

Abstracts of Proceedings of the
Korean Radioactive Waste Society
Autumn 2008

한국방사성폐기물학회 학술논문요약집

- 2008년 가을 -

일시 : 2008. 11. 6(목)~7(금)

장소 : 안면도 롯데오션캐슬

주최 : 한국방사성폐기물학회

후원 : (주)한진, 한전 원자력연료



사단
법인 **한국방사성폐기물학회**

Abstracts of Proceedings of the
Korean Radioactive Waste Society
November 2008

**한국방사성폐기물학회
학술논문요약집**

일시 : 2008. 11. 6(목)~7(금)

장소 : 안면도 롯데오션캐슬

주최 : 한국방사성폐기물학회

후원 : (주) 한진



사단
법인 **한국방사성폐기물학회**

빈 면

목 차

제1분과 : 방사성폐기물 정책 및 제염해체(Oral) 좌장 : 최왕규 · 이병일

09:00	콘크리트 해체폐기물 제한적 재활용에 따른 작업자 피폭선량평가	23
	김계홍 · 최왕규 · 오원진 · 이근우 [한국원자력연구원]	
09:20	극저온 절단장비 감쇠기 내부 액체질소 기화 방지 방안 설정	25
	김성균 · 이동규 · 이근우 [한국원자력연구원]	
09:40	Quantitative Risk Analysis for Decommissioning Safety Assessment of Nuclear Facilities	27
	K. S. Jeong, K. W. Lee and D. G. Lee [KAERI] H. K. Lim [CNU]	
10:00	연속추출을 이용한 방사능 토양 중 Co 및 Cs의 결합형태 조사	29
	이정준 · 김계남 · 문계권 · 이근우 [한국원자력연구원]	
10:40	월성원전 민간환경감시기구 활동소개	31
	조관재 · 이상기 · 김방웅 · 신수철 · 정창교 · 이병일 [경주시월성원전민간환경감시기구]	
11:00	한반도에서 비핵지대 구축 가능성에 관한 연구	33
	송인진 · 최영성 [한국원자력안전기술원] 김성호 [한국원자력연구원]	
11:20	사용후핵연료 관리를 위한 공론화 연구 현황과 전망	35
	황용수 · 김연옥 · 강철형 [한국원자력연구원], 김은호 [한국수력원자력(주)] 조성경 [명지대학교], 황주호 [경희대학교]	
11:40	원자력발전소 해체 제도 및 법령 개선방향 연구	37
	김영식 · 한상길 [한국수력원자력(주)]	

제1분과 : 방사성폐기물 정책 및 제염해체 (Poster)

P01A01	연구로 1,2호기 제염해체 사업 현황 (2008년 8월)	41
	이기원 · 홍상범 · 정경환 · 박승국 · 박진호 · 정운수 [한국원자력연구원]	
P01A02	DECOMMIS를 이용한 연구로 2호기 해체 활동 평가	43
	박승국 · 박진호 · 이기원 [한국원자력연구원]	

P01A03	해체부지의 최종 현황조사를 위한 계획수립	45
	홍상범 · 주민수 · 정경환 · 이기원 · 정운수 [한국원자력연구원]	
P01A04	UF6 실린더 내부표면 제염공정 분석	47
	전관식 · 유성현 · 조영준 [(주)유이엔지]	
	설중근 · 한육진 · 강필상 [한전원자력연료(주)]	
P01A05	복합제염방법을 이용한 방사성 콘크리트혼합토양 제염 기술 개발	49
	김계남 · 양병일 · 이정준 · 문제권 · 이근우 · 정운수 [한국원자력연구원]	
P01A06	해체 작업에서 방사선 피폭 계산을 위한 QADS 코드의 격자수 결정 방안 연구 ...	51
	황정훈 · 서범경 · 이동규 · 이근우 [한국원자력연구원]	
P01A07	원자력발전소 해체폐기물 재활용 위험도평가 방법론 설정	53
	이재민 · 양희창 · 전종선 · 이수홍[(주)에네시스]	
	최경우 [한국원자력안전기술원]	
P01A08	초임계 이산화탄소를 이용한 토양의 크기에 따른 토양 내 중금속 제거 효율 비교 ...	55
	이정근 · 유재룡 · 성진현 · 박광현 [경희대학교]	
	박익범 · 나경호 [경기도 보건환경연구원]	
P01A09	방사선 금속 폐기물 제염방법 고찰	57
	김대환 · 김병태 · 홍지식 · 임유경 [선광원자력안전(주)]	
P01A10	해체 콘크리트 미분말 재생특성 평가	59
	박정우 · 민병연 · 최왕규 · 이근우 [한국원자력연구원]	
P01A11	국내외 레이저 제염 기술의 현황	61
	임유경 · 김병태 · 김대환 · 홍지식 [선광원자력안전(주)]	
P01A12	방사성금속폐기물의 비전도막 제거를 위한 전해 제염 전처리 방안도출	63
	안정석 · 김영주 · 임광진 · 박홍준 [(주)하나원자력]	
P01A13	우리농변환시설 리군 슬러지 처리	65
	최윤동 · 이규일 · 황두성 · 정운수 [한국원자력연구원]	
P01A14	해외 hot cell 제염보수 사례 분석	67
	원휘준 · 문제권 · 정종현 · 박근일 · 이근우 · 송기찬 [한국원자력연구원]	
P01A15	전원계획을 위한 원자력발전소 철거비 총담금 검토	69
	문기환 · 김승수 [한국원자력연구원]	

P01A16	사용후핵연료 관리 비용평가 체계 구축	71
	최희주 · 이종열 · 최종원 [한국원자력연구원] 차정훈 · 황주호 [경희대학교]	
P01A17	사용후핵연료 장기저장전략 고찰	73
	이경구 · 김형준 · 조천형 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P01A18	미국의 GNEP 정책을 통해 본 한국의 후행연료 주기 추진전략 수립방향 고찰 ...	75
	김형준 · 조천형 · 이경구 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P01A19	사용후핵연료 비순환주기 시나리오 개발 및 분석	77
	송중순 [조선대학교], 이윤희 · 이진재 [한국과학기술원] 이기영 · 이경구 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P01A20	사용후핵연료 관리와 시민참여	78
	김연옥 · 황용수 [한국원자력연구원], 조성경 [명지대학교]	
P01A21	핵연료주기 시스템 분석을 위한 데이터베이스 구축	80
	송대용 · 이호희 · 조동건 · 고원일 [한국원자력연구원]	
P01A22	사용후핵연료 부담금 부담 방안 비교 분석	82
	황영임 · 박덕재 · 정양기 [삼정회계법인] 박성재 · 이상진 [한국수력원자력(주)]	
P01A23	대중 수용성과 사용후핵연료 방사성폐기물의 심지층 처분장	84
	김성호 [한국원자력연구원] 서남덕 · 박원재 [한국원자력안전기술원]	
P01A24	방사성폐기물 관리비용 산정방안 분석	86
	황영임 · 박덕재 · 정양기 [삼정회계법인] 반성호 · 이상진 · 곽상수 · 박성재 [한국수력원자력(주)]	
P01A25	사용후핵연료 심지층 처분시스템 비용요소 구성 및 평가 체계	88
	이종열 · 최희주 · 김성기 · 최종원 [한국원자력연구원] 차정훈 · 황주호 [경희대학교]	
P01A26	사용후핵연료 최종 처분장 비용평가 프로그램 개발	90
	차정훈 [경희대학교] 최희주 · 이종열 · 김성기 · 최종원 [한국원자력연구원]	

P01A27	A Practical Overview of Radioactive Wastes and the Global Nuclear Energy Partnership (GNEP)	92
	Sun-Tæ Hwang, Dong-Kwan Shin [TEKCVIL]	
P01A28	청정 산업공정과 재료 개발을 위한 방사선 이용 기술 관련 IAEA 프로그램 및 참여 확대 방안	94
	김경표 · 박근일 [한국원자력연구원]	
P01A29	Ce(IV) 및 DD-100에 의한 방사성 오염시편의 제염	96
	안섬진 · 홍대석 · 지영용 · 김태국 · 류우석 [한국원자력연구원]	

제2-1분과 : 방사성폐기물 처리 (Oral)

좌장 : 정승영 · 김정국

09:00	원전공기조화설비 현장누설시험기준(In-Place Testing Criteria) 및 규제사례 ...	101
	정승영 · 김홍태 · 전재근 · 송민철 · 문종이 [한국원자력안전기술원]	
09:20	중 · 저준위방사성폐기물 유리화원형설비의 시운전 수행결과 및 경험	103
	최중서 · 이충상 · 지민기 · 송인성 · 강병광 [현대로템(주)]	
09:40	세라믹계 염폐기물 고화체의 중심부 온도 예측	105
	김정국 · 김광락 · 김환영 · 안도희 · 김인태 · 이한수 [한국원자력연구원]	
10:00	원자력발전소 유기성폐액, 슬러지 고화재 입증 시험	107
	김동균 · 이세엽 · 김균열 · 전호동 [(주)한국원자력엔지니어링]	
10:40	레이저 유도 파열 분광을 이용한 유리시료 내 미량원소 분석	109
	정의창 · 김종구 · 연제원 · 송규석 [한국원자력연구원] 이동형 · 윤종일 [한국과학기술원]	
11:00	초크세사를 이용한 방사성폐기물 저감화 방안	111
	김남천 · 정용지 · 정준영 · 황대섭 [케이엔디티앤아이(주)]	
11:20	중수로 FM(Fuel Machine) 필터 저장용기 개발	113
	김남천 · 박태교 · 김명호 [케이엔디티앤아이(주)]	
11:40	Real-time Embedded Networked Sensing Design for Source Identification ...	115
	Juyoul Kim [FNC Tech], Thomas C. Harmon [Univ. of California]	

제2-1분과 : 방사성폐기물 처리 (Poster)

P02A01	분말 소결에 의한 희토류 산화물의 고화체 제조	119
	안병길 · 박환서 · 김환영 · 김인태 [한국원자력연구원]	
P02A02	사용후연료의 건식처리 발생 hull 폐기물의 처리	121
	김준형 · 김인태 · 김정국 · 김태국 [한국원자력연구원]	
P02A03	경수로 사용후핵연료 파이로 건식처리공정 발생 공용염 폐기물 중의 희토류핵종 제거 및 고화처리	122
	김인태 · 조용준 · 양희철 · 안병길 · 박환서 · 은희철 · 이한수 [한국원자력연구원]	
P02A04	붕산에 의한 염폐기물의 탈염소화공정을 활용한 고화방법	124
	김환영 · 박환서 · 김인태 [한국원자력연구원]	
P02A05	전해정련공정발생 KCl-LiCl 공용염 내 존재하는 희토류염화물들의 산화/침전 분리	126
	박길호 · 조용준 · 이한수 · 김인태 [한국원자력연구원]	
P02A06	Zone freezing 방법을 이용한 금속핵연료 Pyroprocessing 발생 LiCl-KCl 공용염 폐기물 처리	128
	조용준 · 양희철 · 은희철 · 이한수 · 김인태 [한국원자력연구원]	
P02A07	공용염 폐기물에서 순수 공용염 회수를 위한 공용염 종류 및 응축	130
	은희철 · 양희철 · 조용준 · 이한수 · 김인태 [한국원자력연구원]	
P02A08	$x\text{SiO}_2\text{-}y\text{Al}_2\text{O}_3\text{-}z\text{P}_2\text{O}_5$ 무기복합체를 이용한 LiCl-KCl 공용염의 반응특성 ...	132
	박환서 · 강소립 · 손미숙 · 조용준 · 김인태 [한국원자력연구원]	
P02A09	고밀도폴리에틸렌 용기의 방사성오염 확인을 위한 전처리 방법	134
	전태훈 · 정성엽 · 최진규 · 정현철 [㈜성우이엔티]	
P02A10	울진 원전 방사성폐기물 유리화설비 시운전	136
	김형근 · 서용덕 · 신상운 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P02A11	울진 유리화설비 고온필터에서의 Co 및 Fe 제염특성 분석	138
	지평국 · 하태욱 · 양경화 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P02A12	울진 중 · 저준위 방사성폐기물 유리화설비의 배출가스 특성 분석	140
	양경화 · 박병철 · 지평국 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P02A13	원자력발전소에서 발생하는 방사성폐기물 폐전선 처리방법의 최적화	142
	이상태 · 김효철 · 김창환 · 이익동 [하나검 사기술후]	

P02A14	세슘발생량별 석탄회필터의 포집량	144
	신진명 · 김지현 · 박장진 · 송기찬 [한국원자력연구원]	
P02A15	원전 계획예방정비시 방사성폐기물 저감화 노력 고찰	146
	문철웅 · 전현진 · 이은학 · 장대성 [선광원자력안전(주)]	
P02A16	초임계 R-22와 질산수용액을 이용한 방사성폐유 내 우라늄제거 공정개발 ...	148
	성진현 · 김정수 · 박광현 [경희대학교]	
	이영배 · 설증근 · 류재봉 [한전원자력연료]	
P02A17	하나로 시설에서의 방사성 폐기물 처리 현황 - 2007년도를 중심으로 -	150
	이 문 · 박찬영 · 신호철 · 송병선 · 안국훈 [한국원자력연구원]	
P02A18	Removal of Co ²⁺ , Sr ²⁺ and Cs ⁺ from aqueous solution by phosphate-modified clay	152
	Bin Ma, Sang-June Choi and Won-Sik Shin [KNU]	
P02A19	진공식 방사성폐기물압축기 개발	154
	이형권 · 서항석 · 전용범 · 민덕기 · 권형문 · 황용화 [한국원자력연구원]	
P02A20	수중플라즈마를 이용한 난분해성 세정폐액 처리 기술개발	156
	강덕원 · 김석태 · 손 욱 · 양양희 [한전전력연구원]	
	김진길 [비츠로테크(주)], 강석철 [세안기술(주)]	
P02A21	국내외 방사성 유기폐액관련 처리 및 연구개발현황	158
	홍지식 · 김병태 · 김대환 · 임유경 [선광원자력안전(주)]	
P02A22	수분함유 Sludge의 고열 처리를 통한 분말화	160
	임성규 · 장동철 · 송관석 · 김현도 · 이승재 [한일원자력(주)]	
P02A23	효소법 및 분광광도법을 이용한 제염지 중 구연산 분석	162
	최광순 · 전명애 · 이승식 · 한선호 · 송규석 [한국원자력연구원]	
P02A24	분리매질을 이용한 공용염(LiCl-KCl)내 핵종(Cs, Sr)제거 특성	164
	장소림 · 박환서 · 손미숙 · 김인태 [한국원자력연구원]	
P02A25	용융결정화 공정을 이용한 1, 2족 핵종 분리	166
	변상근 · 조용준 · 이한수 · 김인태 [한국원자력연구원]	
P02A26	삼중수소 분배시설에서 Pd-Ag Membrane의 Cascade 연결을 이용한 헬륨 분리 기술 개발	168
	이상철 · 이건재 [한국과학기술원]	
	송규민 · 손순환 [한국전력공사 전력연구원]	

P02A27 원자력등급 해파필터의 검증시험 169
 김광남 · 강선행 · 김호영 · 정문용 [한국필터시험원]

P02A28 원자력 공기정화계통(HVAC) 현장누설시험용 에어로졸 발생기의 국산화 개발... 171
 김호영 · 강선행 · 김광남 · 정문용 [㈜한국필터시험원]

P02A29 조사후시험시설에서의 공기필터 유니트의 초기압 변화 및 선택기준 173
 황용화 · 이형권 · 서항석 · 전용범 · 류우석 [한국원자력연구원]

P02A30 조사재시험시설 Charcoal 필터뱅크용 캐니스터 성능 개선 175
 백상열 · 홍권표 · 안상복 · 류우석 [한국원자력연구원]

제2-2분과 : 방사성폐기물 처분 (Oral)

좌장 : 백민훈 · 김승수

09:00 구리의 전기화학적 부식특성 179
 이민수 · 최희주 · 이지현 · 최종원 [한국원자력연구원]
 김형준 [포항산업과학연구원]

09:20 방사성 폐기물 처분장에서 가스 발생 평가 모델링 181
 강철형 · 이연명 · 황용수 [한국원자력연구원]

09:40 Variation of Solubility for Uranium and Thorium Oxides with the Redox Potential Values of a KURT Ground Water 183
 S. S. Kim, M. H. Baik, K. C. Kang and J. W. Choi [KAERI]

10:00 화강암에서 핵종 관통확산 메커니즘 해석 185
 박정균 · 백민훈 [한국원자력연구원]

10:40 A Nuclide Release Behavior from an HLW Repository due to a Human Intrusion ... 187
 Youn-Myoung Lee and Yongsoo Hwang [KAERI]

11:00 KURT 주변 지역의 지질모델과 수리지질모델에 대한 통합평가..... 189
 박경우 · 김건영 · 김경수 · 고용권 · 최종원 [한국원자력연구원]

11:20 Application of Kirchhoff Transformation Algorithm to Simulating the Groundwater Flow System at Yucca Mountain 191
 S. H. Ji and Y. K. Koh [KAERI]
 Y. J. Park and E. A. Sudicky [Univ. of Waterloo]

11:40	국내 방폐장의 폐기물인수기준 개발	193
	정의영 · 성석현 · 김생기 · 윤호택 [한국수력원자력(주)]	
	김기홍 [한국원자력연구원]	
12:00	KRS 시스템 지상건물에서의 사고 시나리오 평가	195
	정중태 · 황미정 · 최희주 · 최종원 [한국원자력연구원]	
12:20	방폐물처분장 안전성입증을 위한 safety case 이해 및 접근 방안	197
	배대석 · 고용권 · 최종원 [한국원자력연구원]	

제2-2분과 : 방사성폐기물처분 (Poster)

P02B01	CYPRUS를 활용한 단일정보구축 및 PID 시스템 개발	201
	김종현 · 이성호 · 황용수 [한국원자력연구원]	
	한재준 · 김윤재 [고려대학교]	
P02B02	심도별 원위치 시험을 이용한 KURT의 심부 수리 지질개념모델	203
	조중호 · 박경우 · 안상원 · 김정수 · 지성훈 [한국원자력연구원]	
P02B03	H-Birnessite에 의한 우리늄(VI) 흡착특성	205
	강광철 · 김승수 · 백민훈 [한국원자력연구원]	
	이동호 [삼양사 중앙연구소], 권수한 [충북대학교]	
P02B04	지하처분시설(KURT)내 심부시공구 설치 중 수행된 지하수의 지구화학 특성 ...	207
	신선호 · 유시원 · 김건영 · 고용권 · 최종원 [한국원자력연구원]	
P02B05	회강암의 벵투늄 수착에 대한 실험적 평가	209
	이재광 · 강광철 · 손우정 [한국원자력연구원]	
P02B06	Compact Metal Disposal Package의 선량 평가	211
	국동학 · 조동건 · 이종열 · 이민수 · 최희주 [한국원자력연구원]	
P02B07	방사성폐기물 처분용 고건전성 용기 개발을 위한 소재의 화학적저항성 시험 ...	213
	전중선 · 박상규 · 김태현 · 이재민 [(주)에네시스]	
	김재원 [(주)계림폴리콘]	
P02B08	고준위폐기물처분장 벤토나이트 원충재의 수분 흡인 (suction)특성	215
	이재완 · 조원진 [한국원자력연구원]	

P02B09	지하처분연구시설에서의 양반 히터 시험	217
	권상기 · 김진섭 · 조원진 [한국원자력연구원]	
P02B10	중·저준위폐기물 처분시설의 운영중 사고영향 평가	219
	정종태 · 황미정 · 최인길 · 김민규 · 이윤환 [한국원자력연구원]	
	윤정현 · 박주완 · 김창락 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P02B11	고준위폐기물 처분용기의 자중에 의한 완충재의 영향 해석	221
	김현아 · 이종열 · 최희주 [한국원자력연구원]	
P02B12	심부 단열암반 투수성 평가를 위한 정밀 수리시험장비 구축	223
	김경수 · 고용권 · 최종원 [한국원자력연구원]	
P02B13	KURT내 심부시추공에 적용한 새로운 광물학적 시추코아기재법	225
	김진영 · 박경우 · 고용권 · 김경수 · 최종원 [한국원자력연구원]	
P02B14	이온 세기와 pH가 휴믹산-카올리나이트 흡착 반응에 미치는 영향 연구	227
	이규환 · 이명호 · 박경균 · 정의창 · 송규석 [한국원자력연구원]	
P02B15	방사성폐기물 처분 고건전성용기의 배기 밸브 부속 개발 및 성능 시험	229
	이수홍 · 전종선 · 박상규 · 이재민 [(주)에네시스]	
P02B16	중저준위 방사성폐기물 처분시설 인수검사설비 최적화방안 도출	231
	나한정 · 김길정 · 이병식 · 박정수 [한국전력기술(주)]	
P02B17	바이오-나노우러닝 형성과 고준위폐기물처분에서의 중요성	233
	이승엽 · 백민훈 · 손우정 [한국원자력연구원]	
P02B18	Model PID/Graphviz를 이용한 Web version PID 구축 연구	235
	이성호 · 황용수 [한국원자력연구원], 김종현 [고려대학교]	
P02B19	원전 방사성폐기물 처분인도 절차 개발	237
	황태원 · 강기두 · 조현준 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P02B20	정적/동적 침출 시험법을 이용한 영폐기물 고화체의 수화학적 안정성 평가 ...	239
	손미숙 · 박환서 · 강소림 · 김인태 [한국원자력연구원]	
P02B21	중·저준위 방사성폐기물 처분시설 주변 주민평가 주요 입력변수에 대한 고찰 ...	241
	윤정현 · 김창락 · 조성일 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P02B22	중저준위 방사성폐기물 처분시설에서의 벤토나이트 혼합재 수리특성 고찰 ...	243
	조성일 · 이지훈 · 박주완 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P02B23	우리 나라 방사성폐기물 처분 안전성 확인 연구	245
	황용수 [한국원자력연구원]	

P02B24	IAEA 가상 처분장 부지에서의 지하수 유동 해석	247
	정미선 · 강철형 · 황용수 [한국원자력연구원]	
P02B25	수평모듈 정상 및 비정상조건 열전달시험	249
	방경식 · 이주찬 · 서기석 [한국원자력연구원]	
	이경호 · 이대기 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P02B26	지하처분연구시설(KURT) 내 심부 조사공 물리검층	251
	양영근 · 신형옥 · 이철희 · 김상수 · 박윤성 [㈜아시아지오컨설턴트]	
	김경수 · 고용권 [한국원자력연구원]	
P02B27	휴믹산이 Am-카올리나이트 흡착 반응에 미치는 영향 연구	253
	이명호 · 이규환 · 박경균 · 정의창 · 송규석 [한국원자력연구원]	
P02B28	심부지하수내 분포하는 대수층/단층대의 구간별 지하학적 상관관계 분석	255
	안상원 · 신선호 · 김진영 · 배대석 · 최병영 · 고용권 [한국원자력연구원]	
P02B29	지화학적 관점에서 고찰한 핵종이동에 대한 이해	257
	백민훈 [한국원자력연구원]	
P02B30	임반손상대를 고려한 지하처분 연구시설의 2차원 거동해석	259
	김진섭 · 권상기 · 조원진 [한국원자력연구원]	
P02B31	회강암의 열전도도에 대한 물성인자 영향 분석	261
	조원진 · 이재완 · 권상기 [한국원자력연구원]	
P02B32	산화환경에 따른 다양한 구리의 부식 거동	263
	이민수 · 최희주 · 이지현 · 최종원 [한국원자력연구원]	
	김형준 [포항산업과학연구원]	
P02B33	국내 방폐장의 운영중 주민선량평가 프로그램 개발현황	265
	임종대 · 정의영 · 김생기 · 윤호택 [한국수력원자력(주)]	
	김창락 · 윤정현 [한수원(주)원자력발전기술원]	
	황원태 [한국원자력연구원]	
P02B34	불균질 대수층에서의 지하수 개발가능량에 대한 수치해석적 연구	267
	류일호 [한국원자력연구원], 한병각 [한국지질자원연구원]	
	구민호 [공주대학교], 서병민 [호서대학교]	

제3분과 : 사용후핵연료 및 핵연료주기 (Oral)

좌장 : 유길성 · 백승우

09:00	고온산화처리에 의해 상분리된 희토류 유리능 산화물의 환원 및 산화반응 특성 ...	271
	이재원 · 양문상 · 이정원 · 류호진 · 박근일 [한국원자력연구원]	

09:20	전해정련공정 모니터링 적용을 위한 LiCl-KCl 고온용융염에서 란타늄이온의 4f-5d 전자전이 특성 및 응용	273
	조영환 · 박용준 · 임희정 · 송규석 [한국원자력연구원]	
09:40	전해제련 시험장치 제작 및 우리늄의 액체음극 전착특성 평가	275
	백승우 · 윤달성 · 김시형 · 심준보 · 권상운 · 김광락 · 김정국 · 정홍석 · 안도희 [한국원자력연구원]	
10:00	알카리 용액에서 탄산염 이온과 과산화수소의 존재 및 pH 변화에 따른 우리늄 이온의 침전물 특성 변화	277
	김광욱 · 김연화 · 이세운 · 조기수 · 이일희 · 이재원 · 송기찬 · 송규석 [한국원자력연구원]	
10:40	파이로공정 회수우리늄의 방사성 특성 분석	279
	박창재 · 강희영 · 이주찬 · 방경식 · 최우석 · 서기석 [한국원자력연구원]	
11:00	SFR 금속핵연료의 원격제조 공정 현안 분석	281
	류호진 · 이도연 · 조광훈 · 오석진 · 이종탁 · 박장진 · 박근일 · 이찬복 [한국원자력연구원]	
11:20	파이로시설의 핵물질 계량 및 안전조치 설계 방안 분석	283
	신희성 · 이태훈 · 박광준 · 안성규 · 주준식 · 정정환 · 엄성호 · 김승현 · 홍종숙 김호동 [한국원자력연구원]	
11:40	KAERI와 GEH의 파이로 개발전략	285
	유길성 · 김호동 · 박성원 [한국원자력연구원]	

제3분과 : 사용후핵연료 및 핵연료주기 (Poster)

P03A01	고온진공 회전로형 휘발성 산화실험 장치제작	289
	이재원 · 조광훈 · 이영순 · 이해원 · 박장진 [한국원자력연구원]	
P03A02	전해환원용 구형 분말 제조를 위한 조립기술 분석	291
	이재원 · 이정원 · 이영우 · 박근일 · 송기찬 · 박장진 [한국원자력연구원]	
P03A03	고온산화처리에 의해 상분리된 희토류 함유 산화 우리늄의 오존산화반응 특성 ...	293
	이재원 · 양문상 · 박장진 · 송기찬 · 박근일 [한국원자력연구원]	
P03A04	Si/Al 몰비에 따른 Ar과 Air 분위기하 세슘 포집특성	295
	김지현 · 신진명 · 박장진 · 송기찬 [한국원자력연구원]	

P03A05	사용후핵연료 무게와 로드컷 길이에 따른 고효율 탈피폭/분말화 일체형 장치의 스케일 업 설계 연구	297
	김영환 · 정재후 · 박병석 · 황정식 · 윤지섭 · 김호동 [한국원자력연구원]	
P03A06	Hull의 잔여분말 자동분리 장치 설계	299
	정재후 · 김영환 · 박병석 · 황정식 [한국원자력연구원]	
P03A07	고온 용융염 전해환원공정에서 초합금의 부식 거동	301
	조수행 · 오정국 · 이종현 · 허진목 · 김용호 · 이한수 [한국원자력연구원]	
P03A08	니켈기 초합금의 주형재질에 따른 미세조직 특성	303
	이종현 · 조수행 · 오정국 · 조춘호 · 박성빈 · 김용호 · 이한수 [한국원자력연구원]	
P03A09	Pellet type UCl ₃ 제조 장치 및 방법	305
	우문식 · 강희석 · 이한수 [한국원자력연구원]	
P03A10	LiCl-KCl 공용용염과 히토류 염화물의 휘발 거동	306
	박성빈 · 조동욱 · 오규환 · 이종현 · 이운상 · 황성찬 · 강영호 · 이한수 [한국원자력연구원]	
P03A11	YSZ 코팅층에 따른 흑연재의 유리농과의 건전성 평가	308
	조춘호 · 이운상 · 김응수 · 이한수 [한국원자력연구원]	
P03A12	LiCl-KCl 공용염/카드뮴 계에서 CdCl ₂ 의 자발 형성에 관한 고찰	310
	심준보 · 한광선 · 김시형 · 백승우 · 권상운 · 김정국 · 김광락 · 정홍석 · 이한수 안도희 [한국원자력연구원]	
P03A13	LiCl-KCl/Cd계 전해분리 해석	312
	김광락 · 김정국 · 백승우 · 권상운 · 김시형 · 심준보 · 안도희 · 정홍석 [한국원자력연구원]	
P03A14	디지털 목업을 이용한 PRIDE에서 유지보수 장비의 설계에 대한 요건 분석 ...	314
	김성현 · 박희성 · 이종광 · 이효직 · 최창환 · 박병석 [한국원자력연구원]	
P03A15	아르곤셀 설계방안	316
	홍동희 · 유길성 · 정원명 · 이은표 · 조일재 · 권기찬 · 이원경 · 구정희 [한국원자력연구원]	
P03A16	Radiological Safety Evaluation on Development of PRIDE Facility	318
	I. J. Cho, K. C. Kwon, W. M. Choung, E. P. Lee, D. H. Hong, W. K. Lee and G. S. You [KAERI]	

P03A17	파이로 시설의 원격 시뮬레이션을 위한 시스템 아키텍처	320
	박희성 · 최창환 · 김성현 · 이효직 · 박병석 [한국원자력연구원]	
P03A18	핵물질 안전조치를 위한 Remote LIBS 설계 평가.....	322
	김승현 · 주준식 · 정정환 · 신희성 · 김호동 [한국원자력연구원]	
P03A19	Study on the Proliferation Resistance of the Advanced Spent Fuel Conditioning Process	324
	H-L Chang, W-I Ko and H-D Kim [KAERI]	
P03A20	NaTPB 및 TPPCI에 의한 Cs 및 Tc(Re)의 침전 거동.....	326
	이일희 · 임재관 · 정동용 · 양한범 · 김광욱 [한국원자력연구원]	
P03A21	탄산염 용액계에서 uranyl peroxy-carbonate 착물이온의 분광학적 특성	328
	정동용 · 서희승 · 양한범 · 이일희 · 김광욱 [한국원자력연구원]	
P03A22	탄산염 용액계에서 핵분열생성원소의 혼합산화물 용해	330
	양한범 · 임재관 · 정동용 · 이일희 · 김광욱 [한국원자력연구원]	
P03A23	사용후연료 금속저장용기의 열적 안전성 평가	332
	이경호 · 김형진 · 이대기 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P03A24	사용후연료 건식저장시스템 콘크리트 수평저장모듈의 열적 거동 분석	334
	김형진 · 이대기 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P03A25	고온 용융염 내 악티늄족 화합물의 전기화학적 측정이 가능한 박막형 전극개발 ...	336
	박용준 · 연제원 · 민슬기 · 조영환 · 임희정 · 송규석 [한국원자력연구원]	
	신현철 [부산대학교]	
P03A26	Thermal Conductivity Measuring System for Nuclear Materials.....	338
	Daegy Park, Heemoon Kim, Sangbok Ahn and Wooseok Ryu [KAERI]	
P03A27	가변형 영상획득장치를 이용한 거시조직영상의 이미지 분석기법 개선	340
	서향석 · 이형권 · 권형문 · 전용범 [한국원자력연구원]	
P03A28	사용후핵연료 축방향 연소도 분포를 이용한 사용후핵연료 검사 방법론	342
	문주현 [동국대학교], 박병기 [순천향대학교]	
	김 신 [제주대학교], 이봉수 [건국대학교]	
P03A29	연소도와 무거운 동위원소 상관관계를 이용한 PWR 고연소핵연료 분석.....	344
	김정석 · 전영신 · 박순달 · 한선호 · 하영경 · 송규석 [한국원자력연구원]	
P03A30	사용후핵연료집합체 내부 위치별 감마 및 중성자 측정기술	346
	엄성호 · 신희성 · 안성규 · 황용화 · 오석진 · 김호동 · 이정원 [한국원자력연구원]	
	함영수 [로렌스리버모어국립연구소]	

P03A31	햇셀내 핵물질계량을 위한 플랫폼 타입 밸런스 제작 설치	348
	정정환 · 김호동 · 신희성 [한국원자력연구원]	
P03A32	지상형태 사용후핵연료 장기건식저장시설의 냉각유로 민감도 분석	350
	윤범수 · 차정훈 · 지준석 · 이현우 · 김상녕 [경희대학교]	
	최경우 [한국원자력안전기술원]	
P03A33	PWR 장기건식저장용기의 열적 안전성 분석	352
	지준석 · 차정훈 · 윤범수 · 이현우 · 김상녕 [경희대학교]	
	최경우 [한국원자력안전기술원]	
P03A34	LCC도가니 내부 교반에 의한 U입자 침전에 관한 Modeling	354
	윤달성 · 백승우 · 김시형 · 권상운 · 김광락 · 심준보 · 김정국 · 정홍석 · 안도희 [한국원자력연구원]	

제4분과 : 방사선 안전 및 환경 (Oral)

좌장 : 전제근 · 정성환

09:00	지하수중의 요오드-129 방사능 분석	359
	강문자 · 정근호 · 이완로 · 박두원 · 김희령 · 이창우 · 최근식 [한국원자력연구원]	
09:20	중저준위방사성폐기물 해상운반시스템	361
	김민철 · 정성환 · 김종민 [한수원(주)원자력발전기술원]	
09:40	MCNP Code를 이용한 방사성핵종에 의해 오염된 철제에 대한 오염부위 평가 및 방사능 분석법 개발	363
	변종인 · 윤주용 [과학기술연합대학원대학교]	
	임성아 [한국원자력안전기술원]	
10:00	국내 방사성폐기물 추적관리시스템 개발	365
	정의영 · 백정석 · 박세준 · 김생기 · 윤호택 · 이건행 [한국수력원자력(주)]	
	이경호 [(주)액트]	
10:40	환경방사선(능) 장기 경향성 평가	367
	김주열 [(주)미래와도전], 이갑복 [한국전력공사 전력연구원]	
11:00	국내·외 방사성유출물 배출관리 규제 동향	369
	전제근 · 송민철 · 전인영 · 김완태 [한국원자력안전기술원]	

11:20	이온전리함(Ion Chamber) 교정 및 불확도 추정	371
	조문형 · 서장수 [한수원(주)원자력발전기술원]	
11:40	울진원전용 방폐물 운반용기 드럼적재설비 개발	373
	최종락 · 정성환 [한수원(주)원자력발전기술원], 김성진 [부광산업(주)]	
12:00	핵종분석결과를 이용한 방사성액체폐기물의 배출관련 방사선안전관리	375
	박병목 · 신경옥 · 채경선 · 전상환 [세안기술(주)]	
12:20	원전 방폐물 운반대상 현황 및 특성	377
	성강수 · 정성환 [한수원(주)원자력발전기술원]	
	박재호 [(주)코네스코퍼레이션], 안재열 [현대엔지니어링(주)]	

제4분과 : 방사선 안전 및 환경 (Poster)

P04A01	모듈식 자동 방사성핵종 테크니튬-99 분리기 운영 프로그램 개발	381
	권용대 · 정근호 · 최상도 · 강문자 · 이완로 · 김희령 · 최근식 · 이창우 [한국원자력연구원]	
P04A02	울진 유리화설비 기체유출물 연속 시료채취계통 적합성 평가	383
	박병철 · 양경화 · 신상운 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P04A03	고선속 중성자 선원을 이용한 He-3 검출기의 성능비교 분석	385
	엄성호 · 신희성 · 안성규 · 김호동 [한국원자력연구원]	
P04A04	환경 방사선 영향평가를 위한 비인간종 동물모델 개발과 활용성 연구 : 감마선 조사된 아생 등줄쥐 수컷 생식세포와 혈액세포 반응도 관찰	387
	김희선 · 신석철 · 강유미 [한국수력원자력(주)] 운재호 [국립수의과학검역원]	
P04A05	사용후핵연료 운반용기에 대한 누설 성능검사	389
	손영준 · 권형문 · 전용범 · 민덕기 · 이형권 · 김길수 · 권인찬 [한국원자력연구원]	
P04A06	국내 원전의 방사성유출물 배출 현황 및 경향 분석	391
	우주희 · 정승영 [한국원자력안전기술원]	
P04A07	표면오염감시기 교정인자 산출 및 불확도 평가	393
	이영주 · 이병두 · 서장수 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P04A08	CANDU형 원자로 압력관의 Scrape 시편에 대한 방사능 및 운반조건 평가 ...	395
	주광태 · 유보종 · 김서열 · 박영환 [고려공업검사(주)]	

P04A09	폐기 방사선원의 식별관리 및 피폭저감을 위한 보관폐기함의 연구개발	397
	최진호 [고려검사㈜]	
P04A10	조사 핵연료 및 캡슐의 반입에 따른 조사재시험 시설 수조의 방사능오염 현황고찰	399
	송용섭 · 김도식 · 주용선 · 안상복 · 류우석 [한국원자력연구원]	
P04A11	방사성폐기물의 규제해제 심사시 C-14 제한 농도 적용 방안	401
	송민철 · 전제근 · 정승영 · 김완태 [한국원자력안전기술원]	
P04A12	모의 중 저준위 폐기물 시료 중 TMS/IDMS 의한 극미량 Pu 동위원소 비 측정 및 정량	403
	전영신 · 김정석 · 송병철 · 하영경 · 한선호 · 송규석 [한국원자력연구원]	
P04A13	RFID와 방사선 측정기를 이용한 컨버전스화된 방재시스템 개발	405
	이경호 · 최성수 · 홍용호 · 김종화 · 문창배 [㈜엑트]	
P04A14	원전 주변 주민 방사선량 평가 대상 개인 및 지점에 대한 개선방안 고찰	407
	이갑복 [한국전력공사 전력연구원]	
P04A15	삼중수소 입출고 관리용 twin cell 방식 삼중수소 열량계	409
	송규민 · 이계우 · 고병욱 · 손순환 · 정양근 [한국전력공사 전력연구원]	
P04A16	우리나라 주요 농작물에 대한 핵종 이동계수 연구	411
	최용호 · 임광묵 · 전 인 · 금동권 · 이창우 [한국원자력연구원]	
P04A17	Establishment of Risk-based Accident Scenarios and Exposure Dose Modeling Related to LILW Management in the Temporary Storage Facility	413
	Min Ho Ahn and Kun Jai Lee [KAIST], Kyung Woo Choi [KINS]	
P04A18	에폭시 수지와 광섬유를 이용한 방사선 센서 제조 및 원거리 신호 전송 특성 평가 ...	415
	박찬희 · 서범경 · 이동규 · 이근우 [한국원자력연구원]	
P04A19	해상운반 사고사례 분석	417
	김민철 · 김종민 [한수원(주)원자력발전기술원]	
	이동곤 [한국해양연구원]	
P04A20	모듈식 자동 방사성핵종 Tc-99 분리기 설계 및 제작	419
	정근호 · 최상도 · 권용대 · 강문자 · 이완로 · 김희령 · 최근식 · 이창우 [한국원자력연구원]	
P04A21	한국표준형 원전의 Barrel, 압력용기 방사화 선원항 평가	421
	신상화 · 김정훈 · 황주호 [경희대학교]	
P04A22	RI폐기물 시료 내 ¹⁴⁷ Pm 방사능 측정	423
	송병철 · 김영복 · 박예은 · 이창현 · 손세철 [한국원자력연구원]	

P04A23	조밀건식저장시설 갠트리 크레인의 단일고장방지 적용기술	425
	백창열 · 장현기 · 이대기 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P04A24	삼중수소 운반 및 저장용기의 낙하해석을 통한 구조건전성 평가	427
	최우석 · 김기영 · 서기석 · 이민수 · 백승우 [한국원자력연구원]	
	손순환 · 송규민 [한국전력공사 전력연구원]	
P04A25	Reliability of Remediation Design Using Stochastic Optimization Method ...	429
	N, Y, Ko and Y, K, Koh [KAERI], K, K, Lee [SNU]	
P04A26	B(U)형 방사성폐기물 운반용기의 열전달해석 평가	431
	이주찬 · 방경식 · 최우석 · 강희영 · 서기석 [한국원자력연구원]	
P04A27	고방사성환경용 원격클리닝시스템	433
	김기호 · 박장진 · 송기찬 · 박병석 [한국원자력연구원]	
P04A28	신규개발 감마 중성자 통합 측정장치 설치 및 성능시험	435
	주준식 · 박광준 · 신희성 · 강희영 · 김호동 [한국원자력연구원]	
P04A29	사용후핵연료 소외수송 방인분석 수행절차 및 영향인자	437
	이호희 · 송대용 · 권은하 · 고원일 [한국원자력연구원]	
	최병일 · 김동선 [한국수력원자력(주)]	
P04A30	소외수송을 위한 중수로 사용후핵연료 적재방안	439
	이호희 · 송대용 · 권은하 · 고원일 [한국원자력연구원]	
	최병일 · 김동선 [한국수력원자력(주)]	
P04A31	사용후핵연료 운반용기의 연소도고려 임계해석 모델에 대한 설계여유도 분석 ...	441
	박덕진 · 한영태 · 이성희 [한국전력기술(주)]	
P04A32	연소도효과를 적용한 사용후연료 용기의 핵임계 해석 국외 기술개발 현황분석 ...	443
	김태만 · 조천형 · 이대기 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P04A33	사용 후 연료 저장랙 내 방사성 핵종 정량을 위한 전처리 방법	445
	이승식 · 표형열 · 안홍주 · 손세철 [한국원자력연구원] 윤여민 [(주)액트]	
P04A34	하나로 OR 시험공에서 조사한 계장용 재료캡슐(07M-21K)의 이송, 절단 및 해체의 핫셀시험 비교/분석	447
	주용선 · 송웅섭 · 유병옥 · 김도식 · 김기하 · 백승제 · 안상복 [한국원자력연구원]	
P04A35	연소도 고려 임계해석을 적용한 사용후핵연료 운반용기 수용성 결정요소 분석	449
	박덕진 · 한영태 · 이성희 [한국전력기술(주)]	

빈 면

제1분과

방사성폐기물 정책 및 제염해체 (Oral)

빈 면

콘크리트 해체폐기물 제한적 재활용에 따른 작업자 피폭선량평가

김계홍, 최왕규, 오원진, 이근우

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

ghkim@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설 해체 시 발생하는 콘크리트폐기물 재활용에 의한 해체폐기물 감용은 해체사업의 경제성 향상에 크게 기여할 것이다. 또한 오염도가 낮은 방사성폐기물을 원자력이용시설에 국한하여 재활용 또는 재이용하는 방안은 방사성물질의 규제해제에 대한 일반인의 우려를 최소화하면서 자원의 재활용을 달성할 수 있다는 측면에서 적극적으로 검토할 필요가 있다. 그러나, 원자력시설 해체 시 발생하는 콘크리트를 재활용하기 위해서는 합리적으로 설정된 피폭경로에서 잔류방사성물질에 의해 유발될 것으로 예상되는 방사선학적 영향에 대한 평가가 필요하다. 국내의 경우 “방사성폐기물 자체처분에 관한 규정”을 제시하고 있으며 방사능의 제한농도를 개인 및 집단에 대한 피폭방사선량이 제한치 미만이 되는 것이 입증되는 농도로 규정하고 있다. 국내의 경우 방사성폐기물 발생지에서 운반되어 온 폐기물 중 콘크리트 용기를 제외한 폐기물 드럼은 처분하기 전에 별도의 콘크리트로 제작된 처분용기에 다시 포장하여 처분 할 예정이기 때문에 방사능으로 오염된 콘크리트 폐기물을 원자력산업계 내에서 재활용하는 제한적 재활용 방안으로 원자력이용시설에서 발생한 콘크리트폐기물을 방사성폐기물 처분용기로 재활용하는 방안을 고려할 수 있다.

2. 평가 방법 및 결과

콘크리트 해체폐기물의 규제해제를 위한 예상피폭방사선량을 평가하기 위한 피폭시나리오를 선정하여 시나리오에 따른 작업자의 피폭선량을 평가하였다. 본 평가에서 고려된 시나리오는 콘크리트 처리, 수송, 재활용된 콘크리트 처분용기 인수에 관련된 작업을 포함하였다. 본 연구에서는 대표적인 몇 가지 시나리오를 설정하여 평가하였기 때문에 방사성핵종의 생물학적 농축현상, 수문학적 이동현상 등 복잡한 모델을 고려할 수 없다는 한계가 존재하기 때문에 보수성을 확보할 수 있도록 입력 파라미터를 설정하였다.

콘크리트 해체폐기물 재활용에 의한 내부피폭을 평가하기 위해 NUREG-1640에서 제시된 평가방법을 이용하였다. 콘크리트 폐기물을 분쇄 등의 처리 또는 처분용기를 제작하는 과정에서 작업자의 호흡에 의한 다양한 피폭상황을 모사하기 위하여 다음과 같은 다음과 같은 수식을 사용하였다. 호흡에 의한 내부피폭 선량 평가과정에서 방사성분포 현상은 고려하지 않았으며 골재 및 미분말 등으로 분리된 콘크리트 폐기물은 다른 비방사성 폐기물과 혼합하여 취급할 것으로 예상되지만 모든 분진이 해당 콘크리트 폐기물에서 발생한 것으로 가정하였다. 작업장의 공기중 분진농도는 노동부고시 2008-26호 “화학물질 및 물리적인자의 노출기준”에 제시된 제3종 분진에 대한 “총분진의 노출기준”인 10 mg/m^3 을 적용하였다. 그리고 호흡률은 성인작업자를 기준으로 $1.2 \text{ m}^3/\text{h}$ 로 적용하였으며 연간피폭시간은 일반 작업자의 연간 근로시간인 2,000 h/y를 적용하였다. 선량환산인자(DCF : Dose Conversion Factor)는 IAEA Safety Series No. 115에 제시된 17세 이상 연령군에 대한 DCF 중에서 가장 보수적인 대사형태에 해당하는 값을 적용하였다.

$$D_{ih} = C_{ij} F_{ih} R_h t_{iy} \chi_d e^{-\lambda_i t_s}$$

D_{ih} = dose from inhalation of radionuclide i during assessment period (μSv)

C_{ij} = average activity concentration of nuclide i in medium j (Bq/g)

F_{ih} = dose conversion factor for inhalation of radionuclide i ($\mu\text{Sv/Bq}$)

R_h = inhalation rate (m^3/h)

t_{iy} = duration of internal exposure during assessment period (h)

χ_d = airborne concentration of dust (mass loading) (g/m^3)

λ_i = radioactive decay rate of nuclide i (d^{-1})

t_s = interval from time concrete is cleared until scenario begins

그리고, 콘크리트 폐기물이 작업자의 손이나 피부로 전이되어 섭취함으로써 피폭이 유발되는 상황의 방사성피폭을 평가하기 위하여 다음과 같은 평가 모델을 사용하였다. 방사성폐기물에 함유된

방사성물질은 섭취에 의하여 피폭이 유발되는 상황을 예상할 수 있다. 본 연구에서 적용한 작업자의 섭취율은 IAEA Safety Series No. 111-P-1.1에서 적용한 0.01g/h로 가정하였으며, 작업자의 연간피폭기간은 작업자의 연간 근로시간 2,000h/y를 적용하였다.

$$D_{ig} = C_i F_{ig} I_s t_{iy} e^{-\lambda_i t}$$

D_{ig} = dose from ingestion of radionuclide i during the assessment period (μ Sv)

F_{ig} = dose conversion factor for ingestion of radionuclide i (μ Sv/Bq)

I_s = secondary ingestion rate (g/h)

콘크리트 해체폐기물을 파쇄 및 방사성폐기물 처분용기 제작 등의 콘크리트 처리 또는 운송 과정과 재활용된 처분용기에 방사성폐기물 드럼을 옮기거나 처분용기를 포장하는 등의 인수 과정에서 받을 수 있는 외부 피폭선량을 평가하기 위하여 몬테칼로 입자 수송 코드인 MCNP 4C를 이용하여 외부피폭선량을 평가하였다. 콘크리트 해체폐기물을 파쇄 또는 콘크리트 해체폐기물 운송 과정과 방사성폐기물 처분용기를 제작하는 과정에서 받을 수 있는 외부 피폭선량을 평가하였다. 이 과정에 대한 방사선학적 영향을 평가하기 위하여 NUREG-1640에서 적용한 평가 방법론을 적용하였다. 그리고 재활용된 처분용기에 방사성폐기물 드럼을 옮기는 과정에서 받을 수 있는 외부 피폭선량을 평가하였다. 이 경우 제작된 처분용기에 의한 선량과 처분용기와 방사성폐기물 포장용기 사이의 빈곳을 채울 채움재에 의한 선량을 구분하여 평가하였다. 국내의 경우 발생지에서 운반되어 온 방사성폐기물 중 콘크리트 용기를 제외한 폐기물 드럼은 처분하기 전에 별도의 콘크리트 로 제작된 처분용기에 다시 포장하여 처분 할 예정이다. 즉, 200L 드럼은 16 Pack으로, 320L 드럼은 9 Pack으로 모듈화하여 처분 할 예정이다. 콘크리트 처분용기의 재원은 핀란드의 VLJ 처분시설 처분용기를 적용하였으며 200L 와 320L 드럼용 콘크리트 처분용기에 대하여 평가하였다. 드럼-드럼, 드럼/벽체 간격은 1.25 cm, 처분용기 벽체 두께는 10cm, 처분용기 바닥판 두께는 15 cm, 덮개는 10 cm로 모델링하였다. 200L 드럼 처분용기는 단변이 2.731 m이며 높이가 1.137 m이고 320L 드럼 처분용기는 단변이 2.389 m이며 높이는 1.21 m로 모델링하여 평가하였다. 재활용 콘크리트의 밀도는 처분용기 재활용인 경우 2.4 g/cm³로 가정하였으며 채움재의 밀도는 공극률을 고려하여 2.0 g/cm³으로 가정하여 외부피폭선량을 평가하였다. 처분용기 내부에 포장되는 방사성폐기물 포장용기는 200L 드럼의 경우 DOT-17H 규격을 적용했으며 320L 드럼은 직경이 71.3 cm이며 높이가 96 cm인 강재드럼을 적용하였다. 선량 평가 위치는 처분용기 옆면에서 1m 떨어진 위치에서 작업하는 것으로 가정하였으며 평가기간은 2000 h/y를 적용하였다.

평가 방사성 핵종은 과거 검출사례, 반감기, 검출빈도 및 방사선학적 중요성, 알파선 방출핵종을 고려해 KINS/RR-114에서 제시한 규제해제 기준 고려대상 핵종에 대하여 평가하였으며 콘크리트 해체폐기물 1000ton을 대상으로 작업자의 피폭선량을 평가하였다. 단위 방사능 농도의 핵종이 유발하는 연간 개인선량을 평가하고 평가된 연간 개인선량으로 규제해제 기준선량(10 μ Sv/y)을 나누어 핵종별 규제해제기준농도를 Table 1과 같이 도출하였다.

Table 1 Derived Clearance Levels for recycling of concrete waste.

핵종	콘크리트 처리 작업자	운송(운전자)	처분용기 포장등의 폐기물 인수 작업자			
			200L 드럼 처분용기		320L 드럼 처분용기	
			처분용기	채움재	처분용기	채움재
H-3	1.41E+03	-	1.41E+03	1.41E+03	1.41E+03	1.41E+03
C-14	6.63E+01	3.21E+06	6.64E+01	6.64E+01	6.64E+01	6.64E+01
Mn-54	8.19E-02	5.10E+00	1.29E-01	1.02E+00	1.30E-01	8.30E-01
Fe-55	9.16E+02	3.85E+10	9.16E+02	9.16E+02	9.16E+02	9.16E+02
Co-58	7.14E-02	4.39E+00	1.12E-01	9.38E-01	1.13E-01	7.54E-01
Fe-59	5.58E-02	3.60E+00	9.25E-02	6.12E-01	9.25E-02	5.04E-01
Co-60	2.63E-02	1.70E+00	4.41E-02	2.79E-01	4.39E-02	2.31E-01
Ni-63	2.92E+02	5.65E+08	2.92E+02	2.92E+02	2.92E+02	2.92E+02
Zn-65	1.15E-01	7.35E+00	1.92E-01	1.30E+00	1.93E-01	1.07E+00
Sr-89	2.14E+01	2.63E+03	2.67E+01	3.84E+01	3.93E+01	3.78E+01
Sr-90	1.99E+00	9.71E+02	2.10E+00	2.25E+00	2.26E+00	2.24E+00
Sb-125	1.71E-01	1.03E+01	2.93E-01	2.00E+00	2.81E+00	1.63E+00
Cs-134	4.49E-02	2.75E+00	8.34E-02	7.01E-01	8.41E-02	5.66E-01
Cs-137	1.23E-01	7.63E+00	1.89E-01	1.42E+00	1.89E-01	6.62E-01
Ce-144	1.21E+00	9.17E+01	1.93E+00	5.25E+00	5.75E+00	4.93E+00

극저온 절단장비 감쇠기 내부 액체질소 기화 방지 방안 설정

김성균, 이동규, 이근우

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

sungkyun@kaeri.re.kr

원자력연구원에서는 고방사능시설 해체절단 기술 개발의 일환으로 극저온 절단기술을 개발하고 있다. 극저온 절단기술은 액체질소와 같은 극저온 물질과 연마제를 혼합하여 초고압(300 MPa)으로 분사하여 대상물을 절단하는 기술을 말한다. 이 기술의 특징은 다른 해체절단 기술에 비해 2차 폐기물량이 거의 발생하지 않고 대상의 재질에 상관없이 절단이 가능하며 열이 발생되지 않아 화재에 민감한 재료의 절단에 적용이 가능하다. 그러나 액체질소를 이용한 극저온 절단 기술의 문제점은 액체질소를 초고압으로 분사하는 과정에서 배관내의 마찰열과 대기와의 열교환으로 인해 분사 시스템 내부에서 급속히 기화된다는 점이다. 이러한 문제점을 해결하기 위해 액체질소가 노즐로 분사될 때까지 액체상태로 유지하기 위한 공정장치가 필요하게 되었다. 극저온절단장비에서 냉각이 필요한 부분은 크게 액체질소 이송배관과 감쇠기 이다. 액체질소 이송 배관은 가압된 액체질소를 노즐까지 이송하는데 필요한 배관을 말하며, 감쇠기는 가압공정장치에서 발생된 액체질소의 불규칙한 맥동파를 제거하여 균일한 압력으로 분사하게 해 주는 역할을 하는 장치이다.

본 연구에서는 Fluent 프로그램을 이용하여 감쇠기 내부 액체질소 기화 방지를 위한 단열방안과 기술사양을 도출하였다.

- 감쇠기 냉각 방식

액체질소는 상온상태에서 액체상태를 유지하기 위해서는 Fig. 1에서 보는 바와 같이 대기압 상태에서는 $-210 \sim -190 \text{ }^{\circ}\text{C}$ 사이의 온도를 유지해야 하며 극저온 절단 시스템과 같이 약 300 MPa의 고압 상태에서는 $-160 \sim -120 \text{ }^{\circ}\text{C}$ 사이의 온도를 유지해야 한다. 만약 감쇠기에 냉각 장치가 없다면 외부와의 온도차가 $-200 \text{ }^{\circ}\text{C}$ 의 큰 온도차가 생기므로 감쇠기 내부의 액체질소의 온도는 급속하게 상승하여 노즐로 나가기 이전에 대부분 기화되어 절단을 수행할 수 없게 된다. 이러한 기화방지를 위해 본 연구에서는 Fig. 2와 같은 감쇠기 냉각공정장치를 개념설계하였다. 먼저 감쇠기 외부를 이중배관으로 감싸고 감쇠기 내부의 온도상승을 방지하기 위해 냉매인 액체질소를 공급하고 냉매가 지나가는 배관 외부에는 진공상태로 유지하여 외부와의 전도 및 복사 열전달을 차단하였다.

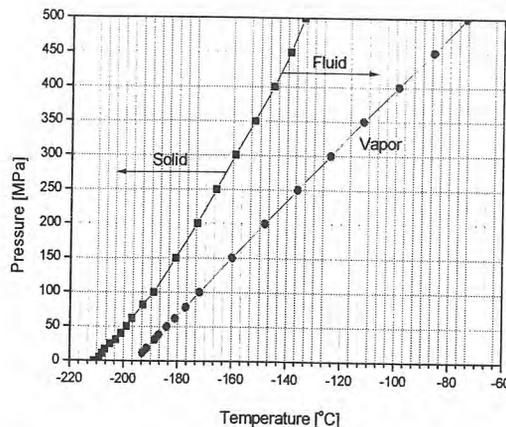


Fig. 1 temperature vs. pressure diagram for liquid nitrogen

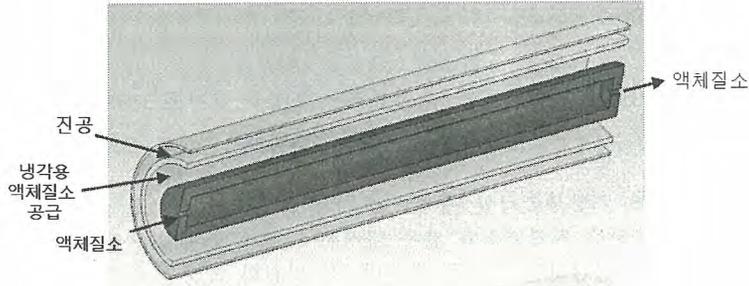


Fig. 2 cooling system of attenuator

- 해석결과

감쇠기 냉각공정 장치의 전산해석은 유동 해석 프로그램인 Fluent를 이용하여 해석을 수행하였다. 그림 3은 감쇠기의 정상상태(Steady state) 해석을 나타내고 있으며 그림에서 보는 바와 같이 감쇠기 내부에 흐르는 액체질소는 온도가 입구에서 출구까지 온도 상승 없이 유지됨을 확인하였다. 또한 감쇠기 외부를 직접 냉각하기 위해 사용한 냉매도 냉매가 지나가는 배관 외부를 진공 단열함으로써 외부와의 열을 차단함으로써 출구까지 온도변화 없이 액체상태로 유지됨을 확인하였다.

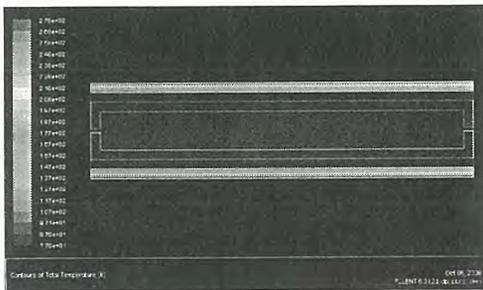


Fig 3. temperature diagram at the steady state of attenuator cooling system

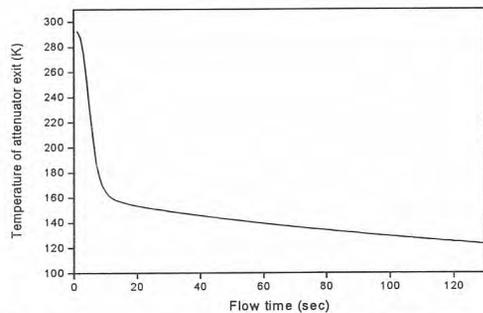


Fig 4. temperature variation of attenuator exit with respect to flow time

그림 4는 과도 열전달 해석(Transient analysis)을 통해 시간에 따른 감쇠기 출구부의 온도 변화를 나타내고 있다. 시간이 지남에 따라 상온 상태에서 온도가 감소하여 액체질소의 액상조건인 $-160 \sim -120 \text{ }^\circ\text{C}$ 사이인 120 K에 도달함을 확인하였고 이 시간까지 도달하는데 약 120 sec의 시간이 소요됨을 확인하였다.

- 결론 및 향후 계획

본 연구에서는 극저온 절단공정의 문제점인 감쇠기 내부에서의 액체질소 기화방지를 위해 감쇠기 냉각공정 장치를 개념·설계하였고, 설계의 적합성을 파악하기 위해 유체 열전달 해석을 통해 감쇠기 출구에서 액체질소가 액체상으로 존재함을 확인함으로써 설계의 타당성을 확인하였다. 향후계획으로 열전달 해석결과를 기반으로 감쇠기 냉각공정 장치를 제작하여 성능시험을 수행할 예정이며 냉각공정 장치가 완료되면 극저온 절단 공정장치에 장착하여 각종 절단변수의 변화에 따른 절단 성능 실험을 수행할 예정이다.

Quantitative Risk Analysis for Decommissioning Safety Assessment of Nuclear Facilities

K. S. Jeong, K. W. Lee, D. G. Lee and H. K. Lim*

Korea Atomic Energy Research Institute, 1045, Daedeok-daero, Yuseong-gu, Daejeon, 305-353, Korea

**Chungbuk National University, 410, Sungbong-ro, Heungduk-gu, Cheongju, Chungbuk, 361-763, Korea*

ksjeong1@kaeri.re.kr

1. Introduction

The radiological and non-radiological hazards arise during decommissioning activities. The non-radiological or industrial hazards to which workers are subjected during the decommissioning and dismantling process may be greater than those experienced during the operational lifetime of the facility. The hazards associated with decommissioning are important not only because they may be a direct cause of harm to workers but also because their occurrence may, indirectly, result in increased radiological hazard. Workers need to be protected by eliminating or reducing the radiological and non-radiological hazards that may arise during routine decommissioning activities and as well as during accidents[1][2]. Hazard identification should begin by identifying all potential radiological and non-radiological hazards which harm could be realized. A radiological hazard is a worker exposure. And non-radiological hazards include industrial safety practices such as fire, explosions, falling, collision, etc closer to construction safety than operational safety[3].

2. Quantitative risk assessment of decommissioning activities

An approach to quantitative risk assessment consists of two ways. Risk assessment approach to a radiological hazard is results of exposure assessment within work scenario and pathway. And risk assessment approach to a non-radiological hazard is quantitative risk ranking by using a risk matrix. The risk matrix is determined by the consequences and likelihood.

2.1 Risk assessment of a radiological hazard

A radiological risk matrix uses the detailed level of worker exposure. The detailed level of worker exposure are classified by making reference to the radiation safety management manual of nuclear power plant operations, the decommissioning project of KRR-2 and UCF in Korea and ICRP. Overall radiological risks can be lower during decommissioning than during operation. The nature of decommissioning activities can mean that there is an enhanced risk of exposure for some workers. Remote handling and robotics technologies can greatly mitigate these risks, but when these are unavailable, worker exposure must be carefully managed. The established dose limits must be fulfilled and applicable dose constraints should restrict the projected individual doses.

Consequence Level of Exposure (Unit:mSv)	
R7	< 0.1
R6	0.1 ~ 0.5
R5	0.5 ~ 2
R4	2 ~ 20
R3	20 ~ 50
R2	50 ~ 250
R1	>250

Figure 1. Levels of worker exposure

2.2 Risk assessment of a non-radiological hazard

A non-radiological risk matrix consists of consequences' level and likelihood's level of a non-radiological hazard.

Level	Injury Period	Level	Description
1	No Injury	1	< 10%
2	1 week ~ 1 month	2	< 25%
3	1 month ~ 3 month	3	25% ~ 50%
4	3 month ~ 1 year	4	50% ~ 75%
5	> 1 year or one death	5	> 75%

Figure 2. Levels of consequence and likelihood

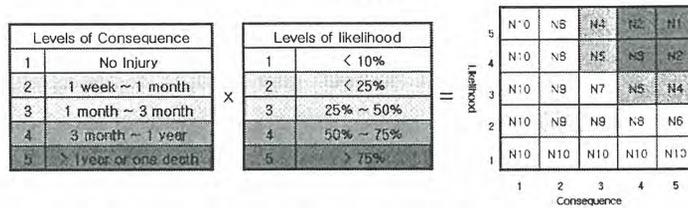


Figure 3. Risk calculation of a non-radiological hazard

Risk calculation can be performed by consequences and likelihood. Risk of the non-radiological hazard calculation is assessed as follows.

·N1-N3 : Stop accomplishing a decommissioning work activity and after elimination and reduction of hazard accomplish one.

·N4-N9 : Accomplish a decommissioning work activity under actions and control

·N10 : Accomplish a decommissioning work activity as it is

3. Risk ranking method of combining the radiological risk and the non-radiological risk

In case that both radiological hazard and non-radiological hazard exist, using risk priority number (RPN), by comparing the risk of scenarios and works, the precedence of risk reduction is determined.

In case that only non-radiological hazard exists, by comparing the risk of scenarios and works and comparing each maximum value of a non-radiological risk ranking score (risk matrix), the precedence of risk reduction are determined.

Hazard Class	Results of Risk Matrix	RPN
Radiological	R1	1
	R2	2
	R3	3
	R4	4
Non-radiological	N1	5
	N2	6
	N3	7
Radiological	R5	8
Radiological	R6	9
Non-radiological	N4	10
	N5	11
	N6	12
	N7	13
Radiological	R7	14
	R8	15
Non-radiological	N9, N10	16

Figure 4. Risk priority number of the radiological and non-radiological risk

REFERENCES

[1] IAEA, "Standard Format and Content for Safety related Decommissioning documents", Safety Reports Series No. 45, (2005)
 [2] OECD/NEA, "Achieving the Goals of the Decommissioning Safety Case", (2005)
 [3] U.S. DOE, "Statistical Evaluation of DOE D&D Occurrences", DOE/EH-0578

연속추출을 이용한 방사능 토양 중 Co 및 Cs의 결합형태 조사

이정준, 김계남, 문제권, 이근우

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

ijilee@kaeri.re.kr

원자력시설에서 보관중인 방사능 토양의 제염처리는, 저장고의 저장용량 증대 및 방폐장 처분비용의 절감 효과로 그 필요성이 대두되고 있다. 그러나, 각 시설에서 보관중인 방사능 토양의 경우, 오염된 시점에서 상당히 많은 시간동안 보관되어 왔기 때문에, 실험실에서 모사오염토양을 대상으로 확립한 제염처리기술을 직접 적용하기에는 한계가 있을 것으로 판단된다.

먼저, 방사능 토양을 대상으로 체분리를 실시하여 입도분포를 파악하였고, 입경별 토양을 대상으로 MCA를 이용하여 방사능 분포를 조사하였다. Table 1에 도시한 것과 같이, 실험에 이용된 방사능 토양의 경우 전체입경의 방사능이 약 1,747Bq/kg으로 나타났지만, 체분리 후 입도별 방사능 분포는 토양입경에 따라 큰 차이를 보이는 것으로 나타났다. 즉, 2.0mm이상 토양의 경우, 343Bq/kg으로 전체입경의 방사능에 비해 5배 정도 낮고, 0.075mm이하 미세토양의 경우, 4,960Bq/kg으로 전체입경의 방사능에 비해 약 3배 정도 높은 것으로 나타났으며, 2.0mm이상 토양에 비해서는 약 14배 높은 것으로 조사되었다. 이는 방사능 핵종인 Co 및 Cs이 대부분 미세토양에 결합되어 있는 것을 의미한다.

또한, 방사능 토양의 주요 핵종인 Co 및 Cs은, 장기간의 보관에 따른 aging효과로 토양내에서 다양한 결합 형태를 가질 것으로 예상된다. 따라서, 연속추출방법을 이용하여 방사능 토양을 대상으로 Co 및 Cs의 결합형태를 조사하였다. 연속추출방법은 토양내 중금속의 결합형태를 조사하기 위해서 Tessier et al.(1979)에 의해 고안된 방법이 이용되고 있으며, 결합형태의 종류는 교환성, 탄산염형태, Fe 또는 Mn 결합형태, S 또는 유기물 결합형태, 잔류성 형태로 나누어진다. 교환성 형태로 존재하는 경우는 토양 입자 표면에 흡착되어 강우 등에 의해 쉽게 용출 가능하며, 탄산염과 결합된 형태는 약산성의 조건에서 용출 및 이동이 가능하다. 나머지 세 개의 fraction은 상대적으로 이동성이 낮은데, Fe 또는 Mn 결합형태의 경우 환원성 환경에서 용출 및 이동이 가능하며, S 또는 유기물 결합형태는 산화성 환경에서 유기물이 분해될 때 용출 및 이동이 가능하며, residual fraction은 광물 격자 내에 강하게 결합되어 자연환경에서의 이동가능성이 매우 낮다(이종환외, 2007). 단계별 추출과정을 통해 토양 내 금속이온을 용출시켜 그 농도를 측정함으로써 각 결합형태의 상대적 조성을 구하게 된다.

Table 2에 연속추출방법에 대해 상세하게 나타내었다. 본 연구에서는 방사능 토양을 대상으로 하기 때문에, 동일한 토양 5개를 준비하여 단계별로 추출시킨 후, 각 단계에서 고액분리 후 토양을 건조시켜, MCA로 방사능을 측정하여 Co 및 Cs의 상대적 조성을 조사하였다. 그 결과, 장기간 보관되어온 방사능 토양에 있어서, Co의 경우 12.5%가 residual 형태로, Cs의 경우 54.8%가 residual의 형태로 존재하는 것으로 조사되었다(Fig. 1). 따라서, HCl과 같은 무기산을 이용한 pH 1의 강산성 환경에서의 토양 제염에 있어(이정준외, 2008), Co의 경우 대부분 제거가 가능하지만, Cs의 경우 토양입자의 미세공극에 결합되어 있어 제염이 어려울 것으로 여겨진다. 이와 같이 장기간 보관되어져 온 토양을 제염하기 위해서는 연속추출과 같은 핵종의 토양 내 결합형태를 파악함으로써 적합한 제염기술의 선택이 필요할 것으로 판단된다.

Table 1. Radioactivity distribution on soil particle size

Soil size (mm)	Co (Bq/kg)	Cs (Bq/kg)	Sum (Bq/kg)
whole size	697	1050	1747
d>2.0	107	236	343
0.425-2.0	619	998	1617
0.075-0.425	1360	2000	3360
d<0.075	2950	2010	4960

Table 2. Description on sequential extraction method

Fraction Symbol	Phase	Method				
		L/S	Conc. (M)	Reagent	Shaking, time & temp.	Memo
Fr. 1	Exchangeable	8	1	MgCl ₂	Shaking for 1h	pH7 with HNO ₃ or KOH
Fr. 2	Bound to carbonate	8	1	CH ₃ COONa	Shaking for 5h	pH5 with CH ₃ COOH
Fr. 3	Bound to Fe and Mn oxides (Reducing step)	20	0.04	NH ₂ OH HCl in 25% CH ₃ COOH	Shaking for 6h at 96±3°C	
Fr. 4	Bound to S and organics (Oxidizing step)	3	0.02	HNO ₃	Occasional agitating for 2h at 85±2°C	pH2 with HNO ₃
		5	30%	H ₂ O ₂		
		3	30%	H ₂ O ₂	Shaking for 3h at 85±2°C, Cooling	
		5	3.2	CH ₃ COONH ₄ in 20% HNO ₃	Shaking 0.5h	
Fr. 5	Residual	1~2	4	HNO ₃		with conc. HCl

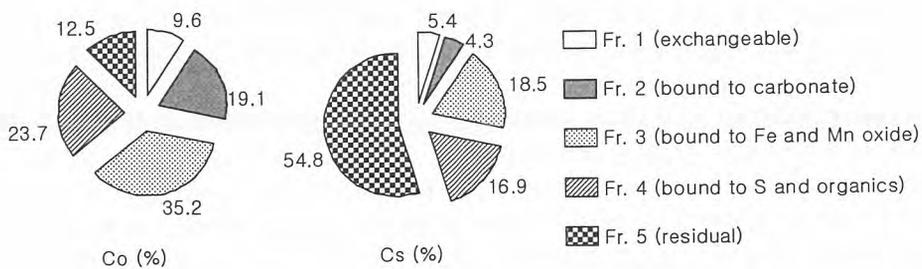


Figure 1. Results of sequential extraction for soil used in this study (d<0.075mm)

References

1. Tessier et al., Sequential extraction procedure for the speciation of particulate trace metals, Analytical Chemistry, Vol. 51, No. 7, pp.844-850 (1979)
2. 이종환 외, 산업폐기물로부터 중금속의 단순 용출과 연속추출, 한국폐기물학회지, Vol. 24, No. 2, pp. 116-124 (2007)
3. 이정준 외, 퇴적침출(Heap leaching)을 이용한 토양 중 Co 및 Cs의 제염, 한국방사성폐기물학회 2008년도 춘계발표회, pp.51-52 (2008)

월성원전 민간환경감시기구 활동소개

조관제, 이상기, 김방웅, 신수철, 정창교, 이병일
 경주시월성원전민간환경감시기구, 경주시 양북면 와읍리 394
wolseongsc@wsnesc.or.kr

1. 서론

90년대 중반에 한국전력공사는 영광원전(원자력발전소) 5/6호기 인허가를 획득 한 후, 영광군에 건설허가를 요청하였으나 영광군(주민)은 영광원전 3/4호기(참조발전소: 미국 CE사의 팔로버디 1300Mw 원전)의 과거 방사능누출 등 안전성을 문제로 건설허가를 불허하였다. 이 후 한전과 영광군은 주민들로 구성된 민간환경감시기구를 설치·운영하는 것을 조건으로 건설허가에 합의하였다. 민간환경감시기구는 주민들 스스로 원전주변의 환경방사능을 조사·분석하여 원전의 안전성 확인을 목적으로 한다. 1998년 고리감시기구의 운영을 시작으로 이후 1999년에 영광, 2003년에 울진, 2006년에 신고리 그리고 2007년에 월성에서 감시기구가 설치·운영 중에 있다 [1].

감시기구의 법적근거는 지식경제부의 발전소주변지역지원에 관한 법률 제 10조와 시행령 제 25조 원자력발전소의 주변지역에 대한 환경 및 방사선안전 등에 관한 감시기구의 설치 및 운영에 대한 지원사업에 있다 [2]. 본 논문에서는 감시기구의 조직, 역할철학 그리고 주요활동을 소개하고 원자력산업과 같은 국책사업에 있어서 주민의 수용성이 지역과 국가경쟁력의 큰 부분임을 공유하고자 한다.

2. 본론

감시기구조직

감시기구는 지역의 대표들로 구성된 감시위원회와 환경방사능분석을 할 수 있는 감시센터로 구성된다. 경주의 경우 감시위원회는 지자체 단체장이 위원회의 당연직 위원장이 되며 지자체의 국장급 공무원 2인, 시의회 의원 3인, 지역대학의 교수 4인, 시민단체 대표 4인, 지역주민대표 3인 그리고 원전사업자 대표 1인 으로 구성되며 감시센터는 소장 1인, 분석원 4인 그리고 행정원 2인으로 구성된다. 감시기구의 운영비는 지식경제부에서 지자체를 경유하여 감시기구로 전달된다.

감시기구의 바람직한 역할

감시기구의 법적 의무사항은 지식경제부의 내부지침서에 기술되어 있다 [3]. 경주의 경우에는 내부적으로 감시기구의 역할에 대하여 다음과 같이 크게 세 가지로 구분 할 수 있다. 감시기구의 역할은 첫째, 주민을 대리하여 원전주변 환경방사능을 상시 조사/분석하여 원전주변의 환경방사능을 감시하고 둘째, 사업자와 주민의 중간자로서 상호신뢰의 출발이 되는 의사소통로의 역할을 하며 셋째, 원자력관련 주변단체(한수원, 원자력안전기술원, 정부, 시민단체 등)에 협조 및 보완역할 등이라고 할 수 있다.

주민을 대리한 환경감시

감시센터의 건물이 완공되지 못하여 활발한 환경방사능분석을 수행하지 못하고 있다. 감시센터에서는 과거 원전의 계획예방정비기간을 포함한 약 2개월간의 액체폐기물 방출밸브운전이력과 해수시료채취시점을 확인한 결과 그 기간의 모든 해수시료채취는 방출밸브가 잠긴 시점에 이루어졌음을 확인하였다. 이 후 계획예방정비기간 중 액체폐기물 방출이 포함된 장 시간 동안에 다수의 시료를 채취하여 방출밸브운전에 따른 해수의 방사능 농도의 변화를 확인하였다. 이때 시료의 대표성과 방사능농도 값의 신뢰성에 문제가 있음을 지적하고 해수의 시료채취 없이 방출밸브 운전이력만으로 해수의 방사능 농도를 계산하는 방법을 제안하였다 [4].

중간자 역할

약 1년간의 월성감시기구운영 중 세 번의 민원이 접수되었다. 그 내용으로는 월성 앞바다에 황토띠 발생, 신월성 건설관련 콘크리트 콜드조인트 발생, 원전부지내 다량의 산업쓰레기 발견 등이 다. 감시센터에서는 즉각 한수원에 주민 설명회를 요청하고 적절한 자료와 공학적 방법을 적용하

여 센터자체 분석 보고서를 작성하고 그 내용을 바탕으로 안전에 문제가 없음을 주민들에게 알리고 또 지역신문에 그 내용을 발표하여 주민과 사업자의 중간자로서 사실의 전달에 노력하였다.

관련조직과의 역할보완

감시기구활동의 기본방향은 주민 뿐 아니라 지역의 환경단체 또는 시민단체에서 원자력에 관련하여 의문과 의심을 제기하면 중간자로서 관련사항에 대하여 사업자에게 설명을 요청하여 문제를 바람직하게 해결하려는 노력을 시도하고 있다. 최근에 경주의 시민단체에서는 신월성원전 지진안전성문제를 제기한 바 있다. 이때 감시센터에서는 사업자와 규제기관에 문제를 요약하여 논의를 시도한 바 있다.

기타활동사항

감시기구에서는 감시업무의 역량강화와 홍보를 목적으로 심포지엄(주제: 바람직한 감시기구의 활동방향), 워크숍(주제: 월성의 현실이해와 대처), 관련학회의 학술활동, 관련단체의 행사개최 시 지역의 현실전달을 위해 참가하였다, 특히 감시기구에서는 지역주민에 대해 친밀성, 홍보, 의식조사 등을 목적으로 지역민 투어 및 의식조사를 실시할 예정이다. 방법으로는 3개 읍면의 60개 마을에 대하여 일 주에 한 번 지역마을회관을 찾아가 감시기구소개, 영화상영, 및 주민과의 대화를 통해 주변지역민의 의식조사를 수행하려고 한다. 이 작업은 매우 어려운 작업이며 현실적으로 지역에 위치한 감시기구가 아니면 수행하기 어려운 작업이다.

3. 결론

최근에 들어서 과학기술은 과학자들만의 문제가 아니며 더 나아가 과학기술의 결과가 국가와 국민 모두 또는 전 세계에 미쳐서 이제는 시민을 위한, 시민에 의한 과학기술의 이해가 요구되고 있다 [5]. 또 정책의 효율성 뿐 아니라 그것의 결정과정이 민주적이었는가도 매우 중요해졌다. 즉, 더 민주적으로 결정된 정책은 더 많은 시민의 지지와 그 효율성도 커지는 반면 전문가와 정부 관료의 밀실행정을 통해 결정된 정책은 시민의 저항에 부딪힌다. 과거 방폐장사업, 광우병사태 그리고 대운하사업이 그렇다. 정부는 화석연료의 고갈, 에너지안보, 녹색성장, 온실가스문제 등을 이유로 원자력비중을 확대하기로 결정하였다. 그러나 이제 정부는 원자력관련 사업은 지역의 수용성이 없이는 매우 어렵다는 사실을 받아들여 지역주민을 원자력산업의 진행에 있어 하나의 큰 축으로 인정하고 함께 나아가야 한다.

한편 조직화되고 이윤추구를 목적으로 하는 거대 사업자와 원전지역과 거리적으로 떨어져 있으며 공학전문가들로 이루어진 규제기관이 과거의 원자력에 대한 부정적 경험이 있는 원전주변지역주민들로부터 수용성을 얻기란 쉬운 보이지 않는다. 왜냐하면 수용성이란 체감안전성과 지역보상이라는 두 개의 큰 요소를 포함하고 있으나 지역주민입장에서 이 둘 두 가지 모두 받아들이기에는 매우 큰 장벽(원자력의 기술적특징과 지역보상의 신뢰)에 가로막혀 있기 때문이다 [6]. 적어도 지역주민과 사업자 그리고 지역주민과 규제기관 사이에는 지역민이 신뢰할 수 있는 중간자의 역할이 필요하다.

민간환경감시기구는 지역민들로 이루어졌으며 기술적 기능을 수행하는 감시센터를 포함하고 있다. 감시기구의 법적근거나 법적의무사항 등은 과거 10년 전의 단순 환경방사능감시를 목적으로 마련되었으나 이제 주민의 의식도 변화하였으며 감시기구의 시대적 역할변화가 요구되는 것이 사실이다. 원전주변지역에 위치하며 지역주민을 대리하여 활동을 하는 유일한 단체가 감시기구임을 상기할 때 이제 감시기구의 법적근거와 활동 및 지원에 대하여 심각하게 고민할 때가 되었다 [6]. 또 원자력관련기관들도 주민의 안전과 사실적 정보전달을 위해 주민을 대리하여 활동하는 감시기구를 진정한 파트너로 인정하고 각 기관의 업무를 수행하는데 있어 상호 협조·보완하는데 노력이 필요하다.

4. 참고문헌

- [1]. 이병일, "경주시월성원전 민간환경감시기구소개", 2008년 원자력학회 추계학술대회
- [2]. 지식경제부, 발전소주변지역 지원에 관한 법률, 2007.12.27
- [3]. 지식경제부, 민간환경감시기구 운영지침, 2007.12.20
- [4]. 이병일, 정진옥, "월성원전 해수방사능 농도에측방법", 2008년 추계 방사선방어학회
- [5]. 홍성욱, "과학에세이 과학, 인간과 사회를 말하다", 동아사이, 2008
- [6]. 이병일, "원자력 확대 정책과 안전규제에 대한 지역 주민의 시각", 원가력산업 2008.09, p39-46

한반도에서 비핵지대 구축 가능성에 관한 연구

On Possibility of Establishment of NWFZ in Korean Peninsular

송인진*, 최영성*, 김성호**

* Korea Institute of Nuclear Safety, P.O. BOX 114, Yuseong, Daejeon, Korea

** Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Deokjin-Dong, Yuseong-Gu, Daejeon, Korea

Corresponding author: k239sij@kins.re.kr

서론

우리는 세계적인 원자력 르네상스를 맞아 원자력의 평화적 이용을 추구하는 가운데 이를 위협하고 있는 현실, 즉 북한의 핵무기 개발에 직면하고 있다. 현재 북한의 상황과 관련하여, 최근 6자 회담이 결렬상태에 처해 있는 중에 북한은 영변에 핵시설의 재가동 조지를 개시하고 있다. 또한, 김정일의 건강 문제 악화 소문으로 북한 체제의 붕괴를 준비해야 하는 필요성이 대두되고 있다. 특히, 한반도에서의 평화와 안정화 유지를 위하여 우리는 핵무기의 제거, 폐기, 및 다자안보 협력 시스템을 추구하고 있다.

이 연구의 주요 목적은 북한의 비핵화를 달성하기 위한 일 방안으로 동북아에서 제한적 비핵지대 (Limited Nuclear Weapon Free Zone, LNWFZ) 전략의 가능성을 제안하려는 것이다. 물론, 이러한 LNWFZ는 북한의 비핵화뿐만 아니라 한국에서의 사용후핵연료 관리정책이 재고되어야 한다.

한반도에서 비핵지대 구축 가능성

북한의 비핵화

핵비확산 레짐에서는 핵기술 전파의 금지를 통해 핵무기 개발 프로그램을 지연시키려 하고 있다. 구체적으로 말하면, 이 레짐에서는 다음과 같은 수단을 통해 특정 국가가 핵무기를 개발하는 것을 포기하도록 하고 있다: 핵무기 제조가 초래하는 기회 비용 및 재정적 부담이다. 북한의 경우는 이미 핵무장 상태에 있으므로, 북한에 핵비확산 레짐을 적용하는 데에 어려움이 있다. 비핵화 (denuclearization)의 개념은, 유엔 결의 1718호 및 9.19 공동 성명 (Joint Statement)에서 정의한 바에 따르면, 존재하는 핵무기를 포함하는 핵 프로그램의 포기, 이의 검증, 및 국제적 레짐의 준수를 의미한다. 그동안의 6자 회담 이행결과인 9.19 공동 성명에 제시된 비핵화를 달성하기 위한 비확산으로 볼 수 있다. 이는 전형적인 비핵화에 대한 보상 (rewarding for nonproliferation) 유형이다. 비핵화 평가와 관련하여, half full and half empty로 평가할 수 있다.

검증 시스템을 구축하려면 미국과 북한이 더욱 더 유연한 자세가 필요하다. 이 검증 시스템에 동의가 된 이후의 비핵화 단계는 다음과 같이 진망할 수 있다. 1) 핵 물질 포기; 2) 핵시설 폐기; 3) 핵무기 폐기의 절차로 예상된다.

한반도의 비핵지대

1975년 12월에 공포된 유엔 결의 3472 B호에 따르면, 비핵지대 (NWFZ)란 모든 핵무기의 부재 지역을 의미하고 국제기구 (예: 유엔)의 승인이 필수적이다. 이는 회원국의 의무에 대하여 국제적으로 검증하고 통제하려는 국제적인 시스템의 하나로 볼 수 있다.

핵무기 보유국 (NWS)은 NWFZ를 존중하여 이런 비핵지대에 속한 국가에 대하여 핵무기를 사용하거나 위협하는 것을 금지하고 있다. 예컨대, 아프리카는 Pelindaba 조약으로 불리는 아프리카비핵지대조약을 통해 비핵지대가 구현되었다. 한반도 비핵지대를 구축하려면, 우선적으로 북한 핵문제의 해결이 요구된다. 또한 한국에서는 비핵지대 정신에 따르는 원자력의 평화적 이용을 촉진하면서 동시에 검증시스템을 확장해야 한다.

동북아의 제한적 비핵지대

제한적 비핵지대를 달성하려면 동북아에 속한 주요 해당국의 입장이 고려되어야 한다. 이들 해당국의 입장은 다음과 같이 정리될 수 있다: 1) 미국의 입장에서는 한반도와 일본의 비핵화를 보장하려는 의도를 반영하고자 한다; 2) 러시아는 전략적 관점에서 중국/일본/한국의 핵보유를 매우 적극적으로 저지하고 있다; 3) 중국이 적극적인 이유는 타이완의 핵무장 가능성 때문이며, 중국은 한반도와 일본의 비핵지대 구축을 원하고 있다; 4) 일본은 1968년에 선포한 비핵 3원칙에 따라 비핵지대 설정에 적극적일 것이다; 5) 타이완이 매우 적극적일 수밖에 없는 이유는 타이완 안보 이슈를 동북아 지역화 (regionalization)의 일부로 만들고 싶기 때문이다; 6) 몽골은 1995년에 단독적인 비핵지위를 선포하였다.

제한적 비핵지대에 관련된 주요 해당국의 입장을 다이어그램으로 표현하면 Fig.1와 같다.

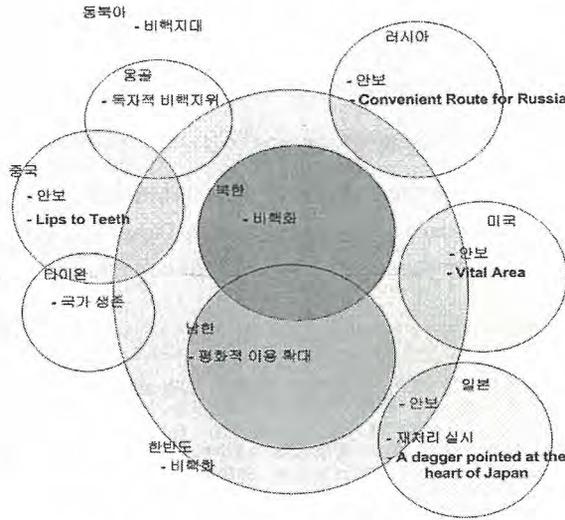


Figure 1: Denuclearization of NK in the context of limited NWFZ in Northeast Asia.

이러한 비핵지대 구축을 위한 한반도에서의 상황은 두 단계로 고려될 수 있다: 1) 비핵화 과정; 2) 비핵화 관리.

비핵화 과정 단계에서는 우선 북한 핵문제의 해결이 필요불가결하다. 동북아에서 볼 때, 북한은 20년 정도 핵 위기 (nuclear crisis)를 야기해 왔다. 핵비확산 레짐은 핵무장을 방지할 수 없고 핵무기가 제조된 후에 이를 제거하려는 것이므로 이러한 핵 위기는 핵비확산 레짐의 근본적인 한계에 기인한다고 볼 수 있다.

비핵화 관리 단계에서는 다음과 같은 정책 변화가 요구된다: 1) 6자회담 결과가 가능한 한 빨리 이행되어야 한다; 2) 관련 당사국 간의 외교적 관계가 정상화 되어야 한다; 3) 핵물질 포기, 핵시설 폐기, 및 핵무기 폐기 등에 관한 세부적인 로드맵이 도출되어야 한다; 4) 한반도 비핵지대의 추구도 검토되어야 한다.

시사점

앞에서 논의된 바에 따라, 다음과 같은 세 가지 측면에서 정책적 시사점을 제시할 수 있다: 1) 북한의 비핵화; 2) 동북아 제한적 비핵지대; 3) 한국의 평화적 이용 촉진.

북한 비핵화와 관련하여, 1) 한반도의 지정학적인 현실과 주변 강대국의 이해관계를 고려할 때, 6자회담은 매우 유용한 해법이라 볼 수 있다; 2) 다자안보협력시스템과 광역적인 핵군축 등이 구축되어야 한다; 3) 한국은 가능한 한 조속히 미국뿐만 아니라 중국과 FTA를 체결하여야 한다.

동북아 제한적 비핵지대와 관련하여, 1) 북한 핵문제의 해결이 전제조건이다; 2) NWS의 핵무기는 제거되거나 재배치되어야 하며, 법적 구속력 있는 NSA (Negative Security Assurance)을 보장해야 한다; 3) 비핵지대, 핵우산, 군사 동맹 등의 공존 가능성에 관한 연구와 분석 작업이 추가적으로 필요하다.

한국의 평화적 이용 촉진과 관련하여, 1) 동북아 제한적 비핵지대 구축을 위한 중요한 요소의 하나가 바로 원자력의 평화적 이용을 검증시스템과 함께 확대하는 일이다; 2) 한국의 원자력 비중 증가 (예: 2030년까지 원전 38기 운영계획)를 고려할 때, **사용후핵연료의 재활용 정책**은 원자력의 경제성을 강화시킬 뿐만 아니라 방사성폐기물의 감축에도 필수적이라 볼 수 있다; 3) 제한적 비핵지대 전략을 통해 한국은 다음과 같은 이득을 얻을 수 있다: 일본처럼 원자력의 평화적 이용을 확대시킬 수 있으며, 에너지 공급량을 보장하는 원자력 비중 확대 프로그램을 유지하면서 방사성폐기물의 처분 문제를 해결할 방안을 찾게 된다.

제한적 비핵지대를 달성하기 위해 다음과 같은 두 가지 전략이 요구된다: 첫째, 관련된 당사국의 이해관계를 파악하고 지렛대로 이용하는 것이 효과적일 것이다. 마지막으로, 미국/북한 사이의 양자 타협을 포함하는 포괄적 접근법 (comprehensive approach)이 필요하다. 구체적으로 말하면, 미국/북한 간 외교관계의 정상화를 시작으로, 북한 비핵화 프로그램의 세부적인 로드맵을 제작할 필요가 있다.

참고문헌

1. 송인진, 최영성 (Oct 2008): Possibility of Denuclearization of North Korea and NWFZ in Korean Peninsular, 발표자료, 제12차 제한적 동북아 비핵지대 회의, 2008. 10.6~10.8, 우송대학교, 대전.

사용후핵연료 관리를 위한 공론화 연구 현황과 전망

황용수, 김은호*, 김연옥, 강철형, 조성경**, 황주호***

한국원자력연구원, 한국수력원자력*,

명지대학교**, 경희대학교***

yshwang@kaeri.re.kr

요약문

2007년부터 수행된 사용후핵연료 공론화 TFT 활동과 사전 준비 연구는 2009년부터 본격적으로 추진될 공론화의 기반을 공고히 하는데 많은 기여를 하였다. 사용후핵연료 공론화는 단기적인 관리 방안에 관해 일반 시민 및 이해 당사자들의 의견을 수렴해 대정부 권고안을 우선적으로 도출하고 궁극적으로 최종 관리 방안에 대해서도 일정 부분 다룰 것으로 예측된다.

이러한 공론화는 투명성을 확보하기 위해 일반적으로 알려진 숙의적 방법(deliberative approach)에 의거해 운영될 것으로 예측된다. 또한 원자력 발전의 점유율(nuclear share)에 대한 논쟁이 아닌 현재 상태에서 예측 가능한 미래 사용후핵연료 발생량에 대한 충분한 이해가 선행되어야 할 것이다. 영국의 경우 현존하는 폐기물에 국한하여 공론화가 수행되었으며 캐나다의 경우 여러 가지 사용후핵연료 발생 시나리오에 대해 수행되었다.

이러한 공론화 대상 시나리오에 대한 사전 이해가 없이는 자칫 사용후핵연료 관리 방안을 도출하기 위한 공론화가 원자력 점유율에 대한 극단적인 논쟁으로 변질될 우려가 있으므로 사전 준비 단계 및 실질적인 공론화 추진 출범 초기에 당사자들의 확실한 이해가 필요할 것이다.

공론화를 수행하는 데는 크게 3 단계가 있다. 처음 단계는 사전 준비 단계로 공론화에 본격적으로 참여할 위원 선정, 기술적 사회적 정보 수집 및 방법론 준비이며 두 번째 단계는 시민 사회 단체들의 본격적인 참여와 최종적인 관리 방안 선정을 위한 구체적인 기준 선정 등의 작업이 요구되며, 마지막 단계에서는 두 번째 단계에서 도출된 시안을 중심으로 대정부 권고안을 작성하고 이에 대한 의견 수렴을 통해 최종 권고안을 정부에 제출하는 것이다.

공론화의 각 단계별로 참여해야 할 전문가 그룹들은 다를 수도 있다. 물론 핵심 팀은 처음 사전 준비 단계부터 최종 권고안 발간까지 주도적으로 참여해야 할 것이며 기술적 전문가 그룹은 사전 준비 단계에서 사용후핵연료 발생량 및 기술적 시나리오 개발에 주도적으로 참여하고 2단계에서는 기술적 측면에서 옵션 선정 평가 방안 도출 등을 주도해야 할 것이다. 정치사회전문가들은 사전 준비 단계에서 보다 상세한 시민사회참여방안 도출을 위한 세부안 개발 및 공론화에 대한 공정성 및 숙의성 담보를 위한 제도적 장치 개발을 주도해야 할 것이며 2 단계에서는 시민사회 단체와 이해당사자들이 공론화 논의를 효율적으로 수행할 수 있도록 하는 역할을 수행할 수 있을 것이다. 마지막으로 시민사회단체 및 이해당사자들은 제 2 단계에서 각각 단체 및 기관의 견해를 적극적으로 표현하기 위해 참여가 필요하다.

2008년 초부터 수행될 단기적 관리 방안에 대한 공론화에서 논의될 주요 기술 옵션으로는 중간 저장, 국외 위탁 저장/재처리, 국내 재처리, 해양 투기 등이 있을 수 있다. 이들 옵션 중 해양 투기 등의 옵션은 국제 규범 위배 등으로 인해 현 상황에서 채택 가능성은 없으나 사전 준비 단계에서는 이와같은 비이성적 옵션들에 대해서도 기술하고 본격적인 2번째 단계에서 이러한 옵션들이 왜 추진되면 안되는가에 대해 모든 시민 및 이해당사자들이 충분히 이해할 수 있도록 하고 궁극적으

로 이들 옵션들과 타 옵션들을 평가해 실행 가능한 옵션들을 선정할 수 있도록 하는 방법론을 적용하는 것이 중요하다.

중간 저장 옵션의 경우 현재 임시 저장 옵션으로는 2017년을 전후에 현안이 발생하므로 소내 독립저장시설이나 소외 중안집중저장시설을 도입하는 방안이 유력하게 논의될 것이다. 이러한 저장을 위해서 현재 세계적으로 다양한 기술 옵션들이 시장에서 제시되고 있다. 최근 중간저장 시설 업체들간의 활발한 인수합병의 결과 홀텍과 트랜스뉴클리어가 실질적으로 시장을 양분하고 있다. 이들 두 회사가 제공하는 기술들은 이미 미국원자력규제위원회(USNRC)의 인허가를 득한 상태이므로 안전성 관련 기술적인 논란은 상대적으로 적을 것으로 예상된다.

공론화의 목적은 만일 중간 저장이 실현 가능한 주 옵션으로 시민사회단체들의 지지를 받을 경우 어느 특정한 기술들간의 우열성을 판별하는데 있지 않을 것이다. 예를 들어 권고안에서 VSC와 CASTOR 방식 중 어느 것이 경제성, 기술성, 환경친화성에서 정량적으로 우위가 확실해 이러한 기술이 기준 기술 옵션으로 사용되어야 한다고 제안하는 것이 아니라 현실적으로 경제성, 기술성, 환경친화성이 있는 기술들로는 어떤 것들이 있다는 것을 정성적으로 제시하는 수준에서 머무를 것이다.

이는 경제성의 경우 공급 및 소비 기관간의 상호 계약에 의해 비용이 결정되는 것이므로 공론화를 통해 일반적(generic)으로 제시되는 비용들은 결정적인 옵션 선정 요인으로 작용할 수 없기 때문이다.

공론화에서 문제되는 것은 위에서 언급한 핵종 재고량, 관리 시나리오 도출 뿐 아니라 다양한 이해당사자들을 도출하고 이렇게 도출된 그룹별 tailor made한 접근 방안을 개발하고 이러한 노력들의 결과와 중요성을 객관적으로 일반 대중에게 전달하는 것이다. 이를 위해 향후 공론화 사전 준비 단계에서는 상기 사항들에 대한 상세한 준비가 수행되어 문서화되어야 할 것이다.

감사의 글

본 논문의 내용은 전력기반연구개발사업의 지원을 통해 수행되고 있는 “사용후핵연료 국가 중장기 관리 모델”개발 연구 결과입니다

원자력발전소 해체 제도 및 법령 개선방향 연구

김영식, 한상길

한국수력원자력(주) 원자력정책처, 서울시 강남구 삼성동 161-15

shik@khnp.co.kr

1. 서론

최근 국내 원자력발전소 가동년수가 증가함에 따라 장기가동원전에 대한 대책으로 해체에 대한 사전준비의 필요성이 증대되고 있다. 원자력발전소 해체는 대형 프로젝트로서 시간과 비용이 많이 소요되고 대량의 방사성폐기물 발생 및 환경오염 요소 등 사회적으로 민감한 사안을 포함하고 있어 사전에 효과적인 제도적 기반을 확보하는 것이 중요하다. 본 연구에서는 국내·외 원자력발전소 해체 제도 및 규제체제를 분석을 통해 바람직한 국내 원자력발전소 해체 제도 및 법령 개선방향을 제시하고자 한다.

2. 본론

2-1. 국내 원전 해체제도 및 규제체제

국내 해체관련 법령은 원자력 법령에 기술되어 있는데 원자력법, 원자력법시행령 및 원자력법시행규칙에는 해체계획 승인신청 및 영구정지 변경허가 승인신청에 대한 인허가 절차 및 요건이 규정되어 있으며 교육과학기술부령 및 교육과학기술부 고시에는 방사선안전관리 및 방사성폐기물처리에 관한 규칙 및 기술기준이 나타나 있다. 그러나 이러한 현행 제도 및 규제체제는 원자력발전소 해체를 효과적으로 수행하기에는 아직 부족한 부분이 많아 다음과 같은 측면의 보완이 필요하다.

- 해체단계별(영구정지~운영허가 종료) 규제내용, 기술기준 및 이행절차상 미비사항 보완
- 해체의 안전성, 경제성 및 사회적 수용성 제고
- 규제의 효율성 제고

구 분	주요 내용
원자력법 제31조	<ul style="list-style-type: none"> ○ 원전 해체 시 사전에 승인된 해체계획서에 따라 해체해야 하며 교육과학기술부장관은 해체상황을 확인·점검하여 해체계획서에 따라 이행하지 않을 경우 시정 또는 보완 명령 가능 ○ 해체계획서에 포함되어야 할 사항 ○ 교육과학기술부장관은 발전용 원자로 및 관계시설의 해체가 완료되기 전 발전용 원자로 및 관계시설의 해체상황을 확인·점검하여야 하며 확인·점검결과 발전용 원자로운영자가 해체계획서에 따라 이행하지 아니한 때에는 그 시정 또는 보완을 명할 수 있음
원자력법시행령 제42조의2 ⑤항	<ul style="list-style-type: none"> ○ 발전용 원자로운영자가 계속운전을 하지 않을 경우 영구정지를 위한 변경허가 신청
원자력법 제84조	<ul style="list-style-type: none"> ○ 원전 해체 폐기물 중 중·저준위 방사성폐기물은 방사성폐기물관리공단에 인도하여 관리, 자체처분 대상 폐기물은 발생자가 소각·매립 혹은 재활용 등의 방법으로 자체처분 가능
방사성폐기물 관리법 제6조	<ul style="list-style-type: none"> ○ 지식경제부장관은 방사성폐기물을 안전하고 효율적으로 관리하기 위하여 방사성폐기물 관리에 관한 기본계획(이하 "기본계획")을 수립하여야 함 ○ 지식경제부장관은 기본계획을 수립할 때에 「원자력법」 제3조에 따른 원자력위원회의 심의·의결을 거쳐야 함. 기본계획의 내용 중 대통령령으로 정하는 중요 사항을 변경하려는 경우에도 또한 같음

2-2. 해외국가 원전 해체제도 및 규제체제

미국의 법규체제는 원자력법, 환경보호법, 연방규정, 미국원자력위원회 규제지침(USNRC Regulatory Guides) 및 지침서(Nuclear Regulation Guidance) 등으로 구성되어 있으며 상세 법규 및

세부지침이 세밀하고 명확하게 규정되어 규제 예측가능성 높고 이행이 용이하다. 영구정지 시에는 허가소지자가 원자로의 영구정지를 결정하는 날로부터 30일 이내에 규제기관에 영구정지 증명서를 제출하여 영구정지일을 통보하도록 되어 있다. 영구정지 후 2년 이내에 일반인과 규제기관에 해체계획서를 의무적으로 제출하여야 하며 규제기관이 이에 대한 공개설명회를 개최하도록 되어 있다. 허가소지자가 해체완료후 최종상태확인보고서를 규제기관에 제출하면 규제기관은 이를 심사 및 승인하고 확인조사를 실시한 후 운영허가를 종료하도록 되어 있다.

일본의 경우 해체 착수 전에 폐지조치 계획을 수립하여 규제기관에 제출하여 인가를 받아야 하며 해체작업 진행에 따라 필요시 발전용원자로운영자가 규제기관에 기존 인가된 보안규정 변경에 대한 변경인가신청을 하여 인가 받도록 되어 있다. 해체완료후 규제기관에 폐지조치 종료 확인 신청을 하도록 되어 있으며 규제기관이 현장확인을 완료하면 원자로설치허가의 효력이 상실된다.

영국은 해체착수 이전 단계에 허가소지자가 모든 방사성폐기물의 향후 관리 및 처분을 포함한 해체전략계획을 수립하고 규제기관에 5년마다 제출하여 승인을 받도록 되어 있다. 해체작업이 진행됨에 따라 규제기관은 작업의 위험도에 따라 검사투입인력을 조정하고 검사원 지침에 따라 검사를 수행한다. 허가소지자는 해체가 완료된 후 규제기관에 허가종료신청을 하고 규제기관은 이를 심사 및 확인하고 원자력부지허가를 종료하도록 되어 있다. 단, 허가소지자가 동일부지에 새로운 원자력시설 운영계획을 가지고 있거나 제도적 관리가 유지되는 경우에는 그러하지 않다.

프랑스의 경우 허가소지자는 영구정지 6개월 전에 규제기관에 사전통보를 하여야 한다. 해체단계에서는 지방 규제사무소에서 일상점검을 수행하며 해체완료 후에는 규제기관의 최종 확인 후 영구정지 및 해체 허가령은 그효력을 상실한다. 허가소지자는 해체완료후 규제기관에 기본원자력 시설 전체 혹은 부분 등급해체를 신청하며 규제기관은 신청사항에대하여 심사후 승인하며 필요시 조건사항을 추가한다.

2-3. 원전 해체 제도 및 법령 개선방향

현행 국내 원전 해체제도의 미비점을 보완하고 해체의 경제성 및 안전성을 높이기 위해서 다음과 같은 방향으로 개선이 필요하다.

- 영구정지 상태의 규제요건 및 지침이 규정되어야 하며 규제 간소화 차원에서 현행 영구정지 변경허가 신청제도를 영구정지 변경 신고 제도로 변경 필요
- 해체 방사성폐기물 저감을 위한 방사성폐기물 분류기준 및 처분방법 개선
- 대량의 해체폐기물 자체처분을 용이하게 할 수 있는 기술기준 및 규정의 개발
- 해체계획서 승인 전, 비방사성 구역 일반설비에 대한 우선 해체가능토록 부분해체 규정 신설
- 해체계획서 제출기한 법령에 명시
- 해체계획서 작성 및 이행에 관한 세부 요건사항 및 지침 개발
- 해체계획서 기재사항 정비
- 해체 완료 후 규제해체 기준 및 절차에 관한 규정 신설
- 기타 행정체제 정비사항
 - 정부 및 산업체의 해체전담조직 확보
 - 해체를 고려한 방사성폐기물 처분에 대한 국가적인 차원의 로드맵 수립

3. 결론

원전 해체를 안전하고 경제적으로 수행하기 위해서는 합리적이고 효율적인 제도 및 법령의 정비가 우선적으로 이루어져야 하며 이후 단계적으로 기술개발 및 기반시설 확보를 위한 노력을 해야 한다. 이러한 원전해체에 대한 준비는 단시간에 이루어질 수 없으므로 정부, 규제기관, 학계 및 산업체가 공조하여 합리적인 마일스톤을 정하고 그 일정에 따라 추진하는 것이 필요하다.

참고문헌

- [1] 원전 해체제도 개선방안(한국원자력안전기술원, 2007)
- [2] 원전 폐로정책 및 중장기 계획 수립을 위한 사전 연구(한국수력원자력(주), 2005)

제1분과

방사성폐기물 정책 및 제염해체 (Poster)

빈 면

연구로 1, 2호기 제염해체 사업 현황(2008.8월)

이기원, 홍상범, 정경환, 박승국, 박진호, 정운수
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150

ngwee@kaeri.re.kr

연구로 1, 2호기의 해체사업은 우리나라에서 처음으로 2000년 11월 연구로 1·2호기 시설의 해체 계획서 승인을 정부로부터 받은 후, 본격적인 해체공사를 2001년 6월부터 연구로 2호기시설의 비방 사선구역인 운전 제어실부터 시작하여 그 해 8월부터는 부속시설인 동위원소생산시설과 각종 연구 실험실을 이듬해인 2002년 말까지 대부분 해체 완료하였다.

특히 10기의 납핫셀이 설치되었던 공간은 핫셀과 관련 구조물들을 완전히 해체하여 철거한 후, 금속폐기물 제염시설로 전환하여 활용하였으며, 제염설비로는 고압스팀제염장치, 초음파화학제염장치, 금속세정장치, 부피감용장치들로 구성되어 있었다. 당초 이 설비들은 연구로 1호기 해체가 완료될 때까지 활용한 후 사업종료 시점에 해체하게 되었으나, 연구로 1호기가 보존 결정됨에 따라 2007년 초에 모두 해체 철거하였다.

2003년 1월부터 2005년 12월까지 본 사업의 가장 핵심 설비인 연구로 2호기를 해체하였는데, 설계 시 예측하지 못한 여러 가지 사건들로 공사기간이 약 6개월 이상 지연되었다.

2006년 1/4분기에는 연구로 2호기가 있던 건물의 내부를 제염한 후, 연구로시설 해체 시 발생한 방사성폐기물 임시저장고로 전환하였으며 경주에 건설되고 있는 국가 중저준위 방사성폐기물 처분장으로 이송할 때까지 사용하게 된다.

2006년도부터 계획된 연구로 1호기시설 해체공사는 원자력계의 원로들의 끝임 없는 보존 주장에 부속시설인 동위원소실과 화학분석실 등 실험실들만을 해체하여 정리하였으며, 마지막으로 연구로 시설을 지원하는 주변시설들을 해체 철거하였다.

2007년도에는 주변시설들 중에서 방사성액체폐기물 처리시설, 연구로 2호기 굴뚝(Stack), 희석방류조, 방사성고체폐기물 저장고, 액체폐기물 자연증발 처리설비를 해체하였다. 이들 설비들은 대체로 오염정도가 심하지 않아 해체에 큰 어려움은 없었으나, 10m³ 용량의 액체폐기물 저장탱크 4개를 해체하는 과정에서 탱크 내부에 부착되어 있는 납판의 제거가 예상하지 못한 작업의 어려움을 초래하기도 하였다.

2007년도 11월에는 그동안 원자력계 원로들의 끈임 없이 요구하여온 연구로 1호기 보존에 대한 합의가 과학기술부 차관의 주축으로 각 기관장들의 검토회의에서 결정되었으며, 11월 27일에는 연구로 1호기 소유 당사자들인 한국전력과 한국원자력연구원의 합의서 서명으로 종결되었다. 보존 범위는 원자로 수조 콘크리트 구조물(수조 내부의 원자로와 관련 부품 포함)로 국한 하였으며, 보존물 이외의 모든 장치와 기기는 한국원자력연구원에서 해체 철거하고 원자로 건물은 깨끗이 제염한 후, 건물 소유주인 한국전력공사에 반환되고 보존 관리는 한국전력에서 담당하는 것으로 합의하였다.

또한 연구로 1호기 해체에 대비하여 해체를 보류하였던 2호기 내의 2기의 중형 콘크리트 핫셀을 해체하였으며, 설치되어 있었던 매뉴플레이터는 제염·해체하여 연구원내 타 부서에서 재사용하고 있다.

2008년에는 연구로 해체사업의 최종목표인 부지 내 모든 방사성물질 제거하고, 오염여부를 조사

하여 연구로 부지를 일반인들이 무제한적으로 활용할 수 있도록 하는 작업을 수행하고 있다. 이를 위해 연구로 1, 2호기 오염상황 및 부지특성 자료를 도출하여 이 자료를 근거로 전산코드를 이용하여 예상피폭선량 평가를 통해 유도농도기준을 도출하였으며, 부지 및 건물에 대한 잔류방사능 평가를 위해 미국에서 해체부지의 잔류방사능 평가를 위해 개발된 MARSSIM의 적용을 위해 부지이력 평가, 개략조사 및 특성조사를 수행하였다.

또한 ISOCS를 이용하여 시료 채취 및 분석에 소요되는 시간과 비용을 줄이고, 이러한 결과를 바탕으로 부지 및 건물에 대한 최종현황분석보고서 FSSR(Final Status Survey Report)를 정부에 제출할 예정이다.

2008년도 8월말까지 해체공사에서 발생한 해체폐기물의 총량은 모두 2,385톤이며, 이중 자체처분 대상 폐기물 196톤, 비방사성폐기물 1,861톤, 방사성폐기물이 총 해체폐기물의 13.8%인 328톤이 발생하였다. 발생한 해체폐기물은 특성에 따라 200리터 드럼 205개, 4m³ 컨테이너 55개, 캐스크 6개에 포장하였으며, 이를 200리터 드럼으로 환산하였을 경우 약 1,160개 드럼에 해당된다.

특히 연구로 2호기 원자로 수조차폐구조물을 해체한 콘크리트폐기물 중 자체처분 대상이 되는 약 1,500여톤을 2006년도와 2007년도에 각각 나누어 일반 산업폐기물로 처리하였는데 산업폐기물 처분장에 처분하지 않고 도로 건설의 기초재로 재활용하였다.

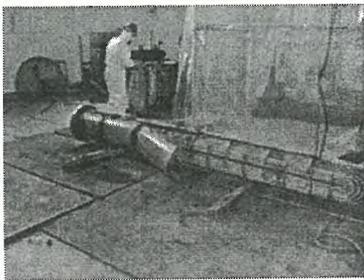


그림 1. 연구로 1호기 냉각계통 해체

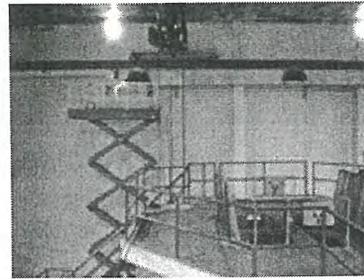
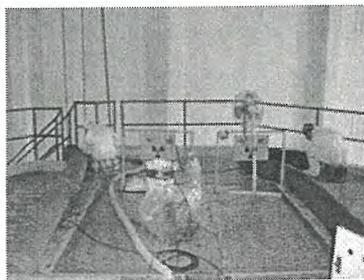


그림 2. 연구로 1호기 상판 제염 및 덕트 제거

DECOMMIS를 이용한 연구로 2호기 해체 활동 평가

박승국, 박진호, 이기원

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1

skpark2@kaeri.re.kr

1. 서론

연구로 2호기의 해체활동은 연구로 1,2호기 해체 사업의 일환으로 수행되었다. 연구로 1,2호기 해체 사업은 1997년부터 시작해서 금년 2008년 말까지 완료를 목표로 현재 수행 중이며, 연구로 2호기 동위원소 생산시설 해체, 연구로 2호기 해체, 연구로 1호기 및 동위원소 생산시설 해체 그리고 주변시설 해체로 크게 4가지로 범위가 나뉘어 진다. 연구로 2호기는 1995년에 운전이 정지되었고, 연구로 2호기 부속시설인 동위원소 생산시설의 해체 후에 이어서 연구로 2호기의 해체 활동은 2003년 1월부터 2006년 12월까지 총 48개월에 걸쳐 수행되었다. 해체 범위는 연구로 2호기 원자로 및 원자로실과 지하 피트 시설로서 원자로 주변 각종 실험시설의 정리 및 해체, 원자로 수조내의 구성 품들의 해체, 원자로 수조 콘크리트에 매립된 시설 및 장치의 제거, 생물학적 차폐체인 원자로 콘크리트 구조물의 절단 및 해체, 지하피트의 해체 및 제염과 원자로실의 제염활동이다. 이에 따른 방사선안전관리, 해체폐기물의 관리 및 전문가, QA활동도 포함된다. 해체 활동의 평가에는 DECOMMIS를 이용하여 수행되었다. 평가항목은 소요 작업일수, 작업자 직종 분야별 투입, WBS에 의한 작업자 소요, 피폭평가, 해체 폐기물의 종류별 평가, 단위작업계수 도출 및 해외사례 비교 평가로 수행되었다.

2. 본론

DECOMMIS는 해체사업관리 시스템으로서 DB를 이용하여 해체활동의 자료 및 정보의 입력, 출력 및 관리를 목적으로 2005년에 구축되었다. 연구로 해체 활동은 크게 제염·해체 작업, 방사선안전관리 및 오염 조사, 분석, 폐기물의 발생 및 이력관리와 품질관리, 시설 및 장비의 유지보수에 관한 활동으로 나누어진다. 이 활동사항이 작업장소와 WBS(Work Breakdown System)에 따라 소요된 모든 작업자수, 작업 소요시간, 장비 사용시간, 폐기물 발생량 및 종류 등에 따라 DECOMMIS에 입력 관리되고, 그 자료 및 정보를 다시 도출하여 목적에 맞게 평가하였다. 작업 장소는 원자로 주변, 원자로 수조, 원자로 본체와 지하시설로 크게 4곳으로 나뉘었고, WBS는 해체대상물에 따른 제염·해체활동과 폐기물 관리활동 및 QA활동과 전문가활동 등으로 K2-1부터 K2-91과 K2-S로 나누었다.(표.1)

표.1 WBS 코드구분 및 작업 내용

Facility code	Objects	Description	Work Items	WBS	Remark
K2R-POL	Pipes	K2-3	Bridge removal	K2-3.1	K2-1 ~ K2-9 : Preparation, Fuel storage racks, Pipes, RSR, Core, Thermal liner, Graphite bricks, Beam port nose part, Pool water drain, Purification & 1st, 2nd cooling system, Heat exchanger
			Rabbit tube cutting	K2-3.2	
			Specimen irradiation tube cutting	K2-3.3	
	Core	K2-5	Remove the central thimble	K2-5.1	
			Remove the fission chamber	K2-5.2	
			Core separation	K2-5.3	
			Core cutting	K2-5.4	
K2R-BSC	Non activated bio concrete	K2-12	1st layer dismantling	K2-12.3	K2-10 ~ K2-18 : Concrete sampling, Pool liner, Bio-shielding concrete, 10 Beam ports, T/C door, Steel shielding plates, Basement
	2nd layer dismantling		K2-12.4		
	Activated bio concrete	K2-15	Activated concrete dismantling	K2-15.1	
			Embedded material removal	K2-15.2	
K2R-PIT	Underground pit	K2-21	Removal waste transportation pipes	K2-21.1	K2-21 : Waste trans pipes, Ducts, Decontamination,
			Surface decontamination	K2-21.3	
K2R-AUX	Ventilation	K2-22	Decontamination the KRR-2 ventilation	K2-22.1	K2-19 ~ K2-27 : Beam port racks, U/G storage pool & halls, Ventilation, Hall Decon.
			Dismantling the KRR-2 ventilation	K2-22.2	
Others	Waste management	K2-90	Waste classification & drumming	K2-90.1 K2-91.1	Waste management
	Specialist		K2-S	Specialist activities	K2-S

DECOMMIS에 입력되는 자료 및 정보는 먼저 활동 범위가 설정이 되고 이 작업범위에서 일일 활동 결과가 정기적이고 규칙적으로 입력되는데 해체활동 특성별로 제염·해체활동(D&D), 사업관리, 방

사전안전관리, 해체폐기물관리, QA, 전문가 활동 및 일상 업무로 크게 구분되어지고, 이는 다시 세분화되어 정기적으로 입력되는 부분과 비정기적으로 입력되는 자료로 구분된다. 이렇게 입력되어진 자료와 정보는 DECOMMIS의 출력시스템을 통해 작업범위별, 작업코드별, 작업 기간별, 장소별 등 주어지는 검색어의 요구에 맞추어 출력되어진다.(그림.1)

작업코드	DAD	DAC	WSS	OCR	RAD	
시작코드	K2R-POL	K2R-BSC	K2R	K2R-BSC	K2R-BSC	
WBS No.	K2-11	K2-12	K2-90	K2-12	K2-12	
시작일	마감일	1	2	3	4	5
2005-01-01	2005-01-31	0	0	204	0	0
2005-02-01	2005-02-28	101	0	223.5	0	0
2005-03-01	2005-03-31	127	0	119.5	0	0
2005-04-01	2005-04-30	821	0	111	0	0
2005-05-01	2005-05-31	13	410.5	56	92	204
2005-06-01	2005-06-30	0	157.5	278.5	108.5	257.5
2005-07-01	2005-07-31	0	200.5	236.5	125	233
2005-08-01	2005-08-31	0	75	176	142	233
2005-09-01	2005-09-30	0	48.5	261.5	100	143
2005-10-01	2005-10-31	0	24	360.5	49	58.5
2005-11-01	2005-11-30	0	0	332.5	2	6
2005-12-01	2005-12-31	0	0	571	0	0
TOTAL		062.0	916.0	2390.5	618.5	1136.0

그림. 1 DECOMMIS를 통해 출력되는 해체활동 자료 및 정보

3. 결론

DECOMMIS를 이용하여 연구로 2호기 제염·해체활동에 대한 평가를 수행하였다. 본문에서 서술한 바와 같이 주어진 48개월의 해체활동을 통해 작업자 투입량 및 작업자의 분야별 투입량 평가결과 총 51,908 man-hour가 소요되었고 이는 제염·해체작업 57%, 방사선안전관리 15%, 폐기물관리 13%와 기타로 구분되었다. WBS 별로 산출된 작업자 투입량에서는 K2-12 항목인 생물학적 차폐체 콘크리트 해체활동 중 비방사화부분 콘크리트 제염·해체활동에 제일 많이 투입되었음을 알 수 있었다. 또한 작업자의 4년간 피폭량은 예상 피폭량 139.77 man-mSv의 29.84 % 인 41.71 man-mSv로 평가 되었다. 총 2,017.2 톤의 해체폐기물이 발생되었으며 이중 방사성폐기물은 14%인 280.2 톤, 비방사성 및 자체처분대상폐기물은 1,737톤으로 집계 되었다.

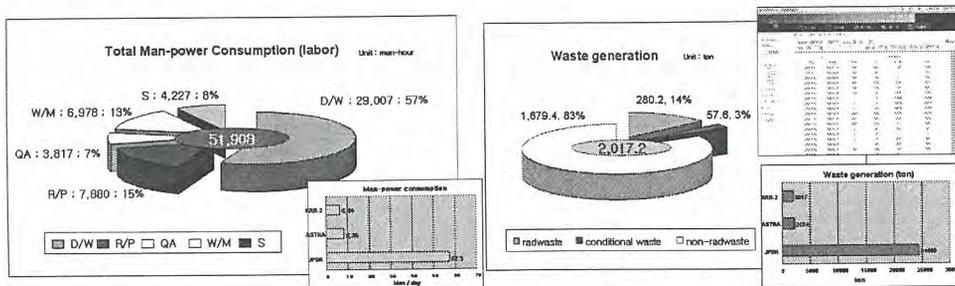


그림. 2 평가자료 도출 차트

이렇게 평가된 값들은 유사 해외 사례(오스트리아, ASTRA 원자로해체)와도 차이가 없음을 알 수 있었다. 이렇게 도출되고 평가된 자료는 해체 대상폐기물의 특성과 비교되어 단위 작업계수로 전환되었다. 오염된 시설의 콘크리트 표면에서의 제염작업에는 평균적으로 1.14 m²/1 man-hour가 소요되는 것으로 평가되었고, 좀 더 힘든 천장 및 벽체에서는 0.63 m²/1 man-hour가 소요되는 것으로 평가되었다. 열교환기의 해체활동에서는 톤당 114.5 man-hour 에서 128.7 man-hour의 값을 보였다. 이렇게 도출된 평가 자료들은 추후 원자력시설의 해체 계획 및 엔지니어링업무에 기본적으로 활용될 수 있을 것이다.

해체부지의 최종현황조사를 위한 계획수립

홍상범, 주민수, 정경환 이기원, 정운수
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
 sbhong@kaeri.re.kr

1. 서론

노후된 원자력시설에 대한 해체의 최종단계로 부지의 잔류방사능 평가 및 오염물질을 제거하는 일련의 과정을 통해 최종적으로 부지개방(site release) 된다. 국내 원자력 시설 중 연구로 1호기(TRIGA Mark-II)와 연구로 2호기(TRIGA Mark-III)의 주변부지 및 건물(실험시설)에 대한 제염 및 해체를 작업이 대부분 완료된 상태이고, 부지 및 건물에 잔류방사능 평가를 수행해야 한다. 그러나 국내의 경우 원자력 시설의 해체 후 부지개방을 위한 기준 및 지침이 아직 정비되지 않아서 관련기술의 개발을 통한 기준정립이 절실히 요구된다. 본 연구는 부지개방을 위한 부지개방기준(Site Release Criteria)를 설정하고, US EPA, NRC, DOE 및 DOD에서 오염 가능성이 있는 부지에서 방사선 조사를 수행하는데 지침이 되어 사용되는 MARSSIM을 적용하였다. MARSSIM에서 제시하고 있는 통계학적 방법론이 적용된 VSP(Visual Sample Plan) 프로그램을 이용하여 연구로 부지 및 건물의 잔류방사능 측정을 위한 적절한 샘플개수 및 측정위치를 구하고, 부지개방을 위한 계획을 수립하였다.

2. 본론

부지의 잔류방사능 평가를 위해 우선 해체부지의 재이용 및 재활용에 따른 부지개방기준을 수립해야 한다. IAEA의 경우 10 ~ 300 $\mu\text{Sv/y}$, US NRC의 경우 250 $\mu\text{Sv/y}$ 및 US EPA의 경우 150 $\mu\text{Sv/y}$ 를 부지 재이용에 따른 선량기준으로 적용하고 있다. 국내의 경우 관련기준이 수립되어 있지 않은 상황에서 연구로 1, 2호기 해체부지의 국외의 기준을 비교하고, 연구로 부지의 경우 재이용 방안등을 고려하여 보수적으로 100 $\mu\text{Sv/y}$ 을 설정하였다. 위의 기준에 따라 핵종별 유도농도 지침한계(DCGL, Derived Concentration Guideline Limit)을 연구로 부지특성을 반영하여 RESRAD 및 RESRED-Build 전산코드를 이용하여 도출하였다.

연구로 부지에 대하여 사전조사(Scoping Survey) 및 특성조사(Characterization Survey)를 수행한 결과 Co-60 및 Cs-137 핵종이 일부지역에서 검출되었으나, 그 수준이 매우 미미한 것으로 평가되었고, 전체 부지에 대하여 방사선량 분포를 측정된 결과 환경준위와 크게 다르지 않음을 알 수 있었다. 이러한 조사 자료를 근거로 연구로 부지의 경우 MARSSIM에서 제시하고 Class를 구분 적용하였다. MARSSIM은 오염 가능성이 있는 부지에서 조사를 수행하는 지침으로써, 대상 부지에 대하여 어떠한 근거, 절차, 위치 등의 전반적인 방사능 조사 절차에 대하여 기술하고 있다. 부지의 잔류방사능 평가를 계획하는 단계에서 조사단위를 분류하고 측정방법, 개수, 지점 등을 평가한다. 실행단계는 통계적 측정방법 등에 대한 절차를 제시하고 평가를 수행한다. 마지막으로 평가단계에서는 수행된 조사 자료를 평가 결과에 따라 부지개방기준을 만족하는지를 평가한다.

연구로 부지의 오염지역 분류는 MARSSIM에서 제시하고 있는 지침을 적용하여 조사단위(Survey unit)을 하나 또는 그 이상의 조사단위로 구성될 수 있으며, 부지최종조사를 목적으로 평가된 크기와 형태 등의 부지특성을 고려하여 그 크기를 제한하여 적용하였다. 연구로 건물 또는 부지 지역의 경우 사전조사 및 특성조사를 통하여 부지 및 건물에 대하여 Class 3로 구분이 가능할 것으로 판단되나, 보수적으로 Class 2로 가정하여 측정단위를 나누고 각각의 측정단위에서 측정시료의 개수 및 위치 등을 산정하였다. MARSSIM에서 제시하는 방법론을 적용하여 부지 및 건물의 최적화된 샘플개수를 구하기 위해서는 LBGR의 설정이 필요하다. 일반적으로 LBGR 값을

DCGL_w 의 1/2값을 제시하고 있으나 상대이동 값(식. 1)의 범위(0.1 ≤ Δ/δ ≤ 3) 이내의 범위로 제한하고 있어 연구로 부지의 경우에도 LBGR을 조절하여 건물 및 부지에 대한 시료의 개수를 도출하였다. 도출에 필요한 입력인자는 표2에 제시하였다.

$$\Delta/\delta = \frac{DCGL_w - LBGR}{\delta} \quad (1)$$

이러한 자료들을 이용하여 부지 및 건물에서 적절한 샘플의 수와 위치를 구하기 위하여 VSP(Visual Sample Plan) 프로그램을 사용하였다. VSP는 통계학적인 계산에 의하여 대상 지역의 Sample 개수와 위치를 나타내주는 프로그램으로 복원 대상 부지 내 샘플링 계획 단계에서 매우 유용하게 활용 할 수 있다. 그림 1와 같이 프로그램을 실행 후 대상 부지 및 건물을 설정하여 2-D 및 3-D로 대상지역에서 샘플개수 및 위치를 구할 수 있게 된다.

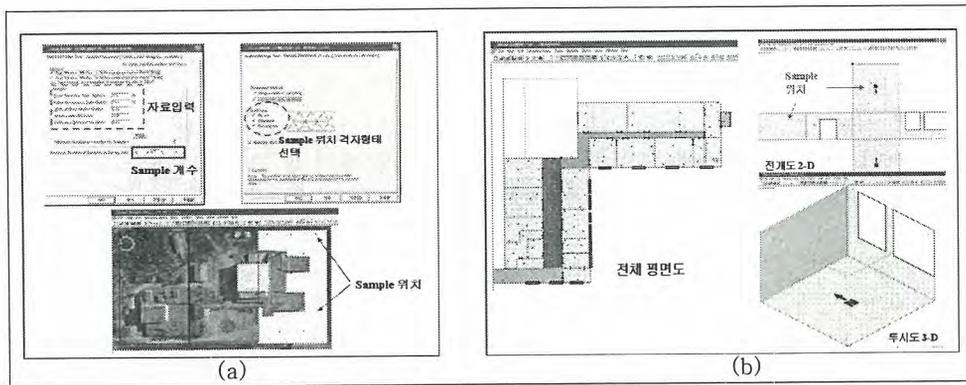


그림 1. VSP를 이용한 부지 및 건물내의 샘플 개수 및 위치

표 2. VSP 입력 인자

	부지	건물
Test 방법	Sign Test	Sign Test
오염지역분류	Class 2	Class 2
DCGL _w	0.116 Bq/g	0.680 Bq/g
LBGR	0.02 Bq/g	0.58 Bq/g
Type I Error (α) / Type II Error (β)	0.05(5%) / 0.1(10%)	

3. 결 론

연구로 해체 프로젝트의 최종 단계인 최종현황조사(Final Status Survey)를 위하여 부지 및 건물의 재이용에 따른 예상피폭선량을 평가하여 유도농도지침한계(DCGL)을 도출하였고, 사전조사 및 특성조사를 통해 얻어진 결과를 바탕으로 핵종별 방사능 농도를 측정하였다. 이러한 결과를 바탕으로 건물 및 부지의 최종현황조사를 위한 시료의 개수 및 위치 등에 대하여 MARSSIM 방법론을 적용하여 연구로 부지 및 건물의 개방기준을 만족시키는 시료의 개수와 위치를 구하였다. 부지 및 건물을 Class 2 지역으로 분류하고, 사전에 설정한 입력인자들과 VSP 프로그램을 이용하여 필요한 시료의 개수는 각각 23개/측정단위 (부지), 11개/측정단위(건물)로 계산되었다. 이러한 결과를 이용하여 향후 부지와 건물 잔류방사능 측정은 직접 샘플을 채취하여 실험실분석 및 ISOCS(In Situ Object Count System)를 활용한 현장분석을 동시에 적용할 예정이며, 표면 방사선량률 및 표면오염도 측정도 수행할 것이다. 이러한 결과는 향후 원자력시설 해체 후 부지의 재이용을 위한 기준을 마련하고, 수행하는 기초적인 자료가 될 것으로 판단된다.

UF6 실린더 내부표면 제염공정 분석

전관식, 유성현, 조영준, 설증근*, 한옥진*, 강필상*

(주)유이엔지, *한전원자력연료(주)료

kschun44@hotmail.com

1. 서론

UF6 핵연료순반용 실린더를 재사용하기 위해서는 국내 원자력법 및 국제 운반관련 규정에 따라 매 5년마다 사용검사를 받아야 하며, 사용검사를 수행하기 전에 실린더 내부를 세척하여야 한다. 한전원자력연료에서는 사용검사 역무를 외국에 위탁하여 수행하였으나 이를 자체적으로 수행하고자 UF6 실린더 세척 및 사용검사 시설을 설치하여 2007년 후반기부터 운영하고 있다. 이 중 UF6 실린더 세척공장의 각 세척단계별 세척시간에 따라 배출되는 세척폐액 중 우라늄농도를 분석하여 본 공장의 제염공정을 해석하고자 하였으며, UV 스펙트럼과 XRD 커브를 이용하여 폐액 내에 용해된 우라늄의 화학종도 규명하고자 하였다.

2. 실험 및 결과

UF6 실린더 내부 세척은 일련의 5단계를 거쳐 시행되었으며, 각 단계별 세척시간은 45분이었다. Step-1, Step-4 와 Step-5에서는 20L의 물로만 각각 세척하였고, Step-2 와 Step-3 에서는 7wt.% Na_2CO_3 용액 18.5L 에 35wt.% H_2O_2 용액 1.5L를 가한 총 20L 용액으로 세척하였다. 각 단계별 세척시간에 따라 채취된 세척폐액은 ICP-AES로 우라늄 농도를 분석하였고, Step-2의 세척종료 후 취한 폐액 중 침전물의 일부는 XRD 분석에 그리고 침전물을 제외한 상등 액의 일부는 UV-VIS spectrometer 로 분석하는데 사용하였다.

Step-1의 경우는 세척액 중 우라늄농도가 지수 함수적으로 증가하고 있지만, 그 다음단계부터는 세척시간에 따라 우라늄농도가 세척시간 경과와 더불어 선형적으로 증가하는 경향을 나타내고 있다(그림 1의 a). Step-1에서 초기의 완만한 상승 후 급격한 증가 현상은 내벽에 부착되어 있는 우라늄화합물의 용해 또는 탈착에 필요한 시간 때문으로 생각된다. 또한 그림 1의 b 에서 보는 바와 같이, 세척단계가 거듭됨에 따라 우라늄 농도가 급격히 감소하고 있으며, Step-5에서의 우라늄농도는 Step-1에서의 우라늄농도에 비하여 약 1/760 정도를 나타내고 있다. 특히, Step-4에서의 우라늄 농도는 Step-5에서의 우라늄 농도의 2배 정도에 불과함을 보이고 있음은 한 단계를 제하여도 용기 내벽의 우라늄 제거에 별 영향은 없을 것이라 판단된다.

세척액에 의해 제거된 총 우라늄 양(약 0.931kg, 그림 2참조)을 근간으로 추정된 용기 내의 우라늄화합물(UF6, UF4, UO_2F_2 등)은 1.205kg 내지 1.377kg의 범주에 있을 것으로 예상되는데, 이 값은 용기의 세척전과 후의 무게감량(약 1.4kg)과 거의 일치하고 있다. XRD로 분석한 결과, $\text{Na}_4\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3$, UO_2F_2 , NaF 등이 공존하고 있어 세척 전 실린더 내에 존재하는 우라늄이 불화물이었음을 뒷받침 해 주고 있다. 이상의 결과는 용기 내에 부착된 우라늄 화합물의 거의 대부분이 본 제염공정에 의해 제거되었음을 암시해 주고 있다. 그리고 그림 1의 b 에서 보는 바와 같이, Step-1은 Step-2 내지 Step-5 의 지수함수적인 감소경향에서 조금 벗어나고 있음을 보여주고 있다. 이는 첫 단계의 세척액이 물이기 때문으로 판단된다. 반듯이 첫 단계에서 물로 세척해야 하는 경우가 아니라면, 물보다 $\text{Na}_2\text{CO}_3 + \text{H}_2\text{O}_2$ 용액을 곧바로 투입하여 세척함이 더 효율적일 것이라 생각된다.

한편, 용액의 UV-VIS 스펙트럼과 XRD 커브 상에 나타난 결과는 우라늄의 화학종이 $\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$ 으로 식별되어 일차 실험 결과[1]와 일치함을 나타내고 있다. 그리고 실제 제거된 총 우라늄의 양에 비하여 화학 양론적으로 $\text{Na}_2\text{CO}_3 + \text{H}_2\text{O}_2$ 의 양이 과다하게 사용되었다. 따라서 각

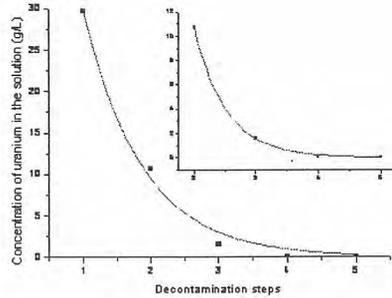
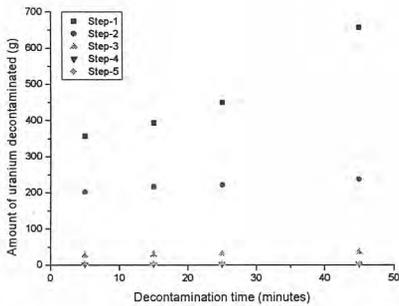
실린더의 오염도에 맞게 조절할 수만 있다면, 이의 첨가량도 줄일 수 있을 것이고, 이로 인한 세척폐액의 양도 줄일 수 있을 것이다.

3. 결론

$\text{Na}_2\text{CO}_3 + \text{H}_2\text{O}_2$ 세척액으로 실린더 내부에 부착된 우라늄을 5단계 공정으로 충분히 제거시킬 수 있음을 확인하였다. 그리고 현 5단계의 제염공정 중 첫 단계인 물로 세척하는 공정을 생략하고 바로 $\text{Na}_2\text{CO}_3 + \text{H}_2\text{O}_2$ 용액을 투입하여도 문제가 없다면, 세척액뿐만 아니라 생성되는 폐액의 양도 감축시킬 수 있는 4단계 제염공정의 기술적 타당성 및 이의 최적 운전조건을 도출하기 위한 연구가 요구된다.

참고문헌

1. 전관식 등, "UF6 실린더 내부표면 세척공정 폐액 분석", 방사성폐기물학회 2008년 추계학술발표회 (2008).



(a) 시간에 따른 우라늄양의 변화

(b) 각 단계별 우라늄농도 변화

그림 1. 세척폐액 중 우라늄 양과 농도 변화

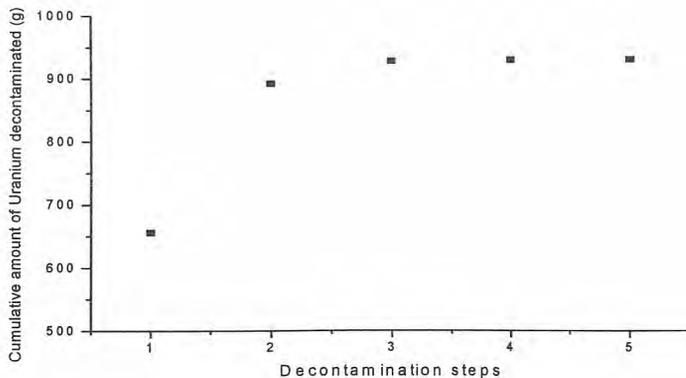


그림 2. 제염공정의 단계가 거듭됨에 따라 제거된 우라늄의 누적 량

복합제염방법을 이용한 방사성 콘크리트혼합토양 제염 기술 개발

김계남, 양병일, 이정준, 문제권, 이근우, 정운수
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
kimsum@kaeri.re.kr

1. 서론

국내의 원자력시설 운영 시 또는 원자력시설 해체 시 다량의 방사성 토양과 콘크리트가 발생되고 있고, 상당량의 토양과 콘크리트폐기물이 원자력시설 폐기물저장고에 보관되어오고 있다. 이 방사성 토양과 콘크리트의 주 핵종은 코발트와 세슘이며, 오염농도는 대부분 3,000Bq/kg 이하이다. 그러므로 이 방사성토양과 콘크리트를 자체처분 기준농도이하로 코발트와 세슘을 제거하여 자체 처분한다면, 중 저준위 방사성처분장에 영구 처분하는 비용 보다 매우 저렴하게 처분할 수 있다. 본 연구에서는 원자력시설 폐기물저장고에 보관되어 있는 방사성 토양과 콘크리트로부터 방사성 핵종을 제거하여 자체 처분할 수 있는 오염농도로 저하시키기 위한 기술을 개발하였다. 먼저 콘크리트와 토양을 혼합하고 이 콘크리트 혼합토양을 제염하기 위한 세척기술과 동전기기술을 복합한 복합제염기술을 개발하였다.

2. 실험결과 및 고찰

논문 및 특허를 참조하여 전기화학세정공정의 평가 대상 세정제로 EDTA, Oxalic acid, Citric acid, Acetic acid, Nitric acid를 후보세정제로 선정하였다. 후보세정제를 사용하여 전기화학세정적 실험을 한 결과 Nitric acid를 최적세정제로 선정하였다.

오염된 토양과 파쇄된 콘크리트를 혼합한 콘크리트 혼합토양을 질산, 증류수, 염산을 세정제로 사용하여 전기화학세정기술만으로 제염한 결과 코발트와 세슘의 제염효율은 질산 사용 시 20.1%와 38.2%이고, 증류수 사용 시 3.1%와 21.1%이고, 염산 사용 시 2.0%와 68.2%에 불과했다. 앞의 실험결과 동전기제염만으로는 콘크리트 혼합토양으로부터 코발트를 제거하는 것은 불가능하므로 전처리 개념으로 염산을 사용하여 콘크리트를 세척하여 콘크리트 내의 시멘트를 CO₂로 분해제거한 후 콘크리트 입자의 pH를 측정된 결과 3.7이었다. 이와 같이 콘크리트의 pH가 6이하이므로 동전기방법에 의한 코발트 제거가 가능하리라 사료되었다. 염산세척에 의해 4시간 동안 콘크리트 내의 코발트와 세슘은 각각 89.0%와 76.3% 제거되었다. 이 혼합물로부터 염산폐액을 분리하고 콘크리트를 모의오염토양과 혼합하였다. 이 콘크리트 혼합토양을 앞에서 사용한 1L규모 동전기장치의 동전기 셀에 넣어 동전기제염 실험을 14.83일간 수행하였다. Fig. 1과 같이 염산세척에 의해 0.17일 후 콘크리트 혼합토양으로부터 코발트이온과 세슘이온은 각각 평균 26.7%와 22.9% 제거되었고 15일 후에는 코발트이온과 세슘이온은 각각 95.4%와 92.5% 제거되었다. 한편 콘크리트 혼합토양 제염 폐액발생량은 염산 세척 시 1.25ml/g이고, 동전기제염시는 Fig. 1과 같이 초기에는 다량의 폐액이 발생되었지만 서서히 발생량은 감소했다. 그러나 전반적으로 콘크리트 혼합토양의 수리전도도가 크기 때문에 3.2ml/g이 발생되어 복합제염 결과 총 4.45ml/g 콘크리트 혼합토양 제염폐액이 발생되었다. 이 콘크리트 혼합토양 폐액발생량은 세척방법만으로 제염할 경우 발생될 폐액부피의 약 1/5 정도이다. 한편, 발생된 토양폐액은 증발조에서 증발시켜 처리할 계획이다.

3. 참고문헌

1. K. Popov, I. Glazkova, V. Yachmenev, and A. Nikolayev, "Electrokinetic remediation of concrete: effect of chelating agents," Environmental Pollution, pp. 1-7(2008).
2. K. Reddy, C.Y. Xu and S. Chinthamreddy, "Assessment of electrokinetic removal of heavy metals from soils by sequential extraction analysis," J. Hazard. Mater., B84, pp 279-296(2001).

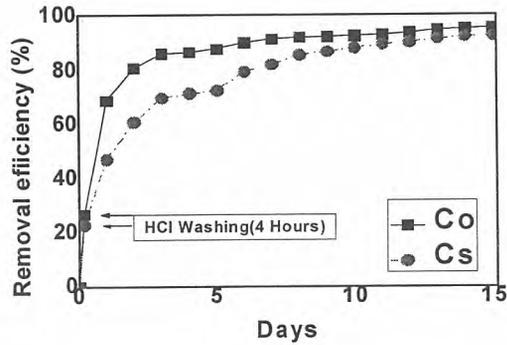


Fig. 1. A total removal efficiency of Co^{2+} and Cs^+ from the soil mixed with concrete(soil 70%+concrete 30%) with remediation time on using 0.01M nitric acid reagent after washing with 3.0 M hydrochloric acid for 4 hours.

해체 작업에서 방사선 피폭 계산을 위한 QADS 코드의 격자수 결정 방안 연구

황정훈, 서범경, 이동규, 이근우

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

hshoon78@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설의 해체에서 중요한 요소 중의 하나는 시설 내에 분포되어 있는 방사선학적 정보를 통하여 실제 해체 시에 적절한 작업 공정을 선택하여 작업자 피폭을 줄이는 것이다. 현재 신속한 선량 분포의 계산을 통하여 이들 계산값에 대한 3차원 가시화 도구와 작업자의 시나리오를 접목시켜 ALARA 원리를 기반으로 피폭선량에 대해서 작업자의 방사선학적 안전성 평가에 이용되고 있다.

본 연구에서는 해체작업환경의 피폭평가를 수행하기 위해서 해체 대상에 대한 피폭계산을 SCALE 5.1 전산코드 내의 QADS[1] 기능을 이용하여 도출을 한다. 하지만 해체 대상의 크기에 따라 피폭선량을 결정하는데 있어 선원의 크기 및 선원격자의 결정에 의해 다소 선량값에 차이점을 보였다. 이러한 차이는 해체작업 시 작업자가 피폭되는 방사선량의 정보구축에 대해서 영향을 끼치게 되므로 보다 정확한 격자 결정 조건의 필요성을 가진다. 여기서는 QADS를 이용하여 가장 일반적인 모델에 대한 피폭선량을 계산하고, 이를 근거로 여러 대상에 대한 최적의 격자 결정 방법을 결정하였다.

2. 계산 방법 및 결과도출

SCALE 5.1 내의 QADS의 기능은 단순 혹은 복잡체에 대한 중성자와 감마선 차례계산을 하기 위해 point-kernel 법[2]을 이용한 전산코드이다. 여기서 가장 큰 주요한 요소는 선원에 대한 격자의 선택이다. 격자를 어떻게 선정함에 따라 결과에 대한 차이를 보이기 때문에 단순모델에 대한 선행계산을 수행하였다. 계산조건은 선원 구조는 원통, 직육면체, 평면으로 가정하였고, 크기는 원통의 경우 반지름 30 cm, 높이 76.2 cm로 하였으며 직육면체의 경우 1460 × 260 × 290(L×W×H)라 두며, 평면은 1000 × 300 × 20(L×W×H) 으로 두며, 방사선의 세기를 원통의 경우 3.7×10^7 Bq로 지정하고 나머지에 대해서는 5.0×10^7 Bq 으로 지정을 하였다. 이들 가상모델의 기준점을 중심으로 x, 축에 대해서 100 cm 간격을 두어 방사선량을 계산을 수행하였다. 격자조건은 원통의 경우 기본값으로 x, y, z 에 대해서 30, 30, 20 으로 설정하고 직육면체, 평면일 경우는 30, 30, 30 으로 설정하며, 이 값들을 기준으로 4가지 격자조건을 선정하여 계산을 수행하였다.

표 1. 격자수에 대한 방사선량 계산 결과

조 건		좌표별 격자 수			격자크기			계 산 결 과
		x	y	z	x	y	z	
원 통	1	11	30	15	2.73	0.21	5.08	1.568×10^{-01}
	2	24	24	23	1.25	0.26	3.31	1.569×10^{-01}
	3	30	30	20	1.00	0.21	3.81	1.569×10^{-01}
	4	40	40	30	0.75	0.16	2.54	1.570×10^{-01}
직육면체	1	30	30	30	4836	8.66	9.66	1.330×10^{-09}
	2	35	35	35	41.71	7.42	8.28	4.669×10^{-09}
	3	60	35	30	24.3	8.66	8.25	9.306×10^{-08}
	4	40	20	20	36.5	13.0	14.5	1.839×10^{-08}
평면형태	1	30	30	30	33.3	10.0	0.66	2.255×10^{-06}
	2	15	10	10	66.0	30.0	2.0	1.019×10^{-06}
	3	20	10	10	50.0	30.0	2.0	1.017×10^{-06}
	4	8	4	8	125	37.5	5.0	7.365×10^{-07}

표 1은 세 가지 형태에 대한 격자수 결정에 대한 계산결과를 나타내었다. 또한 격자수에 대해서 세 가지 선원에 대한 계산결과를 비교하였다. 그림 1과 같이, 원통의 경우 격자수의 변화에 따라 일정한 값을 보인다는 것을 확인하였고, 직육면체와 평면 선원의 경우에 격자수의 변화에 대해서 선량값이 크게 변하는 것을 확인하였다. 특히 직육면체의 경우 x축에 대한 격자수 보다는 y 및 z 축에 대한 격자의 조건에 따라 방사선량이 변화하였고, 평면선원에 대해서는 x축에 대한 격자수를 조밀하게 하기 보다는 넓은 격자범위를 설정하는 것이 적합한 것으로 나타내었다.

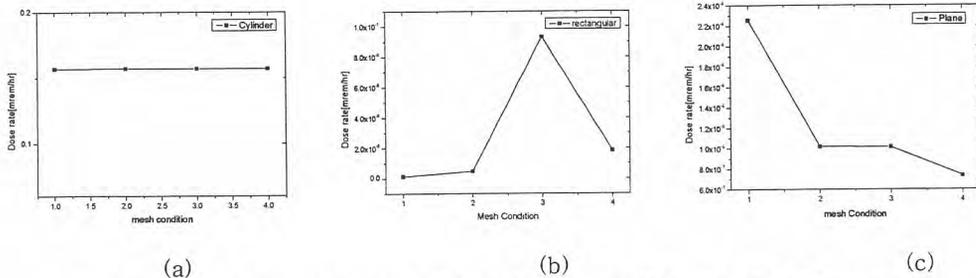


그림 1. 선원 형태에 대한 방사선량의 계산 결과 (a) 원통, (b) 직육면체, (c) 평면

3. 결론

세 가지의 다른 형태의 방사선원에 대하여 격자수를 변화시키면서 방사선량을 계산하였다. 그 결과 원통의 경우는 격자수와 상관없이 일정한 값을 보였으나, 다른 두 가지의 선원형태에서는 격자수에 따라 방사선량 값들이 크게 변하였다. 따라서 이들 선원형태에 대하여 정확한 피폭 선량을 평가하기 위한 격자수를 결정하였다. 본 연구에서는 방사선원의 크기에 따른 격자수 결정 방법을 제안하였으며, 선량계산에 있어 다른 전산코드(MCNP)와 비교하여 결과를 검증하였다.

참고문헌

- [1] B. L. Broadhead, M. B. Emmett , QADS : A Multidimensional Point-Kernal Analysis Module, Oak Ridge National Laboratory report ORNL/TM-2005/39
- [2] K.V. Subbaiah, R. Sarangapani, GUI2QAD : A graphical interface program for QAD-CGPIC Annals of Nuclear Energy 33(2006) 22-29

원자력발전소 해체 폐기물 재활용 위험도평가 방법론 설정

이재민, 양희창, 전중선, 이수홍, 최경우*

(주)에네시스, 대전광역시 유성구 구암동 328번지

*한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19-0

imlee@enesvs.co.kr

1. 서론

원자력발전소 해체시 많은 양의 콘크리트와 금속 폐기물이 발생한다. 일반적으로 대부분의 콘크리트와 금속 폐기물은 저준위 폐기물로 분류되며 다량으로 발생되므로 처분에 많은 비용이 소모된다. 대부분의 원전해체 폐기물은 저준위이하 등급의 방사성 물질이기 때문에 재활용의 가능성이 높으며 해체 폐기물 중에서 일부만이 제염 등의 처리가 필요하다. 그러나 다량으로 발생하는 해체 폐기물 재활용을 위해서는 구체적인 시나리오 분석 및 위험도 평가 방법이 정립되어야 한다.

원자력 규제 전반에 걸쳐 위험도 평가 방법과 확률론적 안전성 평가 방법은 다양한 규제현안으로 개발되고 적용되고 있다. 본 연구에서는 해체폐기물 재활용 위험도 평가 방법론을 설정하기 위하여 우선적으로 탄소강과 콘크리트를 평가 대상으로 선정하였다. 여기서 확률론적 방사선 피폭 평가는 재활용 안전성 평가의 중요한 기술적 요소로 적용된다. 본연구에서는 확률론적 접근 방식을 통하여 재활용 단계별 물질 이동 모델과 피폭평가 모델 개발 방안을 수립하였다. 이를 향후 대형 해체 폐기물 관리 평가도구 개발에 활용하고자 한다.

2. 본론

원전 해체 현황

원자력 발전 상용화 이후 설계수명을 다한 원자로의 수가 증가하고 있으며 이에 따라 각국은 원전의 해체 단계를 거치고 있다. 프랑스의 경우 Chinon gas-cooled reactor 및 Bugey & St Laurent 원전 해체 후 금속폐기물 재활용을 위해 Marcoule Recycling Plant 건설하였다. 영국의 경우, 약 25개의 원자로가 해체 및 해체 대기중인 상태이다. 스페인은 Vandellós-1 gas-graphite reactor의 부분 해체가 진행되었고 해체 30년 후 잔류방사능의 95%이상 감쇄시 부지 해체의 기준을 수립하였다. 독일은 Greifswald NPP, Niederaichbach NPP, Gundremmingen-A NPP의 해체가 진행되었고 대부분의 금속은 재활용하는 방향을 수립하였다. 미국 역시 다수의 원자력 시설이 해체 완료되었으며 현재도 다수의 원자력 시설 해체가 진행 중이다. EUROPEAN COMMISSION의 해체폐기물 재활용 방안을 살펴보면 해체폐기물을 선별적으로 원자력시설에 재활용한다는 방침하에 재활용 시나리오 개발 및 재활용 비용 분석을 수행하였다. EUROPEAN COMMISSION의 재활용안을 살펴보면 금속의 경우 폐기물 용기 및 차폐박스로 이용하며 콘크리트의 경우 처분시설 뒷채움재 및 차폐블럭으로의 재활용 등을 제안하고 있다.

위험도 평가 방법론

원자력발전소 해체시 발생하는 다량의 폐기물의 적합한 관리와 재활용은 중요한 문제로 대두되고 있다. 확률론적 안전성 평가 방법론은 다양한 인허가의 의사결정에 적용되고 있다. 확률론적

안전성 평가 방법론 역시 원자력발전소 해체과정에서 발생하는 방사성폐기물의 위험도 평가 방법론 개발에 적용될 수 있으며 다음과 같은 단계에 따라 구성하였다.

- 위험도 정의
- 선원항 평가
- 시나리오, 사고결말 선별 및 정의
- 각 사고별 방사성물질의 방출을 평가
- 선원항과 방출을 등의 기초자료를 활용한 위험도 정량화
- 위험도 등급의 정의
- 폐기물 관리를 위한 제시안 도출

피폭평가 방법론

확률론적 방사선 피폭 평가 방법론 개발은 재활용 위험도 평가의 중요한 기술적인 요소이다. 확률론적 접근법을 기초한 물질 이동 모델(material flow models)과 피폭평가모델을 사용하여 재활용 위험도 평가 방법론을 수립하였다. 피폭 평가는 실현 가능한 시나리오를 고려하여 확률론적 피폭 평가를 수행한다. 시나리오의 확률론적 분석을 위해 확률론적 분포 개발이 중요하다. 실질적인 피폭 시나리오 개발을 위해 고려해야 할 주요 인자로는 향후 활용도,, 방사성 오염의 예상준위 및 시간과 지형을 고려한 예상 방출 분포 등이 있다.

해체폐기물의 재활용에 의한 잠재적인 피폭평가 방법론은 크게 두가지의 주요 항목으로 구성하였다. 첫 번째 항목은 재활용 과정을 통한 폐기물 이동을 분석하는 것이고 두 번째 항목은 피폭시나리오를 개발하고 분석하는 것이다. 피폭평가에는 외부피폭, 흡입 및 섭취로 인한 내부피폭을 고려한다. 도출된 기초 시나리오 중, 콘크리트 파쇄석의 도로 기반석 재활용 시나리오의 경우 물질 이동은 파쇄, 운송, 차도 건설로 크게 설정하였다. 이 때 취급시 피폭 시나리오는 파쇄공정에서의 작업자 및 일반인 피폭, 운송 과정에서의 운전자 및 경로의 일반인 피폭, 차도를 이용하는 일반인의 피폭 시나리오를 설정하였다. 수립된 각각의 피폭시나리오별로 외부피폭, 흡입 및 섭취에 의한 피폭가능성을 고려하여 피폭경로를 결정하여 향후 위험도 평가에 적용한다.

3. 결론

원자력발전소 해체시 발생하는 많은 양의 해체폐기물의 효율적인 관리를 위하여 확률론적 평가 기법을 활용하는 방법론을 제안하였다. 해체 폐기물의 재활용을 위하여 확률론적 평가방법론과 방사선 피폭 평가 방법론이 결합된 위험도 분석 방법론으로 해체폐기물의 관리 도구 개발 방안을 수립하였다. 또한 금속폐기물 및 콘크리트의 재활용 우선적으로 고려하여 기초 시나리오를 수립하였다. 향후 본연구에서는 방사선 안전성 평가 방법론 분석을 위하여 방사선 안전 목표, 위험 요소 및 안전성 평가 방법을 분석하고 위험 요소의 우선 순위설정 및 분석에 수반되는 불확실성 및 민감도 분석을 수행할 예정이다. 최종적으로 대량 발생 해체폐기물의 방사능 준위, 위험도별 관리방안 설정을 위하여 폐기물 특성에 따른 위험도 평가 및 안전성 평가 결과를 통한 처리 방법 개선안 도출하며 시나리오 설정, 분석, 사고 수목 개발 및 분석 방법론 개발하여 국내 현황에 맞는 상세 해체 부지 및 폐기물 관리 시나리오를 작성하며 이를 통하여 대량발생 해체폐기물의 위험도 검증 방법론 개발 및 대안 설정을 통한 검증기준모델을 확립함에 본연구의 목적이 있다.

초임계 이산화탄소를 이용한 토양의 크기에 따른 토양 내 중금속 제거 효율 비교

이정근, 유재룡, 성진현, 박익범*, 나경호*, 박광현
경희대학교, 경기도 용인시 기흥구

*경기도 보건환경연구원, 경기도 수원시 장안구

whoisaoi@khu.ac.kr

1. 서론

토양 오염은 수질 오염이나 대기 오염과 달리 오염에 의한 피해가 나타나기까지 많은 시간이 걸리는 것으로 알려져 있다. 또한 토성에 많은 영향을 받기 때문에 토양이 같은 물질로 오염 되었더라도 지역에 따라 오염의 결합이 크게 다르다. 따라서 다양한 오염의 결합을 제염하기 위해서는 다양한 제염법이 개발되어야 한다. 현재 사용되고 있는 오염토양의 제염법에는 전기분해를 이용한 전기동력학적인 방법과 고압의 물로 오염토양을 씻어내는 Soil Washing이 있다. 그러나 전기동력학적 방법은 중금속 제거 후 수소 이온의 증가로 토양의 산성화가 진행되며 다량의 전기 에너지가 필요한 단점이 있다. 또한 Soil Washing은 많은 물을 사용하고 필요에 따라 첨가되는 EDTA (ethylenediaminetetraacetic acid) 등의 추출제가 새로운 오염물질이 되기 때문에 다량의 2차 폐기물이 발생하는 단점이 있다. 초임계 유체는 2차 폐기물을 적게 발생시키는 것으로 알려져 있다. 따라서 본 연구에서는 독성이 없고 다루기 쉬운 초임계 이산화탄소를 이용하여 모의 시료에 흡착되어 있는 중금속을 제거하였다. 본 연구의 최종 목적은 토양의 크기에 따른 중금속 제거 효율을 비교하고 최적의 제염 조건을 확인하는데 있다.

2. 실험 및 결과

실험에 앞서 제염하고자 하는 금속이온을 선정하였다. 원자력발전소 주변의 토양과 중금속이 많이 쓰이는 공장 주변의 토양을 모두 효과적으로 제거하기 위해 4가지 금속 이온(코발트, 납, 아연, 카드뮴)을 선정하였다. 위의 4가지 금속 이온 중에서 코발트는 원자력발전소의 주변 토양에서 흔하게 발견되는 중금속이고 카드뮴과 납, 아연은 공장 지대 또는 광산 주변에서 많이 발견되는 중금속이다. 실험에 쓰이는 각 금속 이온은 표준 용액(1M 질산) 속에 1000 ppm의 농도로 포함되어 있다. 따라서 각 중금속 이온이 녹아있는 표준 용액을 10 mL씩 취하여 vial에 넣은 다음(총 표준용액의 양은 40 mL) 초음파 세척기를 사용하여(30 분) 각 금속 이온이 균일하게 섞일 수 있도록 해준다. 토양은 일반토양을 체로 걸러서 크기별로 세 가지(0.5mm 이상 1.0mm 이하, 0.2mm 이상 0.5mm 이하, 0.2mm 이하)로 구분한다. 또한 크기가 가장 큰 seasand (JUNSEI, 20-30 mesh, chemical pure)도 준비한다. 토양에 균일하게 금속이온을 흡착시키기 위하여 준비된 네 개의 비커에 크기별로 준비된 토양 세 가지와 seasand를 20 g씩 넣고 금속이온을 2,000 μ L(금속이온 100 μ L / 토양 1 g)씩 넣어준다. 이렇게 준비된 Mock-up 시편을 Fig 1에 나타내었다. 토양 내에 금속이온만을 남기고 1M 질산을 증발시키기 위하여 비커를 24시간 동안 실온에 놓아두고 1M 질산을 완전히 증발시키기 위해 진공펌프(50 $^{\circ}$ C, 40 Torr)에 다시 24시간 이상 넣어둔다. 1M 질산이 모두 증발되었음이 확인되

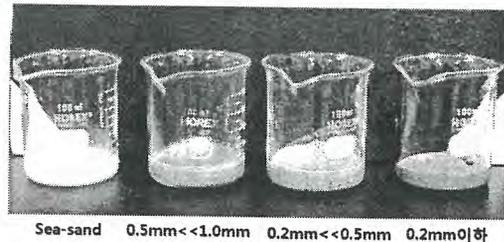


Fig 1. 준비된 토양 시편
(토양 20g + Metal-Ions Solution 2000 μ L)

면 길이 5 cm, 지름 0.7 cm의 유리관에 준비된 토양 0.7 g을 넣고 실험과정에서 토양이 유리관 속에서 빠지지 않도록 하기 위해 유리솜을 유리관 양쪽에 끼운다.

추출 실험을 위한 추출제는 Cyanex-272(Diisooctylphosphinic acid, 290.43 g/mole)와 DEA(Di Ethyl Amine, 73 g/mole)를 선정하였다. 위 두 가지 추출제는 특히 코발트와 납, 아연, 카드뮴의 제거에 효과가 뛰어난 것으로 알려져 있다. 실험 장치는 Fig 2에 나타내었다. 준비된 토양 시료는 원통형 실험 용기(5)에 넣고 추출제(Cyanex-272: 1860 μ L, DEA: 20 μ L)는 교반 용기(3)에 넣는다. 그리고 실린지 펌프와 항온조를 이용해서 압력과 온도를 각각 200bar, 60 $^{\circ}$ C로 유지하면서 30분간 교반 한 후 30분간 동적 추출 실험을 수행한다.

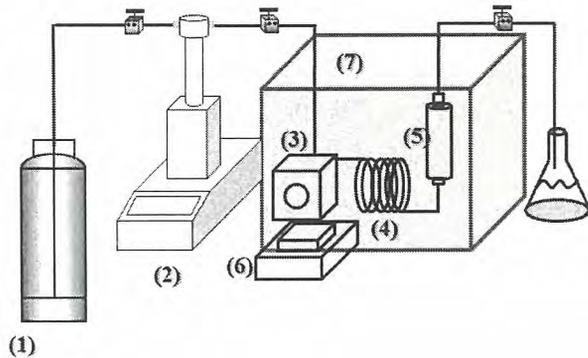


Fig 2. 추출 실험을 위한 실험 장치 구성
 (1) CO₂ 실린더 (2) 실린지 펌프 (3) 교반 용기
 (4) 예열 용기 (5) 원통형 실험 용기
 (6) 교반기 (7) 항온조

실험이 종료되면 실험결과는 ICP (Inductively Coupled Plasma Emission Spectroscopy, Perkin-Elmer, US/OPTIMA 4300DV)를 이용하여 분석한다. 추출 실험과의 결과를 비교하기 위하여 금속이온을 흡착시킨 뒤 추출 실험을 수행하지 않은 표준 시편도 ICP로 함께 분석한다. ICP에 의해서 분석된 결과를 Fig. 3에 나타내었다. 토양의 표면에 공극이 없고 매끄러운 seasand의 추출 효율은 평균 90%로 가장 우수하게 나왔으며 토양의 크기가 줄어들수록 추출 효율이 떨어지는 경향을 보여 0.2mm 이하 크기에서는 평균 50% 정도의 추출 효율을 보였다.

3. 결론

본 연구에서는 토양의 크기에 따라 같은 실험 조건을 수행하여 Seasand에서는 모든 핵종에 대해 80% 이상의 효율을 얻었으며 토양의 크기가 작아질수록 추출 효율이 떨어지는 것으로 나타났다. 특히 0.2mm 이하의 토양에서 추출율이 현저하게 떨어지는 것으로 나타나 여러 크기의 토양이 섞여 있는 실제 시료를 제염하기 위해서는 더 효과적인 추출제의 연구가 필요함을 확인하였다.

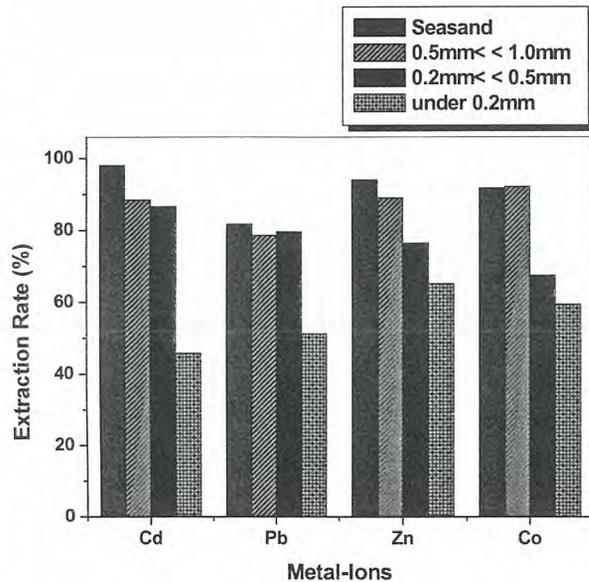


Fig 3. 토양의 크기에 따른 중금속 추출 효율

방사성 금속 폐기물 제염방법 고찰

김대환, 김병태, 홍지식, 임유경

선광원자력안전(주) 부설연구소, 대전광역시 서구 둔산동 1094 스카이빌 202호

kdhdd@hanmail.net

1. 서론

원자력은 세계적으로 매장량이 한정되어 있으며, 또한 지구 온난화를 일으키는 화석연료의 대체 에너지로서 높은 에너지 효율과 청정에너지로서 각광을 받고 있다. 그러나 원자력시설 등에서 필연적으로 발생하는 방사선과 방사성 폐기물이 환경에 미치는 영향 때문에 그 활용성이 극대화 되지 못하고 있는 실정이다.

원자력 이용시설의 운영 또는 해체 시에 발생하는 고체 방사성 폐기물은 크게 가연성과 비가연성으로 구분할 수 있으며, 또한 비가연성 고체 방사성 폐기물은 다시 금속성 폐기물과 비금속성 폐기물로 구분하여 처리하고 있다. 이에 원자력 이용시설에서 발생하는 금속성 방사성 폐기물이 이미 상당한 양에 이르고 그 처리에 있어 재활용 또는 감용을 하기위해 많은 제염방법이 연구되고 있는 실정이다.

원자력시설에서 발생하는 금속성 폐기물의 재질은 주철을 포함한 철재, SUS, 알루미늄, 인코넬 합금 등이다.

방사성 금속 폐기물 제염에 있어 항상 간과해선 안되는 부분은 제염대상물의 종류, 형상, 크기, 기하학적 인자, 오염의 특성 및 분포 등을 염두에 두고 제염방법을 결정해야 하며, 제염 후 2차 폐기물의 발생량도 고려해야 한다.

이에 본 연구에서는 방사성 금속 폐기물의 표면 제염기술의 종류와 특성을 고찰 하였다.

2. 방사성 금속 폐기물 제염

가. 오염 형태

금속 방사성 폐기물의 오염형태를 살펴보면 그림에 나타난 바와 같이 금속 표면에 부착이 나 집적오염, 내부 성장 부식산화막 중의 오염 및 모재 침투성(고착성)오염으로 분류할 수 있다.

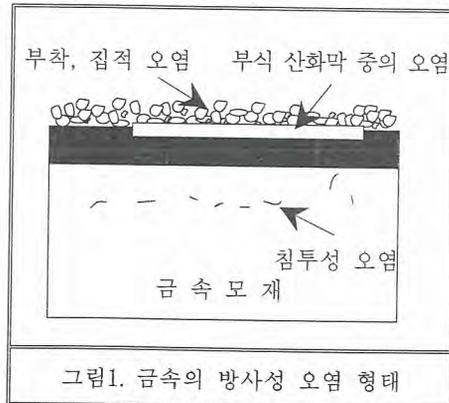


그림1. 금속의 방사성 오염 형태

나. 금속 방사성 폐기물 제염방법

금속 방사성 폐기물의 제염방법은 그 종류와 방사성 핵종 및 오염의 형태가 다양하여 여러 가지 제염 방법들이 국내외에서 연구되어 왔다.

현재 방사능에 오염된 금속폐기물 제염방법에는 크게 물리적 방법과 화학적 방법으로 나눌 수 있다. 물리적 방법으로 Brush제염, 초음파제염, 고압수제염, 진동제염, 플라즈마제염, Shot Blast제염 등이 있으며, 화학적인 방법으로는 화학제염 및 전해제염이 있다.

1) 고압살수제염

고압살수에 의해 오염된 금속폐기물의 표면을 씻어 냄.

2) 초음파제염

초음파를 이용하여 오염물질을 세척하는 방법은 세정공정분야에서 광범위하게 연구되어져 왔으며, 주요 장점으로서는 고품질 세정이 가능하고 수동작업을 대체할 수 있으며, 유해 용매의 제거가 가능하다. 초음파 제염공정에 있어서 표면 오염막의 파괴에는 Cavitation이 중요한 것으로 알려져 있는데, Cavitation 기포가 매질을 때림에 의해 발생하는 충격파가 오염표면의 막에 미세 충돌하게 되며 그 결과로 오염막이 파괴된다.

3) 초임계 이산화탄소를 이용한 제염

방사성 오염물질은 금속염, 금속수화물, 금속산화물 등의 형태가 대부분인데 이러한 금속 방사성폐기물의 제염방법으로 오래전부터 용매추출법이 잘 알려져 있다. 그러나 사용되는 대부분의 용매들이 환경규제물질이므로 대체용매의 개발이 절실하며, 이산화탄소는 다른 용매에 비해 낮고 안전한 임계조건으로 쉽게 적용할 수 있으며, 초임계 영역에서는 액체의 높은 용매특성과 기체의 침투특성을 동시에 갖기 때문에 탁월한 추출효과를 갖는다. 이산화탄소는 무극성이므로 기름과 같은 오염물에 탁월한 효과를 보인다. 그러나 극성물질이나 금속물질에 대한 용해도는 극히 제한적이다.

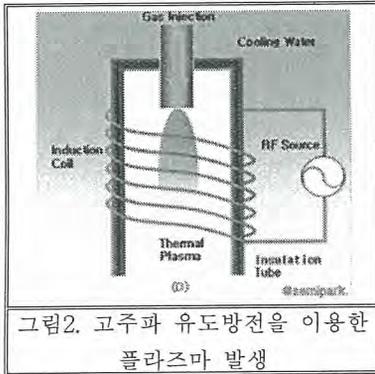


그림2. 고주파 유도방전을 이용한 플라즈마 발생

4) 플라즈마를 이용한 제염

플라즈마를 이용한 제염기술은 표면 오염 핵종과 반응하여 휘발성 화합물을 생성시킬 수 있는 반응성이 높은 플라즈마를 발생시켜 방사성 오염 핵종을 선택적으로 기화시켜 제거하는 건식 공정으로 습식에 비해 2차 폐기물의 양이 적고 공정을 단순화 할 수 있는 장점이 있으며 현재 실용화를 위한 연구가 활발히 진행 중이다.

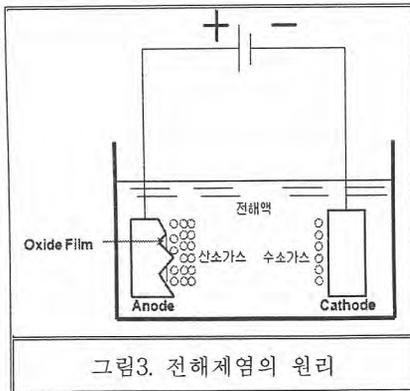


그림3. 전해제염의 원리

5) 전해제염

전해제염은 전기분해 원리를 이용하여 금속표면에 존재하는 부식산화막층이나 기질금속의 얇은 표면층을 전해질 용액 속으로 양극 산화반응에 의해 용출시켜 제거함으로써 방사성 오염을 제거하는 제염기술로 짧은 시간에 자연방사선 준위까지 낮추는 높은 제염계수를 얻을 수 있다. 또한, 국내 특허에 가장 많이 등록된 제염기술이다.

3. 결론

위에서 열거한 제염기술 이외에 아크로 등을 이용하여 금속 방사성 폐기물의 표면을 용융시키는 용융제염, 자기장을 이용한 제염, Shot Blast 제염 등 많은 다양한 제염방법이 있으며, 또한 오염된 금속의 종류, 형상, 오염핵종 등에 따라 한 가지 또는 두가지이상의 제염방법을 조합하여 사용하기도 한다.

해체 콘크리트 미분말 재생특성 평가

박정우, 민병연, 최왕규, 이근우

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045 (덕진동 150-1)

pjw4863@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력 시설의 해체 시 전체 폐기물의 70% 이상 차지하는 콘크리트 해체 폐기물에 대해 선진국들은 처리의 중요성을 인식하고 처리기술과 재활용 방안을 모색[1,2]하였으나 국내에서는 재활용 기술과 경험이 매우 빈약한 상황이다. 국내 연구로 대상 콘크리트 해체 폐기물이 소규모라 할지라도 연구로 해체를 통해 발생한 콘크리트폐기물의 최종 처분부피를 감축하고 향후 원전 해체에 대비한 공통기반기술 확보 차원에서 기술을 개발할 필요가 있다. 원자력 시설 해체시 발생하는 콘크리트 해체폐기물로부터 방사성 폐기물을 분리하여 감용하고 골재를 회수하여 재활용을 위한 처리 기술은 수립되었으나, 이때 발생하는 30% 이상의 방사성 폐기물인 미분말에 대한 활용 방안은 전무하다.

따라서 본 연구에서는 원자력 시설 해체시 발생하는 콘크리트 해체폐기물 분리를 하였을 경우 발생하는 미분말을 700°C로 소성하여 미분말내 많은 비율을 차지하는 시멘트 수화물의 수화성 회복을 하고 재생된(수화성 회복) 미분말로 고화체를 만들어 보다 안정적이고 고정화된 폐기물로 처리하는 것에 목적이 있다.

2. 실험 및 결과

본 실험에서 사용된 미분말은 연구로 해체 시 발생된 비방사성 해체 콘크리트 폐기물인 중량 콘크리트와 경량 콘크리트를 조크리셔를 사용하여 1차 분쇄 후 400°C에서 1시간 동안 열처리 한 후 불밀을 사용하여 2시간동안 분쇄한 후 체 분리(mesh)를 통해 1mm 미만의 중량 및 경량 미분말을 사용하였다. 실험에 사용한 미분말의 화학적 조성은 Table 1과 같다. 미분말을 700°C, 2시간 소성 후 모래(표준사) 및 물(배합수), 고성능분산제(폴리카르본산계)와 배합한 다음 성형 몰드에 넣고 양생하여 미분말 고화체를 제작하였으며 이렇게 제작된 고화체로 재령(1,3,7,28일)에 따른 압축강도시험(KS L 5105)을 측정하였다. 실험 방법은 Fig 1과 같다.

Table 1. Chemical components of cement paste

Element	Heavy paste(wt%)	Light paste(wt%)
Al ₂ O ₃	3.7	10
CaO	13	12.2
Fe ₂ O ₃	44.2	4
K	1.4	2.3
MgO	4.3	0.83
Na	0.4	1.5
S	0.2	0.2
SiO ₂	32.6	68.5
Ti	0.088	0.2
Sum	99.87	99.73

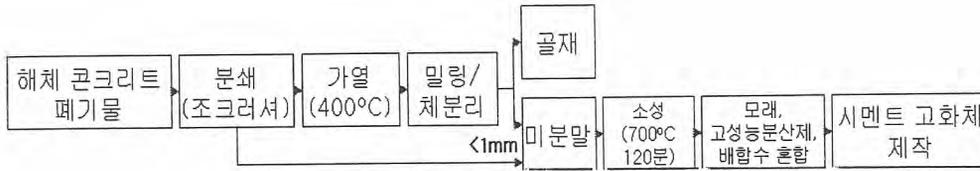


Fig. 1. Test procedure

미분말 재생 방안의 일환으로 고화체 제작을 위해 미분말의 최적 소성 온도 및 시간을 결정하기 위해 열분석(TG-DTA)을 수행한 결과를 Fig 2에 나타내었다. 경량 및 중량 미분말 열분석(TG-DTA) 결과 420°C 이하에서는 자유수 증발로 무게가 감량되는 것을 알 수 있고 420°C~700°C 영역에서는 $\text{Ca}(\text{OH})_2 \rightarrow \text{CaO} + \text{H}_2\text{O}$ 및 $\text{CaCO}_3 \rightarrow \text{CaO} + \text{CO}_2$ 열에 의한 화학적 반응으로 H_2O 탈수, CO_2 증발로 무게가 감량되고 시멘트의 주성분인 CaO 가 생성된다는 것을 알 수 있었고, 소성 온도 700°C 및 2시간의 소성시간이 가장 적합하다고 판단된다.

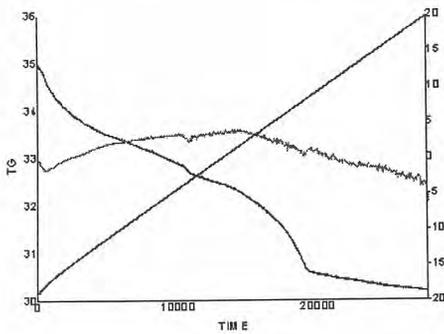


Fig 1(a). Light paste

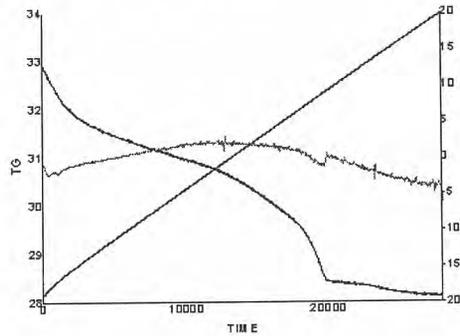


Fig 1(b). Heavy paste

Fig. 2. Analysis TG-DTA of paste

3. 결론

해체 콘크리트 미분말은 420°C ~ 700°C 범위에서 소성할 때 수화성을 회복하는 것으로 나타났고, 700°C에서 2시간이 가장 우수한 것으로 밝혀졌다. 잔골재 혼입에 따른 고화체 압축강도가 저하되는 경향이 있어 재생된 미분말 자체를 사용하여 고화체를 제작하는 것은 어려움이 따라 포틀랜드 시멘트를 일정한 비율로 배합하여 최적비율을 도출하여 보다 안정적이고 고정화된 방사성 폐기물 미분말 고화체 제작이 필요하다.

Reference

1. Cornelissen, H.A.W., "Test installation for volume reduction of contaminated/Activated concrete."KEMA-report 40913-KET/R&B 95-4078, 1995.
2. Sukekiyo, M. et al., "The technical development on recycled aggregate concrete for nuclear facility", Saitama Institute of Technology

국내의 레이저 제염 기술의 현황

임유경, 김병태, 김대환, 홍지식

선광원자력안전(주), 대전광역시 서구 둔산동 1094번지 스카이빌 202호

limyk80@hanmail.net

1. 서론

원자력 에너지 산업이 계속적으로 성장함에 따라 사용 후 발생되는 방사성 폐기물의 처리기술에 관한 관심도 지속적으로 고조되고 있다. 폐기물의 물리 화학적 형태나 성질에 따라 각각 다양한 처리방법이 연구되고 있으며, 각 방법에 따라 이미 산업화되어 사용되어지는 것들도 있다. 방사성 폐기물 처분에 관하여 각 원자력 선진국들은 다양한 연구와 사업을 진행하고 있으며, 우리나라에서도 독자적인 기술 자립을 위하여 노력하고 있다. 그중에서도 방사성 폐기물을 최종 처분하기에 앞서 폐기물의 양 및 부피와 방사능을 감소시키기 위하여 방사성 오염물질을 제거하는 기술에 관한 연구가 활발히 이루어지고 있다. 본 연구에서는 위와 같은 방사성 오염물질의 제거에 있어서 기존 기술에 비하여 2차 폐기물의 발생량이 적고, 작업자가 방사능에 직접 노출되는 위험성이 적으며 제염효과가 우수한 레이저 제염 기술에 관하여 조사해 보았다.

2. 본론

가. 레이저 제염 기술의 필요성

기존 제염방법들은 방사성 오염물질 제거시 2차 폐기물의 발생량이 많고, 물리적으로 제거하기 어려운 화학적 결합형태의 오염물질을 제거하기 위해서는 화학적 방법을 적용하여야 했으며, 작업자의 방사능으로부터의 위험 노출정도가 높았다. 반면, 본 연구에서 살펴볼 레이저 제염을 적용할 경우 기존 방법에 비해 2차 폐기물의 발생량이 감소하게 되고 제염효과가 우수하며 원격제어도 가능할 뿐 아니라 작업자의 방사능으로부터의 위험 노출정도도 낮아질 수 있다. 이 기술은 국내뿐만 아니라 국외에서도 아직 실용화되어 있지 않은 실정이고, 다만 연구가 활발히 이루어지고 있을 뿐이다. 따라서 국내의 독자적인 원천기술 확보 시 국내의 시장뿐만 아니라 국외의 시장으로도 진출이 기대되는 기술이라 할 수 있다.

나. 레이저 제염 기술 원리

레이저 제염은 방사성 오염물질에 레이저 빔을 쬐여주어 증발시킴으로써 방사성 폐기물로부터 방사성 오염물질을 제거하는 방법이다. 다시 말해 오염물질에 레이저빔이 쬐여지면 오염물질이 녹아서 증발되고 이것을 펌프로 빼내거나, 필름 등에 묻어나게 하여 방사성 폐기물로부터 방사성 오염물질을 제거하는 것이다. 예를 들어, 그림 1과 그림 2에 나와 있듯이 방사성 금속 폐기물의 표면 산화막 층에 방사성 핵종이 녹아있는 것을 레이저를 이용하여 제거함을 볼 수 있다.

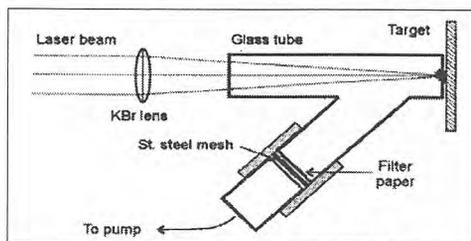


그림1. 금속 표면 레이저 제염에 사용되는 실험장치 개략도

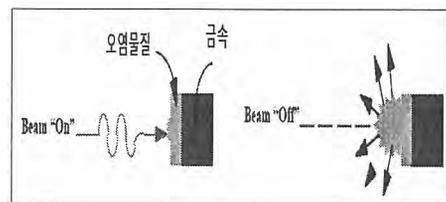


그림2. 펄스레이저를 이용하여 방사성 오염물질 제거

다. 레이저 제염 기술의 장점 및 단점

레이저 제염 기술은 여러가지 장점과 단점을 동반한다. 우선 장점으로서는 기존의 제염방법들은 2차 폐기물의 발생량이 많았고 또한 제염하는데 오랜 시간이 걸렸으며, 작업자의 손길이 많이 필요했으나, 레

이저를 이용한 제염방법은 2차 폐기물의 발생량이 적고 자동제어 기술이 가능할 뿐 아니라 그로 인해 작업자의 필요도 적어지고, 원격제어로 인해 작업자의 방사능 위험도도 감소하게 되고 제염효과가 우수한 장점이 있다. 또한 표면의 미세구멍까지 제염이 가능하고 오염된 방사성 폐기물의 표면을 실시간으로 균일하게 제염 가능한 것이 특징이다. 그러나, 소음발생이 심하고 레이저 빛이 발생하며 고전압이 사용된다는 단점이 있으며, 레이저 장치의 비용이 고가이고 장치구성이 복잡하고 무거우며, 레이저 제염의 면적범위 또한 아직은 협소하다는데 그 단점이 있다.

라. 국내외 연구개발 현황

1) 국외의 연구개발 현황

1994년 미국 아이다호에서는 CO₂ 레이저, Nd-YAG 레이저, Excimer 레이저(UV)를 비교하여 연구하였는데, CO₂ 레이저는 상업화되어 있어 비용이 적게 드는 반면 제염효과가 낮고, 그 외 두 개의 레이저는 제염효과는 높으나 비용이 비싸다는 단점이 있다고 보고하였다. 그 외 Nd-YAG 레이저는 광 파이버 연결로써 고 방사능 오염영역에까지 작동 가능한 장점이 있었고, Excimer 레이저(UV)는 강도 높은 출력 펄스로 높은 제염효율을 가지지만 아직 상용화되어 있지 않아 Nd-YAG 레이저에 비해 상대적으로 비싸다는 단점이 있었다. 1996년 미국 버지니아에서도 유사한 연구가 이루어졌고 작은 오염 부분은 글로브 박스에서 제염 가능하며, 큰 오염 물질은 종류를 구분하여 절단 후 제염할 수 있다고 보고하였다. 1996년 유고슬라비아에서 펄스 CO₂ 레이저를 이용한 제염 연구를 하였고, 2000년에도 펄스 TEA CO₂ 레이저를 이용한 제염을 시행한 결과 스테인리스, 구리, 알루미늄 순으로 제염이 잘 되었음을 보고하였다. 이 레이저는 Excimer 또는 Nd-YAG 레이저보다 비용이 저렴한 반면 에너지가 낮은 단점이 있었다. 1999년 프랑스 아르곤에서 레이저 제염을 이용한 폐기물 부피 감소에 관한 연구를 하였으며, 2003년에는 WCH chen이 LADIL(액체 속에서의 레이저 제염)에 관한 연구를 보고하였다. 2004년 미국 오크리지에서는 각 레이저 제염에 의해 발생하는 입자의 특성을 분석하였는데, 266nm 레이저(UV)를 사용했을 때가 가장 제염이 잘 되었고, 시멘트, 스테인리스, 알루미늄 순으로 제염이 잘 되었음을 보고하였다. 같은 해에 남 아프리카 공화국 프레토리야에서 Eximer, YAG, TEA CO₂ 레이저의 제염효율을 비교한 연구를 보고하였고, JAERI에서는 Acid-Bearing Sodium Silicate Gel을 이용한 금속 표면 제염에 관한 연구를 보고하였는데, 위 실험결과 제염이 더욱 용이해졌다고 보고하고 있다.

2) 국내의 연구개발 현황

KAERI에서 2003년, 2004년에 경수로 사용 후 핵연료 폐피복관의 방사능 저감방법, 펄스 레이저를 이용한 사용 후 핵연료 폐피복관의 건식제염을 통한 방사능 저감방법이라는 특허를 출원하였으며, 2007년 동일 연구소에서 금속 표면에 대한 광 용발 제염의 타당성 비교 연구가 이루어졌다. 그리고 같은 해 같은 연구소에서 LIFT (laser-induced film transfer)에 의한 레이저 제염에 관한 연구를 보고하였다. 아래 그림 3과 4는 상기 연구논문에서 인용하였다.

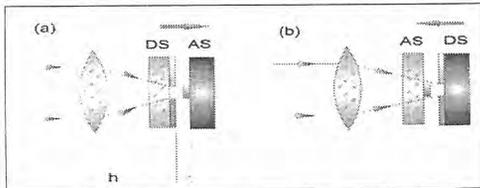


그림 3. LIFT에 의한 레이저 제염방법

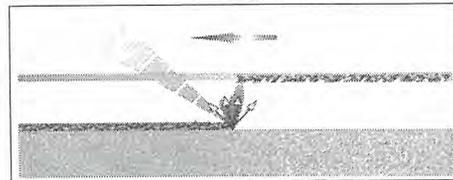


그림 4. 표면위에 레이저 빔이 비스듬히 입사했을 때의 레이저 제염 개략도

3. 결론

이와 같이 본 연구에서는 레이저 제염 기술의 원리 및 필요성, 그리고 그 기술 현황에 관하여 조사해 보았다. 앞에서도 살펴보았듯이 국외에서는 이미 많은 연구가 이루어져 있으며 특허도 많이 출원되어 있다. 따라서 국내에서도 레이저 제염 기술 개발에 대한 지속적인 연구가 이루어져야 할 것이며, 레이저 제염 기술의 단점을 보완하고 실용화할 수 있는 방법을 모색해야 할 것이다.

방사성금속폐기물의 비전도막 제거를 위한 전해제염 전처리 방안도출

안정석, 김영주, 임광진, 박홍준

(주)하나원자력, 경기도 수원시 영통구 영통동 980-3 디지털엠패이어 B동 905호

nirvanabuda77@hotmail.com

1. 서론

현재 국내 원전에서 발생되는 방사성금속폐기물 중 상당량은 표면이 방사성물질로 오염된 것으로, 적절한 방법으로 제염을 수행할 경우 방사능준위를 무시할 수 있을 정도로 낮추는 것이 가능한 것으로 알려져 있다.

표면제염기술은 크게 화학제염, 물리제염, 전기화학제염으로 구분할 수 있으며, 이중 전기화학제염(전해제염)은 짧은 시간내에 무구속방출준위(Unrestricted Release) 이하까지 준위를 낮추는데 효과적인 방법이다. 그러나 전기화학제염(전해제염) 시 페인트와 같은 비전도성물질이 금속표면에 도포되어있는 경우, 효과적인 제염을 기대할 수 없기 때문에 비전도성물질을 제거하는 전처리 공정이 요구된다.

본 연구에서는 방사성 금속폐기물의 표면에 도포된 비전도성 페인트를 제거하기 위하여 메틸렌클로라이드(Methylene Chloride, MC)를 이용하였으며, MC와 페인트혼합물에서 페인트만을 제거하고 MC는 회수하여 재사용함으로써 2차폐기물의 발생을 억제하는 방안을 제안하고자 한다.

2. 실험 및 결과

페인트가 도포된 방사성금속폐기물의 경우, 페인트만을 제거함으로써 전해제염을 효과적으로 수행할 수 있을 뿐만 아니라 초기제염의 효과 또한 얻을 수 있다. 페인트의 제거제는 여러 종류가 있지만, 이 중 MC의 경우, 비점이 40°C(at 1 atm)로 비교적 낮아 비점에서의 증발잠열(Latent Heat of Vaporization)이 330 kJ/kg으로 회수가 용이한 반면에, 인체에 유해성이 있어 환기시설을 갖춘 밀폐공간에서 취급하여야 한다. 이러한 페인트 제거공정의 설계를 위하여 아래의 내용과 같이 실험을 수행하여 MC의 페인트제거 특성과 회수공정의 설계인자를 도출하고자 하였다.

Hot-test를 수행하기 이전에 에폭시페인트로 도포된 임의의 Carbon Steel 시편을 MC용액에 10분간 완전히 침수시킨 뒤, 페인트가 박리된 MC 혼합액을 균질한 상태에서 2 ℓ 채취하고 50 °C, 700 mbar(Condenser 온도: 20°C Max.)의 조건에서 Rotary Evaporator를 이용하여 감압증류를 수행하였다.

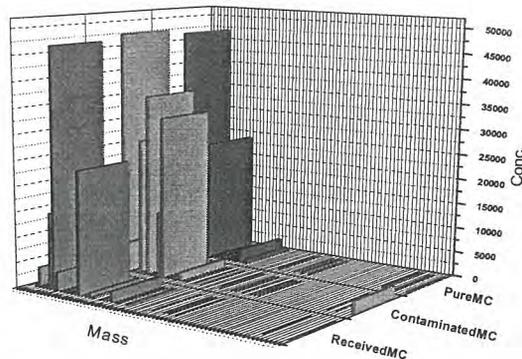


Fig 1. Contents of metal ion in solvents.; ICP-MS

페인트와 MC의 혼합액, 순수 MC, 회수된 MC를 대상으로 질량분석법을 이용하여 금속이온의 경향을 조사한 결과, fig 1에서와 같이 혼합액에서는 페인트/기질금속의 성분이 검출되었으며, 회수

된 MC에서는 페인트/기질금속의 성분이 검출되지 않았다. 또한 순수 MC와 회수된 MC의 성분에도 차이가 없음을 확인하였다.

위의 기초 실험결과를 바탕으로 울진원자력발전소의 협조를 받아 방사능오염시편을 대상으로 hot-test를 수행하였다. 울진원자력발전소에서 저장중인 페인트가 도포된 방사성금속폐기물을 대상으로 MC를 이용하여 페인트를 금속표면에서 이탈시킨 뒤, 물리적인방법으로 제거하였다. 기초실험의 경우와 동일한 방법으로 샘플을 취하여 감압증류를 수행하고 3가지의 용매 샘플과 전처리 전후의 금속시편의 핵종분석 및 방사능량을 측정하였다. 전처리 전 최고 1,154 Bq을 갖던 금속시편은 fig 2에서와 같이 전처리 후 17 Bq까지 감소하여 페인트가 도포된 방사성금속폐기물의 제염 효과를 확인할 수 있었다. MCA 검출한계이하 까지 제염되지 않은 이유는 여러 가지가 있겠으나, 물리적으로 페인트를 제거할 시 발생하는 미세한 Crack 또는 Scratch에 숨어있는 핵종에 인한 이유라 판단된다.

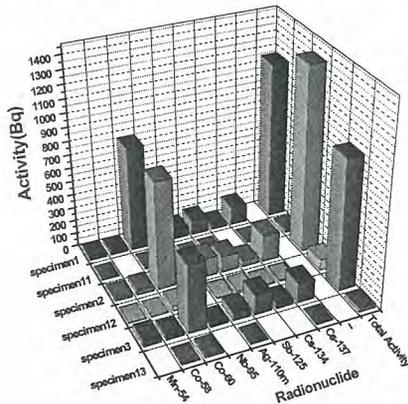


Fig 2. Activity of specimens.

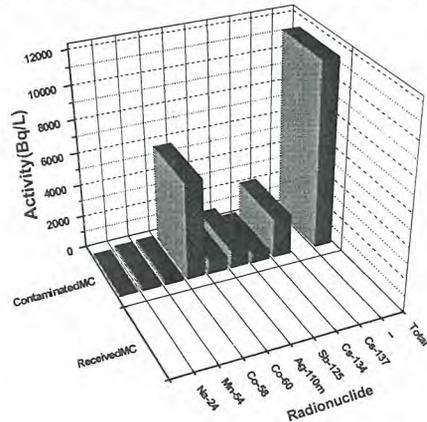


Fig 3. Activity of solvents.

또한 박리된 페인트가 포함된 혼합액의 경우, Co-60 등 8가지의 핵종이 검출되었으며 11,406 Bq/L의 Activity를 나타내었다. 전처리 전 금속시편에서 검출된 핵종이 혼합액에서 역시 검출되었으며, 방사능농도 또한 유사한 거동을 보여 전처리를 통한 제염효과를 확인할 수 있었다. 상기의 혼합액을 대상으로 감압상태에서 증류공정을 통해 회수된 MC의 경우, fig 3에서와 같이 방사성 핵종이 검출되지 않음을 확인하였다. 이는 방사성 핵종이 포함되어 있는 조건에서 별도의 필터 또는 분류장치 없이 증류와 응축의 분리조작만으로 MC만을 회수할 수 있고, 전처리 공정 중 2차폐기물이 발생하지 않는 하나의 근거가 된다.

3. 결론

본 연구에서는 페인트가 도포된 방사성금속폐기물에 대하여 MC를 이용하여 페인트를 제거하는 전처리 방안에 대하여 기술하였으며, 그 결과는 다음과 같다.

1. 방사성금속폐기물의 표면에 도포된 페인트를 선택적으로 제거 가능
2. 페인트제거에 사용된 MC는 감압증발/응축 과정을 거쳐 전량 회수 가능
3. 전처리 중 2차폐기물이 발생되지 않음

본 연구결과는 (주)하나원자력의 특허로서 등록되어 있으며, 방사성금속폐기물을 제염하는 일괄(Once-Through)제염시스템의 전처리공정으로 사용 중에 있다.

사 사

본 연구는 지식경제부의 전력산업연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다. 본 연구에 협조와 수고를 아끼지 않으신 울진원자력본부 관계자 분들께 감사드립니다.

우라늄변환시설 라군 슬러지 처리

최윤동, 이규일, 황두성, 정운수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

vdchoil@kaeri.re.kr

1. 서론

우라늄변환시설은 핵연료물질을 생산하기위해서 우리나라에서 처음으로 건설된 연 100톤 생산 규모 시설로서, 1980년 최초 가동되었으며 1987년부터 1992년까지 약 300톤의 우라늄이 월성 발전소용 핵연료로 정광(U_3O_8)으로부터 핵연료(UO_2)로 변환되어서 공급되었다. 변환시설 가동 중에 발생된 모든 액체폐기물은 라군에 저장되었으며, 라군에 저장된 액체폐기물은 자연 증발 및 농축되어 슬러지상태로 존재한다. 슬러지는 크게 두 가지(라군-I 및 라군-II) 형태로 존재하며, 라군-II에 존재하는 슬러지는 우라늄함량이 매우 낮으며(약150ppm이하) 대부분이 무기질산염 혼합물이다[1]. 라군-II에 저장되었던 슬러지는 열처리 방법으로 처리하여 최종적으로 장기저장에 안정적인 고체폐기물형태로 변환되어서 드럼(200L)에 포장하여 임시 저장되어 있다. 한편 라군-I에 저장된 슬러지는 황갈색 진흙탕과 같은 상태로 존재하며, 이를 효과적으로 처리하기위하여 우선 고체와 액체 상태를 분리 하고 고체상 물질은 열처리시켜서 장기 저장에 안정한 형태로 변환되어야 한다. 이때 우라늄물질은 고체 상태에 포함되게 되며, 액체 상태는 몇몇 무기질산염으로 포화된 용액으로 일반 액체폐기물로 처리가 가능하다.

우라늄변환시설 제염 및 해체 공정은 현재 시설 내부 건물 표면제염과 라군-I 슬러지 처리공정을 남겨 놓고 있으며, 2009년 말 경 변환시설환경복원사업 완료를 목표로 하고 있다. 본 연구는 라군-I 내에 있는 우라늄슬러지를 안전하게 처리하여 장기저장에 안정한 물질로 변환시켜서 우라늄물질로서 포장 및 저장될 수 있도록 하는 것이다.

2. 라군 슬러지 처리

라군-I에 저장된 슬러지는 그림1에 나타낸 바와 같이 황갈색 진흙과 같은 형태로 약50톤이 존재하며, 무기질산염이 용액형태로 약 70톤 존재한다. 무기질산염 용액은 프레스-필터 장치를 이용하여 고-액 분리시켜서 라군-II로 이송시켰다. 프레스-필터 장치로부터 나온 고체 슬러지는 가열로에서 열처리(900℃) 시켜서 최종적으로 드럼에 포장한다.

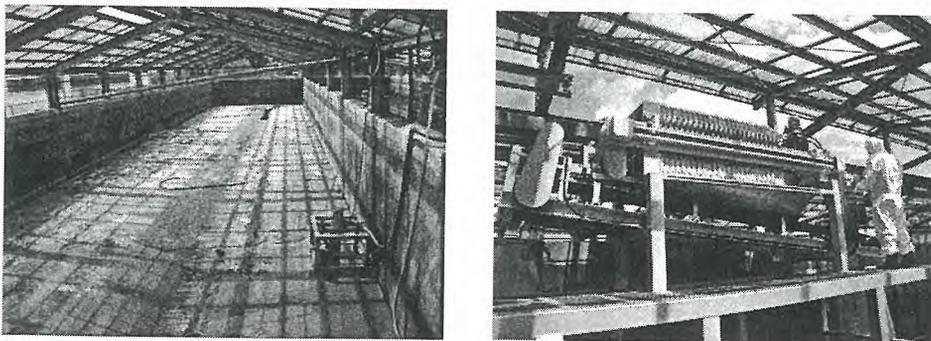


Fig 1. Uranium sludge wastes in the lagoon-I and the press-filter unit.

프레스-필터로부터 나온 슬러지의 열처리 후 무게감량은 41-48%에 이르며, 열처리 공정 중에 질산염 분해 곡선은 그림2에 나타낸 바와 같다. 그림2에 나타낸 바와 같이 라군 슬러지에 포함된 여러 종류의 무기질산염은 분해되어 최종적으로 금속산화물 형태로 남게 된다[2].

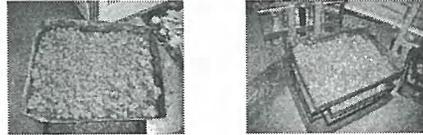
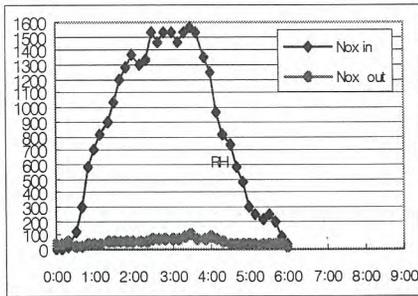


Fig 2. NOx generation patten during the thermal heating process. Left photo shows sludge untreated and right shows sludge thermal treated.

열처리 시킨 후 슬러지는 안정한 금속산화물로서 장기저장에 적합한 물질이며, 드럼에 포장한다. 이때 방사선 측정값은 표1에 나타낸 바와 같이 평균 5,833Bq/g을 나타내었으며, 우라늄 함량은 10-13%임을 나타내고 있다.

Table 1. Radioactivities of sludges after thermal treated. Unit = Bq/g

1	2	3	4	5	6	7	8	9	평균
5,130	6,200	6,530	6,730	7,140	5,490	5,530	4,490	5,260	5,833

3. 결론

최종적으로 처리된 슬러지는 질산염이 분해된 금속산화물 형태로 존재할 것으로 예측되며, 우라늄은 자연에서 안정한 물질인 U_3O_8 형태로 존재한다. 이는 슬러지에 대한 고온 열처리 결과이며, 장기저장에 안정한 형태이다. 최종 생성물질에 대한 평균 방사능은 5833Bq/g을 나타내며, 우라늄 함량은 10-13%로서 우라늄회수자원으로서 저장할 필요가 있다.

참고문헌

- [1] 박진호 등, "제4절 변환시설환경복원기술관리 라군슬러지처리, pp287-313, 원자력시설 제염해체사업", KAERI/RR-2519/2004
- [2] J. H. Oh, D. S. Hwang, K. I. Lee, Y. D. Choi, S. T. Hwang, J. H. Park, and S. J. Park, "Stabilization of Uranium Sludge from a Conversion Plant Through Thermal Decomposition" J. Ind. Eng. Chem., 12, 682(2006).

해외 hot cell 제염보수 사례 분석

원희준, 문제권, 정종현, 박근일, 이근우, 송기찬
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

nhiwon@kaeri.re.kr

1. 서론

해외에서는 지난 수십 년간의 재처리 시설 가동 및 이를 위한 연구 결과 hot cell 이 노후화되었으며 내부는 방사능으로 오염되었다. 최근에는 이들 시설에 대한 안전규제 강화와 본래의 연구 목적을 다한 hot cell을 다른 용도로의 변경 및 완전 철거를 위해 이들 시설을 내부 제염한 후 다음 용도에 맞게 개보수하는 필요성이 증대되고 있다. 우리나라도 사용 후 핵연료 건식재활용연구 시설인 DFDF 시설의 가동연수 증가에 따른 장비 교체 및 보수가 필요한 상태이며 핵주기 시험시설인 조사후 시험시설(PIEF)은 20년 이상 가동으로 노후화에 따른 안전성 확보를 위해 차후 이들 시설에 대한 보수가 예상되고 있다. 본 연구에서는 일본, 미국, 프랑스 등의 hot cell 제염 및 보수 사례를 고찰하여 보수를 위한 방법론, 발생되었던 문제점과 이에 대한 해결방안을 파악하였다.

2. Hot cell 제염보수 사례

일본 원자력연구개발 기구(JAEA) 내 Tokai 연구개발 센터의 고준위 방사성물질 연구시설 (chemical processing facility 이하 CPF) 은 고속로 연료의 재처리기술개발 등의 연구를 위한 곳이며, hot cell, glove box, hood등의 설비가 설치되어 있다. 새로운 재처리공정 시험을 수행하기 위해 1995년부터 2001년도에 걸쳐 hot cell을 개조하였다. 고준위 알파오염 hot cell 내의 개조공사는 일본에서는 이러한 종류의 작업을 볼 수없는 것으로서, 작업원의 내부 피폭방지 및 외부피폭의 저감에 세심한 주의가 요구되었다. 원격조작에 의한 해체, 철거, 제염작업을 철저히 수행한 후 hot cell 내에 직접 인력이 투입되어 수행한 해체, 철거 및 제염작업으로 이동하는 공정을 채용하였고 새롭게 설치된 기기의 unit화 등의 대책에 의해, 작업원의 피폭량을 예측보다 낮추었다. 표1에 hot cell 보수 schedule을 수록하였다.

Table 1. Schedule of Work.

Work	95	96	97	98	99	00	01	02
CA-3		Design & Decontamination				Equipment Installation		
				Dismantling & Decontamination				
CA-5		Design & Decontamination						
		In-Cell Crane Maintenance						

미국 Argonne National Laboratory-East에서는 Building 200 M-wing Hot cell들의 내부를 제염하는 과제를 수행하였다. 이 과제의 목적은 Rn-220의 환경으로의 방출을 제거하고 hot cell 들을 비어있는 상태에서 제한적으로 사용하는 조건으로 복구하기 위한 것이었다. 5개의 hot cell 중 4개의 hot cell(K-1, K-3, M-1 and M-3)은 조사된 Th 붕들에 대한 연구에 사용되었다. 이 연구는 M-3에서 붕들에 대한 정밀 진단(shearing), M-1에서의 고농도 산을 사용한 시료의 용해, K-3 hot cell에서의 시료 용해용액 제조 및 K-1 hot cell에서의 폐용액 용액의 폐기물저장소로의 이송 등을 포함하고 있었다. 증식 조건에 대한 정량 분석을 위해 원자력발전소로부터 가져온

조사된 핵연료 시편들을 분쇄하는데 Hot cell A-1이 사용되어졌다. 다섯 개의 모든 hot cell들에 대해 작업자가 방호장비를 장착하고 제염작업을 수행하기 전에 원격 제염 및 분해 작업이 요구되었다. 두 쌍의 고성능 manipulator가 원격 제염 및 분해 작업을 위해 구입되었다. 그 당시 운영되고 있었던 무선 조절 궤도 카트 시스템(rail cart system)을 원격 조절에 의해 방사성 폐기물(> 200 mrem/hr)을 운반하는데 사용하였다. 이 프로젝트는 1992년 6월부터 1996년 4월까지의 46개월 동안 ANL의 종사자들에 의해 수행되었으며 소요 비용 5.8 X10⁶ US \$, 과제 참여 인력의 총 피폭 선량은 74.5 person-mSv(7.45 person-rem) 이었다.

프랑스 LECA(Irradiated Fuel Examination Laboratory)에 대한 프랑스 명)는 CEA 의 방사능 실험실이며 조사된 fuel elements들에 대한 관찰을 수행하기 위해 1960년대에 설계되었다. 이 시설은 노후화된 hot cell 실험실로서 1964년 당시의 안전 규정에 따라 건설되었다. 200년 현재까지 안전과 관련된 문제없이 과학 및 공학 영역에서 데이터 공급원으로서 적절한 역할을 하였다. 그러나 이 시설의 낡은 디자인은 안전법률에 대한 점차적인 보강을 필요로 하였으며, ① 최대 강도의 지진에 견딜 수 있도록 하기위한 토목 공사, ② Hot cell 내부 제염 및 스테인리스 강 첨가, 배기 계통 변경, hot cell 윗부분에 이동 가능한 cell을 설치함에 따른 제한성의 향상, ③ 전원, 차폐 유리 및 manipulator 교체, ④ Crane 성능 향상, 화재 대비 및 방사능 조절 및 경보 감시(radioactivity control, alarm monitoring), ⑤ 방사성폐기물 특성 분석 및 배출을 위한 새로운 운영 체계 수립, ⑥ 시설 내 저장된 핵분열성 물질 감량 작업을 수행하였다.

3. 결론

우리나라는 아직 hot cell 과 같은 고 방사능 시설의 개보수 사례가 전무하다. Hot cell 내부를 제염 혹은 개보수하기 위한 적절한 계획 수립, 고 방사선장 하에서의 효과적이며 경제적인 작업, 작업자 피폭 저감, 발생된 방사성 폐기물의 안전 관리를 위해서는 해외의 선행 연구를 고찰함에 따른 이들의 경험과 시행오차를 가능한 많이 파악하는 것이 중요하다.

전원계획을 위한 원자력발전소 철거비 총당금 검토

문기환, 김승수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

mkh@kaeri.re.kr, sskim5@kaeri.re.kr

1. 도입

현재 개정된 방사성폐기물관리법에 따르면 경·중수로 사용후핵연료 처분비와 중·저준위 방사성폐기물 처분비는 신설되는 방사성폐기물관리공단에서 기금으로 관리되지만 원자력발전소 철거비는 기존 한수원에서 총당금 형태로 관리하는 형태를 유지하기로 되어 있다. 그리하여 본 연구에서는 원자력발전소 사후처리 총당금 중의 하나인 원자력발전소 철거비 규모의 적정성과 전원계획 입력자료로서의 철거비 산정 방법을 검토하였다.

2. 철거비 규모의 적정성 평가

해외 자료와의 비교를 통해 현재 전기사업법에서 고려하고 있는 2003년도 불변가격 3,251억원의 적정성을 평가하고자 하였으며, 이를 위해 동 년도의 환율을 적용한 국내 철거비는 302 \$/kWe로 평가되었다. 여러 국내·외 기관의 연구결과와 비교하여 국내의 철거비 규모는 아래의 그림-1에서 보는 바와 같이 적정 범주 내에 있음이 확인되었다.

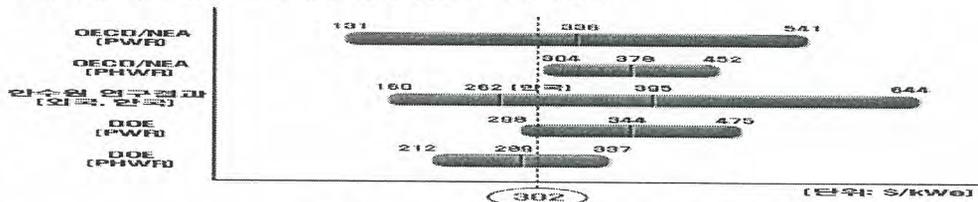


그림-1 원자력발전소 철거비 규모의 적정성

3. 전원계획을 위한 현행 철거비 산정방법

현재 전력거래소에서는 원전사후처리비 산정방법에 의해 산출된 총당금을 이용하여 전력수급계획에 사용될 원전사후처리비 입력자료를 생산하고 있다. 먼저 현재 전기사업법에 규정된 원자력발전소 철거비 총당금 산정 방식인 표-1에 의하면 초기총당금에 대한 이자율만큼 매년 복리로 증가하기 때문에 원자력발전소 철거비 총당금 누적액은 1년차에 비해 수명기간 종료시점인 45년차에는 연간 총당금이 6.5배로 기하급수적으로 증가하게 된다.

표-1 원자력발전소 철거비 총당금 산정식

유형	산정식
초기 총당금	추정비용 × (1+물가상승률) ^{물가반영기간} × $\frac{1}{(1+할인율)^{할인기간}}$
당해년도 총당금	전년도말 누계 총당금×이자율, [초기총당금×이자율(1+이자율) ⁿ⁻¹]

이와 같은 폐단을 보완하기 위하여 지금까지 전력거래소에서는 먼저 표-1의 초기 총당금 산정식에 의해 기준년도('03년)의 초기 총당금(1,326억원, 물가상승률(2.3%/년), 할인율(4.36%/년) 적용)을 산출한다. 산출된 초기총당금을 수명기간 40년 동안 균등배분 하여 연간 감가상각비 33억원(=1,326/40)을 계산한다. 그리고 기 적립액에 이자율을 반영하여 당해년도 총당금을 계산한 후 매년 발생하는 상각비에 총당금을 합해 특정 년도 철거비 총당금을 계산하게 된다. 이렇게 할 경우, 1년차에 비해 45년차에는 연간 총당금이 3.6배 증가하여 현행 산식에 의한 방법보다 전력거래소에서 사용하는 방법의 증가율이 다소 완화된 모습을 보여 준다.

4. 전원계획을 위한 철거비 산정방법 대안별 평가

현재 전력거래소에서는 기존에 운전 중인 원자력발전소를 대상으로 호기별로 최근 10년간 총당금

평균 금액을 산정하여 장기전력수급계획 입력자료로 이용하고 있다. 앞에서 살펴본 바와 같이 수명기간 종료 시점에 가까워질수록 총당액이 급격히 증가하는 것은 재무 건전성을 취약하게 할 수 있기 때문에 본 연구에서는 이를 보완할 수 있는 5 개의 대안을 설정하여 이에 대한 평가를 하였다.

- 대안 1 (산정식) : 현재 전기사업법에서 규정한 산정식에 의해 총당금을 적립하는 경우
- 대안 2 (감가상각) : 현재 전력거래소에서 이용하고 있는 방법으로서, 이는 산출된 초기총당금을 40년 수명기간 동안 균등 비용화 함. 또한 여기에 전기사업법에서 규정한 산정식 중 당해년도 총당금 산정식을 이용하여 초기 총당금에 대한 이자를 합산하여 적립하는 경우
- 대안 3 (균등분할) : 전기사업법 산정식에 의해 산출된 추정비용을 물가만연기간인 45년간 2.3%의 물가상승률을 반영한 후 이 증가비용을 45년으로 나누어 매년 총당금을 동일하게 적립하는 경우
- 대안 4 (불변가격, 7.5%) : 전기사업법에 의한 추정비용(2003년1월 가격)을 2007년 1월 불변가격으로 보정한 후 현재 우리나라 장기전력수급계획에서 이용하고 있는 7.5% 할인율을 적용하여 연가화 비용을 적용하는 경우
- 대안 5 (불변가격, 2.014%) : 전기사업법에 의한 추정비용(2003년1월 가격)을 2007년 1월 불변가격으로 보정한 후 현재 전기사업법에서 규정하고 있는 이자율과 물가상승율을 이용하여 구한 실질할인율인 2.014%를 이용하여 연가화 한 비용을 적용하는 경우

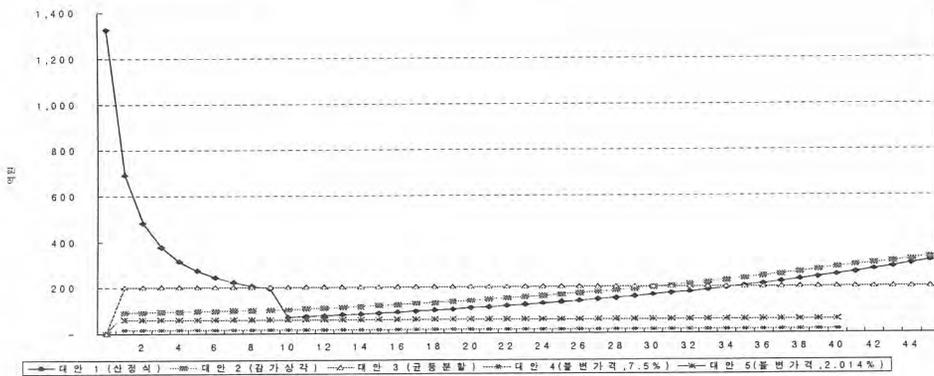


그림-2 대안별 연간 총당금의 10년 이동평균값 추이

대안 1 (산정식)과 대안 2 (감가상각)는 정도의 차이만 있을 뿐 매년 총당해야 하는 비용이 증가하는 형태를 보이고 마지막 년도에 가까울수록 총당해야 하는 금액이 커지기 때문에 발전사업자 입장에서는 부담이 커질 수 있다. 매년 균등하게 총당금을 적립하는 대안 3 (균등분할)의 경우, 대안 1, 2에 비해 매년 고정적이고 안정적인 적립금 형태를 유지하여 발전사업자 입장에서는 안정적인 재원운용이 가능해져 비용예측 측면에서 고려할 수 있는 방안으로 평가되지만 경상가격에 의한 평가이기 때문에 장기전력수급계획 입력자료로 활용하기에는 부적합하다. 대안 4와 대안 5는 대안 1, 2, 3과 달리 불변가격에 의한 평가방법으로 장기전력수급계획 입력자료로 활용하기에 적합한 방법이다.

5. 결론

과거의 경험에 비추어 볼 때 원전사후처리비용의 불확실성이 항상 존재해 왔기 때문에 비용 영향 요인들에 대한 지속적인 연구검토를 통해 비용 추정의 개선 작업이 지속적으로 이루어질 필요성이 있다. 또한 WASP 등 전산모형을 이용하여 장기 전력수급계획을 수립할 때 이용되는 연간 철거비용 입력자료는 대안 4, 5에서 사용한 불변가격 방법을 적용하는 것이 합리적일 것으로 판단된다.

참고문헌

- [1] 한국수력원자력(주), 「원전사후처리총당금 제도개선에 관한 연구」, 2002
- [2] Dominion Energy Inc., Bechtel Power Corporation, TLG Inc., MPR Associates, “Study of construction technologies and schedules, O&M staffing and cost, decommissioning costs and funding requirements for advanced reactor design”, 2004. 5
- [3] OECD/NEA, Decommissioning of Nuclear Power Plants, 2003

사용후핵연료 관리 비용평가 체계 구축

최희주, 이종열, 최종원, 차정훈*, 황주호*

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

*경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 서천동 1번지

hjchoi@kaeri.re.kr

1. 서론

국내 4개부지의 원자력발전소에서 발생된 사용후핵연료 양은 9,000톤을 넘었으며, 2016년이면, 현재 각 발전소의 저장용량에 다다를 것으로 추정되고 있다. 사용후핵연료 관리를 수행하기 위하여 급년 3월 방사성폐기물관리법이 공포되었으며, 이를 시행하기 위한 시행령과 시행규칙이 제정 중이다.

사용후핵연료를 관리(중간저장, 운반, 처분)하는 데에는 많은 비용이 필요하며, 사용후핵연료 관리를 준비하고 있는 기관과 한수원 등에서는 적절한 관리비용을 추정하기 위한 노력을 기울이고 있다. 본 논문에서는 사용후핵연료 관리비용을 추정하기 위하여 각 관리시스템의 개념설계를 통한 비용평가 체계를 구축하였다. 비용평가의 계산 방식은 단위비용과 물량의 곱으로 구성되며, 결과의 신뢰도는 이용된 단위비용의 적절성에 달려있다. 국내에서 아직 수행한 적이 없는 사업의 단위비용은 사업이 진행 중인 국가의 경험을 활용하였다. 본 논문에서 취급하고자 한 관리비용은 공학적 비용에만 국한하며, 공론화 등이 포함된 사회적비용, 인허가 관련 비용, 연구비용, 사회간접자본 관련 비용 등은 포함하지 않았다.

사용후핵연료 관리 사업별로-중간저장, 운반, 처분-비용 평가를 각각 수행할 수 있도록 3가지를 구분하여 프로그램을 자체 개발하였다. 비용평가 프로그램 개발에 있어 중요한 것은 비용의 구조보다는 비용평가에서 고려할 수 있는 시나리오이므로, 가능하면 다양한 시나리오를 평가할 수 있도록 하는 데에 초점을 맞추었다. 컴퓨터 프로그램은 입출력을 다루는 메인화면, 계산을 수행하는 부분, 단위비용을 포함하고 있는 부분으로 구성되어 있다. 메인 화면은 MS VISUAL BASIC 언어로 작성하여 사용자가 편리하게 이용할 수 있도록 GUI 환경을 구축하였다.

본 논문에서는 사용후핵연료 관리 비용평가를 위하여 개발한 컴퓨터 프로그램을 이용하여 계획 중인 28기 원자로로부터 예상되는 사용후핵연료 관리에 필요한 비용을 예비 평가하는 것이다. 이를 통하여 사용후핵연료 발생량 예측 및 중간저장 용량 결정의 적적성과 각 관리비용의 평가 체계를 확인하고자 하였다.

2. 사용후핵연료 관리비용 평가 체계 및 예비계산

사용후핵연료 관리 비용은 관리 단계상 중간저장, 운반, 처분 3단계로 구분하여 평가되도록 하였다. 각 단계별 비용을 구성하는 인자들이 상이하여, 크게 투자비, 운영비, 해체(폐쇄)비로 구분하여 계산하도록 하였다. 비용평가 계산은 수많은 사칙연산의 조합으로 구성되어 있어 MS EXCEL을 바탕으로 연산되도록 설계하였다. 비용평가를 구성하는 중요한 인자인 단위비용들 중 국내에서 생산되지 않는 주요 인자들은 사용자가 수정할 수 없도록 각 셀을 보호하였다.

중간저장 비용평가를 위하여 CA-IS 프로그램을, 운반 비용평가를 위하여 CASK와 CASK-CANDU를, 처분 비용평가를 위하여 CAFE 프로그램을 자체 개발하였다. 사용후핵연료 관리 비용평가 대상이 되는 사용후핵연료는 현재까지 발생량보다는 미래에 발생될 양이 더욱 중요하다. 따라서 사용후핵연료 발생량 예측은 매우 중요하며, 이것은 관리 비용평가 중 운반 비용평가를 위한 프로그램(CASK)의 일부로서 구성하였다. CAFE 프로그램의 입출력 화면의 예를 그림 1에 나타내었다.

본 논문에서는 개발된 프로그램의 활용성을 테스트하고 결과의 적정성 등을 확인하기 위하여 예제를 작성하고, 예비 비용평가를 수행하였다. 즉, PWR 및 CANDU 사용후핵연료 발생량을 예측하고 이 값을 이용하여 사용후핵연료 관리 시나리오를 작성하였다. 작성된 시나리오를 바탕으로 사용후핵연료 운반 물량을 결정하였으며, 이 물량에 따른 중간저장 용량을 제안하였다. 제안된 PWR 사용후핵연료 중간저장 용량은 14,500톤, CANDU 사용후핵연료 중간저장 용량은 7,000톤이었다.

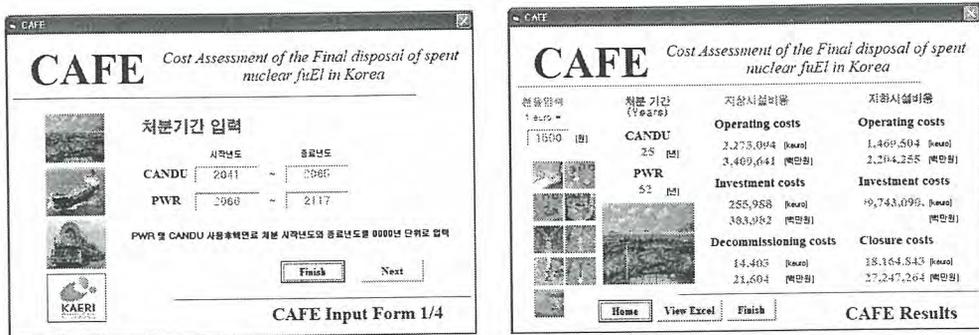


그림 1. 처분 비용 평가 프로그램 CAFE의 입출력 화면 예시.

3. 결론

사용후핵연료 관리 비용 평가를 위하여 3가지 비용평가 프로그램을 MS VISUAL BASIC과 MS EXCEL을 이용하여 개발하였다. 중간저장비용평가 프로그램, CA-IS, 운반비용평가 프로그램, CASK, 처분비용평가 프로그램, CAFE이다. 비용의 구조는 투자비, 운영비, 해체(폐쇄)비로 구성되었으며, 각 프로그램은 입출력을 다루는 메인 화면, 비용계산을 수행하는 부분, 단위비용 등 비용자료를 포함하고 있는 부분으로 구성되어 있다. 개발된 프로그램의 활용성 및 계산 결과 확인을 위한 시나리오를 작성하고, 예비계산을 수행하였다.

감사의 글

본 연구는 지식경제부의 전력산업기술개발 사업의 일환으로 수행하였습니다.

사용후핵연료 장기저장전략 고찰

이경구, 김형준, 조천형

한국수력원자력(주)원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1

klee@khnp.co.kr

1. 서론

원자력발전소로부터 발생한 사용후핵연료는 직접처분하거나, 재활용 후 폐기물만을 영구처분하게 되는데 발생이후 여러 관리단계를 거칠 때 마다 저장이 요구된다. 저장에는 (1) 방사능 및 열 감쇠 목적의 Decay Storage (2) 기존시설과 연계운영 목적의 Buffer Storage (3) 다음 단계전략과의 연계관리 목적의 Interim Storage (4) 미래 잠재가치 활용목적의 Strategy Storage로 분류되어 왔으며, 최근에는 일종의 관리전략으로써 장기저장(Long-term 또는 Extended Storage)을 별도로 분류하여 관심을 보이고 있다[1][2].

본 논문에서는 장기저장에 관하여 최근의 관련문헌을 통해 해외 사례를 조사하여 사용후핵연료 관리정책 기초자료로 활용할 수 있도록 그 특성을 분석하였다.

2. 본론

최근 장기저장에 관심이 높아진 이유는 사용후핵연료 최종관리 방안의 불확실성에 기인하며 특히 처분안전에 대한 낮은 수용성이 주된 원인이다. 따라서 처분의 장기 신뢰기술 확보, 재활용 또는 소멸처리 기대, 국제적 해결방안 모색 측면에서 장기저장전략이 선호되고 있는 이유이며, 앞으로 확대가 불가피하게 될 전망이다.

장기저장을 일컫는데 있어서 기간요건을 살펴보면 IAEA의 경우 50년-300년, OECD/NEA의 경우 100년 이상, 캐나다의 경우 100년-300년, 네덜란드는 최소 100년 이상을 정하고 있다. 그러나 소수의 의견으로는 처분공정의 일부인 폐쇄 전 회수가능 개념의 저장까지를 의미하는 것으로 확대 해석하는 경우도 있다[2].

장기저장을 세계 최초로 국가전략으로 채택한 네덜란드는 장기저장의 HABOG 시설을 2003년부터 운영하기 시작하였으며, 2130년 이후 미래세대가 연장 또는 회수 가능한 개념의 처분 추진여부 등을 결정하게 될 것이다. 장기저장을 채택한 이유로는 (1) 위험관리 측면에서 미래에 처분하는 것에 대한 선호도 (2) 국제 또는 지역 공동해결 전망 (3) 충분한 냉각 및 방사능 감쇠 (4) 향후 100년내 신기술 출현 가능성 등이 있다.

캐나다는 장기저장전략을 “단계적 적응관리”(Adaptive Phased Management)로 설정된 국가 정책목표를 지향하는데 필요한 요소로 채택하고 있다. 즉 최소 60년 이상을 중간저장하면서 처분장을 마련할 방침이며, 처분사업이 지연될 경우를 대비하여 300년까지도 저장에 의존할 수 있는 유연성을 도모하고 있다. 장기저장을 중시하는 이유는 모니터링 및 시정조치를 통해 안전관리가 용이하다는 점, 회수가 즉시 가능할 수 있다는 점 및 미래기술을 통해 장기 처분안전성 향상을 기대할 수 있기 때문이다.

프랑스는 1991년 방사성폐기물관리법(Loi Bataille)에 근거하여 사용후핵연료 및 고준위 방사성 폐기물을 대상으로 300년의 장기저장에 대한 제반 기술성을 검토하고 있으며, 영국은 심지층 처분을 국가정책으로 최근 결정하였지만 수십년에 걸친 안전성관련 연구개발의 중요성을 강조하고 있으며, 특히 Magnox 연료이외의 사용후핵연료는 재처리계획이 없어 장기저장이 불가피한 것으로 전망하고 있다.

헝가리의 경우는 최종 관리정책 결정의 어려움으로 건식 MVDS(Modular Vault Dry Storage) 시설에 의한 70년 이상의 장기저장 시설을 추진중에 있고, 독일은 2002년도 원자력발전의 모라토리움 정책에 따라 사용후핵연료를 직접처분할 방침이지만 현재까지 국민적 반대가 극심하여 영구 처분장에 관한 부지선정 계획조차 마련하지 못하고 있는 상황에 있어 장기저장은 불가피할 전망이다, 그 이외에 네덜란드처럼 소규모 원전 국가인 벨기에, 스위스 등의 경우도 장기저장전략을 채택할 수밖에 없는 입장이다.

IAEA 및 OECD/NEA는 2000년이후 거론된 장기저장 대안에 대한 문제를 심도있게 검토한 바 있다. IAEA는 주로 실행에 있어서의 기술적, 관리적 문제를 다루고 있는데, 장기저장이 지속 가능한 방안이 되기 위해서는 미래세대에서도 안전한 책임관리가 유지되도록 책임, 지식, 정보가 세대간 효과적으로 이전 관리되어야 하며, 장기간동안 산업, 규제, 보안을 위한 기반의 지속적 유지가 요구되어야 한다고 강조하고 있다. OECD/NEA는 장기저장이 미래세대로 책임이 전가되므로 윤리와 안전성 관점에서 문제될 수 있으나 장기저장을 통하여 안전처분을 위한 충분한 준비기간 확보, 미래세대의 재활용 기회제공의 유연성이 있으며, 특히 처분안전성의 불확실성으로 인해 정책을 확정하지 못한 국가의 중간 해법으로서 적절한 대안이라고 기술하고 있다[1][2]. 또한 장기저장의 기간만큼 처분사업을 지연 추진할 경우 경제적으로 매우 유리하게 된다[3].

장기저장전략을 요약하면 미래세대가 지금보다 향상된 기법으로 사용후핵연료 최종관리를 추진할 수 있는 장점이 있으나, 미래세대에게 책임과 위험을 전가하는 사회윤리적 문제가 있다. 그럼에도 불구하고 소규모 원자력발전 국가에게는 부지확보 측면, 발생량 측면, 경제성 측면등에서 유리한 대안으로 평가된다[4].

3. 결론

사용후핵연료에 대한 최종 관리방안의 불확실성 등으로 장기저장은 국제적으로도 불가피한 현실의 문제로 인식되고 있다.

장기저장 옵션의 의사결정 특성은 미래세대에게 책임, 위험전가와 기회제공의 상충관계(Trade-Off)가 형성되며, 국가 최종 관리정책과 연계하여 고려해야 할 정책문제로 파악되었다. 사용후핵연료 관리대안으로써 장기저장은 최종 관리방안의 결정이 용이하지 않는 현재 시점에서 정책의 유연성을 제공하며 특히 규모가 작거나 처분정책 미결정 국가에게 유리한 전략인 반면 사회윤리적으로 책임, 위험 전가 문제가 제기되고 있다.

국가전략으로 장기저장 정책을 고려할 경우 장기저장의 안전성관련 기술확보와 장기저장 기간 동안 사용후핵연료나 고준위 방사성폐기물의 최종 관리해법을 찾기 위한 능동적 노력이 지속적으로 이루어져야 한다.

참고문헌

- [1] IAEA, Selection of Away-From-Reactor Facilities for Spent Nuclear Fuel Storage(2007)
- [2] OECD/NEA, The Roles of Storage in the Management of Long-lived Radioactive Waste(2006)
- [3] Graham Smith, Cost Comparison of Spent Fuel Storage and Deep Geological Disposal, A paper prepared for the Nonproliferation Policy Education Center(2008)
- [4] IAEA, TECDOC-1343, Spent Fuel Performance Assessment and Research, final report of a co-ordinated research project on spent fuel performance assessment and research (SPAR) 1997-2001(2003)

미국의 GNEP 정책을 통해 본 한국의 후행연료주기 추진전략 수립방향 고찰

김형준, 조천형, 이경구

한국수력원자력(주), 대전광역시 유성구 장동 25-1

khjoon@khnp.co.kr

1. 서론

사용후핵연료 재활용과 고속로의 건설을 핵심내용으로 하는 미국의 GNEP 정책은 추진 타당성에 대한 대내외의 많은 논란과 함께 전 세계 국가들의 원자력 정책에 직간접적으로 많은 영향을 주고 있다. 더욱이 미국과 밀접한 관계를 유지하고 있는 한국의 원자력 정책, 특히 후행연료주기 정책은 GNEP 정책의 추진 향방에 따라 어떤 식으로든지 영향을 받을 수밖에 없는 상황이다. 본고에서는 GNEP의 최근 추진현황과 쟁점, 그리고 향후 전망에 대한 분석과 함께 이를 통해서 향후 한국의 후행연료주기 정책 추진에 대한 전략에 대해 고찰하였다.

2. GNEP 정책의 쟁점 및 향후 전망 분석

2006년 2월 미국 DOE에 의해 발표된 GNEP은 세계를 원자력 공급국과 수요국으로 재편하고, 핵비확산성의 사용후핵연료 재활용 시설 및 선진 고속로 건설을 통해 원자력의 평화적 이용을 확대하면서 동시에 폐기물 발생량의 최소화 및 핵확산 문제를 해결하고자 하는 국제협력체제이다.

2008년 현재 21개국이 회원국으로 가입된 GNEP은 일단 외견상 성공적으로 추진되고 있는 듯하나, 내부적으로는 정책 추진의 타당성과 정당성에 대해 찬반 논란이 갈수록 거세지고 있는 상황이다. DOE를 중심으로 한 찬성론자들은 1단계로 UREX+ 계열의 재처리 기술을 통해 플루토늄을 MOX 형태로 경수로에 재활용하고, 궁극적으로는 Pyroprocess를 통해 플루토늄과 TRU 핵종을 고속로에 재활용함으로써 우라늄 자원의 고갈을 막고, 아울러 폐기물 처분 문제와 핵확산 문제를 동시에 해결할 수 있다는 것이다[1]. 반면 GNEP 추진의 반대론자들은 무엇보다 GNEP은 과거 30년 동안 유지해온 미국의 핵 재처리 정책에 완전히 위배될 뿐만 아니라, UREX+나 Pyroprocess가 DOE가 주장하는 것처럼 핵비확산성의 재처리 기술이 아니라고 주장하고 있다. 또한 2,000억 달러로 추산되는 막대한 소요비용에 대한 경제적 타당성이 입증되지 않았고, 관련 기술들도 아직 제대로 실증된 상태가 아니라는 것이다. 더욱이 GNEP은 한국과 같이 오랫동안 사용후핵연료 재활용 시설의 획득을 열망해온 나라들이 관련 시설의 건설을 추진할 경우 이를 막을 명분이 없어 세계적으로 핵확산이 우려된다는 주장이다[2].

이러한 찬반 논란에 대한 미국 내의 반응은 대체로 반대론자들의 주장에 동조하는 분위기다. 무엇보다 하원이 R&D를 제외한 2009 회계연도 GNEP 예산을 완전히 삭감함으로써 GNEP 추진의 향후 전망을 어둡게 하고 있다[3]. 또한, 미국 정부의 과학기술 자문조직인 NAS도 GNEP이 보다 덜 공격적인 연구개발 위주로 추진되어야 한다는 보고서를 작성했고[4], 미국 회계감사원(GAO)도 GNEP이 실증시설 건설을 생략한 채 상용시설 건설부터 추진하는 것은 잘못된 방법이라고 말하고 있다. 물론, 상원의 일부 의원들이 DOE에 대하여 사용후핵연료 재활용 연구개발 시설 건설을 촉구하는 내용의 법안을 추진하는 등 GNEP을 지원하는 그룹이 없는 것은 아니다[5]. 그러나 GNEP에 대한 전반적인 분위기는 상용시설의 건설은 아직 시기상조라는 의견이 지배적이다[6]. 따라서 GNEP의 향후 추진 전망은 R&D 중심의 활동으로 좁혀질 가능성이 크다고 보여 진다.

3. GNEP의 핵확산 문제와 한국의 후행연료주기 추진전략

미 하원의 GNEP 예산삭감에서도 알 수 있듯이 GNEP 논란의 핵심은 핵확산 문제이다. 그리고 그러한 핵확산 우려의 중심에 한국이 자리 잡고 있다. 일례로 Edwin Lyman 미 핵통제소장 등은 미국이 과거 수십 년 동안 한국을 비롯한 여러 나라들의 사용후핵연료 재처리 프로그램을 반대해왔는데, GNEP 추진과 함께 반대 명분이 약화됨으로써 지금까지 유지되어온 핵비확산 체제가 깨질 우려가 있다고 주장하고 있다[7].

역시 미국의 핵확산 문제 전문가인 Leonor Tomero 박사도 미국의 GNEP 정책 추진 이후 남아공, 아르헨티나, 캐나다, 그리고 한국이 민감기술 습득에 대해 관심을 보이고 있으며, 특히 한미 파트너십에 의해 사용후핵연료 재활용에 대한 연구를 수행하고 있는 한국이 이제 곧 관련 시설을 건설할 계획이라고 공공연히 자랑하고 있다고 지적하면서, 의회가 예산삭감 등의 조치를 취하지 않을 경우 이러한 형태의 협력은 계속될 수밖에 없다고 경고하고 있다[8]. 또한, 미 군축협회가 발행하는 'Arms Control Today'의 Miles Pomper 편집장 역시 지난 1970년대에 핵무기 개발을 추진했던 한국이 GNEP에 가입함에 따라 핵무기 관련 기술을 습득할 수도 있다는 점에 일부 국무부 관리들과 민간 군축 전문가들이 우려를 나타내고 있다고 말했다[9].

한국은 사용후핵연료에 대한 최종 국가관리 정책이 아직까지 결정되지 않은 상태이다. 그러나 최근 학계 및 연구계를 중심으로 Pyroprocessing 및 고속로 건설을 포함한 원자력 R&D 중장기 계획안을 수립하여 의견수렴을 하는 등 적극적인 행보에 나서고 있다. 문제는 이러한 R&D 계획, 특히 후행연료주기 분야에 대해 미국이 의혹과 우려의 눈길을 보내고 있다는 것이다. 물론 이들은 반핵성향을 띠고 있는 단체들이어서 이들 주장이 미국 전체를 대표한다고는 할 수 없지만 무시할 수는 없는 것이다.

재활용을 지향하고 있는 GNEP 정책은 확실히 한국의 후행연료주기 추진전략 측면에서 볼 때 일종의 기회이자 유연성을 확보할 수 있다는 점에서 긍정적으로 작용될 수 있다. 그러나 성급한 추진은 우리나라뿐만 아니라 미국의 GNEP 정책 추진에도 부정적인 영향을 주게 되어 오히려 역효과만 생길 수 있다는 점도 염두에 두어야 할 것이다.

4. 결 론

GNEP과 한국의 원자력 정책 추진환경을 고려할 때 향후 한국의 후행연료주기 전략은 GNEP 정책과 연계하여 효율적으로 추진하되 일부에서 제기되고 있는 핵확산 의혹이 해소될 수 있도록 투명성과 신뢰성 확보가 전제되는 전략이 먼저 수립되어야 할 것이다.

* 본고의 내용은 저자들의 개인적 의견으로, 소속기관과는 아무런 관련이 없음을 밝힙니다.

참고문헌

- [1] <http://www.gnep.energy.gov/>
- [2] <http://armscontrol.org>
- [3] "Yucca funded, GNEP zeroed", World Nuclear News(2008. 6. 26).
- [4] "GNEP Watch: Developments in the Global Nuclear Energy Partnership", CIGI(2008. 3).
- [5] "Spent fuel reprocessing R&D facility-part of draft Senate energy bill", NuclearFuel, vol. 33, No. 19(2008. 9. 22).
- [6] <http://www.fas.org>
- [7] Edwin Lyman and Frank N. von Hippel, "Reprocessing Revisited: The International Demensions of the Global Energy Partnership", <http://www.armscontrol.org>.
- [8] Leonor Tomero, "The future of GNEP: The international partners", Bulletin of the Atomic Scientists(2008. 7. 31).
- [9] Miles A. Pomper, "Concerns Raised as South Korea Joins GNEP", Arms Control Today(2008. 1/2).

사용후연료 비순환주기 시나리오 개발 및 분석

송종순, 이윤희*, 이건재*, 이기영**, 이경구**

조선대학교, 광주광역시 동구 서석동 375번지

*한국과학기술원, 대전광역시 유성구 과학로 335

**한수원(주) 원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1번지

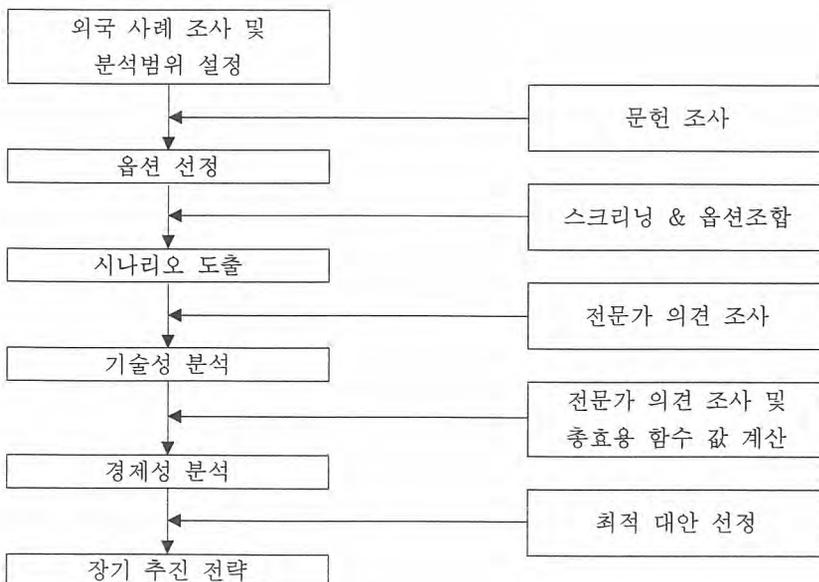
lyh262@kaist.ac.kr

사용후연료 관리정책을 수립하기 위해서는 우선 원자력발전에 대한 국가의 정책결정이 선행되어야 한다. 그 이유는 원자력발전 규모에 따라서 원전으로부터 발생하는 사용후연료의 양이 결정되고, 그에 따른 사용후연료의 관리방법이 모색되어야 하기 때문이다. 그리고 사용후연료를 폐기물로 볼 것인가, 아니면 자원으로 볼 것인가에 따라 국가는 직접처분 핵연료주기 또는 재처리 핵연료주기 중 어느 것을 선택할 것이냐의 방향이 결정된다.

비록 어떠한 중간과정을 거치더라도 궁극적으로 고준위폐기물 및 사용후연료는 영구 처분되어야 하며 실제적으로 처분되더라도 처분시설에서 안전 최종확인 및 회수성 등을 고려하여 장기적으로 관리하는 것이 필요하다. 사용후연료의 장기저장 및 직접처분은 비순환주기 정책 관점에서 크게 저장기준 전략과 처분기준 전략 2가지 전략으로 구분할 수 있으며 어떠한 전략을 어느 시점에서 택하는가에 대한 입장의 차이가 매우 중요하다.

기존에 수행된 후행연료주기의 기술성/경제성 평가 연구는 비순환주기만을 대상으로 한 경우는 매우 드물며 대부분 후행연료주기의 일부분으로 다루어져 왔다. 따라서 본 연구에서는 해외의 사용후연료 관리 정책의 추진현황을 검토하고 우리나라의 여건을 분석하여, 이를 토대로 사용후연료의 직접 처분 및 장기 저장에 관한 기술성, 경제성 분석을 통하여 국내외의 환경변화에 부합하는 바람직한 사용후연료 관리에 관한 정책을 결정하는데 도움을 주고자 한다.

본 연구에서는 사용후연료 비순환주기 분석을 통한 비교 우위 시나리오 도출하였으며 사용후연료 장기관리 전략을 제안하였다.



사용후핵연료 관리와 시민참여

김연옥, 황용수, 조성경*

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045번지

명지대학교*, 경기도 용인시 처인구 남동 산 38-2

younok@kaeri.re.kr

1. 서론

Vincent T. Covello에 따르면, 위험인식(risk perception)은 어떠한 행위나 상황이 비자발적이며, 피해의 심각성이 클 때, 그리고 개인적으로 통제가 불가능하며 위험과 혜택의 분배가 불평등 할 때 커진다. 또한, 그 주제가 낯설고 복잡할수록 위험인식은 더 높아진다. 따라서 위험에 대한 수용 여부는 위험인식이라는 심리적이고 감성적인 요인들에 의해 큰 영향을 받는다. 위험인식에 따라 위험 수용(risk acceptance)이 늘 따라가는 것은 아니지만, 일반적으로 특정 과학기술에 대한 수용 여부는 위험에 대한 결과로 나타나는 사실 뿐 아니라 위험에 대한 인식수준에 기초한다. 전문가들의 위험인식은 보다 정량적인 요소들, 예컨대 연간 교통사고 사망률 혹은 위암 발생률 등과 같은 수치적 데이터와 객관적 자료 등에 영향을 받는데 비해, 일반 시민의 경우는 통제불가능성, 불확실성, 낯설음 등과 같은 정성적인 요인 등 주관적인 수치로 나타내기 어려운 정성적 요소들에 많은 영향을 받는다.

사용후핵연료 관리 문제에 대한 일반 시민들의 위험인식은 바로 사용후핵연료, 넓게는 원자력 에너지가 낯설고 복잡하며, 통제가능성이 적다라는 심리적 요인에 기인한다. 지난 20년 동안의 방사성폐기물 처분장(방폐장) 부지 선정 실패의 역사는 결국 이러한 위험인식의 차이를 고려하지 못한 데에 있다고 할 수 있다. 따라서 방폐장 부지 실패 경험은 정부 및 원자력 관련 전문가들의 사용후핵연료 관리 문제의 접근법을 바꾸는 결과를 낳았다. 현재 사용후핵연료 관리 문제는 정부와 원자력 관련 전문가들이 주도하는 일방적인 방식에서 벗어나 일반 시민들을 정책결정과정에 참여시키고 의견을 수렴하는 공론화 방식이 추진 중이다.

2. 사용후핵연료와 시민참여

참여라는 개념은 어떤 일에 끼어들어 관계를 하는 것을 말한다. 과거의 시민 참여는 공청회와 같이 관련자들의 의견을 듣는 것에 초점을 맞추었다. 그러나 점점 그 개념이 발전하면서 현재 사용후핵연료 관리 공론화에서 말하는 시민참여의 개념은 결정된 정책에 대해 시민의 동의를 확보하는 것에서부터 이제는 정책의 결정과정에 시민의 의견이 영향력을 행사하는 것까지 확대되고 있다. 현재 사용후핵연료 공론화의 개념은 '숙의적(deliberative)' 시민참여를 의미하며 숙의적 시민참여는 단순히 한 사람이 어떤 사안에 대해 가지는 의견이나 선호도에 대한 수렴이 아니라 충분한 정보 제공과 학습 그리고 토론 등과 같은 쌍방향의 의사소통을 통해 전문가와 일반시민이 형성하는 공론을 확인하고 합의된 의견을 수렴하는 것을 의미한다.

3. 공론화 대상과 시민 참여범위

최근의 공론화 논의는 사용후핵연료 공론화 task force team (TFT)의 권고 보고서를 참고할 수 있다. 보고서에 따르면 공론화 대상은 먼저 중간저장이 되어야 하며 동시에 장기 관리 방안에 대한 각종 개발 연구의 계획 등을 정부가 밝힐 것을 권고하고 있다. 그러나 중간저장의 세부적인 사항에 대한 이해관계자들의 참여 범위는 아직 합의가 이루어지지 않고 있다. 일부 시민단체는 복잡한 기술적 부분들도 공론화 대상이 되어야 하며 전문가들이 제공하는 기본 자료 조사/연구까지 시민참여의 범위가 되어야 한다고 주장한다. 반면 일부 원자력 전문가들은 기술적 사항 이외에 부지 선정 등과 같은 사안에만 시민참여가 이루어져야한다고 말하고 있다. 이러한 엇갈린 주장이 합

의되지 않고 지속된다면 자칫 지금까지 공들여 진행된 공론화 방법론의 실현가능성까지 위협할 수 있다.

4. 결론

사용후핵연료 공론화 논의는 위험인식과 위험수용의 차이 그리고 이에 따른 각 이해관계자들의 입장의 차이를 인정하는 데에서 출발하였다. 즉, 서로의 입장의 차이를 인정하고 그로 인한 갈등을 인정하지만 이러한 갈등이 적대적으로 나가는 것을 방지하고 사용후핵연료와 관계되는 개인, 그룹 간의 서로 다른 입장을 이해하고 줄여나가고자 하는 노력과 목적의식에서 시작된 것이다. 그러나 서로 다른 입장은 사용후핵연료 관리라는 하나의 주제를 둘러싼 역할의 차이에서 비롯되는 것이다. 따라서 사용후핵연료와 관련된 모든 사항을 공론화 대상으로 하고자하는 것이나 전문 영역에 대한 일반시민의 참여를 배제하고자 하는 것은 이러한 역할의 구분을 인정하지 않고자 하는 것이다. 기존의 사용후핵연료 관리 논의가 일반 시민의 위험인식과 입장을 고려하지 못한 정부와 원자력 전문가들의 일방적인 의사소통이 문제가 되었다면 역으로 일반시민의 역할만을 강조하는 것 또한 일방적인 접근방식이 될 수 있다.

따라서, 향후 사용후핵연료 관리를 위한 공론화가 애초의 문제의식을 유지하고 목적달성을 위해서는 공론화 대상의 세부적인 사항에 대한 참여 범위에 대한 합의를 먼저 이룬 다음 속의적 참여를 통해서 각 이해관계자들이 형성하는 공론을 만들어가는 장이 되어야 할 것이다.

본 논문의 내용은 전력기반연구개발사업의 지원을 통해 수행되고 있는 “사용후핵연료 국가 중장기 관리 모델”개발 연구 결과입니다

핵연료주기 시스템 분석을 위한 데이터베이스 구축

송대용, 이호희, 조동건, 고원일

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

dysong@kaeri.re.kr

1. 개요

우리나라는 사용후핵연료 관리정책의 부재에도 불구하고 사용후핵연료 이용 관련 기술개발을 다양하게 추진하여 왔다. 그러나 이들 기술에 대한 기술적, 경제적 평가를 포함한 종합적인 평가는 물론, 핵연료주기의 최적화 등에 대한 연구는 소홀히 다루어져 왔다. 따라서 향후 국내에 적용 가능한 핵연료주기 대안들에 대하여 그 장·단점을 정밀 분석하여 국내 환경에 적합한 핵연료주기를 기술적으로 최적화시킬 필요가 있다. 핵연료주기 대안들을 여러 관점에서 분석·평가하여, 우리나라에 적합한 최적의 핵연료주기를 도출하기 위해서는 핵연료주기 시스템 분석에 필요한 자료를 체계적으로 제공할 수 있는 데이터베이스의 구축이 필요하다. 본 연구에서는 경제성, 환경영향(폐기물 발생) 등의 측면에서 핵연료주기 시스템을 분석하는 데 필요한 사용후핵연료 특성자료를 비롯하여 핵연료주기 단위공정 및 단위시설 비용, 방사성폐기물 발생량 등, 핵연료주기 시스템 분석에 필요한 자료들을 수집·분석하여 데이터베이스를 설계·구축하고 있다.

2. 데이터베이스 설계 및 구축

우리나라에 적합한 최적 핵연료주기를 도출하기 위해서는 국내 사용후핵연료의 현황을 반영해야 하며, 이를 분석할 수 있는 기능을 갖는 체계도 요구된다. 이에 따라, 본 연구에서는 사용후핵연료 특성 자료 데이터베이스를 구축하기 위해서 국내 경·중수로 원자력발전소에서 2006년 말까지 발생한 사용후핵연료에 대한 기본 자료(농축도, 방출일, 방출연소도 등)를 수집하고 이를 이용하여 PWR 사용후핵연료의 현황을 분석하는 모듈을 개발하였으며, 상용화된 연소계산모듈을 이용하여 핵연료주기 분석에 필요한 방사능, 열, 독성도 등의 사용후핵연료 특성자료를 생산하는 모듈도 개발하여 사용후핵연료 특성자료 데이터베이스를 구축하고 있다.

또한, 채광에서부터 폐기물 처분에 이르기까지의 핵연료주기를 구성하는 각 부문에 대한 단위 공정 및 단위시설 비용, 폐기물 발생량 등에 대한 데이터베이스를 구축하기 위해 IAEA, OECD/NEA와 같은 국제기구와 국내외 연구기관, 학계 등에서 발행된 각종 문헌을 이용하여 자료를 수집하고 이를 분석 정리하여 데이터베이스를 구축하고 있다. 핵연료주기 비용 자료 중에서 천연우라늄, 농축 및 변환 관련 비용자료는 이미 세계 수요·공급 시장이 형성되어 있어, 비용 정보를 제공하는 UxC와 같은 여러 웹 사이트를 이용하여 수집하고 있다. 데이터베이스 시스템은 MS windows XP 운영체제하에서 MS-Access를 이용하여 구축하고 있다. 핵연료주기 시스템 분석을 위한 데이터베이스의 구축절차는 <그림 1>과 같으며, <그림 2>는 현재 구축중인 데이터베이스의 일부를 보여주고 있다.

3. 결론

본 연구에서 구축중인 데이터베이스의 일부 자료, 예를 들면, 핵연료주기 단위시설의 비용과 같은 자료는 공개된 자료가 그리 많지 않아 데이터베이스 구축에 어려움이 예상된다. 그러나 우선적으로 수집 가능한 자료를 바탕으로 데이터베이스를 구축하고 지속적으로 수정·보완하여 나아갈 계획이다. 동 데이터베이스가 구축 완료된다면, 향후 우리나라에 적합한 최적의 핵연료주기를 도출하여 장기 원자력 정책을 수립하는 데 많은 기여를 하게 될 것이다.

사용후핵연료 부담금 부담 방안 비교 분석

황영임, 박덕재, 정양기, 박성재*, 이상진*

삼정회계법인, 서울특별시 강남구 역삼동 737 강남파이낸스센터 10층

*한국수력원자력 주식회사, 서울특별시 강남구 영동대로 411

yhwang@kr.kpmg.com

1. 서론

2009년 1월 1일부터 방사성폐기물관리법이 시행 되면서 사용후핵연료 및 중·저준위방사성폐기물 등의 관리를 위한 사업을 전담기관인 한국방사성폐기물관리공단에서 수행하게 되었다.

또한, 현행 방사성폐기물관리 관련 비용을 원전사업자 회사 자체에 적립하는 충당부채 방식에서 그 일부를 방사성폐기물관리기금으로 변경하고, 방사성폐기물처분장의 건설이 현실화되는 등 여러 경제적 여건이 변화되었다. 이에 따라 사용후핵연료 부담금에 대해 이미 기금방식을 적용하고 있는 해외사례를 연구하여 현재 국내에서 적용하는 산식과 비교·분석하였다.

2. 본론

국내 사용후핵연료 부담금 산정기준 및 부담방안을 외국 국가들의 사례와 비교 분석하기 위하여 기금 등을 통해 방사성폐기물의 관리에 필요한 재원을 마련하고 있는 국가 중 미국, 일본 및 스웨덴을 선정하였다. 미국의 경우 가장 큰 규모로 원자력발전소 운영함에 따라 가장 큰 규모의 기금을 운용하고 있으며, 일본은 이들 국가 중 가장 최근에 기금으로 전환하여 사용후핵연료 부담금을 관리하고 있다. 마지막으로 스웨덴은 가장 안정적으로 기금제도를 운영하고 있다는 평가를 받고 있어 3개국을 선택하여 현황을 조사 및 분석하였다. 미국과 스웨덴은 1980년대부터 방사성폐기물관리체계를 정비하여 관련 법률 및 조직 등의 제도적 기반을 갖추고 있으며, 현재까지 안정적인 기금제도가 정착되어 운영 중이다. 미국, 스웨덴 및 일본 모두 단가 산정 시 다음 식과 같은 동일한 유형의 산식을 보이고 있으며 단가 기준을 미국과 스웨덴의 경우 발전량을 기준으로 하며, 일본은 폐기물발생량을 기준으로 하는 차이만 있다.

$$\chi = \frac{\sum_{i=1}^n \frac{C_i}{(1+r)^{i-1}} - F}{\sum_{i=1}^n \frac{P_i}{(1+r)^{i-1}}} \quad (1)$$

여기에서, χ 는 폐기물 단위당 단가, P 는 추정 폐기물발생량 또는 발전량, C 는 추정비용, F 는 기금의 기말 잔액, r 은 명목 또는 실질할인율(물가상승률 차감), i 는 할인기간이다. (1)의 산식을 국내 상황에 맞게 단위당 부담금을 계산하기 위해서 변수를 P 는 폐기물발생량, r 은 실질할인율로 선택하였다.

현재 국내 원자력발전회사에서 방사성폐기물관리 비용을 충당하기 위하여 적용하고 있는 산식은 식(2)와 같다.

$$\text{추정비용} \times (1 + \text{물가상승률})^{\text{물가반영기간}} \times \frac{1}{(1 + \text{할인율})^{\text{할인기간}}} \quad (2)$$

식 (2)은 현재의 추정비용을 추정 물가상승률을 사용해 미래의 실제 비용이 발생하는 시점의 불변가액으로 환산한 뒤, 이를 특정한 할인율로 할인을 하여 현재 시점의 가치로 환산하는 방식으로 원전사후처리를 위해 회사내부에 유보하고 회사의 충당부채로 적립을 목적으로 하고 있다.

해의에서 기금적립을 위해 사용하고 있는 식 (1)과 국내에서 적용하고 있는 식(2)를 비교하면 다음과 같은 측면에서 차이를 보이고 있다.

첫째, 식 (1)에서는 기금의 운용수익률을 고려하지만 식 (2)에서는 운용수익률을 고려하지 않는

데 이는 식 (1)은 기금의 유입과 유출을 일치시키는 단위당 fee를 산정하는 것이 목적이고 식 (2)는 추정 비용을 비용의 duration 기간(34년)동안 회수하도록 설정되어 있기 때문이다. 둘째, 물가상승률의 추정방식에서 차이가 있다. 식(2)에서 사용한 물가상승률은 2003년 말 시점의 불변가액으로 계산된 추정비용을 미래에 실제 비용이 지출되는 시점의 불변가액으로 환산하기 위해 사용한다. 따라서 물가상승률은 상당히 장기간에 해당하는 미래의 물가상승률을 추정하고 있다. 반면 식(1)은 실질현금흐름을 할인하기 위해 명목할인율을 실질할인율로 전환하기 위한 것이다. 셋째, 할인율에서 차이가 있다. 식(2)에서 사용한 할인율은 발전사업자의 신용위험을 반영하여 계산된 할인율이며, 식(2)에서 사용한 할인율은 국채수익률이다.

이와 같은 차이점이 식(1)과 식(2)를 적용했을 경우 단위당 부담금에 따른 기금의 현금흐름에 어떠한 차이를 발생시키는지 비교하였다. 식(2)와 동일한 가정을 식(1)에 적용하였을 때 단위당 부담금을 계산하기 위하여 사용한 변수들을 표 1에 나타내었다.

표 1 사용후핵연료 부담금 산정 변수

변수	명목할인율	물가상승률	기금의 기대수익률
값	4.36%	2.3%	2%

위의 변수를 식 (1)과 식 (2)에 적용하여 2009년부터 2090년까지의 부담금 및 기금운용수익을 포함한 현금유입을 비교하여 그림 1에 나타내었다.(2009년 1월 1일 기준 불변가액임)

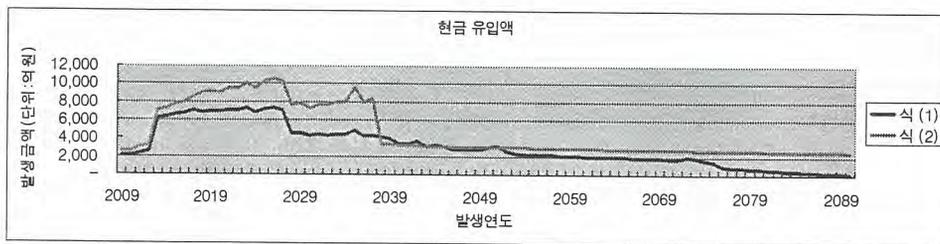


그림 1 사용후핵연료 부담금 및 기금운용수익의 년도별 유입액 비교

2014년부터 15년간 기발생부담금의 유입으로 식 (1)과 식 (2) 모두 현금유입액이 급격히 증가하고 그 이후에는 폐기물발생량에 따른 부담금과 기금의 운용수익이 유입된다. 식 (1)의 경우 기발생부담금이 모두 유입된 2029년부터는 폐기물발생량에 따른 부담금과 기금의 운용수익이 유입되는데 현금유입액이 점차 감소하는 이유는 2036년부터 폐기물발생량이 감소하고 이에 따른 부담금 유입이 감소하기 때문이다. 또한 부담금 유입은 감소하는데 고정비는 지속적으로 발생하므로 기금잔액 감소에 따른 기금운용수익 역시 감소하게 된다.

식 (2)의 경우 Duration 개념의 적용으로 폐기물발생량에 따른 부담금의 유입은 2037년까지 발생하며 그 이후에는 기금의 운용수익만이 현금으로 유입된다. 따라서 추가적인 부담금의 유입은 없고 고정비만 발생하므로 기금잔액 감소에 따른 기금운용수익 감소로 현금유입은 점차 감소하게 된다.

3. 결론

식 (2)의 경우 재원을 조기에 회수할 수 있는 장점이 있는 반면에 사용후핵연료 단위당 부담금이 식 (1)을 적용했을 경우 보다 과다하게 산출되어 초기에 발생자의 부담이 가중되는 단점이 있다. 식 (1)을 적용할 경우 부담금이 사용후핵연료 발생기간 동안 발생량에 비례하여 산출되므로 발생자의 부담이 완화된다는 장점이 있지만 매년 기금 운용 수익률에 따라 단위당 부담금이 변동될 수 있다는 위험이 존재한다. 또한 식 (1)을 적용하고 있는 해외 국가들은 사용후핵연료에 대해 국가 차원에서의 정책수립 및 사업일정을 수립하여 관련 비용을 추정하고 있으나 국내의 경우 아직까지는 국가차원에서의 정책이 수립되지 못하고 있다. 따라서 해외 국가의 사례에서 알 수 있듯이 식 (1)은 사용후핵연료에 대해 국가차원의 정책과 사업 일정에 따른 비용 산출이 선행되어야 적용 가능하므로 향후 이를 국내에 적용하려면 이에 대한 연구가 보다 심층적으로 수행되어야 할 것이다.

대중 수용성과 사용후핵연료 방사성폐기물의 심지층 처분장

김성호*, 서남덕**, 박원재**

* 한국원자력연구원, 대전직할시 유성구 대덕대로 1045

** 한국원자력안전기술원, 대전직할시 유성구 구성동 19

well48@hanmir.com

서론

요즈음 우리는 웹 2.0 환경이나 거버넌스 체제와 같은 새로운 패러다임의 출현을 경험하고 있다. 이러한 패러다임이 확산되고 있는 시대에서는 리스크가 높은 첨단 기술 (예: 유전자 변형 농산물, 줄기세포 기술, 나노 기술), 혐오 시설 (예: 화장시설, 하수 처리장), 또는 기피 시설 (예: 발전소)의 유치 문제에서 불확실성 및/또는 리스크에 대한 대중 수용성 (Public Acceptance; PA)이 중요시되고 있다.

특히, 원자력 발전소(NPP)에서 발생하는 방사성폐기물 처분장 부지 선정의 공론화, 유치, 건설, 운영 및 폐쇄 문제 등을 다루는 데 있어서 사회적 차원 (예: 지원금, 정치적 수용성, PA)을 배제한 채 기술적 차원 (예: 지질학적 안전성)만을 고려해서는 **수용가능 해법** (acceptable solution)을 도출해낼 수 없음을 경험적 학습(예: 불안 사태[1])을 통해 잘 알려진 사실이다. 그러므로 사용후핵연료(Spent Nuclear Fuel; SNF)와 같은 고준위 방사성폐기물 (HLW) 처분을 위한 장기적 관리 프로그램을 개발하고 이행하려는 경우에 실제로 기술적 차원뿐만 아니라 비기술적 차원을 고려한 **복합적 평가** (complex assessment)를 통해 구축되어야 한다.

이 연구의 주된 목적은 HLW 관리 전략의 하나인 **심지층 처분장** (deep geological repository) 전략과 관련하여 사회적 차원에 속하는 PA를 확보하기 위해 PA 영향 모델을 개발하려는 것이다. 여기에서는 캐나다의 경험을 바탕으로 사례 연구를 수행했다. 이는 우리나라의 고준위 방사성폐기물 처분 개념에 대한 이해관계자 (stakeholders) (예: 전문가, 사업자, 규제자, 시민단체, 지자체, 대중매체) 갈등을 거버넌스 체제에서 해결하는 데 커다란 도움을 줄 것으로 기대한다.

대중 수용성 영향 모델

심지층 처분 정책 유치와 대중 수용성

일반적으로, 심지층 처분장 모델링에서 시스템 경계는 시간적 범위가 10,000년 정도, 공간적 범위가 지하 수백 미터의 심지층에 부설된 갱도 지역에 해당한다. 심지층 처분에서는 HLW가 이러한 시공간적 범위 안에서 갱도 저장 시설에 배열되어 관리된다. 이 시간 범위에서는 세대내 정보 전달뿐만 아니라 세대간 정보 전달의 장벽이 될 우려가 있다,

고준위 방사성폐기물 정책과 관련하여, 심지층 처분 전략에서는 개념 단계에서부터 폐쇄 단계까지 비기술적인 요소의 하나인 대중 수용성을 고려해야 한다. 그 이유는 매우 장기적이고 광범위한 심지층 처분장에 대한 인체피폭/환경오염 리스크, 지식 부족으로 인한 인식 불확실성 (epistemic uncertainty) 때문이다. 여기서 **대중 수용성**이란 특정 정책으로 인해 긍정적이거나 부정적인 영향을 받는 대중이 그 정책을 적극적(즉, 명시적) 또는 소극적(즉, 암묵적)으로 지지하는 것을 뜻한다[2;3].

대중 수용성 모델링

개발된 대중 수용성 모델링의 절차는 다음과 같다: 1) PA에 영향을 미치는 요인들을 식별한다; 2) 이들 영향 요인 사이의 관계를 구조화한다; 3) 구조적 모델을 정량화 한다; 4) 결과를 해석한다. 여기서는 영향 요인 식별 단계 및 구조화 단계를 소개한다.

영향 요인 식별 단계: 대중 수용성의 정도에 영향을 미치는 요인은 매우 다양하다. 이들 영향 요인은 동태적(dynamic)이며 서로 상호작용의 관계에 있다. 이는 크게 네 가지 범주로 분류된다[2;3]: 1) 기술적 요인; 2) 구조적 요인; 3) 행태적 요인; 4) 과정 요인.

기술적 요인으로는, 시설 부지와 관련하여 컴퓨터 모델의 현상 유추 신뢰성, 자연 방벽 신뢰성, 자연 방벽 거동의 예측 가능성, 부지에서 기반 시설의 개발 용이성, 운송 위험도 인지 (risk perception), 운송

영향 요인 식별 단계: 대중 수용성의 정도에 영향을 미치는 요인은 매우 다양하다. 이들 영향 요인은 동태적(dynamic)이며 서로 상호작용의 관계에 있다. 이는 크게 네 가지 범주로 분류된다[2;3]: 1) 기술적 요인; 2) 구조적 요인; 3) 행태적 요인; 4) 과정 요인.

기술적 요인으로는, 시설 부지와 관련하여 컴퓨터 모델의 현상 유추 신뢰성, 자연 방벽 신뢰성, 자연 방벽 거동의 예측 가능성, 부지에서 기반 시설의 개발 용이성, 운송 위험도 인지 (risk perception), 운송 단계에서 대중 참여 정도 등을 고려할 수 있다. 시설 설계와 관련하여 다중 방벽과 심층 방어 확보, 회수성 (retrievability), 폐기물 조건의 모니터링, 초기 설계의 유연성 등이 거론되었다. 시설의 안전성 평가와 관련하여 문서화 및 의사소통, 불확실성 인정/평가, 안전 수준, 전문가 의견 합의, 폐기물 형태의 품질 보증, 모암/폐기물 형태 사이의 호환성, 신뢰감 등이 고려된다. 구조적 요인으로는 조직의 적법성, 조직의 학습, 자금조성 (funding), 부지 선정 기준, 사회적 통제 메커니즘, 폐기물 관리 정책 등이 고려되었다. 과정 영향 요인으로는 기다리며 지켜보기(wait and see) 정책 (즉 장기적 해법 계획을 미정 상태에서 미래로 연기의) 수용성, 대중 참여, 장려금과 혜택 등이 있다. 행태적 요인으로는 개방성, 투명성, 비판의 대응 조치, 공정성, 타인의 가치/이해관계의 존중, 기술적 능력의 인지 등이 고려된다.

영향 요인 구조화 단계: 대중 수용성에 영향을 미치는 주요 요인들 사이의 관계는 다음과 같이 정리될 수 있다[2;3]. 기술적 요인은 다음과 같다: 1) 심층방어, 회수성, 모니터링 등으로 수용성이 증가한다; 2) 자연현상 유추가 가능할 경우 좀 더 수용적이다; 3) 전문가 협의로 더 수용적이 된다; 4) 처분장 이행여부의 불확실성은 대중 우려를 초래하여 대중 수용성을 감소시킨다. 구조적 요인은 다음과 같다: 1) 실무자로부터 관리자의 독립 보장, 적합한 조정, 지속가능 개발 등은 수용성을 높인다; 2) 차세대로 책임 이양하는 경우 사회적 동의는 수용성을 높인다. 행태적 요인에서는 실무자와 관리자의 개방성, 투명성, 공정성, 기술적 능력 등이 수용성 확보에 긍정적이다. 과정 요인에서는 대중 참여 경험, 합리적 사용 논리가 수용성을 증가시킬 수 있다.

대중 수용성에 영향을 미치는 주요 요인들 사이의 이러한 관계는 계층 구조 또는 망형 구조로 표현될 수 있다. 예를 들면, 캐나다에서는 HLW 및 켄두 사용후연료의 처분 프로그램 개발/이행에 필수적인 대중 수용성 및 정치적 수용성에 영향을 미치는 영향 요소들을 파악했다. 이들 영향 요소의 관계를 계층적 구조로 표현하면 Fig.1와 같다.

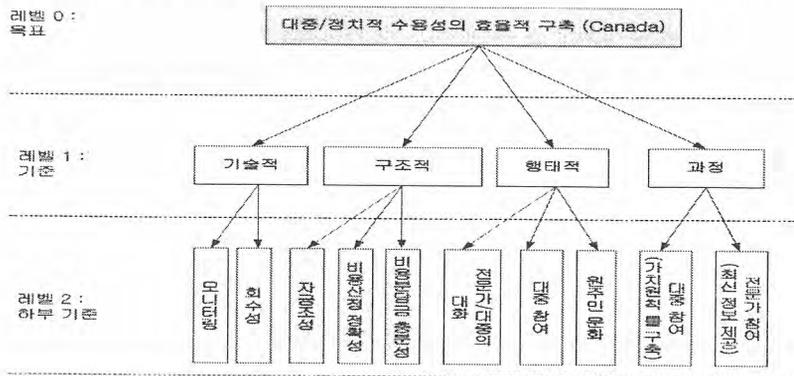


Figure 1: Hierarchy structure of factors influencing public acceptance in Canada.

결론

고준위 방폐물의 심지층 처분 전략과 관련된 영향 요인들의 영향 모델링 단계로 우선 영향 요인들이 파악되었고, 이들 요인 사이의 관계적 구조가 제시되었다. 앞으로는 이들 영향 인자의 영향도(causal map), 시스템 다이내믹스를 통한 동태적 상호작용이 평가되어야 한다.

참고문헌

1. 대한변호사협회 (2003): 불안사태 관련 진상조사보고서, 59pp.
2. IAEA (Oct. 2007): Factors Affecting Public and Political Acceptance for the Implementation of Geological Disposal, IAEA-TECDOC-1566, 63pp, Austria.
3. 김성호 (2008), 지층처분 시설의 대중/정치적 수용성에 대한 영향 인자, KISTI, 대전, 6pp.

방사성폐기물 관리비용 산정방안 분석

황영임, 박덕재, 정양기, 반성호*, 이상진*, 곽상수*, 박성재*
 삼정회계법인, 서울특별시 강남구 역삼동 737 강남파인애플센타 10층
 *한국수력원자력주식회사, 서울특별시 영등대로 411
 yhwang@kr.kpmg.com

1. 서론

2009년 1월 1일부터 ‘방사성폐기물관리법’이 시행되면서 사용후핵연료 및 중·저준위방사성폐기물 등의 관리를 위한 사업을 ‘한국방사성폐기물관리공단’이 수행하게 되었다.

또한, 현행 방사성폐기물관리 관련 비용을 원전사업자 회사 자체에 적립하는 충당부채 방식에서 그 일부를 기금방식으로 변경하고, 방사성폐기물 처분장의 건설이 현실화 되는 등 여러 경제적 여건이 변화되었다. 이에 중·저준위방사성폐기물 처분장을 운용하고 있는 해외사례를 분석하여 현재 국내에서 적용하는 산식과 비교·분석하였다.

2. 본론

국내 방사성폐기물 관리비용 산정기준을 해외 국가들의 사례와 비교·분석하기 위하여 해외 방폐물 처분장을 운영하는 국가 중 미국의 상용처분시설 및 프랑스 처분시설과 비교·분석하였다. 미국의 중·저준위방사성폐기물 관리체계는 그 폐기물의 발생원천에 따라 상용폐기물과 에너지부 시설에서 발생한 폐기물로 구분할 수 있다. 상용폐기물의 경우 NRC나 주정부의 허가를 받아 상업적으로 운영되고 있는 폐기물 처분시설에서 이루어지며, 현재 3개의 상용처분시설(위싱턴, 사우스 캐롤라이나, 유타)이 운영되고 있다. 이들은 각 주 또는 협약 단위로 관리되고 있으며 관리비용 산정체계는 처분시설 소재 주 또는 협약단위 산하의 위원회에서 매년 폐기물 종류별로 허용 가능한 최대요금(안)을 정해주면, 이후 처분시설 운영자와 폐기물 발생자간의 협의를 거쳐 개별적으로 관리비용을 결정하게 된다. 3개의 상용처분시설에서 적용하고 있는 폐기물 관리비용 산정기준을 표1에 나타내었다.

표 1 미국 상용처분시설별 폐기물 관리비용 산정기준

구분	위싱턴	사우스 캐롤라이나	유타
산정기준	Site availability + Disposal rates + Surcharges	Weight charges + Surcharges	부피기준에 따른 요금부과

각 처분시설별 관리비용은 약간의 차이가 있으나, 기본적으로 부피, 중량 등을 고려한 기본요금(Site availability, Disposal rates, Weight charges)과 방사성폐기물 특성을 고려한 할증금(Weight charges)으로 구분할 수 있다. 기본요금은 방사성폐기물 처분활동을 위해 경상적으로 발생하는 변동비나 고정비를 회수하기 위한 것이라면, 할증금은 특정 방사성폐기물을 처분하기 위해 발생하는 비용에 대해 각 사례별로 부과하는 요금이다. 다만, 미국의 상용처분시설은 영리법인의 특성을 고려하여 관리비용에 일정수준의 마진이 포함되어 있다.

프랑스의 ANDRA에서 운영하고 있는 처분시설도 미국의 상용처분시설과 유사한 방법으로 관리비용을 부과하고 있으며 방사성폐기물별로 β 및 $\beta-r$ 핵종은 반감기를 기준으로, C-14는 방사능을 기준으로 각각의 기준을 초과할 경우 특별 회수기준을 적용하여 할증금을 부과하고 있다.

국내 방사성폐기물 관리비용 산정기준의 목적은 해외 사례와는 달리 방사성폐기물 처분시설의 총 사용기간 동안 발생하는 총비용의 회수와 방사성폐기물처분시설을 안정적으로 관리하는 데 있다. 이에 따라 총비용을 공동시설 및 처분시설 건설비용, 처분시설 운용비용 그리고 폐쇄비용으로

구분하여 각 비용을 그에 대응되는 처분예상드럼수로 배분하여 단가를 산정하였으며 표 2에 산정 기준을 나타내었다. 국내 방사성폐기물 관리비용 산정에는 외국에서와 같은 장수명 핵종이나 방사능 준위에 따른 추가 비용은 고려하지 않은 것이 외국과의 차이점이기도 하다.

표 2 국내 방사성폐기물 관리비용 산정기준

구분	산정기준			
200L드럼당 관리비용	$\frac{\text{공통시설 건설비}}{80\text{만 드럼}}$	$+$ $\frac{\text{동굴처분시설 건설비}}{10\text{만 드럼}}$	$+$ $\frac{\text{처분시설 운영비}}{13,000\text{드럼}}$	$+$ 폐쇄비용

상기 산정기준에서 증설비용을 고려한 전체 건설비용이 아닌 동굴처분시설 건설비를 적용한 것은 향후 70만 드럼을 증설시 처분방식에 대해 국가가 결정하지 아니하였기 때문이다. 따라서 처분 방식에 따른 비용산정의 불확실성을 제거하기 위해 현재 결정된 10만드럼분 동굴처분시설의 건설비만을 관리비용 산정기준에 반영하였다.

3. 결론

국내 방사성폐기물관리 비용을 산정할 때 처분 대상 방사성폐기물의 방사능 등을 고려하지 않고 총비용을 공통시설 및 처분시설 건설비용, 처분시설 운용비용 그리고 폐쇄비용으로 구분하여 각 비용을 그에 대응되는 처분예상드럼수로 배분하여 단가를 산정하여 외국 사례와의 커다란 차이점이 있다.

방사성폐기물 관리비용 산정은 매 2년마다 평가를 수행하게 되어 있는 바, 향후 산정 시에는 방사성폐기물 운반비용, 증설되는 처분시설의 처분방식 등을 고려한 산정방안을 검토할 필요가 있다.

또한 방사성동위원소 폐기물에 대한 관리비용도 표2와 같은 산정기준을 적용하고 있는바, 동위원소 특성을 고려한 산정방안의 수립도 필요할 것으로 판단된다.

사용후핵연료 심지층 처분시스템 비용요소 구성 및 평가 체계

이종열, 최희주, 김성기, 최종원, 차정훈*, 황주호*
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045번지
 * 경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 서천 1동
 nijylee@kaeri.re.kr

1. 서론

현재 원자력발전은 국내 전력생산의 약 40 % 정도를 차지하고 있으며, 향후 60 % 정도까지 확대할 계획에 있다. 이러한 확대를 위해서는 전기생산 후 필연적으로 발생하는 사용후핵연료의 안전 관리가 필수적이다. 사용후핵연료 또는 고준위폐기물은 지하 심부지층에 처분하는 것을 가장 안전한 방법으로 고려하고 있다. 우리나라에서도 사용후핵연료를 처분대상으로 한 한국형 고준위 폐기물 처분시스템을 개발하였으며, 이를 바탕으로 사용후핵연료 처분비용 산정에 필요한 공학적 비용 요소를 분석하고 평가 체계를 구축하였다.

2. 한국형 사용후핵연료 처분시스템

가. 지상 시스템

사용후핵연료를 처분용기에 포장하는 공정은 지상의 핵심 시스템으로 수백 미터의 환경조건에서 사용후핵연료가 수십만 년 이상 안전성을 유지하는데 필수적인 구조적 건전성과 부식 저항성을 갖는 처분용기에 사용후핵연료를 포장하는 공정이다. 그림 1은 사용후핵연료 포장을 위한 공정 흐름도 및 포장시설의 주요 기능을 나타내는 단면을 보여주고 있다. 따라서, 이들 개념을 바탕으로 처분시스템 지상시설에 소요되는 비용을 평가하기 위한 요소를 도출하고 평가 체계를 구성하였다.

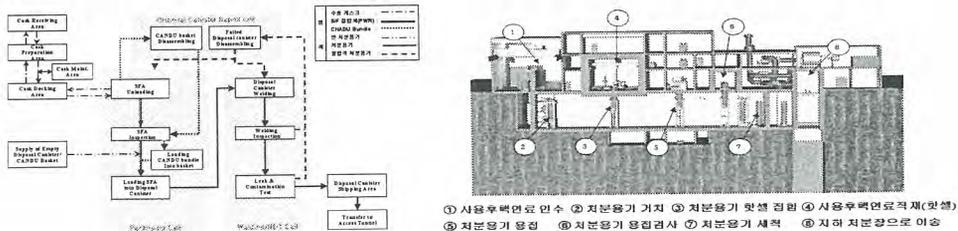


그림 1. 사용후핵연료 포장공정 흐름 및 포장시설 단면

나. 지하 시스템

지하 처분장을 위한 부지는 선정되어있지 않기 때문에, 화강암반을 기반암으로하는 부지를 설정하여 지하시스템 개념을 도출하였다. 처분장의 심도는 약 500 m 로 가정하였으며, 지하 처분장은 크게 통제구역, 비통제구역 및 처분 구역으로 구성하였다(그림 2). 통제구역과 비통제구역에는 지상시설과 연결하는 통로 및 소요 설비시설을, 처분구역에는 처분터널과 처분공으로 구성된 처분패널, 구역간을 연결하는 중앙터널 등으로 구성하여 시설 운영과 건설이 동시에 효율적으로 수행되고 안전성을 유지할 수 있도록 하였다.

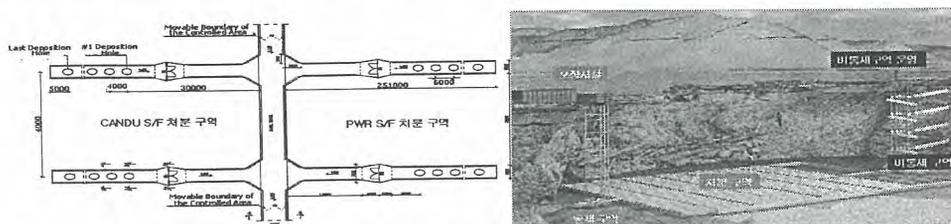


그림 2. 지하 처분시스템 설정 개념

3. 처분 시스템 비용요소 및 평가 체계

가. 비용요소

이상의 사용후핵연료 심지층 처분 시스템 공학적 설계를 근거로 한 비용평가요소는 지상시설과 지하시설로 구분하여 구성하였으며, 표 1에 나타난 바와 같은 평가 구조를 가진다. 처분비용의 중요한 부분을 구성하는 처분용기 비용은 지상시설 운영비로, 완충재 비용은 지하시설 운영비에 포함하였으며, 기반 구축 및 사회적 비용 요소는 포함하지 않았다.

표 1. 비용구조

지상시설		지하시설	
투자비	설계 및 프로젝트 관리	투자비	지상 연계 시설
	건설		굴착 및 시설 건설
	사용후핵연료 취급시스템		처분터널/처분공 건설
	공정/자동화/원격통신 시스템		공기조화/파이핑/전기 시스템 등
	전기 및 유틸리티 시스템		공정장비/탐사/조사 시스템
관리비용/예비비	관리비용/예비비		
운영비	인건비	운영비	처분터널 뒷채움
	에너지		벤토나이트 블록
	용수 및 처리시스템		처분터널 플러깅
	유지보수 시스템		인건비
	포장공정/재료		에너지/용수 및 용수처리 비용
	보험 등 간접비		유지보수/조사/탐사비
	운영기간		보험 등 간접비/관리비/예비비
관리비용/예비비	운영기간		
제염/해체비	제염/해체 설계	폐쇄비	구조물 해체
	인건비		터널/샤프트 뒷채움
	해체폐기물 포장/특수 장비		샤프트 및 접근터널 플러깅
	용수 및 에너지 등 유틸리티		샤프트/접근터널 벤토나이트 플러깅
	보험 등 간접비/관리비/예비비		관리비/예비비

나. 비용 체계

사용후핵연료 심지층 처분시스템 설계 개념을 바탕으로 비용 요소를 구성하고 이들로부터 비용평가 체계를 구축하였으며, 평가체계 개념은 그림 3에 나타내었다. 그림에서 보는 바와 같이 처분기간, 용량, 방벽 정보 등을 바탕으로 지상/지하시설의 구성요소에 따른 비용 산출이 가능하도록 하였다.

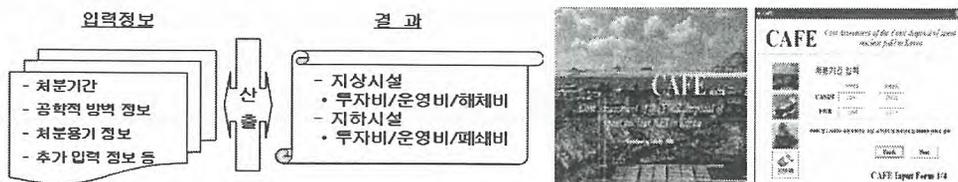


그림 3. 비용평가 체계 개념 및 프로그램

4. 결론

현재 원자력발전소를 통해 발생하는 사용후핵연료의 처분을 위하여 발전소 운영기간 동안 원전 사후처리충당금을 징수하고 있다. 이 충당금은 관련 법에 따라 주기적으로 재산정하고 있으며, 본 연구를 통해 개발된 한국형 사용후핵연료 처분시스템을 바탕으로 하는 비용 구조 및 평가체계는 충당금 재 산정 시 공학적 근거에 의한 비용평가 입력자료로 활용할 예정이다.

사용후핵연료 최종 처분장 비용평가 프로그램 개발

차정훈, 최희주*, 이종열*, 김성기*, 최종원*

경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 서천 1동

*한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

chamanse@nate.com

1. 서론

원자력발전으로 인하여 필연적으로 발생하는 사용후핵연료의 심지층처분은 사용후핵연료 처리 방법 중 현재 가장 안전한 방법으로 간주되고 있다. 국내에서는 아직 사용후핵연료 관리에 관한 구체적인 정책이 결정되지는 않았지만, 한국원자력연구원에서는 1997년부터 10년간 수행된 연구를 통하여 2006년 국내 결정질 암반 특성을 대상으로 사용후핵연료의 직접 처분을 위한 한국형기준 처분시스템(KRS)을 개발하였다. KRS를 이용한 최종처분장 비용평가가 수행되었지만[1~2] 변화하고 있는 원자력에너지 정책에 대한 비용평가를 하기 위해서는 기존의 단위 비용을 변화하는 조건에 따라 합리적으로 적용시켜야 하는 어려움을 가지고 있다.

본 프로그램은 최종처분장의 투자비, 운영비, 폐쇄비에 대한 7단계로 나누어진 비용평가 결과를 Excel 및 Visual Basic form형태로 제공하고 있다. 최종처분장의 비용은 사용자가 입력하는 PWR 및 CANDU 처분시설의 운영기간, 처분장의 공학적 방벽에 대한 정보, 추가되는 사용후핵연료 물량변화에 따른 용기 수 변화 및 처분동굴 수 변화를 반영하여 계산된다. 본 프로그램은 13개의 Excel 파일과 연동되어 처분장 비용평가를 수행하고 있으며, 프로그램 수행 후 Visual Basic Form을 이용하여 최종처분장의 투자비, 운영비, 폐쇄비 결과를 사용자에게 보여주고, 자세한 비용 내역은 Excel에 저장한다.

2. 프로그램 개요

본 프로그램이 시작 되면 13개의 Excel 파일이 동시에 연동되기 시작한다. 프로그램 입력은 4개 단계로 이루어져 있다. 프로그램 입력 1단계는 그림 1과 같이 PWR과 CANDU처분장의 운영기간을 입력한다. 입력 2단계에서는 그림 2와 같이 처분장 내부의 공학적 방벽의 상세 내용을 입력한다.

CAFE Cost Assessment of the Final disposal of spent nuclear fuel in Korea

처분기간 입력

시작년도: 2041 ~ 종료년도: 2066
 CANDU
 PWR: 2068 ~ 2117

PWR 및 CANDU 사용후핵연료 처분 시작년도와 종료년도를 0000년 단위로 입력

Finish Next

CAFE Input Form 1/4

CAFE Cost Assessment of the Final disposal of spent nuclear fuel in Korea

EBS 정보입력 Load KRS Value

	CANDU	PWR
처분용기직경	1.02	1.02 [m]
처분용기부피	3.95	3.95 [m ³]
처분용기직경	2.04	2.04 [m]
처분용기부피	25.8	25.6 [m ³]
원형재직경	2.02	2.02 [m]
원형재부피	21.15	21.15 [m ³]

Back Next

CAFE Input Form 2/4

입력 3단계에서는 그림 3과 같이 기존 KRS에서 추가되는 처분용기에 대한 내용을 입력받게 된다. 추가 처분용기에 대해서는 추가되는 사용후핵연료의 물량을 MtU 단위로 입력할 수 있으며, 이에 대한 용기 수를 자동으로 계산하여 준다. 이를 참조로 보수적인 처분용기 수를 직접 기입할 수 있다. 입력 4단계에서는 추가되는 처분터널에 대한 정보를 입력하며, 이에 대한 기본정보는 한국 원자력연구원에서 기존에 개발된 CAVE (Calculation and Analysis of the Volume of Excavation in an underground disposal system) 프로그램을 참조할 수 있다 [3].

입력을 위한 4단계를 완료하면 그림 5와 같이 입력값에 대한 요약 창을 통해 확인할 수 있으며, 수정을 필요한 입력 값에 대해서는 해당 입력 값 제목을 클릭하면 된다. 입력 값을 모두 확인한 후 이에 대한 결과 창은 그림 6과 같다. 결과 창은 최종 처분장의 지상시설과 지하시설에 대한 투자비, 운영비, 해체비(폐쇄비)로 세분화 하여 \$와 원 단위로 보여준다. 또한 계산 시점에서의 환율을 입력하면 재계산된 원단위 비용을 확인할 수 있다. 계산 결과에 대한 자세한 내용은 프로그램 시작 시 연동되었던 Excel파일에 저장되게 된다.

3. 결론

본 프로그램은 기존의 한국원자력연구원에서 개발된 KRS를 기반으로, 향후 증가할 수 있는 사용후핵연료 물량에 대한 최종처분장의 비용을 계산할 수 있다. 최종처분장의 비용평가에 영향을 미치는 요건으로 처분기간, 추가처분물량, 추가터널부피, 공학적방벽의 변화를 고려하였으며 이에 대한 최종처분장의 비용을 투자비, 운영비, 폐쇄비(해체비)로 나누어 계산하고 있다. 프로그램을 이용하여 기존 KRS에 추가되는 물량이 없고 처분장 운영기간을 77년일 때를 계산하면 최종처분장의 총 비용은 약 7조 9천억원으로 추정된다. 본 프로그램은 1.0에 해당하며, 향후 처분장의 심도를 고려하고 연간 비용을 계산 할 수 있도록 개선 중에 있다.

참고문헌

- [1] Timo Saanio, Matti Kalliomaki, Ari Gardemeister, et al., "KRS-1, Pre-Conceptual Design of Korean Reference HLW Disposal System Volume 1", Posiva Oy, R&D Report 2005-04, 2005.
- [2] Kukkola, T., "Final disposal plant in Korea, description of above ground facilities", Posiva Oy, T&K-report 2005-03, 2005.
- [3] 최희주, 이종열, 김성기, 차정훈, "지하처분시설 굴착 물량 분석 프로그램 개발", KAERI/TR-3433/2007, 기술보고서, 한국원자력연구원 (2007).

A Practical Overview of Radioactive Wastes and the Global Nuclear Energy Partnership (GNEP)

Sun-Tae Hwang, Dong-Kwan Shin

TEKCIVIL Corporation

301 Songjeon B/D, 1182 Dunsan-dong, Seogu, Daejeon 302-121, Korea

sthwang12@hotmail.com

1. Introduction

The creation of huge quantities of long-lived radioactive waste turns out to be the most formidable problem facing the nuclear power plants today. Retrospectively, the difficulty of radioactive waste disposal was not considered to be a big problem during the time when nuclear power plants were first introduced. It was assumed that such wastes could be recycled or buried. Unfortunately, however, finding safe ways of storing radioactive wastes so that they do not leak radioactivity into the environment has proved to be a much more difficult task than anticipated at that time. Radiation resulting from radioactivity occurs when unstable nuclei of atoms decay and emit radiation. A Figure concerning Paths of Radiation to the Body are shown at the poster display[1].

The Global Nuclear Energy Partnership (GNEP) began as U.S. proposal, announced by U.S. Secretary of Energy, Samuel Bodman on February 6, 2006, to form an international partnership to promote the use of nuclear power and close the nuclear fuel cycle in a way that reduces radioactive wastes and the risk of nuclear proliferation[2]. This proposal would divide the world into "fuel supplier nations," which supply enriched uranium fuel and take back spent fuel, and "user nations," which operate nuclear power plants[3]. Today GNEP consists of 21 partner countries, three permanent international nongovernment observers and 17 participating observer countries[4]. GNEP operates by consensus among its partners based on an agreed GNEP Statement of Principles[5].

2. Basic Types of Radioactive Waste

High-level Radioactive Waste

High-level radioactive waste consists mostly of spent nuclear fuel from nuclear power plants. It contains approximately 95% of all the radioactivity in low- and high-level waste combined. All countries with high-level radioactive waste and spent nuclear fuel plan to eventually dispose of these materials deep underground, in a geological disposal facility called a repository.

Uranium Mill Tailings

Uranium mill tailings are primarily the sandy process waste material from a conventional mill. This ore residue contains the radioactive decay products mainly from the U-238 chain and heavy metals. These mill tailings are generally left outdoors in huge piles releasing radioactive materials into the surrounding air and water.

Low-level Radioactive Waste

Low-level radioactive wastes are usually defined in terms of what they are not. They are

not spent fuel, milling tailings, reprocessed materials, or transuranic materials. It includes the remainder of radioactive wastes and materials generated in nuclear power plants. Approximately 90% of the radioactive waste produced in the world is low-level.

3. PUREX Process

This process for the reprocessing of spent nuclear fuel to separate uranium and plutonium from the fission products and from one another. Following the dissolution of the irradiated fuel in aqueous nitric acid, uranium and plutonium are transferred to an organic phase by intensive mixing with an organic solvent extraction—30% tributyl phosphate(TBP) in kerosene is used as organic solvent—while the fission products remain in the aqueous nitric phase. Further process steps enable the subsequent separation of uranium and plutonium from one another. Two Figures regarding PUREX are displayed

4. GNEP International Partnership

The United States has established a number of cooperative arrangements to pursue technical cooperation on this proposal. On February 16, 2006 the United States, France and Japan signed an "arrangement" to research and develop sodium-cooled fast reactors in Support of the GNEP. The United States has established "action plans" for collaboration with Russia, Japan and China. As of September 2, 2008, GNEP partners are: Australia, Bulgaria, Canada, China, France, Ghana, Hungary, Italy, Japan, Jordan, Kazakhstan, **Republic of Korea**, Lithuania, Poland, Romania, the Russian Federation, Senegal, Slovenia, Ukraine, United Kingdom and the United States. The three permanent international nongovernment observers are: the International Atomic Energy Agency, the GenerationIV International Forum and Euratom.

5. Conclusion

GNEP has proven controversial in the United States and internationally. In this regard, four Tables and four Figures were extracted from Radioactive Wastes and the Global Nuclear Energy Partnership issued by Institute for Policy Studies (www.ips-dc.org) in collaboration with Friends of the Earth USA and the Government Accountability Project.

REFERENCES

- [1] Nuclear Waste (http://library.thinkquest.org/3471/nuclear_waste_body.html)
- [2] Department of Energy Announces New Nuclear Initiative (<http://www.doe.gov/news/3161.htm>)
- [3] GNEP Element: Establish Reliable Fuel Services (http://www.doe.gov/media/GNEP/06-GA50035g_col.pdf)
- [4] Global Nuclear Energy Partnership (<http://www.gneppartnership.org/>)
- [5] GNEP Statement of Principles (http://www.gneppartnership.org/docs/GNEP_SOP.pdf)

청정 산업공정과 재료 개발을 위한 방사선 이용 기술 관련 IAEA 프로그램 및 참여 확대 방안

김경표, 박근일

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
kpkim@kaeri.re.kr

1. 서론

다양한 산업공정과 환경오염을 관리하는 데 있어서 방사성동위원소와 방사선 이용 기술의 응용은 선진국은 물론 개도국의 지속적인 발전을 위하여 매우 중요하다. 특히 새로이 부상하는 경제체제와 개도국 회원국에서는 방사선 기술을 이용하여 공산품의 품질을 향상시키고 산업체로부터 발생하는 오염원의 환경영향을 최소화함으로써 지속적인 산업 성장을 도모하고 있다. 현재 전 세계적으로 160개 이상의 산업용 감마선 조사 시설과 1,200개 이상의 전자선 가속기 시설이 운영되고 있다. 이러한 설비들은 주로 멸균, 식품조사, 고분자·고무의 개질 등에 주로 사용되고 있다. 이중 40개 이상의 시험용·산업용 Co-60 감마선 조사장치 및 전자선 가속장치가 국제원자력기구(IAEA)의 지원 하에 개도국에 설치되었다.

방사선 가공기술은 수많은 오염 물질을 정화하는 데 있어서도 높은 활용 가능성을 보여주고 있다. 특히 이미 밝혀진 바와 같이 유기성 오염 물질의 위험성과 기존 처리기술의 적용에 어려움이 있기 때문에 방사선 이용 기술에 대한 관심이 증가하고 있다. 일례로 농업 부산물인 폐기물을 방사선으로 처리하여 유용한 제품을 생산하기 위한 기술이 활발하게 개발되고 있다.

이와 같은 배경 하에 국제원자력기구(IAEA)는 회원국이 방사선 기술의 자체 개발 능력을 보유했을 수 있도록 국가적 차원의 연구개발 능력 강화를 중점적으로 추진하고 있다. 특히 개도국 회원국에 대해서 방사선 이용 기술 활용을 증진시키기 위한 기반 시설을 구축하고 전문 기술을 보급하고 있다. 본 연구에서는 청정 산업공정과 재료 개발을 위한 방사선 이용 기술 관련 2008~2009년도 IAEA 프로그램의 현황을 살펴 보고 향후 전망을 제시하고자 한다. 아울러 동 프로그램의 신규 참여를 확대하기 위하여 실무 차원과 정책적 측면에 초점을 두어 IAEA 공동연구의 참여 시 이점을 고찰하고, 이의 신규 참여 방안과 효율적인 참여 방안을 모색하고자 한다.

2. 청정 산업공정과 재료 개발을 위한 방사선 이용 기술 관련 IAEA 프로그램

이 프로그램의 목적은 회원국이 방사성동위원소와 방사선 이용 기술을 오염물 정화, 고부가 제품 개발, 생산공정 효율과 산업안전성 제고, 위험물질 탐지 등에 활용할 수 있도록 국가 역량을 강화시키는 것이다. 이를 통하여 회원국이 오염물 정화, 고부가 물질 합성, 성분 분석, 산업공정의 안전성과 효율성 향상 등을 달성할 수 있는 관련 지식의 보급, 전문 인력의 양성 등을 기대할 수 있다. 그리고 이의 성과 지표로는 방사선 가공, 구성성분 분석, 방사성동위원소 산업 응용 등을 위하여 개발된 기술을 활용하는 회원국 내 연구기관의 수이다.

동 프로그램의 수행을 위한 2008년도 예산은 2007년에 비해 3.2% 증가된 1,155,922유로이며, 2009년 예산은 1,141,481유로이다. 2008년도 증가분은 첨단 소재 개발, 오염 물질 정화 등의 방사선 가공기술 분야 및 방사성 분석 기술 관련 활동의 보급을 강화하기 위한 것이다. 특히 회원국은 첨단 소재의 방사선 가공 기술과 유기성 오염 물질의 정화 기술 등과 같이 방사선 기술의 탁월한 효과를 거둘 수 있는 분야에 연구 활동을 집중함으로써 사업 효율성 증대를 꾀하고 있다.

동 프로그램 하에 수행되고 있는 세부 과제는 i) 방사성동위원소와 방사선 기술을 이용한 산업공정 관리 지원, ii) 첨단소재 개발을 위한 방사선 기술 개발, iii) 방사선 기술을 이용한 오염물 정화, iv) 폭발물과 불법 물질의 탐지 및 성분분석 기술 역량 강화 등 4개 프로젝트가 있으며, 이의 수행기간과 기대성과는 다음과 같다.^[1]

첫째, “방사성동위원소와 방사선 기술을 이용한 산업공정 관리 지원” 관련 활동은 2004년에

착수되어 2013년까지 수행될 예정이다. 주요 예상 결과물은 개도국 회원국이 산업공정 관리에 적용할 수 있는 방사성동위원소와 방사선 기술의 활용 지침서, 훈련교재 및 절차서의 개발 등이다.

둘째, “첨단소재 개발을 위한 방사선 기술 개발” 관련 활동은 2007년에 착수되어 2013년까지 수행될 예정이다. 주요 예상 결과물은 고부가 제품과 나노 소재의 개발을 위한 방사선 가공 응용 기술의 방법과 표준절차서 개발 등이다.

셋째, “방사선기술을 이용한 오염물 정화” 관련 활동은 2005년에 착수되어 2013년까지 수행될 예정이다. 주요 예상 결과물은 오염 물질을 처리하기 위한 방사선 가공기술의 응용절차서 개발, 방사선 가공기술 활용 전문 인력 양성 등이다.

넷째, “폭발물과 불법 물질의 탐지 및 성분분석 기술 역량 강화”를 위한 활동은 2004년에 착수되어 2012년까지 수행될 예정이다. 주요 예상 결과물은 폭발물과 불법 물질의 탐지를 위한 원자력기술 보급 및 고가 예술품 등의 비파괴 검사기술 활용 확대 등이다.

또한 앞서 언급한 정규예산에 의한 프로젝트 이외에 자발적 기여금에 의해 수행되고 있는 국가 및 지역별 기술협력 사업으로는 각각 75개, 20개의 프로젝트가 있다.^[2]

3. 결론

국내 전문가의 IAEA 프로그램에 대한 이해를 고취시키고 이의 참여를 확대하기 위하여 동 프로그램 참여에 따른 장점과 신규 참여 증진을 위한 방안에 대하여 저자는 앞서 발표한 연구 결과^[3] 중 우선순위와 내용을 수정하여 다음과 같이 제안하고자 한다.

국내 원자력 관련 연구기관이 IAEA 프로그램에 더욱 관심을 기울이도록 하는 동시에 신규로 참여하려는 연구책임자에게 그 방향을 제시하고 연구 수행의 가이드라인으로 활용할 수 있도록 IAEA 공동연구 참여 시 장점을 살펴보면 다음과 같다.

첫째, 연구 수준의 국제화 및 기술수출 기반 조성

둘째, 국제 공동 이슈에 대한 상호 협력 및 대처를

셋째, 폭넓은 인적·기술 교류 및 최신 기술 상호 제공

넷째, 시험적 성격의 연구 참여를 통한 연구범위 확장 및 신기술의 적용

다섯째, IAEA 전문가들과의 관계 유지를 통한 기술협력 활동 확대

여섯째, 연구의 효율성 제고 및 국내 연구 수행 시 자문 역할 기대 등

또한 IAEA 공동연구 참여시 이점을 배경으로 신규 참여를 증진시키기 위한 방안을 살펴보면 다음과 같다.

· 첫째, IAEA 프로그램의 성격 파악 및 적절한 과제 신청

둘째, 국가 차원의 노력 전개

셋째, IAEA 프로그램 안내 다양화

넷째, IAEA 프로그램 기술담당관과의 협력 강화 및 신규과제의 적극적인 제안

다섯째, 적극적인 국제학술 활동을 통한 인지도의 제고 등

IAEA 공동연구의 신규 참여 증진을 위한 효과적인 전략으로는, 기 참여 공동연구 중 추가 참여 가능 분야 도출과 함께 미 참여 공동연구 중 신규 참여 가능 분야를 조사·분석하여 국내 적정 전문가의 참여를 적극적으로 모색하는 것을 들 수 있다. 그리고 원자력 관련 학회를 통해 동 프로그램 참여시 그 이점을 널리 알림으로써 IAEA 프로그램에 대한 국내 연구진의 관심을 효율적으로 고취시키는 것이 바람직하다.

참고문헌

[1] IAEA, The Agency's Programme and Budget 2008~2009, GC(51)/2, Aug. 2007

[2] IAEA TC-PRIDE, <http://tcpriide.iaea.org/>

[3] 김경표, 이준식, 정성희: 방사성동위원소·방사선 응용을 위한 IAEA 프로그램의 참여 제고 방안, 방사선기술과학, 28(2), 79~89, 2005

Ce(IV) 및 DD-100에 의한 방사성 오염시편의 제염

안섬진, 홍대석, 지영용, 김태국, 류우석
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
 nsjahn@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성 오염 금속을 제염하기 위해서는 그 오염형태에 따라서 여러 가지 화학적 또는 물리적 방법으로 제염을 하는데 화학적인 방법으로는 일반적으로 산 종류를 많이 사용하고 그 외에 산화제 또는 그의 혼합물을 사용한다. 더 효과적인 제염을 위해서는 전기화학적 방법을 사용하기도 한다. 한국원자력연구원에서 발생하는 방사성오염 금속폐기물은 오염상태에 따라 화학제염, 초음파제염, sand blaster에 의한 제염, 드라이아이스 제염 등 여러 가지 방법을 사용하여 제염을 한다. 방사성물질을 사용하는 대부분의 장비는 스테레스강 재질을 사용하고 있기 때문에 스테레스강재인 STS 316L 시편을 방사성 농축폐액에 오염시켜서 제염시편으로 사용하고, 제염제로는 HNO₃, Ce(NO₃)₄와 현재 제염에 사용되고 있는 DD-100(상품명) 등을 사용하여 제염하고 그 효과를 비교 하였다.

2. 실험 및 결과

제염제로 0.03N의 HNO₃와 Ce(NO₃)₄ 및 0.05N의 HNO₃, Ce(NO₃)₄, DD-100 등 두 가지 농도의 시약을 사용하여 용액 300ml씩을 각각 제조하고 오염된 금속시편을 넣어 제염을 하였다. 제염시편은 넓이 50×50mm, 두께 1.2mm, 무게 30g의 STS 316L plate를 사용하였으며 이들 시편을 방사능 농도가 8×10³ Bq/ml 인 방사성 농축폐액에 1년간 오염시켜서 오염시편을 만들었다. 금속오염시편의 표면에는 시편을 오염시킬 때 사용한 농축폐액에 있는 염성분이 금속 표면에 침적하여 고착되어 있었다. 침적 고착된 이 염은 산에 의해서 쉽게 용해되므로, 0.02N의 질산용액에 9시간동안 용해시켜서 표면의 침적물을 완전히 제거하고 방사능 오염도를 측정하여 초기방사능(A₀)으로 하여 제염을 하였다. 오염시편의 방사능은 HPGe γ-Spectrometer를 이용하여 Bq/g 단위로 오염도를 측정하였다. 제염 후 오염도 측정은 비교대상 시편에 대하여 제염시간을 같게 하고, 일정시간 제염 후 시편을 꺼내어 증류수로 세척을 하여 방사능을 측정한 후 그 시편을 300ml의 용액에 다시 넣어 제염을 하는 식으로 반복하여 실험을 하였다. 제염용기는 500ml 용량의 뚜껑이 달린 유리병을 사용하였다.

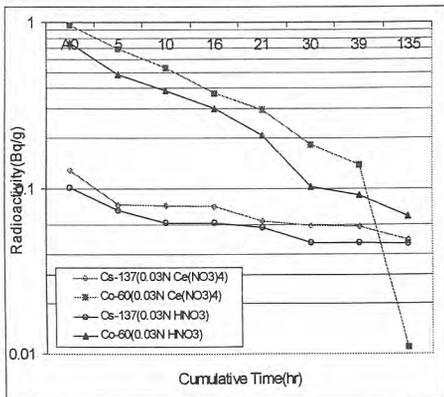


Fig. 1. Decontamination of STS 316L Plate with 0.03N HNO₃ and Ce(NO₃)₄

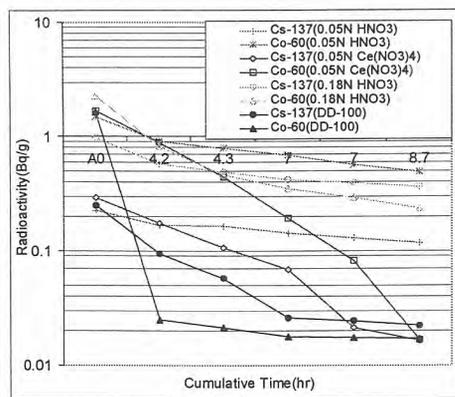
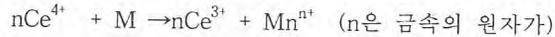


Fig. 2. Decontamination of STS 316L Plate with 0.05N HNO₃, Ce(NO₃)₄, DD-100

Ceric ion(Ce(IV))은 방사성오염 금속폐기물의 제염에서 효율이 매우 높으며, 금속폐기물의 제염에 가끔 사용되는 제염제이다. 이는 ceric ion의 강력한 산화작용 때문인데 그 산화반응은 다음과 같다.



이와 같이 4가의 ceric ion이 3가의 cerous ion으로 환원되면서 금속을 산화하여 용해시킴으로써 금속폐기물이 쉽게 제염이 될 수가 있다.

그림 1은 0.3N의 HNO₃와 Ce(NO₃)₄의 제염효과를 비교한 것으로 이 경우 제염제의 농도가 낮아서 제염시간이 많이 소요되었다. 총 제염시간은 135일 약 7일간이며 Cs-137의 경우 비슷한 제염효과를 보이고 있다. Co-60의 경우 제염 39시간까지는 비슷하였으나 그 이후 제염시간이 증가되면서 MCA측정기의 측정하한치까지 방사능이 감소하였다. 그림 2에서는 HNO₃, Ce(NO₃)₄, DD-100(상품명) 등에 대한 제염효과를 나타낸다. HNO₃, Ce(NO₃)₄ 용액의 농도는 0.05N로 하였으며, DD-100은 원액의 농도를 알 수 없어서 1/20로 희석시켜서 제염용액으로 사용하였다. 그림 2에서 보는 바와 같이 Ce(NO₃)₄와 DD-100의 제염효과가 우수한 것으로 나타났다. HNO₃ 용액의 경우 31시간의 제염에서 0.1Bq/g 이상이었지만 Ce(NO₃)₄와 DD-100의 경우는 모두 방사능 측정기의 측정하한치(0.03Bq/g) 이하까지 제염이 되었다. 제염제 DD-100용액의 경우 특히 Co-60은 초기부터 방사능이 급격히 떨어져 제염효과가 매우 좋았다. 그림 1의 경우 제염제의 농도가 낮기 때문에 제염시간이 더 오래 걸리는 것으로 보인다.

3. 결론

Cs-137과 Co-60으로 오염된 STS 316L 시편의 제염에서 0.05N 농도 제염제의 경우 HNO₃에 비하여 Ce(NO₃)₄와 DD-100 제염제의 제염효과가 매우 좋았으며 측정하한치 이하까지 제염이 되었다. 이정도면 자체처분에 의하여 일반폐기물로 폐기할 수 있는 정도이다. Ce(NO₃)₄ 제염제는 제염효과가 높지만 가격이 고가이고 제염 후 잔류되어있는 ceric ion(CeIV)의 환원 처리가 필요하다.

빈 면

제2-1분과

방사성폐기물 처리 (Oral)

빈 면

원전 공기정화설비 현장누설시험기준(In-Place Testing Criteria) 및 규제사례

정승영, 김홍태, 전제근, 송민철, 문종이
 한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19
k504jsy@kins.re.kr

1. 서론

현재 국내 원전의 배기를 위한 공기정화설비(Air Cleaning Unit)는 정상운전 시 공기정화를 위한 정상배기계통(Normal Atmosphere Cleanup System)계통과 사고 시 공기정화를 위한 비상배기계통(Engineered Safety Feature)계통으로 구성되어 있다. 배기 시 공기여과 및 흡착을 위해 공기정화설비 내에 HEPA필터 및 활성탄필터를 설치하여 정상운전 및 비상운전 시 공기를 정화하여 배기한다. 우리나라의 가동원전은 Reg. Guide 1.140(1978) 및 1.52(1978), ANSI/ASME N509(1979) 및 N510(1979) 등을 적용하여 설계 되었으며, 각 원전은 이들 기준을 적용하여 공기정화설비를 운영·관리 하고 있다. 원전의 공기정화설비의 건전성은 주기적인 시험(18개월)을 통하여 관리되고 있다. 설비의 인수 시 또는 주기적 성능시험검사 항목으로서 여과계통 내의 설비들의 건전성 확인을 위한 육안검사, 프리필터와 HEPA필터 및 활성탄여과기의 건전성확인 및 오염물질에 의한 막힘 여부 확인을 위한 차압점검, 계통내의 팬의 건전성 및 풍량의 설계치 만족 확인을 위한 풍량시험, 계통내를 흐르는 공기의 균일한 분포를 확인을 위한 공기분배시험, DOP나 Freon(R-11)가스 같은 추적기체가 공기와 탱크내에서 지역별로 균일하게 혼합되는가를 확인하기 위한 공기-에어로졸 혼합 균일성 시험, HEPA필터 및 활성탄여과기의 건전성확인을 위한 누설시험, 활성탄의 Iodine 및 그 화합물 제거 능력 확인을 위한 활성탄 흡착효율시험(Lab 시험)등이 실시된다. 따라서 설비의 인수시험 및 현장누설시험을 위한 기준 및 규제사례에 대하여 정리하였다.

2. 본론

원전의 공기정화설비의 건전성은 인수시험과 현장누설시험 통하여 확인하는데 이를 위한 적용기준 및 규제사례는 다음과 같다. 육안검사는 공기정화기 내부의 프리필터, HEPA필터, 활성탄여과기 및 탱크내 설비들의 건전성확인을 위한 검사로서, 이를 위해 필터의 장착(그림1. 오류장착 참조), 가스켓 상태, 조임쇠 적정성, 파손 여부 등을 확인하고, 배관, 관통부, 전등 및 전선 등 설비들의 건전성 등을 확인하여야 한다. 풍량시험은 차압이 설계치 이하일 때 계통 내 흐르는 풍량은 설계치±10%를 만족해야 하며, 차압점검은 여과계통의 풍량이 설계치±10%를 만족할 때 차압은 설계치 이하이어야 한다. 특히 풍량시험과 차압점검은 현장누설 시험전에 반드시 실시하여야 한다. 공기분배시험은 여과기탱크내의 지역별 풍속은 평균풍속±20%이내를 만족하여야 한다. 이상적으로 탱크를 설계 할 경우 Distributor 같은 부속설비가 필요 없으나, 현장에 설치된 대부분의 여과기탱크는 Distributor를 설치하여 공기가 여과기 탱크내를 균일하게 흐르도록 하여야 하며 인수시험시 공기분배시험을 통하여 확인하여야 한다. 공기-에어로졸 혼합 균일성 시험은 추적기체를 분사하였을 때 여과기 내의 지역별 농도는 여과기 탱크 내의 평균농도±20%를 만족하여야 한다. 전단 HEPA필터나 활성탄여과기의 경우는 덕트 직경보다 약 10배 정도 떨어진 지점에서 추적기체를 주입하여야 하며, 꺾어진 지점이 있을 경우 농도분포의 균일성을 달성할 수 있는 곳에서 주입하여야 한다. 그러나 후단 HEPA필터의 경우 활성탄 하류에서 분무장치를 이용하여 주입해야하므로 필히 기기의 인수시험 시 본 시험을 실시하여 혼합된 기체의 농도균일성을 확인할 필요가 있다. HEPA필터의 현장누설시험은 DOP(또는 적절한 에어로졸)을 사용하여 99.95% 이상 (누설률 0.05% 이하) 제거하여야 한다. 전단필터의 경우 여과기탱크 입구에서 멀리 떨어진 덕트에서 주입하고 상류농도는 프리필터 후단과 전단HEPA필터 사이에서 농도를 측정하고, 인수시험 시 매니폴

더(다공성 수집장치) 및 단일포인트 시료채집 장치 사용에 대하여 검증하여야 한다. 하류농도 측정 시도 다중 포인트 샘플링을 위하여 매니폴더를 설치한 경우가 있는데, 설비의 인수시험 시 매니폴더의 적정성에 대하여 검증하여야 한다. 또한 가능하면 샘플링 튜브의 길이를 최소화하면 압력손실에 의한 추적기체의 손실을 줄일 수 있다. HEPA 및 활성탄 필터구매 시 ASME AG-1에 따른 설계검증시험과 제품시험을 통과한 필터를 구매하여 장착하여야한다. 활성탄여과기 누설시험은 Halide 기체(R-11가스 등)를 이용하여 활성탄여과기의 누설시험을 할 때 누설률은 0.05% 이하이어야 한다. 시험시 하류의 배경농도가 최소한 0에 가깝도록 clean한 상태를 유지해야 한다. 허나 현장의 상황에 따라서 30 ppb 이하에서 10분 이상 농도변화가 없다면 시험을 실시해도 무방한 것으로 판단된다. 상류농도는 적어도 10ppm 이상에서 실시하고 시험기간 중 상류농도가 2배 이상 차이나지 않도록 하여야한다. 활성탄 교체 시 활성탄을 탱크에 채울 때 채우는 방법에 따라 활성탄 소모량이 많은 차이를 보이므로 시간을 갖고 천천히 다지면서 채워야 한다. Sampling을 위한 캐니스터는 활성탄 장착시 빈 공간이 발생하지 않도록 다져서 운전시 진동으로 인한 빈 공간 발생하지 않도록 주의해야 한다. 캐니스터에 빈 공간이 생기면 채널링 현상에 의하여 누설률을 만족시킬 수 없는 경우를 확인하였다. 활성탄 흡착효율시험은 ASTM D-3803에 따라 CH₃I를 사용하여 30 ℃ 및 상대습도 95%에서 시험하여 정상계통(4“bed)은 90% ESF계통(4“bed)은 99.825%를 만족하여야 한다. 최근 원자력발전기술원에서 ASTM D-3803에 따른 활성탄 흡착효율시험설비를 설치하여 시험을 시작하였으므로 흡착효율시험결과를 조속한 시일 내에 확인할 수 있을 것으로 판단된다.

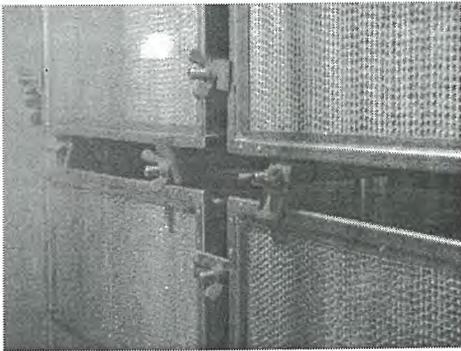
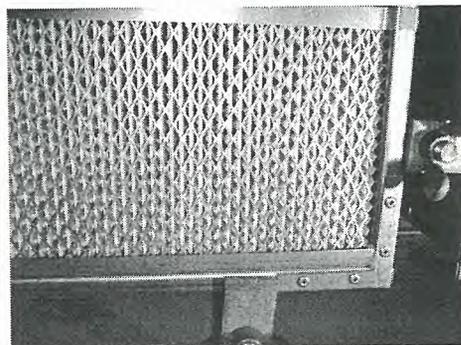


그림 1. (a) HEPA필터 (오류장착)



(b) HEPA필터 (오류장착)

2. 결론

현재 원자력발전소의 공기조화계통 여과기 성능시험은 운전중에 실시하고 있기 때문에 현장누설시험의 적절성여부를 판단하기에 매우 어려움이 있다. 따라서 원전의 관리 및 정비기술팀의 관리 및 정비능력 배양은 매우 중요하다. 특히 HEPA 및 활성탄필터의 구매, 공기정화설비의 관리, 현장누설시험 및 시험 기기관리에 이르기까지 규제 및 관리 절차의 숙지뿐만 아니라 현장누설시험의 현장 경험이 매우 중요하다. 따라서 원전의 공기정화설비 관리 및 정비 관련자들은 이러한 규제 시 도출된 여러 사항에 대하여 숙지하고 관련교육을 강화하여 공기정화설비의 건전성유지에 만전을 기해야 할 것으로 판단된다.

중·저준위방사성폐기물 유리화원형설비의 시운전 수행결과 및 경험

최종서, 이충상, 지민기, 송인성, 강병광
 현대로템주식회사, 서울특별시 서초구 양재동 231번지
pung123@hyundai-rottem.co.kr

1. 서론

시운전은 건설에서 운전으로 이행되는 중간과정으로 설계 및 시공요건에 따라 제반설비가 적절히 설치되었는지 성능을 확인하고, 향후 원활한 운영을 위한 최적인전조건을 도출하는 것이다. 이 과정에서 해당설비의 본격적인 운전시 예상되는 문제점을 적기에 발견하여 개선 조치함으로써, 관련 인허가 취득 및 준공 후 안전운전을 확보할 수 있다[1].

유리화원형설비의 시운전은 크게 3단계로 구분할 수 있는데, 1단계는 단위기기 및 계통기능시험, 2단계는 가동전시험이며, 최종단계는 성능시험이다. 본 논문에서는 최종 성능시험의 원활한 수행을 위하여 필수적인 1단계 및 2단계 수행시의 결과 및 경험에 대하여 기술함으로써, 본 설비 및 유사 처리플랜트의 시운전에 도움이 되고자 하였다. 또한 시운전 수행을 위한 준비 단계로써 각종 절차서 작성, 조직구성 및 계통인계·인수 절차에 대해서도 함께 기술하였다.

2. 본론

시운전 준비단계에서는 시운전을 위하여 필요한 시운전 단계별 역무구분, 계통구분, 절차서 구성, 수행조직, 품질관리방안 등을 설정하고, 이를 시행할 수 있도록 세부 절차서를 작성하였다. 유리화설비의 계통 구분은 각 구성계통의 기능, 연관성 등을 고려하여 28개 계통으로 구분하였다. 수행 기본방침은 시운전계획서[1]에 정리하였고, 이를 바탕으로 시운전관리절차서(19건), 성능시험 절차서(2건), 종합운전절차서(1건) 등 총 111건의 절차서를 개발하였다. 각 절차서는 기존 원자력 발전소 시운전시험절차서의 구성을 준용하되, 유리화설비의 특성을 고려하여 작성하였다. 또한 전체 계통을 기동하는 2, 3단계 시험의 경우 시험계획서를 수립하였으며, 시험 수행 후 각 단계별 결과보고서를 작성하였다. 시운전 수행조직은 1단계 단위기기 및 계통기능시험과 2단계 가동전시험의 경우 한수원의 감독 하에 주계약사인 현대로템에서 수행하였으며, 3단계 성능시험은 한수원 주관 하에 현대로템에서 기술 및 인력지원을 하였다. 시운전요원은 사전 교육프로그램에 따라 자격부여자에 한하여 투입하였다. 시운전 각 단계별로 시운전관리절차서 및 품질검사계획서(Quality Plan)에 따라 현대로템, 한수원의 품질요원 임회검사를 수행하였고, 항목에 따라 규제기관의 임회 검사도 함께 이행하였다. 시운전 중 발생하는 문제사항의 해결을 위한 도구로는 부적합사항보고서(Non-Conformance Report), 설계변경서(Design Change Notice), 시운전 현장보고서(Start-up Field Report), 편치리스트로 사안에 따라 적용, 관리하였다.

유리화설비의 각 계통별 인계·인수는 건설마감반 구성, 계통별 인계·인수서류 작성, 현장실사를 거쳐 미결사항을 확인 후, 한수원 및 현대로템의 시공, 시운전 및 품질조직의 서명을 받아 시공관 할에서 시운전 관할로 해당 계통을 인계하였다. 이때 인수한 계통은 절차서에 따라 녹색꼬리표로 구분하였다.

단위기기시험 및 계통기능시험 수행을 위하여 우선 수전, 발전소 유틸리티 공급, 세정수 배수계획이 필요하였는데, 기 운영 중인 발전소로부터의 공급조건임을 고려하여 표1 과 같이 수행하였다.

단위기기시험에서는 기계, 전기 및 계장의 각 분야별 단위기기가 정상적으로 작동되는지 확인하며, 계통기능시험은 28개의 각 계통별로 해당 절차서에 따라 정상적인 기능을 나타내는지 확인하였다. 특히, 유리화설비 고유의 핵심설비인 HFG(High Frequency Generator)로 CCM(Cold Crucible Melter)[2]을 최초로 가열할 경우, CCM 내부를 비운 상태에서 blank test를 하여야 한다. 출력을 40kW에서 최대 160kW까지 점차적으로 증가시켰으며, 이 시험에 성공한 후 유리조성체와 점화원 역할을 하는 티타늄링을 장전하여 초기유리용융시험을 수행하였다. Blank test는 2회를 수행하였고, 고주파 케이블 및 주변 절연체의 건전성을 확인하였다. 3회의 초기유리용융시험을 통하여 유리용융 개시까지 티타늄링의 건전성을 유지시키기 위한 가열조건을 확인할 수 있었으며, CCM 내부온도 측정용 열전대(thermocouple) 신호처리카드의 유도전류에 의한 영향을 파악하여 관련 Junction Box를 유도가열지점으로부터 적정 이격거리를 유지하도록 조치할 수 있었다. 세정 시험의 경우, 사용유체는 탈염수를 사용하였으며, 산소, 암모니아, 등유, 가성소다 및 화재방호계통은 해당 유체의 특성을 고려하여 계기용 공기를 사용하였다.

표 1. 수전, 유틸리티 공급 및 세정수 배수 조치요약

번호	구분	주요 내용
1	수전	<ul style="list-style-type: none"> “전원가압 추진 및 운영” 계획 수립 480V Load Center(LC) 최초 전원가압용 제어전원(RWB 직류 125V)확보 울진5호기 Switch gear 차단기(수전지점) 시험 완료 LC관련 시공상태 재확인(전기기기, 케이블 및 단말, 접지설치 검사보고서) 지시계기 및 변환기시험, 회로시험 등 관련 절차서 7종에 따른 시험 완료 LC의 Transformer 및 Bus 가압
2	발전소 유틸리티 공급	<ul style="list-style-type: none"> 발전소 공급 유틸리티(원수, 탈염수, 계기용/작업용 공기, 질소)의 공급량 및 사용조건 재확인(설계단계에서 기 반영완료) “임시사용신청” 절차에 따라 공급받아 사용개시
3	세정수 배수	<ul style="list-style-type: none"> 유리화설비 설치구역이 비방사성관리구역(청정구역)임을 고려, 발생한 세정수 전량을 별도의 이동형 집수조에 저장, 방사능 농도 확인 후 6호기 터빈건물 외곽 wastewater pond로 배수

가동전시험은 기기 및 계통시험 종료 후 성능시험을 착수하기 전 비방사성 모의폐기물을 투입하여, 유리화설비 전체 공정의 정상운전상태 및 안정성을 확인하기 위하여 수행한다. 가동전시험 수행 전 계통시험과 가동전시험의 중간단계로서 배기체계통 기능시험을 수행하였다. 이는 가동전시험 전 배기체 처리계통의 운전상태를 사전확인하고, 불완전연소물을 제거하기 위하여 1,100℃로 운전하는 PCC(Post Combustion Chamber) 내부의 내화물 건조를 목적으로 한다. 가동전시험은 총 6회가 수행되었으며 이 과정에서 유리 재용융(CCM 내 상온상태의 잔여 유리고화체가 있는 상태에서 재점화하여 유리용융) 확인, 질산화물(NOx)처리계통 정상화, 설계기준 대비 배기체 유량 조절, 고효율미스트제거기 차압특성 확인 및 재장전, 폐기물 투입계통 개선 등을 수행, 발생한 문제점을 즉시 조치하면서 시험을 병행하였다. 이 결과 여섯 번째 최종 가동전시험에서는 약 28시간 동안 설비를 연속기동하여 잡고체폐기물 180.1kg, 폐수지 26.5kg, 유리조성체 24.16kg(초기장전 70kg)을 투입, 원활하게 처리하였으며, 40kg의 용융유리를 배출함으로써 전체계통의 건전성 및 안정성을 확인하였다. 이들을 요약하면 아래 표 2와 같다.

표 2. 기기·계통시험 및 가동전시험 역무 요약

구분	절차서	주요 내용
단위기기	기계분야	5건 밸브시험, 펌프시험, Fan점검 등 1,089개 물량 시험수행
	전기분야	18건 차단기시험, 전동기시험 등 451개 물량 시험수행
	계장분야	19건 제어밸브 교정, 루프테스트 등 689개 물량 시험수행
계통별 시험	세정	17건 원전 유체계통 및 관련기기 세정품질요건(KEPIC QAP-2 II.1) 적용
	계통기능	28건 계장계기 회로점검, 인터록조건 및 동작확인, 현장기기와 제어실 간 각종 신호확인, 구성기기 동작 및 제어상태 확인 등
가동전시험	2건	6회의 시험 수행

3. 결론

중·저준위 가연성 방사성폐기물을 처리대상으로 하는 유리화설비의 시운전을 국내에서는 처음으로 성공적으로 수행 하였으며, 그 주요 내용을 요약하였다. 유리화설비의 특성 및 현장여건을 고려한 시운전 준비작업을 통하여 111건의 절차서를 개발하였으며, 원자력발전소의 품질보증기준에 준하여 품질관리를 하였다. 계통인계·인수, 수전, 발전소 유틸리티 공급, 세정수 배수계획 등을 거쳐, 2,229개의 물량에 대한 단위기기사험을 수행하였다. 45건의 절차서에 따라 계통별 시험(세정 및 계통기능시험)을 수행하였으며, 6회의 가동전시험을 통하여 유리화 전 계통에 대한 정상 운전 조건, 건전성 및 안정성을 확인하였다.

금번 시운전 수행을 통하여 설계, 기자재 제작/구매 및 설치 단계에서의 문제점들을 확인 및 조치할 수 있었으며, 추후에는 이러한 값진 경험을 자료화함으로써 후속건설사업의 시행시 설계 및 제작단계에서부터 문제점을 미연에 방지할 수 있도록 고려가 필요하다. 이를 통하여 사업공정도 보다 체계적으로 최적화 수행이 될 수 있을 것으로 판단된다.

참고문헌

- [1]. 현대로템, 한수원, 울진유리화설비 시운전계획서(V-081-MY400-001), (2007)
- [2]. 한수원, 중·저준위방사성폐기물 유리화원형플랜트개발(II) 최종보고서, (2008)

세라믹계 염폐기물 고화체의 중심부 온도 예측

김정국, 김광락, 김환영, 안도희, 김인태, 이한수
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
jungkim@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후 핵연료 파이로프로세싱은 산화물 핵연료를 금속으로 전환하는 전해환원공정과 환원된 금속체에서 우라늄과 초우라늄 원소(TRU) 및 희토류 원소(RE)를 회수하는 전해정련 및 제련 공정 등으로 구성되어 있다. 전해환원공정에서는 LiCl을 전해질로 사용하여 금속계 산화물은 환원하는 반면, 주로 I, II족에 해당하는 핵분열성 원소는 염화물 형태로 변하여 전해질 내에 잔류하게 되고, LiCl 용융염은 수차례의 회분식 공정에서 재사용되면서 점차 농축되어 공정의 안정성을 위협하게 된다.

농축되는 원소중 Cs와 Sr은 대표적인 열발생 원소 (heat-generation element)로 알려져 있는데, 특히 Cs-137과 Sr-90은 둘 다 반감기가 약 30년에 이르는 방사성 핵종으로 열발생 측면에서도 그 관리가 중요한 핵종이다. 이들 핵종을 함유하는 LiCl 염폐기물은 함유된 주성분인 Cl을 매질에 고정화하거나 구성성분의 하나로 만드는 중간단계를 거쳐야 건전한 고화체가 제조된다. 한국 원자력연구원에서는 용융 LiCl염내의 Cs과 Sr을 농축,분리하여 LiCl은 다시 공정으로 재순환시켜 활용함으로써 염폐기물 발생량을 줄이는 기술과 함께 보다 큰 감용효과를 가진 SAP (Silicate-Alumina-Phosphate) 복합물을 이용하는 세라믹 고화체로 제조기술이 연구되고 있다.

본 연구에서는 기준 사용후 핵연료 (U-235 농축도 4.5wt%, 연소도 55,000 MWd/MtU, 10년 냉각)에 대해 ORIGEN 코드를 이용하여 얻은 물질수지를 바탕으로 세부 단위공정에서의 물질 흐름도를 가정하여 염폐기물 발생량 및 핵종 농도를 산정한 결과를 이용하였다. 전해환원공정에서 발생하는 LiCl염폐기물을 SAP 고화체 제조기술로 세라믹계 고화체를 제조하여 처분할 경우 고화체 중심부의 최대온도를 예측하고자 하였다. 이러한 예측에 있어 LiCl 염폐기물내의 Cs와 Sr만 고려한 경우와 이들 방사성 핵종의 붕괴까지 고려한 경우 고화체의 최대 중심온도를 비교하였다.

2. 본론

2.1 고화체 중심부 온도 예측

사용후 핵연료에 존재하는 방사성 핵종은 3개의 범주로 나눌 수 있는데, 경원소 (light elements), 악티늄족 원소, 그리고 핵분열성 원소이다. 경원소는 격자판이나 말단 이음쇠 같은 핵연료 피복이나 구조물에서 기인한 동위원소이며, 악티늄족 원소는 핵연료 물질인 우라늄이나 플루토늄에서 기인하고, 핵분열성 원소는 핵분열 반응의 결과물이다. 수 많은 방사성 핵종중 PWR형 사용후 핵연료의 붕괴와 관련하여 경원소 1종, 악티늄 원소 9종, 그리고 핵분열성 원소 12종이 주요 붕괴열 생성물질로 고려되고 있으며, 이들 22개 핵종이 초기 10,000년 동안 전체 붕괴열의 99% 이상을 차지한다[1].

사용후 핵연료의 주요 핵분열성 열발생 원소인 Cs 및 Sr과 관련된 방사성 핵종을 그 특성과 함께 표 1에 나타내었다. 우라늄의 핵분열로 직접 생성되는 Sr-90과 Cs-137은 베타붕괴를 하며 각각 Y-90과 Ba-137m로 변하여 모 핵종에 비해 훨씬 더 많은 열을 발생하게 된다.

제조되는 세라믹 고화체의 중심부 온도 예측은 기준 사용후 핵연료를 탈피복한 후 고온 분말화 공정을 거치면서 대부분의 Cs가 휘발하는 경우와 그냥 단순 분말화 공정을 거쳐 Cs가 그대로 남는 경우 2가지에 대해 수행하였다. 분말화에 이어 전해환원 공정에서 전해질로 사용하는 LiCl 용융염내에 존재하는 Cs, Sr, 그리고 Cs의 딸 핵종인 Ba가 현재 연구 중인 핵종회수기술로 약 90%정도 농축되어 회수되고 이를 LiCl염폐기물:SAP:Glass = 1:2:1이 되도록 혼합, 고온세라믹화하여 고화체로 제조되는 것을 가정하였다. 제조된 고화체는 총 길이가 3m에 이르는 스테인레스 처분용기에 적재되어 주위 온도가 최고 100°C로 유지되는 것을 가정하여 계산하였으며, 고화체에 포함된 Cs 및 Sr 핵종은 시간에 따른 붕괴가 계속 진행되는 것으로 보았다.

2.2 결과 및 고찰

그림 1은 LiCl 염폐기물에 포함된 Cs와 Sr만 고려한 경우(점선)와 여기에 Cs의 딸 핵종인 Ba가 포함된 이들 초기 핵종에 대해 붕괴 및 딸핵종의 생성을 고려한 경우(실선)의 열방출율(Heat emission rate, W/kg)을 보였다.

표 1. 주요 핵분열성 열발생 핵종의 붕괴 특성[2]

Nuclide	Half life	Decay mode	Decay energy, MeV
Sr-90	28.78 y	β-	0.546 (100%)
Y-90	64.10 h	β-	2.282 (100%)
Cs-134	2.065 y	β-	0.0888 (27.3%)
			0.415 (2.5%)
			0.658 (70.2%)
Cs-137	30.07 y	β-	0.514 (94.4%)
			1.176 (5.6%)
Ba-137m	2.552 m	γ	0.662 (90.1%)
			0.0332 (5.9%)
			0.0364 (1.4%)

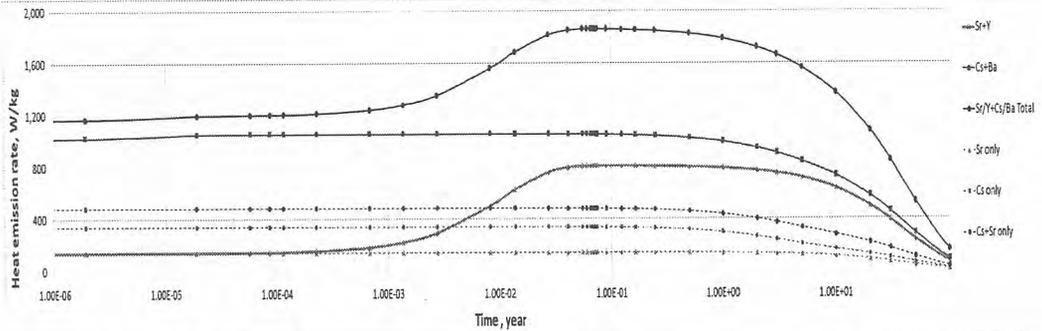
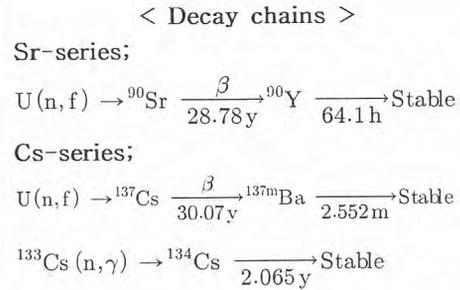


그림 1. LiCl 염폐기물 함유 I,II족 방사성 핵종의 시간에 따른 다른 열방출을 비교 (점선:붕괴 미고려, 실선:붕괴고려)

그림에서 보듯이 염폐기물내에 포함된 Cs, Sr만 고려할 경우 열방출율은 고화체를 제조한 시점(시간, t=0)에 최대값인 485 W/kg을 보이고 그 이후로 계속 감소하는 반면, 이들 핵종의 붕괴를 고려한 경우에는 고화체가 제조된 시점(t=0)에 1,163 W/kg이다가 25일이 경과할 때까지 계속 증가하여 최대값에 이르는데 이 때의 열발생율은 1,854 W/kg이며, 이는 Cs, Sr만 고려한 경우에 비해 약 3.84배이다. 이러한 결과는 향후 이들 핵종을 함유한 고화체를 제조한 후 임시저장, 이송 및 처분의 관리에 있어 고화체 자체의 온도 요건 측면 뿐 아니라 처분장 요건을 준수하기 위해 필요한 제반 설비 등의 설계에 있어 붕괴로 인한 딸 핵종, 특히 Y-90와 Ba-137m 핵종의 높은 붕괴열을 절대적으로 고려하여야 함을 의미한다.

3. 결론

사용후 핵연료 파이로프로세싱 단계에서 발생하는 LiCl염폐기물에 함유된 Cs, Sr과 같은 열발생 핵종을 포함하는 고화체를 제조할 경우, 이들 핵종의 방사성 붕괴로 생성되는 Y-90 및 Ba-137m까지 고려하여야 하며, 이 경우 최대 약 3.8배까지 이르는 높은 붕괴열을 발생하게 된다.

참고문헌

[1] Office of Civilian Radioactive Waste Management, "Decay Heat of Major Radionuclides for PWR Spent Fuels to 10,000 Years", CAL-MGR-NU-000008 REV 00 (2001)
 [2] 일본 Isotope 협회, "Isotopr Handbook", 개정 9판, 사단법인 일본Isotope협회 (1996).

원자력발전소 유기성폐액, 슬러지 고화제 입증시험

김동균, 이세엽, 김군열, 전호동

(주)한국원자력엔지니어링, 경기도 성남시 분당구 야탑동 145번지 분당테크노파크 C동 504호
kdk5109@hanmail.net

I. 서론

원자력발전소의 1차계통에서 발생하는 방사성폐기물인 폐윤활유 및 탱크와 집수조의 슬러지를 고화처리하기 위한 고화제와 고화설비의 개발을 목적으로 한 각종 유기성폐액 및 슬러지 처리방법에 대한 R&D[유기성 폐액, 슬러지 고화제 및 고화설비 개발('05.12.26 ~ '07. 3.25)]의 결과 중·저준위 방사성 폐기물 인도규정(과기부 고시 제2005-1호) 및 방사성 폐기물 인도기준 시안(한국수력원자력)을 만족하는 고화제개발과 평가결과 고화처리 용역('07.12.19 ~ '08.11.30)이 진행 중에 있으며 본 논문에서는 각 원자력발전소에서 발생한 유기성폐액 및 슬러지를 현장 적용에 맞게 개발된 고화제의 입증시험과 입증된 고화제를 이용하여 현재 진행중에 있는 유기성폐액 및 슬러지의 고화현황과 고화시편에 대한 검증을 수행함으로써 고화작업의 신뢰성을 확보하고자함.

표1. 고화폐기물에 대한 관련 시험 규격

시험항목	관련 규격
압축강도	경질의 경우 : KS F 2405
침수시험	시험조건 : ANSI/ANS 16.1 시편제조 및 압축강도 시험 : KS규격
침출시험	ANSI/ANS 16.1
열순환시험	ASTM B533
방사선조사	NRC <Waste Form Technical Poistion Rev.1>
유리수 측정	ANSI/ANS 55.1

표2. 시험 항목별 입증의뢰 기관

시험항목	한국화학 시험연구원	표준과학 연구원	그린 피어	한국건설 시험 연구소	자체
함수율 및 흡수율	○	○	-	-	-
압축강도	○	○	-	○	-
침수시험	○	○	-	-	-
침출시험	○	○	-	-	-
열순환시험	○	-	-	-	-
GAS 시험	-	○	-	-	-
인화성시험	-	-	-	-	○
방사선조사	-	Co-60(γ), Cs-137(γ), Sr-90(β)	○ 10 ⁸ rad	-	-

표3. 본부별 고화처리 대상 폐기물량

(단위 : 드럼)

구	분	농축폐유	방사성슬러지	합 계	
				발전소	본부
영광본부	제1발전소	6	24	30	62
	제2발전소	3	3	6	
	제3발전소	13	13	26	
고리본부	제1발전소	20	25	45	76
	제2발전소	4	27	31	
울진본부	제1발전소	14	24	38	53
	제2발전소	10	5	15	
월성본부	제1발전소	13	21	38	51
	제2발전소	12	1	13	
합 계		70	121	242	242

II. 본론

1. 대표시료 고화확인 기준(시편)

가. 시료채취용 플라스틱 병(1,000ml)을 준비

- 나. 대표시료를 채취(약 1,500ml)
- 다. pH를 측정 pH가 6.0 이하인 경우 중화등으로 pH를 6.0~9.0으로 조절
- 라. 채취한 시료를 고화 시험장소로 이송혼합
- 마. 육안으로 시료혼합물이 균일하게 혼합되어 있는지 확인
- 바. 대표시료 혼합 직후 표면 상층액(Free Water)이 2~4mm 이내 유지
- 사. 시료생성 24시간 경과 후 표면에 균열이 없어야하며 상층액이 1%이상 잔존해서는 안 됨
- 아. 압축강도 시험은 관련 기준이 정하는 규정에 적합(500psi이상)

2. 생성드럼 고화입증

- 가. 유기성 폐유함유 슬러지 및 페슬러지를 고화 처리시 고화처리 매개변수를 적용
- 나. 대표시료를 채취(약 1,500ml)
- 다. 고화처리 작업시 생성 드럼에서 대표시료를 채취 시편 제조(최도인자등으로 활용)
- 라. pH를 측정 pH가 11이하임을 확인
- 마. 시편의 고화입증이 되지 않을 경우 고화 매개변수를 변경 대표시료 고화처리 작업진행
- 바. 생성드럼은 시간경과에 따른 고화 상태변화를 관찰
- 사. 고화 시험결과를 기록보관

3. 기준시료 고화시험결과 및 만족여부

구 분		영광본부						고리본부		울진본부		월성본부
		3발전소		2발전소		1발전소		2발전소		2발전소	1발전소	1발전소
		슬러지	폐유 슬러지	폐유 슬러지	폐유 슬러지	폐유 슬러지	폐유 슬러지	슬러지	폐유 슬러지	폐유 슬러지	폐유 슬러지	폐유 슬러지
7 일 압축강도 (kg/cm ²)	기준 시료 (표준)	95.05 (1,352)	60.42 (1,093)	35.63 (507)	48.94 (696)	102.35 (1,456)	100.28 (1,426)	130.78 (2,205.14)	130.65 (2,203.17)	65.45 (930.96)	69.3 (985.68)	61.93 (880.85)
	기준 시료2 (+5%)	71.97 (1,024)	81.35 (1,429)	59.64 (848)	44.73 (636)	104.54 (1,487)	90.49 (1,287)	131.26 (2,211.76)	130.88 (2,206.77)	58.49 (831.89)	52.77 (750.57)	62.11 (883.41)
	기준 시료3 (-5%)	85.54 (1,216)	79.97 (1,137)	60.72 (864)	-	103.62 (1,781)	80.66 (1,147)	130.57 (2,201.86)	132.29 (2,228.62)	70.38 (1,001.04)	62.91 (894.74)	61.70 (877.58)
유리수 상태	혼합 직후	기준치 만족	기준치 만족	기준치 만족	기준치 만족	기준치 만족	기준치 만족	기준치 만족	기준치 만족	기준치 만족	기준치 만족	기준치 만족
	1hr후~7hr후	기준치 만족	기준치 만족	기준치 만족	기준치 만족	기준치 만족	기준치 만족	기준치 만족	기준치 만족	기준치 만족	기준치 만족	기준치 만족
	24hr후~48hr후	없음	없음	없음	없음	없음	없음	없음	없음	없음	없음	없음
고화기준 만족여부	만족	만족	만족	만족	만족	만족	만족	만족	만족	만족	만족	만족

주) () 단위 : psi

III. 결론

본 입증시험은 중·저준위 방사성폐기물의 내용물에 대한 영구처분인도기준을 만족하는 고화제를 개발을 위해 기준시료를 채취하여 양생한 후 고화 압축강도시험결과 고화처리에 적합한 압축강도 500psi 이상이 됨이 입증되었고 또한 중·저준위 방사성폐기물 처분기준 만족을 위한 각종시험 중 필수적으로 수행해야할 시험인 폐유슬러지 고화제 침출시험은 pH5.6의 증류수를 사용하였고 전기전도도 1.2µmS/cm, TOC 0ppm으로 2시간, 7시간, 24시간, 2일, 3일, 4일, 5일 19일, 47일, 90일간 실시하고 중요 성분으로 양이온인 Al, Ca, Fe, Mg, Si과 음이온인 Cl, NO₃⁻, SO₄²⁻, NH₄⁺ 및 CO₃²⁻에 대해서 분석하였으며 또한 γ 방출체인 방사성동위원소 Cs-137과 Co-60에 대한 침출시험은 물론 β 방출체인 Sr-90에 대해서도 침출시험을 수행하여 모두 침출지수 6.0을 초과됨을 입증하였다. 이런 일련의 과정을 통해 개발된 고화공정프로그램으로 현재 각 발전소에서 발생된 유기성폐액 및 슬러지 고화처리 작업을 수행함으로써 고화작업의 신뢰성을 한층 높이는 데 크게 기여하고 있다.

레이저 유도 파열 분광을 이용한 유리시료 내 미량원소 분석

정의창, 김종구, 이동형*, 윤종일*, 연제원, 송규석
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045 (덕진동 150-1)
 *KAIST, 대전광역시 유성구 구성동 373-1
 ecjung@kaeri.re.kr

1. 서론

레이저 유도 파열 분광(LIBS, Laser-Induced Breakdown Spectroscopy) 기술은 시료의 성분 분석을 위한 시료 전처리(pretreatment) 과정을 최소화할 수 있고, 시료의 국부적인 분석이 가능하며, 고체, 액체, 기체 시료 모두에 적용이 가능하기 때문에 여러 분야에서 널리 이용되고 있는 분석기술이다. 광섬유를 이용하여 레이저빔을 시료에 전송하거나 플라즈마에서 발생된 원자발광(atomic emission)을 분광기로 전송할 경우에는 실시간 및 원격으로 시료의 성분을 분석할 수 있기 때문에 산업 현장에서의 공정 제어 또는 유해 환경에서의 원소 분석 등에도 적용이 가능하다. 원자력 산업 분야에서는 증기 발생기의 부식물 현장 분석과 방사성 폐기물 유리화(vitrification) 공정 중의 유리용탕 성분 실시간 분석 등에 LIBS 기술을 적용하려는 연구가 보고된 바 있다 [1-3].

이 논문에서는 유리시료 내에 미량으로 존재하는 스트론튬(Sr), 우라늄(U) 원소 분석 결과를 보고한다. 이 원소들은 유리화 공정을 이용하여 방사성 폐기물을 처리할 때 산화물(SrO , UO_2) 형태로 시료 내에 포함되는 대표적인 원소들이다.

2. 실험 및 결과

실험장치의 구성을 그림 1에 나타내었다. 펄스폭이 약 6 ns, 파장이 266 nm, 최대 펄스 에너지가 약 30 mJ인 Nd:YAG 레이저 1(Continuum, Surelite II)을 광원으로 사용하였다. 빔 스플리터(beam splitter) 장치를 구성하였고, 일부 반사되는 레이저빔을 출력측정기에 입사시켜 레이저빔 펄스 에너지를 측정하였다. 초점길이가 10 cm인 렌즈를 이용하여 레이저빔을 시료에 입사시켰다.

플라즈마에서 발생한 원자발광 스펙트럼을 중심(core) 직경이 0.6 mm인 광섬유를 사용하여 에셀레(Echelle) 분광기(LLA Instruments GmbH, ESA 3000)에 입사시켰다. 광섬유를 통과할 수 있는 최단 파장은 200 nm이며, 분광기가 스펙트럼을 동시에 기록할 수 있는 파장의 범위가 200-780 nm 이므로 다중 시료 분석이 가능하다.

측정감도를 높이기 위해 펄스폭이 약 10 ns, 파장이 532 nm, 최대 펄스 에너지가 약 150 mJ인 Nd:YAG 레이저 2(Spectron, SL805G)를 별도의 광원으로 사용하였다. 두 레이저빔을 시료에 동시에 입사시키고, 두 레이저 펄스가 시료에 입사되는 시간을 조절하기 위해 시간지연(time delay) 조절장치를 사용하였다.

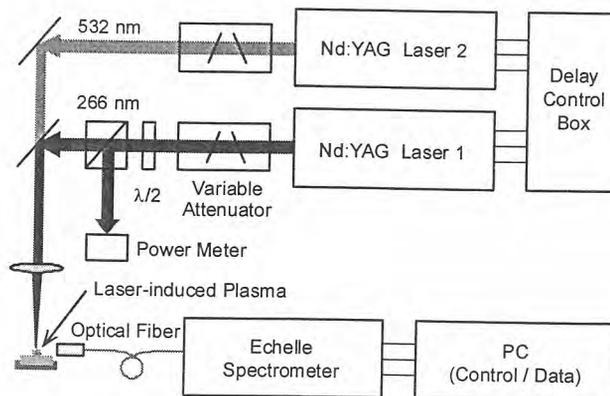


Fig. 1. An experimental setup of the double pulse LIBS.

스트론튬과 우라늄 농도를 정확하게 알고 있는 표준시료(NIST, SRM 610, 612, 614, 616), 우라늄 함유량이 약 1%인 U-glass 시료, 그리고 우라늄 농도를 다양하게 변화시킨 실험실에서 만든 유리시료를 실험에 사용하였다.

유리시료에서 레이저 유도 플라즈마가 형성될 때의 플라즈마 온도, 레이저 펄스에 의해 용발(ablation)되는 양의 레이저 과장 의존성, 시료의 검출 한계(limit of detection), 두 번째 레이저 펄스에 의한 신호증강 효과 등을 조사하였다.

그림 2에 표준시료에서 측정된 대표적인 스펙트럼을 나타내었다. 유리시료의 주성분인 칼슘(Ca) 원소의 경우에는 네 개의 표준시료에 대해 세기가 거의 유사한 원자발광 스펙트럼이 측정되었고, 스트론튬 원소의 경우에는 원자발광 스펙트럼의 세기가 시료에 함유된 스트론튬 농도에 비례하는 양상이 보인다. 서로 다른 농도의 시료에 대한 원자발광 스펙트럼의 세기를 이용하여 검정 곡선(calibration curve)을 구하고, 미지의 시료에 대한 스펙트럼의 세기를 이 검정 곡선에 삽입하여 그 농도를 구할 수 있다.

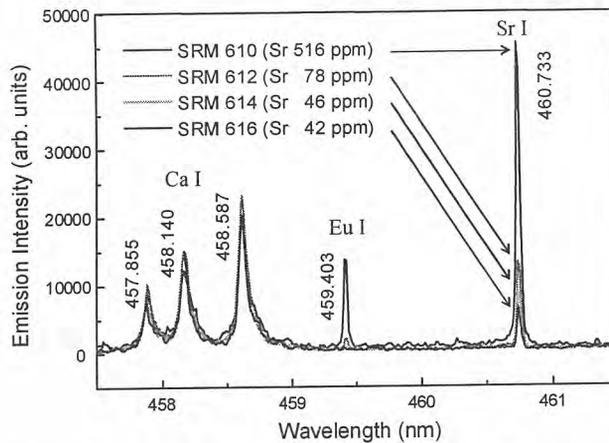


Fig. 2. Series of atomic emission spectra with varying concentrations of Sr in the wavelength range from 475.5 nm to 461.5 nm.

3. 결론

LIBS 기술을 이용하여 유리시료 내에 존재하는 미량 원소의 성분 분석 연구를 수행하였다. 핵분열 생성물의 주요 원소인 스트론튬과 대표적인 악티나이드 원소인 우라늄을 대상으로 검출 한계를 조사하였다. 현재의 실험조건에서 스트론튬과 우라늄의 검출 한계는 각각 수 ppm(parts per million), 수천 ppm 정도이다. 유리시료에서 레이저 유도 플라즈마가 형성될 때의 플라즈마 온도는 약 6000-8000 K이고, 레이저 펄스의 과장이 짧을수록 용발되는 시료의 양이 증가함을 알았다.

감사의 글

본 연구는 교육과학기술부 원자력기술개발사업의 지원으로 수행되었다.

참고문헌

- [1] A.I. Whitehouse, J. Young, I.M. Botheroyd, S. Lawson, C.P. Evans, J. Wright, Spectrochim. Acta Part B. **56**, 821-830 (2001).
- [2] J.-I. Yun, R. Klenze, J.-I. Kim, Appl. Spectrosc. **56**, 437-448, (2002).
- [3] J.-I. Yun, R. Klenze, J.-I. Kim, Appl. Spectrosc. **56**, 852-858, (2002).

초극세사를 이용한 방사성폐기물 저감화 방안

김남천, 정용지, 정준영, 황대섭
 케이엔디티앤아이(주)
ijung88@nate.com

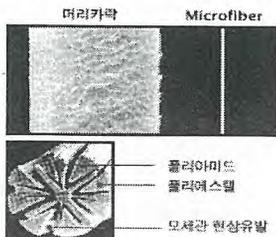
1. 서론

방사성폐기물 발생량의 저감을 위한 노력과 시도는 원자력발전소가 생긴 이래 꾸준히 있어왔고, 지금도 여러 방면에서 연구되거나 수행되고 있다. 폐기물을 저감하는 방법에는 그 발생시점을 기준으로 “발생된 폐기물을 재처리하여 저감하는 방법”과 “방사성폐기물의 발생을 최소화하는 방법”으로 나누며, 전자에는 드럼을 압축하여 부피를 감소시키거나 제염 후 자체처분하여 폐기물을 줄이는 방법 등이 있으며, 후자에는 반입된 물품을 통제하거나 오염방지조치, 관리구역 전용공구 사용 및 세탁 후 재사용 등에 의한 저감 등이 있다. 이중 전자의 방법은 발생된 폐기물을 일련의 공정에 의하여 폐기물의 양을 줄이거나 부피를 감소시키는 방법들로서, 생성부터 처리까지 많은 노력과 시간이 소모되고, 그에 따른 부수적인 폐기물도 무시할 수 없다. 따라서, 보다 경제적이고 효율적인 폐기물 저감화 방법은 후자인 발생하는 폐기물을 최소화하는 방법이라 할 수 있으며, 이에 폐기물의 종류별 발생현황을 분석하여 폐기물의 발생을 최소화할 수 있는 방안을 모색하고자 한다.

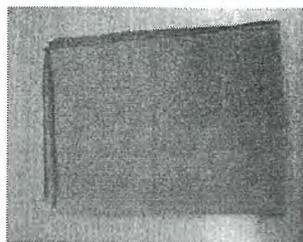
2. 본론

최근 3년간(2005년~2007년) 월성원전 제1발전소에서 발생된 폐기물의 종류별 현황을 정리한 결과 플라스틱(23.67%), 종이류(22.69%), 철재류(22.03%) 및 먼류(14.41%) 순으로 두드러지게 많이 발생되었다. 이중 그 주요 발생원이 작업용품으로 이루어진 종이류(대부분 제염지)와 먼류(작업복, 면장갑 및 면양말)를 비교해 보면 종이류가 먼류보다 거의 두배 가량 많은 발생을 보이고 있다. 이는 작업복 및 면장갑 등은 사용 후 세척을 통하여 재사용하는 반면, 제염지는 1회 사용으로 폐기됨으로써 상대적으로 폐기물 발생량이 많은 이유이다. 이에 제염지를 대신하여 재사용이 가능한 적당한 대체재를 선정하고 이를 적극 활용한다면 제염지 즉, 종이류의 발생량을 크게 줄일 수 있으리라 생각한다.

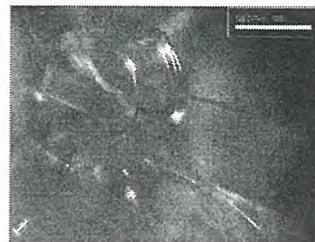
제염지를 대신하여 그 대체재로 사용하기 위하여서는 재사용이 가능하고 내구성이 뛰어나며 제염지와 비교하여 작업효율이나 제염효과가 떨어지지 않아야 하는데, 이러한 기준에 가장 부합하는 것이 초극세사이다. 초극세사는 마이크로 화이버라 하여 사람의 머리카락 굵기의 100분의 1 보다 가는 직경 1 micrometer의 미세한 굵기로 수축가공한 첨단기술의 폴리에스테르로 이루어진 원사로서, 그 특징은 흡수성 증가를 위한 별도의 가공처리 없이 섬유 자체의 극세화만으로 다량의 유체(오염물질)를 신속히 제거 할 수 있고, 섬유내부의 수많은 미세한 기공들이 모세관현상을 유발함으로써 놀라운 흡수력을 가지며, 탈수시 미세한 공간들을 통해 신속한 배출 및 건조가 가능하며, 매우 조밀하고 치밀한 섬유조직을 가지고 있어 반복되는 세탁과 마찰에도 기능이나 형태의 변화가 거의 없이 뛰어난 수명을 유지한다는 것이다.



<초극세사 단면>



<초극세사 수건>



<600배 확대한 사진>

이러한 특징을 가지고 있는 초극세사가 실제 제염지의 역할을 하면서 재사용이 가능함을 도출하기 위하여 다음과 같이 비교실험을 수행하였다. 비교대상물은 초극세사, 제염지, 먼수건을 사용하였

으며, 실험종류는 실제 오염지역에 대한 제염효과를 비교하기 위한 제염계수실험, 작업효율을 비교하기 위한 흡수율실험 그리고 재사용 여부를 알기위한 세척효율 및 전이도 실험을 수행하였다.

제염계수실험은 고오염지역과 저오염지역으로 나누어 수행하였으며, 일정 구역을 나누어 각 실험대상을 제염한 후 제염전·후의 오염도를 비교하였으며, 흡수율 실험은 비이커에 동일한 양(500cc)의 물을 넣고 각 대상물을 충분히 담궜다 비이커 위로 올려 물이 떨어지지 않을 때까지 충분히 고정한 후 남은 물의 높이를 측정하여 흡수율을 계산하였다.

구 분	제염계수		흡수율 (cc/g)
	저오염 지역	고오염 지역	
초극세사(겔레용)	2.12	50.0	5.72
제 염 지	2.07	35.3	5.51
면 수 건	1.97	46.2	3.70

$$\text{※ 흡수율} = \frac{\text{흡수량}(500\text{cc} - \text{비이커잔량}(c\text{c}))}{\text{무게}(g)}$$

$$\text{※ 제염계수} = \frac{\text{제염전 오염도}(cpm)}{\text{제염후 오염도}(cpm)}$$

표에 나타난 바와 같이, 제염계수 실험결과 초극세사의 제염계수가 가장 높았으며, 이는 제염효과가 제염지보다

월등히 우수한 제염효과가 있음을 알 수 있다. 그리고 저오염지역에 비해 고오염지역의 제염계수 차이가 큰 것으로 보아 오염도가 높아질수록 제염효과의 차이는 더 커짐을 알 수 있다. 흡수율 실험결과에서도 초극세사가 제염지 보다 다소 높지만 비슷한 수준을 보였으며, 이는 같은 제염면적을 제염하는데 사용되는 초극세사의 양은 다른 대상물들 보다 적게 소모됨으로서 작업효율이 우수함을 알 수 있다.

5회 평균값 (cpm)	세 척 효 율 실험 (직접법, BKG=100cpm)						전이도 실험 (간접법, BKG=40cpm)	
	최초	1회	2회	3회	4회	효율(%)	최대값	평균값
고오염 지역	13,000	1,300	756	704	708	94.6	45	40.0
저오염 지역	870	284	104	98	-	88.7	46	40.6

세척효율 실험은 고오염 지역 및 저오염 지역에서 초극세사 각 5장씩 문질러 오염 전이후, 각 초극세사를 세척 및 건조하여 오염도를 측정하는 것을 3~4회 반복하여 세척효율을 계산하였으며, 전이도 실험은 세척 및 건조시킨 초극세사를 Smear Paper(각 10장)와 함께 비닐봉지에 넣고 비닐봉지를 마구 흔들거나 문지른 후 각 Smear Paper의 전이된 오염도 측정하였다. 세척효율 실험결과, 고오염지역은 94.6%, 저오염지역은 88.7%의 세척효율을 보였으며, 저오염지역은 2~3회 세척시 거의 BKG 수준에 도달하였고, 고오염지역은 2~3회 세척후 오염도(평균 704 cpm)가 더 이상 떨어지지 않고 일정 수준에서 고착화 되는 현상을 알 수 있었다. 하지만 전이도 실험에서 대부분의 스메어 페이퍼의 오염도가 BKG 수준을 나타내었으며, 이는 일정 수준에서 오염도가 고착되어 있어도 주변에 전이시키지 않음으로서 재사용이 가능함을 알 수 있다. 단, 초극세사의 운영시 적절한 오염기준을 설정하여 재사용, 고오염지역 전용 및 폐기용 등으로 나누어 활용할 필요가 있다.

3. 결론

경제적으로 기대되는 효과는 크게 두가지로 볼 수 있는데, “제염지 구매비용”과 “감소되는 폐기물드림수로 인한 절감비용”이다. 전자는 연간 제염지 사용량인 약 500박스 중 250박스가 절약되며, 연간 예상되는 초극세사의 구매가격을 빼면 절약되는 제염지 구매가격은 연간 천만원이 예상된다. 후자는 연간 발생되는 종이류(약 100드림) 중 제염지가 80드림이 포함된다고 하면, 초극세사를 사용함으로써 이중에 50%, 즉, 40드림이 감소한다. 초극세사의 폐기시 증가하는 드림수(약 0.5드림)를 빼면 39.5드림의 감소효과를 예상함으로써 절감되는 비용효과는 1억9천7백만원이 예상된다. 그 외 제염지 건조작업에 소요되는 인력 및 시간의 감소로 인한 절감비용, 종이류 드림의 감소로 인하여 처분조건인 유리수 및 킬레이트제에 대한 부담감소 등의 기대효과가 있다. 그리고, 이를 다른 원자력발전소에 적용한다면, 각 발전소의 특성(종이류 발생량 및 초극세사 대체량)에 따라 비용효과는 차이가 나겠지만 연간 기대효과는 상당하리라 예상된다.

이상과 같이 초극세사로 제염지를 대체할 경우 작업효율 증대 뿐만 아니라 재사용으로 인한 경제적인 기대효과 또한 충분히 얻을 수 있으리라 보이며, 본 연구내용을 토대로 관련기관과 협의 후 현장내 시범운영을 추진할 예정이다.

중수로 FM(Fuel Machine) 필터 저장용기 개발

김남천, 박태교, 김명호

케이엔디티앤아이(주)

tgpark0@nate.com

1. 서론

월성원자력발전소는 중수로형으로서 감속재 및 냉각재로 중수(D₂O)를 사용하므로 방사선작업종사자 연간 피폭방사선량의 약 1/3이 삼중수소로 인한 내부피폭이 차지한다. 이러한 이유 때문에 방사선작업종사자가 작업을 수행시 불편한 점이 많고 발생하는 방사성폐기물을 처리함에 있어서 삼중수소를 배재할 수 없는 실정이다. 계획예방정비 기간 중에는 많은 양의 필터를 교체하게 되는데 이 중에서 방사선량이 높고, 삼중수소 농도가 높은 필터가 많다. 그 중에서 대표적으로 핵연료교환기 정화필터와 냉각재 계통 축 밀봉계통 필터가 있는데, 이러한 필터들을 처리하는데 있어서 이송용기로 사용하는 2.5톤 차폐플라스크의 부족으로 인하여 작업지연, 작업인원의 과도한 투입, 삼중수소 농도 증가원인 발생 등의 문제점들이 있다. 이러한 내용들을 보완하고자 중수로 핵연료교환기 정화필터(이하 FM 필터) 저장용기를 개발하게 되었다.

2. 본론

중수로형 원자력발전소는 경상운전중 수시로 일정량의 핵연료를 교환하고 있으며 이를 위하여 핵연료교환기가 설치되어 있다. 핵연료교환기는 2대가 설치되어 있으며 핵연료교환기에는 중수가 공급된다. 공급되는 중수는 중수 공급계통내 3개의 정화필터에서 1차 정화후 핵연료교환기에 공급되기 전에 2개의 정화필터에서 각각 독립적으로 재정화후 공급된다. 이때 사용된 정화필터는 계획예방정비 중에 5개 모두가 교체된다. 냉각재 펌프 축밀봉 계통의 밀봉장치는 밀봉용 중수를 공급함으로써 냉각재가 펌프 축을 따라 흘러나오는 것을 방지하게 되는데 이 계통에 필요한 필터는 2개가 있으며 정상운전시 1대가 운전중이며 나머지는 격리되어 있다. 계획예방정비시 교체된 정화필터의 방사선량은 수백 mR/h, 삼중수소농도는 수백 DAC이며, 이는 반출에 적합하지 않아 원자로 건물내에서 장시간 보관후 반출, 저장함으로써 FM 필터(Φ132×높이 1,320mm) 5개, GS 필터(Φ132×높이 1,149mm) 2개 총 7개의 필터를 전량교체하기 위하여 시간이 많이 소요될 뿐 아니라 이로 인하여 핵연료교환기 전체계통의 공기를 지연하는 사례가 발생한다.

FM필터의 처리공정은 계획예방정비 기간중에 원자로건물 지하(R-012)에 위치한 FM 필터룸에서 폐필터를 인출하여 차폐플라스크에 담는다. 폐필터에 중수가 잔류하여 있으면 이송 중에 삼중수소로 인한 내부피폭 우려가 있어 원자로 건물 지하 1층 R-013앞 통로에 Air Blower를 연결하여 자연건조시키게 되는데 그 기간이 약 3일정도 소요된다. 이때 중수 건조시간이 길기 때문에 설치되어있는 Air Blower가 정상적으로 작동하지 않으면 원자로 건물 전체에 삼중수소가 확산될 우려가 있다. 중수가 완전히 건조된 것을 확인한 후 크레인홀로 폐필터가 담긴 차폐플라스크를 이동시켜 전용운반 차량에 적재후 저장고로 이송하여 저장고에 보관하게 된다. GS필터(냉각재 계통 축 밀봉계통 필터)는 원자로 건물 R-302에 위치한 필터룸에서 폐필터를 인출하게 되며 인출후의 공정은 FM 필터 처리공정과 같다. 이때 투입되는 인력은 1회 작업시 7명의 인력이 소요된다. 이 모든 작업을 수행하기 위하여 약 21일의 작업기간이 소요되게 된다.

상기 처리공정과 같이 동일한 작업을 수행함에 있어서 필터 이송 용기가 없어서 1개의 폐필터를 이송한 후 건조하여 저장고로 옮기는 동일한 작업을 수회 반복하는 단점을 보완하기 위하여 폐필터 인출 직후 저장할 수 있는 용기를 개발하게 되었다. 저장용기를 개발함에 있어서 고선량의 필터를 차폐할 수 있는 능력, 공기 중 삼중수소를 저감할 수 있는 기능, 투입인력 감소효과 및 폐필터 교체 후 잔여중수 회수에 중점을 두었다.

월성1발전소에서 발생된 과년도 폐필터의 방사선량은 3,000 ~ 12,000 mR/h 이다. 본 저장용기의 차폐두께는 60mm로 설계를 검토 중이며 개별저장용기의 차폐효과는 반영하지 않았다. 차폐선량을 계산하면 차폐물질인 납의 밀도는 11.3g/cm³, $\mu \approx 0.714\text{cm}^{-1}$ 이고, $\mu : 1.3\text{Mev}$ 광자 기준으로 가정하였

을때 $I = I_0 \times e^{(\mu t)} = 25,000\text{mR/hr} \times e^{(0.714 \times 6)} \approx 165 \text{ mR/hr}$ 으로 운반기준을 만족하게 된다.

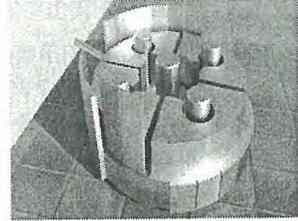
폐필터 인출 후 Air Blower를 발전소 계통인 중수증기회수계통과 연결하여 공기중 삼중수소 농도의 증가를 방지함으로써 작업자의 내부피폭을 감소 시킬 수 있다. 또한 동일한 작업을 7회 수행하여야 하므로 작업자 7명이 7회에 걸쳐 작업을 실시하는 것을 2회로 줄일 수 있어 인력에 대한 절감 효과도 기대할 수 있다.



<폐필터 저장용기 본체>



<개별필터 저장용기>



<저장용기 하부>

폐필터 저장용기는 폐필터를 인출하여 1개씩 저장하는 개별용기와 개별용기를 안착하여 건조후 이송을 위한 본체, 그리고 잔여 삼중수소 회수를 위한 배수 설비, 폐필터내에 남아있는 잔여 삼중수소를 제거할 수 있는 배기 설비로 구성되어 있다.

폐필터 저장용기 본체는 5개의 폐필터를 모두 인출하여 저장한 후 건조시키면 작업기간이 1일로 단축되어 용기개발 전에 15일 소요되던 작업을 1일에 수행할 수 있게 되었다. 건조가 완료된 후 이송용기로 허가를 득한 10톤 차폐플라스크에 넣은후 저장고로 이송하게 된다. 이는 저장용기 제작후 별도의 허가없이 저장고로 5개를 한꺼번에 전량 이송할 수있기 때문에 효율적이다. 개별필터 저장용기는 하부에 배수 설비를 설치하여 폐필터 저장용기 본체에 안착되었을 경우 자동 배수되어 중수회수 계통으로 보내지게 된다.

항목	개선전	개선후
필터개별 저장용기		
	필터플라스크내 고선량필터를 직접삽입	필터 개별저장용기 개발로 중수드레인이 가능
필터저장 용기본체		
	하부드레인 설비 부재로 건조시간 증가	하부드레인 설비 설치로 건조시간 단축
용기이동용 전동바퀴		
	플라스크 자체 이동바퀴 부재에 따른 필터교체시간 증가	용기자체에 전동 바퀴장치가 있어 교체시간 단축

<개선전후 비교>

3. 결 론

본 저장용기 개발로 인하여 계획예방정비시 공정에 상관없이 필터 교체를 희망하는 시간에 FM 필터 5개를 한꺼번에 인출함으로써 용기가 없어서 공정이 지연되는 우려를 없앨 수 있고, 또한 리터당 20만원 상당의 고가의 중수를 본 용기를 통하여 회수 가능하므로 정비기간중 약 7~10리터의 중수를 회수할 수 있다. 또한 Air Blower를 통하여 자연 건조할 경우 작업장으로 삼중수소가 확산되어 작업자의 내부피폭이 발생될수 있는데, 이를 방지하는 효과도 있다. 현재로서는 작업자가 필터 한개를 인출하기 위하여 7명이 필요하며, FM필터의 경우 동일한 작업을 5회 실시하여야 하므로 작업효율 측면에서는 약 500%의 Man-day 절감효과를 볼 수 있다.

폐필터 저장용기를 개발함으로써 작업장 주변의 공기중 삼중수소 농도 저감효과, 필터건조기간 단축으로 인한 작업공간 확보, 계획예방정비 공정 지연요소 해결등의 효과를 볼수 있었고 작업수행중 발생될 수 있는 철차위반의 우려도 없앨 수 있는 효과를 기대한다. 본연구 결과물인 '원자력 발전소 방사성 오염필터 저장용기(특허번호 : 제10-0841673호)'를 특허등록을 하였으며 2009년부터는 현장에 적용할 수 있을 것으로 사료된다.

Real-time Embedded Networked Sensing Design for Source Identification

Juyoul Kim and Thomas C. Harmon*

FNC Technology, Bldg.#135, Seoul National University, San56-1, Shilim9-dong, Gwanak-gu, Seoul, 151-742

*University of California, Merced, P.O. Box 2039, Merced, CA 95344

gracemi@fnctech.com

1. Introduction

Embedded networked sensing (ENS) technology is rapidly expanding into environmental application domains, where network coverage issues are tightly coupled to the environmental media and observational objectives. The goal of this work is to develop and test an automated, real-time ENS coverage design algorithm in the context of an environmental simulation model. The algorithm combines the application of a genetic algorithm (GA) with a deterministic inverse modeling approach, and is demonstrated in the context of a bench-scale groundwater test bed in which the ENS objective is to identify the location of a heat source. More specifically, optimal sensor locations are determined in real-time using a GA-based evolution algorithm whose objective function is the trace minimization of the model-prediction covariance with respect to potential sensor locations. Next, measured temperature sensor data and a descent-based inverse technique are used to update the source location estimate. The procedure is repeated until a pre-determined sensor supply is exhausted. The transient heat transport experiment is undertaken in which sources placed upstream of a manually configurable ENS comprising thermocouples for mapping spatio-temporal temperature distributions. The ENS approach successfully corrected an erroneous initial source location estimate and incrementally improved upon this estimate with the addition of new sensors.

2. Experimental Design Algorithm and ENS Test Bed

The goal of ENS design is to identify the optimal sampling sets from among many potential sensor locations. Given a model for the physical system in which the ENS is to be deployed, the ENS design problem can be expressed as an optimization problem employing an integer programming formulation. More specifically, the ENS design problem is to identify sensor locations which minimize the trace of the model-prediction covariance:

$$\min \text{trace Cov}(\mathbf{P}) \quad (1)$$

$$\text{subject to } \sum x_i C_i = B \quad (2)$$

where \mathbf{P} is model parameter vector to be estimated, x_i is the indicator variable associated with sampling i , $x_i = 1$ if sampling i is selected; 0 otherwise, B is the budget, and C_i is the cost of sampling i . Here the covariance matrix provides a quantitative measure of the reliability of model parameters and can be used to evaluate and compare alternative ENS deployment strategies. The reliability of the estimated parameters is characterized by a norm of the covariance matrix. Covariance matrix of the estimated parameters is given as:

$$\text{Cov}(\mathbf{p}) = \frac{E(\mathbf{p})}{M-L} (\mathbf{J}_D^T \mathbf{J}_D)^{-1} \quad (3)$$

where E is the least squares error, M is the total number of observations, L is the parameter dimension, and \mathbf{J}_D is the Jacobian matrix.

The experiment was performed in a three-dimensional intermediate-scale physical groundwater test bed. The test bed consists of a 1.5×0.5×0.4 m glass tank containing a water-saturated sandy porous medium as shown in Figure 1. Framed stainless steel screening is used to fabricate constant head boundaries at the influent and effluent ends of the tank. Steady, unidirectional flow through the sand is achieved by constant peristaltic pumping into the influent clear well (Masterflex® Model 7420, Cole-Parmer, Vernon Hills, IL), while maintaining constant head conditions in the effluent clear well using a weir. The model groundwater system is

packed with homogeneous, clean sand (nominal grain diameter 0.33 mm, Lonestar Sand, Monterey, CA). The sandy medium is saturated with water to an average depth of 12 cm. The final porosity and bulk density of the model aquifer are determined to be 0.38 and 1.60 g/cm^3 . The heat source is introduced at a fixed location as a continuous 31.6 mL/min source of warm water via the same peristaltic pump equipped with small precision tube (1.6 mm i.d., Masterflex® L/S™ 14). Seventeen thermocouples (J type, 1.5 mm o.d.) are deployable in positions indicated in Figure 1 to monitor three-dimensional temperature distributions resulting from point source injection. Two thermocouple is fixed to the outlet of the warm water injection tube to monitor the source temperature, which was relatively constant.

3. Results and Discussion

The release of the warm water stream results in the propagation of a 3D quasi-Gaussian 3D temperature distribution in the groundwater flow direction. Sensors placed downstream exhibit the arrival of a dispersed temperature front which builds to a steady response. In order to use the mathematical heat transport model in the context of the ENS design problem, key parameters which cannot be independently estimated must be determined through model calibration. It is important to emphasize that this calibration step is a necessary and important step in most environmental modeling efforts. The reason for this is that in spite of the fact that the physical transport of mass and energy in environmental systems are reasonably well-understood, environmental media (and the associated model parameters) are typically comprised of distributed properties which are difficult to independently determine. A nonlinear least squares regression algorithm was employed to estimate the thermal dispersion coefficients for the test bed sand-water system as $K_x = 0.6 \text{ cm}^2/\text{min}$ and $K_y = K_z = 0.48 \text{ cm}^2/\text{min}$ by fitting the analytical solution to the transient temperature values observed at the prefixed location of $x=65 \text{ cm}$, $y=25 \text{ cm}$, and $z=8 \text{ cm}$ for the flow velocity of 7.8 cm/h. The real-time sequential ENS design procedure is demonstrated for the cases of 2, 4, 6, and 8 sensors, respectively. For each of these figures, the plots exhibit the GA-determined sensor locations, the L-M-based source prediction (from the perspective of the x-y and x-z planes), and a comparison of the simulated and observed temperature histories at the determined sensor locations. The resulting progression of the ENS design alternates between locations directly downstream of the source and symmetrically arranged off-center sensors. As more sensors are added, the same pattern propagates downstream. As expected, this behavior suggests that, for a steady-state temperature distribution, the best sensor network characterizes the gradient some optimal distance downstream of the source. As these locations become occupied, subsequent choices are forced downstream where the gradient is less sharp and therefore contributes less to the source delineation effort.

제2-1분과

방사성폐기물 처리 (Poster)

2024. 11. 15. 14:00

빈 면

분말 소결에 의한 희토류 산화물의 고화체 제조

안병길, 박환서, 김환영, 김인태

한국원자력연구원, 대전시 유성구 덕진동 150번지

bgan@kaeri.re.kr

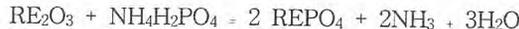
1. 서론

사용후 핵연료로부터 유용한 물질을 회수하는 방법에 있어서 건식기술(Pyroprocessing technology)은 핵확산 저항성이 크며, 장치가 단순하고 폐기물 발생량이 적은 장점이 있다. 건식기술에 의한 처리과정 중 전해정련 공정은 LiCl-KCl 공융염을 매질로 사용하여 전기화학적 방법으로 우라늄, TRU, minor actinide 등을 회수한다. 전해 정련 공정에서 발생하는 폐 용융염 내에는 핵분열성 물질로 희토류원소가 존재한다. 이러한 폐 용융염을 재생하여 전해정련 공정에 재사용하는 연구로서 산소 분산에 의한 희토류 핵종을 산화물(또는 oxy-chloride)로 침전 분리 후 침전 층을 감압 증류하여 공융염을 회수하는 연구가 본 과제에서 성공적으로 수행되었다. 감압 증류 후 잔존하는 희토류 산화물은 분말상으로 회수되며, 최종 처분을 위해서 물리, 화학적으로 안정된 고화체로 제조되어야만 한다. 고준위 폐기물에 대한 고화체 제조공정으로 산업적으로 개발된 방법은 붕규산 유리를 용융에 의해 고화체를 제조하는 방법으로 고온 공정 (~1200°C)이 요구되며, 장치의 복잡성, 유지 보수를 위한 폐기물 발생량이 많은 단점이 있다. 또한 희토류 산화물을 R7T7 glass로 1200°C에서 vitrification에 의한 고화체 제조결과를 보면 희토류 원소가 유리의 주 구성물인 Si, Ca 등과 반응하여 결정질로 존재함으로써 glass matrix를 취약하게 하는 단점이 있다.

본 연구에서는 hot-cell 내에서 모든 공정이 진행되어야 하므로 장치의 단순성, 부식 및 휘발 억제 등을 고려하여 저온(< 950°C) 공정에 의한 안정된 고화체를 제조하는 방법을 제시하고자 한다. 이러한 목적에 적합한 방법의 하나로 희토류 산화물을 ammonium di-hydrogen phosphate와 반응시켜 RE-monazite을 합성한 후 glass frit (R7T7 glass)와 혼합하여 분말 소결(powder sintering)에 의한 glass-encapsulated 고화체를 제조(~950°C)하였다. 또한 새로운 binding matrix인 CaHPO₄-SiO₂-B₂O₃ CaF₂ 및 CaHPO₄-SiO₂-Al₂O₃-B₂O₃에 의한 고화체를 제조(~950°C)하였으며, XRD 및 SEM-EDS 분석, 침출특성 등을 비교 평가하였다.

2. 실험 및 결과

RE-monazite 합성에 있어서 반응 온도에 따른 생성물의 특성을 XRD로 분석하였다. 반응 시간은 각각 1시간으로 하였으며, 반응 온도는 600~900°C로 하였다. 희토류 산화물과 NH₄H₂PO₄ 분말을 반응 당량으로 섞은 후 Zircon mortar로서 완전히 혼합하였다. 반응식은 다음과 같다.



온도에 따른 반응 생성물의 XRD 분석결과인 그림 1의 (a)에서 CeO₂의 경우 650°C에서 monazite의 주요 peak가 나타남을 알 수 있다. 혼합 희토류 산화물(Nd, Ce, La, Y)의 보면 동일하게 650°C 이상에서 monazite가 합성됨을 확인 할 수 있었다.

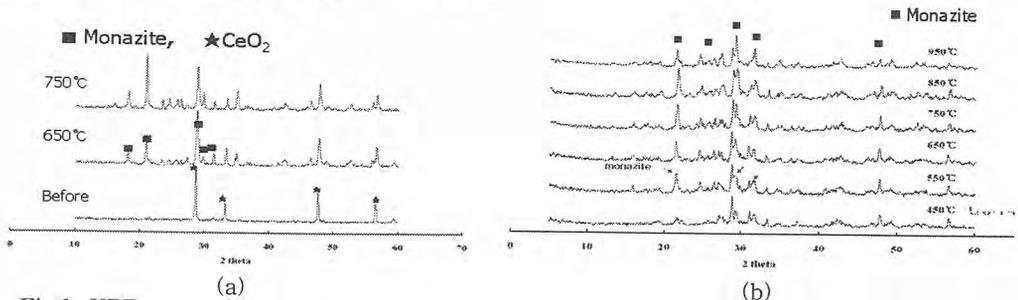


Fig.1. XRD pattern of reaction temperature. (a) Ce-monazite (b) Mixed RE-monazite

합성된 RE-monazite와 glass frit(R7T7 및 VG98)을 잘 섞은 후 질소 분위기에서 7°C/min의 승온 속도로 950°C에서 4시간 소결 후 약 10 °C/min 로 상온 까지 냉각하였다. RE 혼합물의 monazite 반응 생성물을 각각의 glass로 고화한 고화체(Monazite 고화체)의 XRD 분석 결과를 그림 2에 나타내었다. 이 그림을 보면 순수한 monazite 보다 glass 성분의 첨가로 인한 peak들을 볼 수 있으며, 주요 peak는 monazite로 구성되어 있음을 알 수 있다.

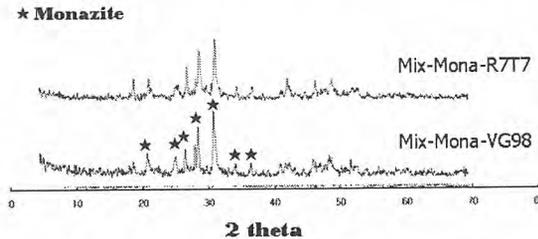


Fig.2. XRD patterns of solidified product by using mixed RE-monazite with glass frit.

또한 새로운 binding matrix인 $\text{CaHPO}_4\text{-SiO}_2\text{-B}_2\text{O}_3$ CaF_2 및 $\text{CaHPO}_4\text{-SiO}_2\text{-Al}_2\text{O}_3\text{-B}_2\text{O}_3$ 에 의한 고화체(CHP-고화체) 제조 공정은 monazite 고화체 제조 공정이 같으며, CaHPO_4 는 calcium hydroxide와 phosphoric acid를 당량으로 반응시켜 제조하였으며, XRD 분석결과 CaHPO_4 임을 확인되었다. 제조된 고화체에 대한 XRD 분석결과와 SEM 분석 사진을 그림 3의 (a), (b)에 각각 나타내었다. XRD 분석결과 monazite가 주 성분임을 알 수 있고, SEM 사진 및 EDS 분석 결과로부터 RE-monazite와 Ca-Si-F-O로 구성된 막대형 crystal($\sim 2\mu\text{m}$) 상이 존재하였다.

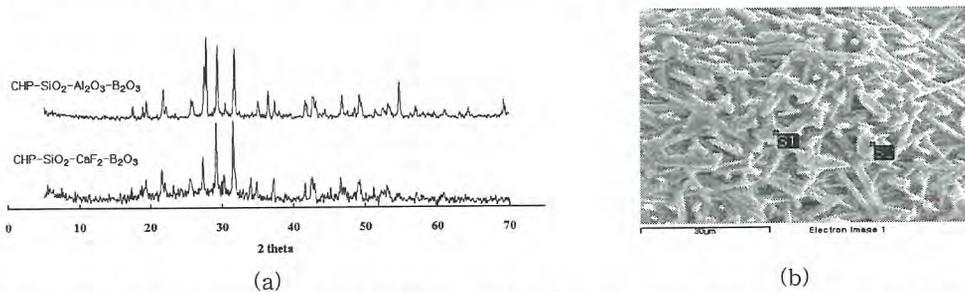


Fig.4. (a) XRD patterns and (b) SEM image of solidified product by using mixed RE-oxide with $\text{CaHPO}_4\text{-SiO}_2\text{-B}_2\text{O}_3$ CaF_2

이들 고화체에 대한 침출 실험은 PCT(product consistency test) 방법으로 수행하였으며, 침출 여액은 ICP-mass로 분석하였다. 침출속도는 다음 식으로 나타낼 수 있다.

$$LR_i = m_i / (f_i \cdot SA \cdot t)$$

여기서, LR_i =Leach rate of ith element(g/m^2 day), M_i =mass of ith element in leachate(g/m^3), SA specific surface area($=0.0299\text{m}^2/\text{g}$), t =Leaching time(day)

3. 결론

희토류 산화물의 RE-monazite 합성에 있어서 약 650°C 이상의 반응 온도에서 Monazite가 형성되었으며, RE-monazite와 glass frit 혼합물을 약 950 °C/ 4hr 동안 분말 소결하여 monolithic한 고화체를 얻을 수 있었다. 또한 phosphate 원료로서 CaHPO_4 를 이용한 고화체 제조 결과 monazite 물질이 주성분인 고화체를 제조할 수 있었다. Ce 원소의 침출 속도는 monazite 고화체와 CHP 고화체의 경우 각각 $\sim 5 \times 10^{-4}$ 및 $\sim 3 \times 10^{-6} \text{ g}/\text{m}^2\text{day}$ 이었다. 따라서 대체로 저온 조건인 950°C에서 분말 소결에 의해 안정된 고화체 제조가 가능하였다.

사용후연료의 건식처리 발생 hull 폐기물의 처리

김준형, 김인태, 김정국, 김태국

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

kimih1@kaeri.re.kr

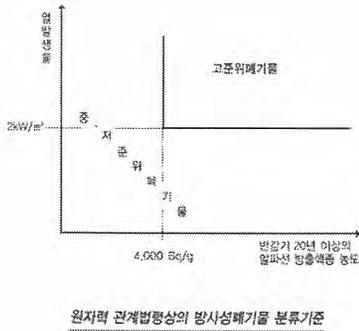
1 서론

사용후 핵연료의 건식처리시에는 핵연료 다발을 절단하여 voloxidation으로 처리하면서 cladding hull이 분리된다. 반면에 사용후 핵연료의 습식 처리시에는 핵연료 다발을 절단하여 용해조에서 핵연료를 용해시키는 과정에서 cladding hull이 생성된다. 이 hull은 금속폐기물로서 별도의 처리방법을 강구하여야 한다. 본문에서는 습식 사용후 핵연료 처리시에 발생하는 hull을 처리하는 방법으로서 시멘트고화, 금속고화, 초고압 압축처리방법에 대해 사용후 핵연료의 건식처리에서의 hull 처리를 검토하였다.

2. 본론

cladding은 핵연료를 싸고 있는 피복재로서 사용후 핵연료는 고준위 폐기물이지만 hull은 대부분의 사용후 핵연료를 제거한 상태로써 우리나라의 방사성 폐기물에 관한 규정상 고준위 폐기물인지를 검토하였다.

우라늄 농축도 4.5%인 핵연료를 55,000 MWd/tU로 연소 후 10년 냉각시킨 조건의 사용후 핵연료를 가정하였다. 사용후연료 1톤당 발열량은 533W이고 이때 cladding은 256kg 발생한다. cladding 물질인 지르칼로이의 비중 6.5¹⁾이고 voloxidation에서 0.02%의 사용후연료가 hull에 붙어있다고 가정하면 질칼로이 hull 1m³당 발열량은 0.0027kW로서 법규상 고준위에 해당되는 열발생률 2kW의 0.13% 정도로 중저준위 범주에 속하며 열발생률로서는 0.2W/m³미만으로 저준위 범위이다. (좌측 그림)



사용후 핵연료의 건식처리는 decladding과 voloxidation시에 발생하는 가스의 Cs-137, Kr-85, Xe-133, Tc-99, C-14, H-3의 제거가 편리하다는 장점이 있다.

hull의 처리 방법으로서 습식처리방법에서 사용되는

①초고압 압축은 건식방법에서는 hull에 분진이 적을 것으로 판단되어 바람직한 방법이나 시설의 도입이 필요하다.

②금속고화-용융처리는 고화매질이 되는 금속이 장기적으로 산화되면서 침출특성이 나빠지는 경시효과로 재검토할 필요성이 있다.

③시멘트고화 방법은 많이 사용되어진 방법이어서 연구의 필요성을 낮으며, 재활용 가능성을 고려하면 추천되는 방법이 아니었다.

④자연적으로 존재하는 암석의 형태로 고화하여 장기 안정성을 확보하는 방법도 생각해 볼 수 있고, 발생시부터 저준위이고 발열량이 낮으므로 저온에서 고화가 가능한 황고화, 플라스틱 고화도 고려할 수 있겠다. 실질적인 연구방향으로 자연암석 고화법과 초고압 압축방식이 제안되었다.

3. 결론

건식처리시에 발생하는 hull의 처리방법으로서 습식처리시에 발생하는 hull의 처리에 최근에 사용하기 시작한 초고압 압축법을 유망한 방법으로 보나 고가 장비의 운전경험을 추적할 단계라고 보여 지며 자연암석 고화법과 황고화 등을 그 다음 유망한 처리방법으로 제안한다.

참고문헌

1. J. Kang and N. von Hippel, U-232 and the Proliferation-Resistance of U-233 in Spent Fuel, Science & Global Security, Taylor and Francis, Vol 9, pp 1-32, 2001

경수로 사용후핵연료 파이로 건식처리공정 발생 공용염 폐기물 중의 희토류핵종 제거 및 고화처리

김인태, 조용준, 양희철, 안병길, 박환서, 은희철, 이한수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
nitkim@kaeri.re.kr

1. 서론

경수형 원자로에서 발생하는 산화물 사용후 핵연료의 파이로 건식처리(pyroprocessing) 공정에서는 그림 1과 같이 산화물의 금속전환공정인 전해환원공정으로부터 Cs 및 Sr과 같은 방열성 I/II 족 핵종을 함유하는 LiCl 염폐기물이 발생하며, 금속전환체로부터 우라늄과 초우라늄원소를 제거 해내는 전해정련(전해제련)공정으로부터 희토류핵종을 다량 포함하고 있는 LiCl-KCl 공용염 폐기물이 발생하게 된다. 현재 미국의 경우에는 EBR(Experimental Breeder Reactor)-II의 사용후 금속 핵연료의 전해정련 처리공정에서 발생된 LiCl-KCl 공용염 폐기물을 대상으로 제올라이트 무기매질을 이용한 최종고화체 제조기술을 개발하였으나, 고온(> 650°C)에서는 제올라이트의 구조파괴가 일어나므로 이 방법은 500°C 이하의 공용염 폐기물 처리에만 적용이 가능하며 결정적으로 최종고화체 폐기물의 무게가 초기 염폐기물 대비 약 10배 정도 증가한다는 단점으로 인해 처분장에 부하가 가중되는 문제가 심각하게 된다.

염폐기물의 주요 구성물질은 LiCl, KCl 등과 같은 비방사성 염이므로 이들까지 고형화하여 버리는(처분) 기존의 처리개념을 탈피하고자, 한국원자력 연구원에서는 이들 염폐기물 중에서 문제가 되는 방사성 핵분열생성물(Fission Products; FPs)을 제거하여 염폐기물을 정제한 후에 이를 파이로 건식공정에 재순환하여 재활용하는 기술을 개발함으로써 근원적으로 염폐기물의 발생량을 최소화하여 파이로 건식처리공정의 경제성 제고와 함께 처분부하를 경감시키는 방향으로 연구를 진행하고 있다.

본 논문에서는 상기 2종류의 염폐기물 중에서 공용염 폐기물을 대상으로 하여 염폐기물 내에 포함된 희토류 염화물 핵종을 산소와의 반응으로 산화시키고, 생성된 산화생성물을 침전시켜서 층분리(phase separation)한 후에 상부의 순수 공용염은 1차 회수하고, 하부의 침전잔류물(소량의 공용염+희토류 산화물)은 증류법으로 휘발시켜서 기체상의 순수염은 응축하여 2차 회수하며 최종적으로는 희토류 핵종만을 소량의 산화물 고체폐기물로 배출하는 희토류핵종 제거기술과 이들 희토류 산화물을 처분에 적합한 형태의 최종고화체로 제조하는 기술에 대한 연구결과를 제시하였다.

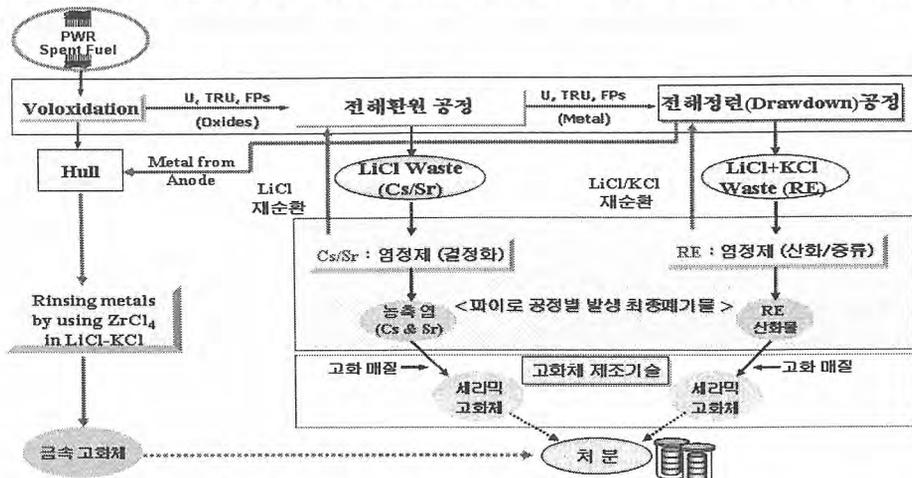


그림 1. 파이로 건식처리 공정에서의 염폐기물 발생원

2. 주요 연구 결과

2.1. 산화/침전 및 증류/응축공정을 이용한 희토류핵종의 제거

본 공정에 대한 공용염 회수 및 희토류핵종 제거 개념은 그림 2에 나타난 것과 같다. 공용염 폐기물 내에 존재하는 희토류 염화물 핵종은 산소와의 반응을 통해 핵종별로 안정된 형태의 옥시염화물(oxychloride) 또는 산화물(oxide) 형태로 공용염과 분리/제거된다.

단일 희토류 또는 복합 희토류 염화물 핵종을 포함하는 공용염 폐기물을 모사하여 소형(수백 g 수준) 및 실험실 규모의 장치(~4kg 수준)에서 실험한 결과, 공용염(LiCl, KCl)은 염화물 상태를 유지하는 반면에 희토류 염화물들은 산소와의 선택적 반응을 통해 최소 99.0% 이상이 산화물로 전환되었으며, 침전을 통해 이들의 층분리가 가능하여서 이로부터 1차적으로 최소 약 60% 이상의 순수염을 회수 가능하였다. 또한 하부 침전층의 증류/응축 실험을 통해 최소 90% 이상의 순수염을 회수 가능함을 알 수 있었다. 따라서 본 기술을 이용하여 공용염 폐기물 중에서 최소 약 96% ($60 + 40 \times 90 = 96\%$)의 순수염을 회수하여 재활용 가능함을 확인하였다.

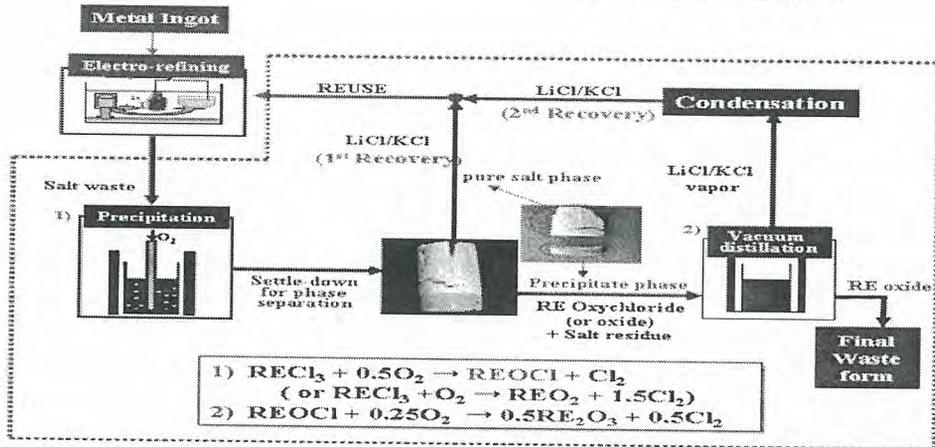


그림 2. 공용염 폐기물로부터 희토류 염화물 핵종의 제거 및 순수 공용염 회수 개념도

2.2. 제거한 희토류 산화물의 고건전성 고화체 제조

핵종 제거공정에서 배출된 고체상 희토류 산화물을 최종 처분에 적합한 monolithic 고화체로 제조하기 위하여 1)인산염계 첨가물과 반응시켜 희토류 산화물을 monazite 결정질로 전환시킨 후에 유리매질과 혼합하고 소결시켜서 세라믹 고화체를 제조하는 방안과 2)Ca-Si-B-Al(or -Ca) 물질과의 혼합 반응후 소결에 의한 세라믹 고화체 제조 방안을 도출하여 현재 첨가물의 종류, 조성, 운전조건 변화에 따른 다양한 고화체를 제조하고 특성평가를 수행 중이다.

$NH_4H_2PO_4$ (Ammonium di-hydrogen phosphate)와 희토류(RE) 산화물을 $650^\circ C$ 에서 1시간 정도 반응시킨 결과 RE-monazite가 형성됨을 확인하였다. 이들 RE-monazite를 붕규산계 유리매질과 1:4의 비율로 혼합(폐기물 혼입율 20wt%)하여 약 $950^\circ C$ 에서 4시간동안 소결하여 고화체를 제조하고 PCT 침출시험을 통해 내침출성을 측정한 결과, 희토류 핵종의 침출속도는 $10^{-4} g/m^2 \cdot d$ 이하로서 화학적 내구성이 우수함을 알 수 있었다.

2.3. 제올라이트에 의한 고정화/고화 처리법과의 비교 고찰

본 기술의 경우는 선택적으로 제거해 낸 희토류 핵종만을 고화 처리하므로 공용염 폐기물 전량을 고화하는 제올라이트법에 비해 최종 고화체 발생량을 약 1/20 이하로 줄일 수 있으며, 또한 순수염의 회수 및 재활용이 가능하므로 파이로 건식처리공정의 운영비 절감을 통한 경제성 제고에도 큰 기여가 기대된다. 향후 큰 규모 장치의 설계/제작/운전기술 확보 및 성능 재현성과 장치 운전성 평가 연구를 통해 단계적으로 파이로 건식처리기술의 실용화를 추진해 나갈 계획이다.

붕산에 의한 염폐기물의 탈염소화공정을 활용한 고화방법

김환영, 박환서, 김인태

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

nhykim@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료의 파이로공정에서 발생하는 염폐기물은 1종의 염화물을 다량 함유하고 있어 이를 처리 후 처분하기 위해서는, 물에 높은 용해도를 나타내는 핵종과 폐염을 그대로 고화하여 처분할 수가 없다. 따라서 염화물이 다른 종류로 바뀌는 반응을 수반하는 처리공정을 거쳐 내침출성을 가지는 고화체가 얻어져야 한다. 이때 방사능을 띄는 방사성폐기물 만에 그치지 않고, 고화체 내에 함께 고화되는 비방사성물질인 폐염(LiCl, KCl)까지도 물에 불용인 화학종으로 바꾸어야 고화체가 높은 내침출성을 실현할 수 있다. 그리하여 미국의 ANL에서는 신선한 제올라이트를 첨가하여 새로운 무기물인 소다라이트를 형성하여 유리염을 없애는 고화연구가 실시되었다. 그러나 이 경우에는 유리염 무게의 10배에 이르는 제올라이트와 반응시키지 않으면 안 되어, 발생하는 고화체의 양이 크게 늘어나는 단점이 있다. 또한 한국원자력연구원에서는 염화물과 반응을 하는 실리카 함유 무기매질(SAP)로 반응시킬 때, 유리염 무게의 약 두 배인 SAP과 반응시켜도 높은 내침출성을 나타내 고화체의 발생량을 대폭 줄일 수 있음을 보였다. 그런데 SAP은 졸-겔법으로 얻어지는 화합물로 비용부담이 요구된다. 그리하여 본 연구에서는 일찍이 Griscom에 의해 밝혀진 염화물이 붕산과의 반응으로 산화물로 바뀌는 반응을 활용하여 염폐기물을 값싸게 처리하는 최적의 방법을 찾고자 하였다. 특히 Griscom은 1000℃의 높은 온도에서의 염화물과 붕산의 반응에 대하여 살펴본바, 휘발성이 높은 핵종이 함유한 폐염의 처리에는 활용성이 낮아 이보다 낮은 온도에서도 충분한 탈염소반응이 가능한 지에 대한 여부를 살펴볼 필요가 있다. 또한 탈염소반응으로 생성되는 알칼리금속의 산화물은 휘발특성이 높아, 탈염소반응에 이어 곧바로 알루미늄이나 실리카와의 반응이 연속적으로 일어나 매우 안정한 화학종으로 바꾸는 것이 매우 바람직하다. 따라서 탈염소반응과 안정한 화합물로의 변환이 동시에 일어날 수 있는 반응계가 가능한 지도 살펴볼 필요가 있어 본 연구에서는 염과 붕산뿐만 아니라 여기에 알루미늄, 실리카를 각각 혹은 함께 넣어 탈염소반응을 관찰하였다. 그리고 탈염소반응으로 얻어진 화합물을 그대로 혹은 유리를 넣어 고화한 고화체의 침출특성도 살펴보았다.

2. 실험 및 결과

전해환원공정에서 발생하는 염폐기물에서의 주종염인 LiCl이 붕산과 반응을 살펴보기 위하여 붕산의 용융온도(169℃) 이상인 200℃에서 반응을 시키면 염소화합물계통의 독한 냄새를 내며 점도가 큰 액상으로 변화하였다가 가열이 계속되면 점도가 없는 고체로 바뀐다. 이때의 반응결과를 살펴보기 위해 반응물의 성분분석과 XRD분석을 실시하였다. 표1과 그림1로부터 200℃에서 4시간이나, 이어서 500℃로 4시간을 더 반응시키더라도 상변화만을 거쳤지 탈염소반응은 극히 적게 나타남을 알 수 있다. 이로부터 아래와 같은 반응이 예측될 수 있다.

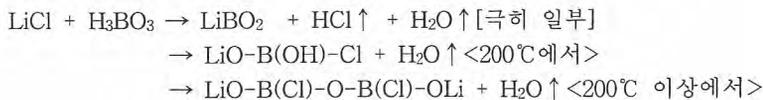


표1. Li/B의 몰비를 달리하여 200℃로 4시간, 그리고 이어서 500℃로 반응한 것의 특성

	염 / 붕산 (몰비)	B의 함량 (%)	Li의 함량 (%)	Cl의 함량 (%)		휴발율 (%)
				측정값	계산값	
200℃로 반응 (4시간)	1/1.0	13.5	8.6	35.4	34.1	29.1
	1/1.5	17.2	6.9	25.1	26.3	47.6
	1/2.0	19.9	5.8	18.0	21.4	35.6
500℃로 4시간 이어서 반응	1/1.0	14.8	9.1	32.3		34.7
	1/1.5	19.1	7.5	22.3		52.5
	1/2.0	21.9	6.3	17.3		41.9

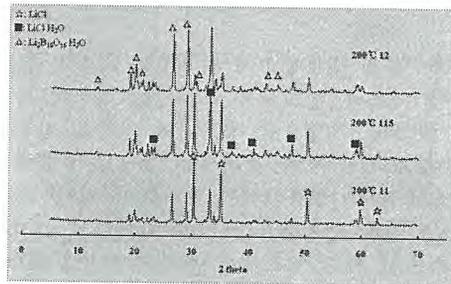


그림1. Li/B의 몰비를 달리하여 200℃로 4시간 반응한 것의 XRD결과

그러나 LiBO_2 의 용융온도(845℃) 이상인 860℃로 가온하면 액상을 유지한다. 따라서 위의 가상 중간체의 화합물은 고온의 반응에서는 염소를 잃고 Li_xBO_y 의 화합물로 변할 수 있겠다. 한편으로 탈염소반응으로 얻어지는 Li_xBO_y 는 매우 안정한 LiCl 과 달리 알루미늄이나 실리카와 같은 산화물과도 반응성을 나타내 Li이 이들과 반응하여 물에 용해도가 낮은 리튬알루미늄노실리케이트, 리튬알루미늄네이트, 리튬실리케이트와 같은 화학종이 얻어질 수 있나의 확인도 필요하다. 따라서 Li/B/Al/Si의 몰비를 변화시키며 반응하여 얻은 반응물의 성분분석과 XRD분석으로 탈염소반응 ($\text{LiCl} + \text{H}_3\text{BO}_3 + 1/2\text{Al}_2\text{O}_3 + \text{SiO}_2 \rightarrow \text{LiAlSiBO}_4 + 1/2\text{B}_2\text{O}_3 + \text{HCl} \uparrow + \text{H}_2\text{O} \uparrow$) 의 정도와 얻어진 반응물은 물에 용해도가 높은 염화물의 양이 낮아 유리를 넣거나 혹은 그대로 고화하여도 고화체는 충분한 내침출성을 보임을 확인 하였다.

3. 결론

알칼리족의 염화물은 열적이나 화학적으로 매우 안정하여 다른 화합물과 직접적으로 반응을 시키기가 어려우나, 염소를 떼어내 알칼리금속의 산화물 등으로 바뀌게 되면 반응성을 높일 수 있다. 값싸게 얻어질 수 있는 붕산도 이 목적으로 쓰여 질 수 있음이 확인되었고, 또 핵종의 휘발이 적게 되도록 낮은 온도에서도 탈염소반응을 일으키는 조건을 찾았다. 한편으로 탈염소가 된 리튬은 알루미늄이나 실리케이트와 같은 산화물과 반응하여 안정한 화합물로 바뀌나, 이때 유리되는 산화붕소는 물에 큰 용해도를 가져 고화체의 내침출성을 떨어뜨려 이 양을 적게 할 필요가 있다. 그리하여 본 연구에서는 탈염소반응의 완결도와 아울러 첨가되는 붕산의 양을 낮추는 조건도 찾았다.

전해정련공정발생 KCl-LiCl 공융염 내 존재하는 희토류염화물들의 산화/침전 분리

박길호, 조용준, 이한수, 김인태

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

pghpass131@kaeri.re.kr

1. 서론

사용 후 핵연료의 재처리를 위한 습식법의 대안으로 건식기술인 전해정련공정(pyroprocessign)이 전 세계적으로 원자력기술 선진국들을 중심으로 많은 연구가 이루어지고 있다. 산화물 핵연료의 전해정련 공정에서는 희토류와 소량의 악티나이드 등의 염화물을 포함하고 있는 염폐기물이 발생하게 되는데 발생하는 염폐기물에서 순수한 염을 재활용하는 기술은 전해정련 공정의 경제적 측면에서 매우 중요하다.

전해정련 공정에서 발생하는 염폐기물을 재활용하기 위해서는 재활용된 염 내 순수한 염 이외에는 다른 불순물이 존재하지 않아야 하는데, 산화제를 사용하는 경우에는 염폐기물 내 존재하는 희토류염화물의 고효율 산화반응을 위하여, 과잉으로 첨가되어 미반응 상태로 존재하는 산화제를 제거해야 하는 추가 공정이 반드시 필요하다. 또한 전해정련 공정은 공융염 상태에서 이루어지는데, 산화제를 사용하는 경우 부반응으로 인해 공융조성이 변화하게 되어 염폐기물을 재사용하는데 많은 제약이 있을 것으로 판단된다. 이러한 문제점을 해결하기 위하여 산소를 사용하는 경우에는 산화제를 사용하지 않기 때문에 추가적인 과잉 산화제의 제거공정이 불필요할 뿐만 아니라, 부반응이 발생하지 않아서 공융조성이 변하지도 않기 때문에 재사용성에 많은 이점이 있다. 따라서 본 연구에서는 LiCl-KCl 공융염 내에 존재하는 8종의 희토류염화물들의 산소에 의한 산화반응 특성에 대한 연구를 수행하여 온도에 따른 산화율 특성과 산소와의 반응으로 생성되는 희토류침전물들의 특성파악에 대한 연구를 수행하였다.

2. 실험 및 결과

4kg-salt/batch 규모의 lab-scale 희토류 산화/침전 장치를 설계·제작하였다. 장치는 크게 산화반응기, 침전로, 염이송장치 그리고 층분리장치로 구성되어 있다(그림 1). 산화반응기에서는 공융염내에 존재하는 희토류염화물을 산소와 반응시켜서 옥시염화물 또는 산화물로 전환시킨다. 이때 산소를 분산시키는 산소분산관은 매우 중요한 실험변수가 된다. 본 실험에서는 적절한 산소분산관의 선정을 위하여 십자형태의 알루미늄 재질과 인코넬 재질을 사용하였다. 알루미늄 분산관의 경우 부식현상이 발생하지 않았으나 기계적 강도가 부족하여 반응도중 생성되는 희토류 침전물에 의하여 분산구가 막혔을 경우 분산관이 깨지는 현상이 발생하였다. 인코넬 재질을 사용하였을 경우 부식현상이 약간은 발생하였으나 공정에 영향을 미칠 만큼 큰 부식현상은 발생하지 않았다. 그러나 1, 2mm의 분산구(hole)의 경우 희토류 침전물에 의해 분산관이 막혀 균일한 산소분산(even distribution)이 발생하지 않아 전체적인 산화효율을 떨어뜨리는 결과를 초래하였다. 하지만 3mm 분산구의 경우는 이러한 막힘 현상이 발생하지 않았다.

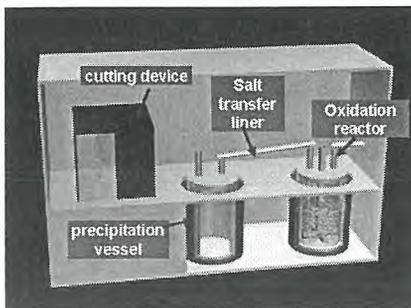


그림 1. Lab-scale 희토류 산화/침전 장치의 구성도

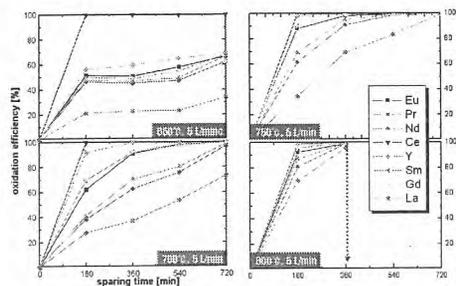


그림 2. 분산시간 및 온도에 따른 8종의 희토류핵종에 대한 산화효율

따라서 산소분산 공정에서 가장 적절한 산소분산관은 인코넬 재질을 사용하고 3mm 분산구를 가진 분산관을 선정하여 사용하였다.

충분리되어 용기에서 분리된 고체염을 하부의 침전층과 상부의 순수염층으로 분리하기 위하여 본 연구에서는 기계적 방법(툽날)을 사용하였다. 툽날을 사용하고 염층을 분리할 경우 툽날의 부피에 해당하는 만큼의 염분체가 발생하게 되는데, 이러한 작업을 glove box내에서 수행할 경우 염분진에 의한 box내 오염이 발생하기 때문에 분리장치 외부에 box를 만들고 발생하는 분진을 배출시켜 필터에 포집하는 장치를 부가로 설치하였다

Lab-scale 장치를 이용하여 LiCl-KCl 공용염내 8종의 희토류염화물이 포함되어 있을 때 산소분산에 의한 공침전 실험을 수행하였다. 실험에 사용된 8종의 희토류는 Y, La, Ce, Pr, Nd, Sm, Eu 그리고 Gd로 이들 희토류핵종들은 금속 사용후 핵연료에 가장 많이 함유되어 있는 희토류핵종이다. 실험은 이러한 8종의 희토류핵종을 사용하여 2,000g의 공용염과 총 48g의 희토류염화물을 사용하였다.

그림 2 에 분산시간 및 공용염 온도에 따른 산화효율 결과를 나타내었다. 그림에서 볼 수 있듯이 공용염온도가 700°C인 경우는 La를 제외한 나머지 7가지 핵종들의 산화효율은 12시간이 지나면 99% 이상에 도달하였으며, 750°C인 경우는 La를 포함한 모든 핵종들의 산화효율이 99.5% 이상을 나타내었다. 그러나 공용염의 온도가 800°C인 경우에는 약 6시간의 분산시간 후에 모든 핵종이 99% 이상의 산화효율을 나타냄을 알 수 있다.

산소분산법에 의한 희토류 핵종의 산화/침전 공정에서 가장 중요한 공정운영 변수는 재료의 부식현상과 염의 유출(entrainment)을 들 수 있으며, 이러한 변수를 고려하여 최적 운전조건을 설정하여야 한다. 그림 2 에서 볼 수 있듯이 모든 희토류 핵종들에 대하여 99% 이상의 높은 산화효율을 얻기 위해서는 750°C온도에서 12시간 운전, 800°C에서 6시간 운전의 2가지 조건이 유효하다. 이러한 2가지의 운전조건 중에서 최적의 운전조건을 설정하기 위해서는 앞에서 언급한 2가지 중요 공정운영변수를 고려하여 한다. 재료 부식의 경우 750°C와 800°C는 큰 온도차가 아니기 때문에, 운전시간이 재료의 부식현상에 많은 영향을 줄 것으로 판단되므로, 800°C에서 6시간 운전조건이 좀 더 좋은 조건일 것으로 판단된다.

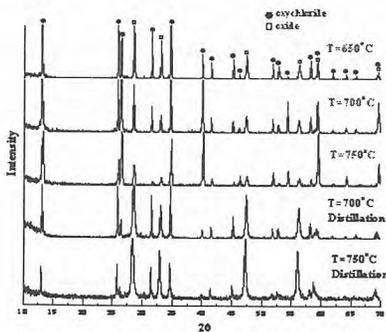


그림 3. 8종의 희토류 침전물에 대한 XRD 분석결과

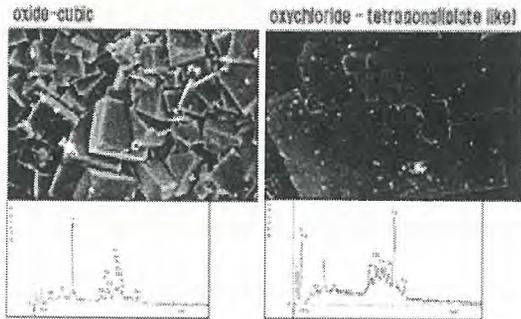


그림 4. 8종의 희토류 침전물에 대한 SEM(-EDS) 분석결과

그림 3 에 산소와의 반응으로 형성된 희토류 침전물들에 대한 XRD결과를 나타내었다. 그림에서 볼 수 있듯이 옥시염화물(REOCI)로 형성되는 희토류는 Eu, Gd, Sm, La, Nd, Y 그리고 Pr 이었으며, 산화물(REO₂)의 형태로 침전되는 희토류는 Ce와 Pr이었다. Pr의 경우는 옥시염화물과 산화물로 모두 형성됨을 알 수 있다. 이러한 결과를 바탕으로 희토류 염화물을 산화반응식을 다음과 같이 나타낼 수 있다. 즉,



침전물들은 구조적으로 작은 크기를 가지는 cubic형태의 산화물과 큰 크기를 가지는 tetragonal 형태를 가지는 옥시염화물로 구분되었다. 그림 4 에 침전물들에 대한 SEM(-EDS)분석 결과로 cubic과 tetragonal 형태의 침전물로 구분이 된다는 것을 확실히 알 수 있으며, 이러한 결과는 XRD 분석결과와도 잘 일치하였다.

Zone freezing 방법을 이용한 금속핵연료 Pyroprocessing 발생 LiCl-KCl 공융염 폐기물 처리

조용준, 양희철, 은희철, 이한수, 김인태

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

choyj@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후 금속핵연료의 pyroprocessing 공정에서는 Cs 및 Sr과 같은 1,2족 핵종과 희토류핵종을 포함하고 있는 LiCl-KCl 공융염폐기물이 발생한다. 이러한 공융염폐기물은 모두 안정된 형태로 고화처리되어 영구처분 되어야 하므로 공융염폐기물의 양을 줄이는 것은 전체적인 pyroprocessing 공정의 경제성 뿐만 아니라 환경친화성을 높여 pyroprocessing에 대한 국민적수용성을 증대시킬 수 있다. 발생하는 공융염폐기물의 양을 줄이기 위해서는 공융염폐기물내 포함되어 있는 핵종만을 분리하여 분리된 핵종만을 고화처리하고 나머지 정제된 공융염은 pyroprocessing 공정에 재사용하는 방법을 사용할 수 있다. 공융염폐기물 내 포함되어 있는 희토류 핵종의 경우 산소와의 반응으로 산화/침전시켜 99%이상 분리할 수 있다. 1, 2족 핵종의 경우는 제올라이트를 이용하여 이온교환을 통해 분리하는 연구가 미국의 INL을 중심으로 이루어지고 있으나 현재까지 높은 핵종분리효율을 나타내고 있지 않다. 따라서 본 연구에서는 공융염폐기물 내 존재하는 1,2족 핵종의 경우 zone freezing 공정을 이용하여 농축분리하는 연구와 산소분산 및 zone freezing 공정의 순차적으로 이용하는 SQS(Sequential separation)방법을 이용하여 모든 핵종을 분리하는 공정에 대한 연구를 수행하였다.

2. 실험 및 결과

본 연구에서 사용한 zone freezing 장치는 크게 용융부, 단열부 그리고 냉각부로 구성되어 있다. zone freezing 공정에서 냉각속도는 결정화가 형성되는 속도를 결정하고 이러한 결정화 속도는 불순물들의 분리를 결정하므로 매우 중요한 변수이다. 본 실험에서는 결정화속도를 용기의 상승속도를 변화시키므로 변화하였다. 실험변수로 초기 공융염의 온도(400 - 500℃)와 용기 상승속도(1.7-5.7 mm/hr)를 사용하였다.

2.1. zone freezing을 이용한 Cs/Sr 농축/분리

Zone freezing 공정에서 불순물들의 농축특성은 분리계수(segregation coefficient), K로 나타낼 수 있다. K는 식(1)을 통해서 실험적으로 얻을 수 다.

$$C(h) = KC_0 \left(1 - \frac{h}{h_0}\right)^{K-1} \quad (1)$$

식(1)에서 C(h)는 높이 h에서 결정내에 포함되어 있는 불순물의 농도이고 C₀는 초기 불순물의 농도, h₀는 전체 결정체의 높이 그리고 K는 분리계수이다. K값을 가지고 결정화로 형성된 고상 물질내에 존재하는 불순물들의 축방향 분포를 알 수 있으며 따라서 일정한 공융염 재생율에서 Cs 및 Sr의 분리효율을 알 수 있다. Table. 1에 zone freezing 방법을 사용하여 공융염내 존재하는 Cs 및 Sr을 농축·분리 하였을 경우의 K값과 공융염 재생율에 따른 Cs 및 Sr의 분리효율 결과를 나타내었다. Cs 및 Sr의 제거의 척도가 되는 K값은 알루미나 용기의 상승속도가 증가할 수록 증가하였다. 알루미나 용기의 상승속도를 냉각속도를 의미하고 이는 결정성장 속도를 의미하므로 결과적으로 결정성장 속도가 작을수록 Cs 및 Sr의 농축/분리 효율을 증가한다는 것을 알 수 있다. 또한 초기온도의 변화에 따른 K값을 변화를 보면 450 ℃의 초기온도 조건에서 가장 낮은 K값을 나타내었는데 이는 상대적으로 낮은 온도(400℃)에서는 결정이 너무 빨리 형성이 되고 반대로 상대적으로 높은 온도(500℃)에서는 고상으로의 상변화에 필요한 만큼 충분한 냉각이 이루어지 않아 순차적인 결정공정이 이루어지지 않고 일정부분의 공융염이 동시에 냉각되어 불순물의 분리현상이 원활하게 발생하지 않기 때문인 것으로 판단된다.

Table 1. Cs and Sr separation efficiency by zone freezing process

Dia. [mm]	T [°C]	Vel. [mm/hr]	K		Separation efficiency [%]					
					assuming 80% recovery		assuming 85% recovery		assuming 90% recovery	
					Cs	Sr	Cs	Sr	Cs	Sr
44	400	1.7	0.037	0.030	82.7	85.9	77.2	81.4	66.3	72.4
		2.5	0.044	0.054	79.5	75.2	73.0	67.5	60.2	52.3
	450	1.7	0.024	0.026	88.4	87.7	84.6	83.7	77.2	75.8
		2.5	0.033	0.044	84.3	79.3	79.3	72.7	69.3	59.8
	500	1.7	0.027	0.033	86.9	84.5	82.6	79.6	74.2	69.7
		2.5	0.036	0.033	82.9	84.6	77.5	79.6	66.7	69.8
5.7		0.043	0.039	79.6	81.8	73.1	76.0	60.4	64.5	

2.2. SQS 방법을 이용한 Cs/Sr 및 희토류핵종 동시분리

공용염폐기물내 존재하는 1/2족 핵종과 희토류 핵종을 하나의 반응기에서 모두 분리해 낼 수 있는 SQS(SeQuential Separation) 공정의 개념도를 Fig. 2에 나타내었다. SQS공정을 우선 산소분산법을 이용하여 공용염폐기물내 존재하는 희토류핵종들을 모두 공용염에 불용성이 산화물 또는 옥시염화물 형태로 전환시킨다. 이때 공용염내 존재하는 1족 및 2족 핵종은 산화물로 전환되지 않는다. 희토류들의 산화공정 후에 zone freezing 공정을 수행하고 1/2족 핵종들의 농축과 생성된 희토류 산화물들의 침전을 동시에 수행하게 된다. 일반적으로 산소분산 공정으로 생성된 희토류 산화물들의 침전을 위해서는 많은 시간(7시간 이상)이 소요되지만 본 SQS방법을 이용하면 산화물들의 침전과 1/2족 핵종들의 농축을 동시에 수행할 수 있다는 장점이 있다.

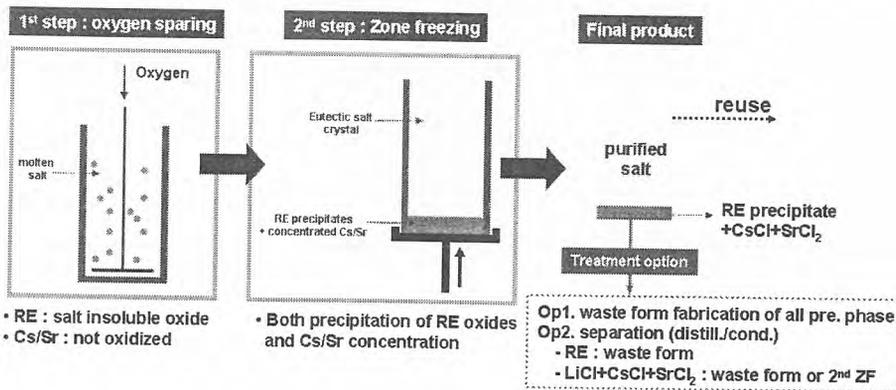


Fig.1. Concept of SQS process for eutectic salt purification

SQS공정 후 생성된 결정체에서는 형성된 결정체의 외부에 희토류염화물을 볼 수가 없었고 상분리가 완벽하게 발생하였으며 전 결정체내에서 희토류핵종의 농도는 0.1ppm 미만이었다. 즉, 산소분산 공정을 통해 희토류염화물들은 대부분 공용염에 불용성인 산화물로 전환되어 침전되었다는 것을 의미한다. 1/2족 핵종의 경우는 80wt%의 공용염 재생율을 가정하였을 경우 약 20%의 분리효율을 나타내었다.

공용염 폐기물에서 순수 공용염 회수를 위한 공용염 증류 및 응축

은희철, 양희철, 조용준, 이한수, 김인태

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1번지

ehc2004@kaeri.re.kr

1. 서론

기존의 사용후핵연료 처리기술에 비해 핵비확산적 측면과 환경 및 경제적 측면 등에서 많은 장점을 가지고 있는 pyrochemical process(건식처리공정)는 고온의 용융염을 이용하여 금속의 U 과 TRU를 분리 및 회수하는 공정으로 현재 연구가 활발하게 진행되고 있다[1-2]. 그러나 이 건식 처리공정은 고방열성 또는 고방사성 핵종의 회토류 염화물들을 함유한 공용염 (LiCl-KCl eutectic salt) 폐기물을 상당량 배출하는 단점이 있다. 이 문제를 해결하기 위해 한국원자력연구원에서는 산소분산법을 이용하여 공용염내에서 회토류 핵종을 산화침전시켜 분리하는 공정을 개발하였으며, 기존의 침전촉진제를 주입하는 방법에 비해 훨씬 더 효과적임을 확인하였다[3]. 그러나 이 공정에서 발생하는 침전층에는 회토류 침전물의 약 85-90 wt%의 공용염이 함유되어 있으며, 고준위 폐기물 발생량을 최소화하기 위해서는 반드시 추가적인 분리가 필요하다. 침전층을 구성하고 있는 공용염은 회토류 침전물보다 훨씬 높은 증기압을 가지고 있어 증기압차를 이용하여 물질을 분리하는 증류방법이 효과적이다. 본 연구에서는 침전층에서 공용염을 분리 및 회수하기 위해 회토류 침전물을 함유한 공용염의 증류 및 응축특성에 대하여 살펴보았다. 이를 위해 열중량분석이 가능한 공용염 감압증류 및 응축장치를 이용하여 감압에 따른 공용염의 휘발특성을 살펴보았고, 이 때 발생하는 공용염 증기의 응축형태를 관찰하였다.

2. 실험 및 결과

본 연구에서 사용된 공용염 감압증류 및 응축장치의 개략도를 Fig. 1에 나타내었다. 이 장치는 상부에 load cell을 장착하여 공용염 증류과정에서 열적무게감량을 측정할 수 있게 하였고 공용염의 온도를 정확히 측정하기 위해 Fig. 1에 나타낸 바와 같이 thermocouple을 시료 도가니 바로 위에 설치하였다. 이 장치에서 가장 중요한 부분은 압력조절과 내부 가스의 흐름이다. 본 실험에서는 내부 가스의 흐름은 일정량으로 고정하면서 압력을 변화시키기 위해 진공펌프 앞에 바이패스밸브를 설치하여 압력을 조절할 수 있도록 하였다.

공용염 증류실험은 등온과 비등온으로 구분하여 실시하였으며 세부 실험조건을 Table 1에 나타낸 것과 같다.

공용염을 구성하는 LiCl과 KCl의 증기압 계산결과에 따르면 LiCl의 증기압이 KCl의 증기압보다 약 2배 큰 것으로 확인되었다. Fig. 2는 비등온조건하 0.5 Torr 압력에서 LiCl과 KCl 그리고 공용염의 열적감량곡선을 나타낸 것이다. 이 그래프는 앞서 언급한 것과 유사한

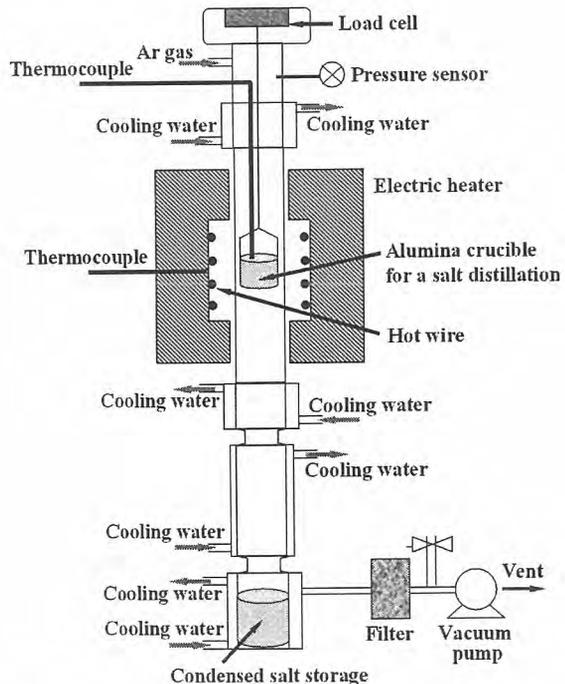


Fig. 1 열중량분석이 가능한 공용염 감압증류 및 응축장치 개략도

결과를 보임을 Table 1 Experimental conditions

	Non-isothermal	Isothermal
Temperature (°C)	500 - 1,000	
Pressure (Torr)	0.5 - 10	
Heating rate (°C/min)	5	-
Sample weight (g)	20±0.5	40±0.5
Injection gas	Ar (High purity >99.999%)	

알 수 있으며 공용염은 두 염 사이에서의 감량곡선을 보이나 KCl에 근접해 있음을 알 수 있다. 공용염 증류실험에서 얻어진 열적무게감량결과를 이용하여 공용염 휘발 플럭스를 계산하였다. 먼저, 얻어진 실험값의 재현성을 확인하기 위해 등온조건과 비등온조건에서의 공용염 휘발 플럭스를 비교하였고 그 결과, 상당히 일치하였으며 얻어진 실험값들이 재현성을 가짐을 알 수 있었다. 등온조건에서 얻어진 공용염 휘발 플럭스는 감압에 의해 증류온도를 크게 감소시킬 수 있음을 확인할 수 있었으며, 0.1 g/cm²-min의 플럭스를 얻기 위해 5 Torr에서는 950°C에서 운전해야 하나 0.5 Torr에서는 이보다 150°C 낮은 800°C에서 얻을 수 있었다.

공용염을 회수하기 위해서는 공용염 증류시 발생한 공용염 증기의 응축거동을 이해할 필요가 있다. 본 연구에서 사용된 공용염 감압증류 및 응축장치는 연속적으로 흡인하여 압력을 유지하는 장치로서 감압의 정도가 공용염 증기의 거동에 큰 영향을 미치며, 실험결과에서 그 경향을 확인할 수 있었다. 0.5Torr에서 공용염을 증류할 때는 초기에 냉각튜브 바로 위에서 응축된 염이 침적되어 있었고 이 응축염을 중심으로 thermal coagulation이 발생하여 덩어리를 형성한 후 응축염 포집용기에서 회수되었으며 일부가 필터에서 미세한 염입자 형태로 포집되었다. 이와 달리 10Torr에서 증류할 때는 장치내 유체의 흐름이 변하는 부근에서 미세한 입자의 형태로 대부분 침적하였으며 필터에 포집된 미세한 염 입자들의 양은 0.5Torr에서보다 훨씬 많은 것으로 확인되었다. 따라서 이와 같이 연속적으로 흡인하여 압력을 유지하는 장치에서는 0.5Torr 이하의 압력에서 공용염을 휘발시켜야 공용염 증기를 큰 입자의 형태로 쉽게 회수할 수 있을 것이라 판단된다.

3. 결론

연속적으로 진공펌프로 흡인하여 일정압력조건에서 회토류 침전물을 함유한 공용염을 감압증류 및 응축할 경우 0.5Torr 이하의 압력에서 운전함으로써 공용염의 분리는 물론 회수를 효과적으로 할 수 있을 것으로 판단된다.

참고문헌

[1] V.A. Volkovich, T.T. Griffiths, R.C. Thied, J. Nucl. Mater. 323, 49-56 (2003).
 [2] M. Matsumiya, H. Matsuura, J. Eletroanal. Chem. 579, 329-336 (2005).
 [3] Y. J. Cho, H. C. Yang, H. C. Eun, E. H. Kim, I. T. Kim, J. of Nucl. Sci. Tech., 43(10), 1280-1286 (2006).

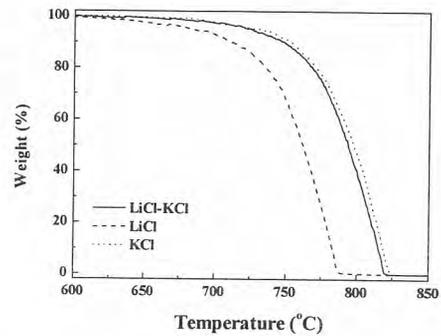


Fig. 2 Thermal weight reductions of salts (LiCl, KCl, LiCl-KCl)

$x\text{SiO}_2-y\text{Al}_2\text{O}_3-z\text{P}_2\text{O}_5$ 무기복합체를 이용한 LiCl-KCl 공용융염의 반응특성

박환서, 강소림, 손미숙, 조용준, 김인태

핵주기공정기술개발부, 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

hspark72@kaeri.re.kr

1. 서론

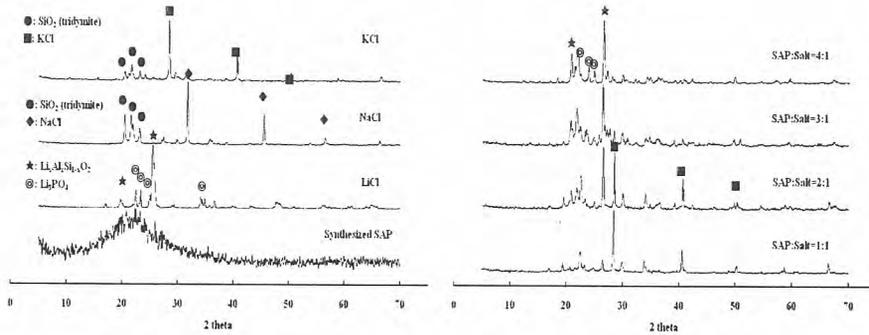
일련의 전해공정으로 구성되어 있는 Pyroprocess에서는 전해질로 금속염화물계를 이용하며, 전기화학적 반응에 의해 사용후 핵연료내에 존재하는 핵분열생성물이 전해질내에 잔존하게되며, 상요횟수가 증가함에 따라 핵분열생성물이 축적되어 공정밖으로 배출되어진다. 산화물핵연료를 처리하는 것과 달리, 금속연료의 경우에는 I/II/III족 핵종들을 모두 포함하는 LiCl-KCl 공용융염 폐기물이 발생되며, 이에 대한 고화방법을 필요로 하게된다. 이러한 공용융염계 폐기물은 전해환원에서 배출되는 LiCl계 폐기물과 달리, 제올라이트의 구조의 용융염내 안정성을 이용하여 미국의 ANL(Argonne National Laboratory)에서는 금속염화물을 sodalite($\text{Na}_8\text{Al}_6\text{Si}_6\text{O}_{24}\text{Cl}_2$)로 전환하는 방법을 제안하였다. 또한 RIAR에서 제안된 인산염유리를 이용한 고화방법도 고려할 수 있는 방법이다. 제올라이트를 이용하는 경우에는 상대적으로 높은 내구성을 가지는 반면에, 최종처분부피가 크게 증가하는 단점을 가지며, 인산염 유리의 경우에는 최종처분되는 부피는 상대적으로 낮으나 낮은 수화학적 안정성과 아울러 용융장치의 부식에 대한 문제가 발생된다.

이러한 직접고화방법과 아울러 최종처분부피의 감소를 위해 공용융염내 핵종분리를 통하여 배출되는 폐기물을 최소화하는 방법이 연구되어 지고 있다. 이러한 공정을 통해 배출되는 폐기물 또한 여전히 공용융염이 잔존하여 배출되므로, 직접고화 및 핵종분리를 통한 고화를 고려할 때, 항상 공용융염의 안정화에 대한 고려가 필요하다.

이러한 특성을 고려하여, 공용융염이 가지는 열적 화학적 불안정성을 제거하는 방법으로, 합성 무기복합체를 이용하여 탈염소화 후, 신뢰할 수 있는 고화매질을 이용하여 고화하는 방법을 연구중에 있으며, 본 연구는 후보 무기복합체중 $\text{SiO}_2\text{-Al}_2\text{O}_3\text{-P}_2\text{O}_5$ (SAP)을 이용하여 공용융염과의 반응특성을 평가하여 탈염소화 및 안정한 물질로 전환될 수 있는 무기복합체를 찾고자 하였다.

2. 실험 및 결과

TEOS(tetraethyl orthosilicate, Aldrich, Germany), $\text{AlCl}_3 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ 및 H_3PO_4 를 원료로 하여, Ethanol 및 H_2O 에 상기의 원료를 Si/Al/P의 몰비를 변화시켜 sol-gel법을 이용하여 공용융염을 탈염소화시킬 수 있는 무기복합체를 제조하였다. 공용융염내에 존재할 수 있는 각각의 금속염화물(LiCl, KCl, CsCl, SrCl_2 , CeCl_3)에 대한 반응특성을 확인하기 위해, 650°C 에서 무기복합체와 simulated 공용융염을 반응시켜 XRD 분석을 통하여 반응생성물을 확인하였다. 또한 제조된 무기복합체와 공용융염(45wt% LiCl-55wt% KCl)과 반응무게비를 1,2,3으로 변화시켜 $450^\circ\text{C} \sim 850^\circ\text{C}$ 의 온도에서 한시간씩 반응시켜 적정 반응온도와 적정반응비를 찾고자 하였다. 또한 Fig. 1(a)는 각 금속염화물에 대한 무기복합체의 반응특성을 평가한 것으로, LiCl, NaCl 및 KCl에 대해 반응무게비를 2로 하여 750°C 에서 두시간 동안 반응시킨 생성물의 XRD pattern을 나타낸 것이다. 그림에서 보는 것처럼, LiCl의 경우 Li-aluminosilicate 및 Li_3PO_4 로 전환되었으나, NaCl 및 KCl의 경우, 각각의 금속염화물이 존재하는 것을 볼 수 있다. 각 금속염화물의 분자량과 무게반응비를 고려하면, LiCl을 기준으로할 때, NaCl 및 KCl은 약 0.6~0.7배정도 적은 양의 금속염화물이 반응되었음에도 잔존 금속염화물이 확인되었으며, 이는 각각의 금속염화물의 반응성이 다르다는 것을 말해준다. 즉, 주어진 무기복합체는 LiCl과 반응하여 결정상 화합물을 생성시키는 반면에, NaCl 및 KCl에 대해 주어진 무기복합체는 상대적으로 안정하며 이는 낮은 반응성으로 나타나는 것으로



(a) each metal chlorides (b) reaction ratio
 Fig 1. XRD patterns of reaction products at different reaction condition

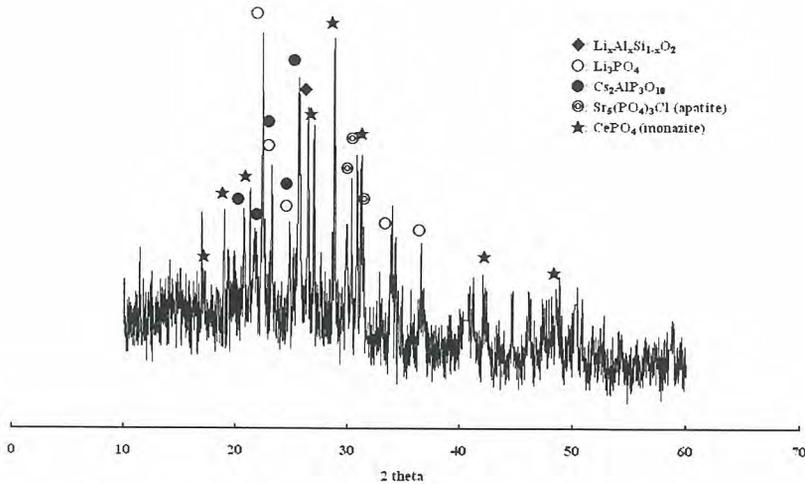


Fig 2. XRD pattern of reaction products with simulated salt waste.

판단된다. Fig. 1(b)는 이러한 점을 고려하여 반응비를 변화시켜 얻은 생성물의 XRD pattern을 확인한 것으로, 반응비가 3이상일 경우, 잔존하는 KCl의 특성피크가 사라짐을 확인하였다. Fig. 2는 Cs, Sr 및 Ce를 함유하는 모의 공용염폐기물을 무기복합체와 반응시켜 얻은 생성물의 XRD pattern을 나타낸 것으로, Cs, Sr 및 Ce에 대해 상대적으로 열적, 수화학적 안정성을 가지는 화합물로 전환됨을 확인할 수 있었다.

3. 결론

본 연구에서 제안된 SAP을 이용한 공용염계의 반응특성평가를 통하여 공용염 1에 대해 무기복합체 약 3의 무게비를 가질 수 있으며, 이는 기존의 방법에 비해 상대적으로 높은 반응비이며, 최종폐기물의 부피를 그에 상응하게 감소시킬 수 있을 것으로 판단된다. 이에 대한 고형화 및 화학적 내구성평가가 진행중에 있다.

고밀도폴리에틸렌 용기의 방사성오염 확인을 위한 전처리 방법

전태훈, 정성엽, 최진규, 정현철

(주)성우이엔티, 서울시 강동구 천호동 34-2, 화성빌딩 8층

thjeon@sungwoo.org

1. 서론

본 연구에서는 방사선관리구역 내 대형 고밀도폴리에틸렌 용기의 폐기 처분을 위해 방사성물질의 오염여부를 확인하였다.

부피가 크고 방사능 오염 정도가 극미량으로 예상되는 고밀도폴리에틸렌 시료는 부피를 감용하여 방사성 핵종을 계측한다. 우선 대형 고밀도폴리에틸렌 용기를 잘게 분쇄하고 분쇄된 용기 일부를 취해 용액화 후 감마 계측을 하였다. 시료의 농축방법으로는 건식 회화법(dry ashing method)을 사용하는 것이 다른 전처리 방법보다 효과적이다. 건식 회화법은 도가니에 시료를 넣고 전기로 내에서 적정온도와 적정시간동안 가열하여 부피를 감용한 회분을 만든다. 시료를 회화시켜 만든 회분을 혼합산으로 전처리하여 용액화 하였다. 회화과정 중에는 고온으로 시료를 처리하기 때문에 휘발성 원소의 손실이 생길 수도 있다. 그러므로 건식회화법으로 시료 부피를 줄이기 위해서는 주의가 필요하다.

2. 본론

2.1 PE 용기 전처리

100 g 정도의 고밀도폴리에틸렌 시료가 든 도가니를 전기로에 넣고 가열했다. 단계별로 110℃로 3시간 가열, 250℃에서 3시간 가열, 350℃에서 3시간 가열 및 450℃에서 8시간 동안 가열한다. 고온으로 가열할 때 외부 열원을 가까이 하지 않아도 열을 축적하여 스스로 타기 시작하는 발화온도(종이류: 405~410℃, 면류: 400~410℃, 고무류: 440~450℃, 비닐류: 400~420℃)를 고려했다. 회화온도는 최고 500℃를 넘기지 않아야 Cs, Re 및 Tc (끓는점이 705℃이지만 온도변화가 심하면 더 낮은 온도에서도 휘발)과 같이 낮은 온도에서도 휘발할 가능성이 있는 원소들의 손실을 막을 수 있다.

회분 0.1 g 정도를 0.001 g 단위까지 정확하게 측정된 후 산분해 용기에 회분을 넣은 후 질산과 염산을 각 6 ml와 3 ml를 넣고 EPA METHOD 3015A 방법과 같은 전처리하여 용액화 하였다.

2.2 전처리용액 계측

고밀도폴리에틸렌 용액화 시료에 대한 계측을 수행하였다. 계측은 CANBERRA사에서 개발된 Coaxial p-type의 효율이 25%인 HPGe 계측기(모델명: GC2519)를 사용하여 감마 계측을 수행하였다. 위 계측기에 대한 교정은 가장 적은 양의 geometry를 효율적으로 구축하기 위하여 표준과학연구원서 2006년 11월 1일에 제작한 cylindrical bottle type의 55ml 감마 표준선원으로 교정하였다. Geometry의 일치율을 위하여 고밀도 폴리에틸렌 용액화 시료와 증류수를 55ml가 되도록 희석하였으며, 이때의 희석비는 분석에 다시 이용하였다. 용기에 준비된 시료는 일반적으로 환경시료를 계측하는 시간인 24시간 동안 계측하였다. 계측 후 GENIE-2K 프로그램을 사용하여 각각의 피크에 대응하는 라이브러리를 이용하여 핵종을 정성 및 정량 분석하였다.

아래의 표는 핵종분석 결과값을 나타낸다.

시료 No.	핵종		Th-234		Am-241		K-40		Ra-226		U-235	
	Activity	Uncertainty										
1	3.72E-02	1.62E-02	8.16E-03	3.16E-03	-	-	-	-	-	-	-	-
2	2.83E-02	1.41E-02	1.00E-02	2.29E-03	-	-	-	-	-	-	-	-
3	-	-	8.49E-03	2.47E-03	-	-	-	-	-	-	-	-
4	7.96E-02	2.60E-02	-	-	1.50E-02	8.83E-03	-	-	-	-	-	-
5	-	-	9.58E-03	2.76E-03	-	-	-	-	-	-	-	-
6	3.48E-02	1.52E-02	5.22E-03	2.32E-03	-	-	-	-	-	-	-	-
7	9.85E-02	2.57E-02	-	-	-	-	1.89E-02	1.03E-02	1.15E-03	6.25E-04	-	-
8	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
9	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
10	8.52E-02	2.54E-02	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

3. 결 론

방사선관리구역 내 대형 고밀도폴리에틸렌 용기의 폐기 처분을 위해 방사성물질의 오염여부를 확인하였다. 대형 고밀도폴리에틸렌 용기를 잘게 분쇄하고 분쇄된 용기 일부를 취해 용액화 후 감마 계측을 하였다.

감마 계측 결과 검출된 핵종의 계측값은 자연방사능 값에 크게 벗어나지 않는다. 낮은 계측값으로 인해 오차의 신뢰도가 낮으며 불확도를 고려할 때 측정된 계측값은 백그라운드 계수의 통계적 오차로 무시할 수 있다. 하지만 추후 알파 스펙트로메터 등을 통한 알파 핵종 분석이 필요할 것으로 사료된다.

울진 원전 방사성폐기물 유리화설비 시운전

김형근, 서용덕, 신상운

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

negaero@khnp.co.kr

1. 서론

1994년 유리화기술 타당성 연구가 시작된 이래 10여 년간의 기초연구와 실증연구 결과를 바탕으로 울진 원전 내에 중·저준위 방사성폐기물 유리화설비가 설치되었다. 이 사업은 울진 5,6호기에 서 발생하는 가연성 잡고체와 지방사성폐수지의 처리를 목적으로 2003년에 착수되어 2005년 4월 설계완료, 2006년 10월 최초 콘크리트 타설을 거쳐 2007년 12월에 설비 설치가 완료된 것이다. 현대로템(주)가 계약자로 설계 및 시공을 수행하였으며, 프랑스 SGN사, 현대엔지니어링(주) 등이 설계 및 기기 공급사로 참여하였다. 본 유리화설비는 유도가열식 저온용융로계통, 배기체처리계통, 유틸리티공급계통 등 총 28개 계통으로 구성되어 있으며 폐기물 처리용량은 18kg/h이다.

설비의 안전한 운영을 위해서는 설치된 기기의 성능을 점검하는 시운전 과정이 필수적이다. 유리화설비의 경우도 약 6개월에 걸쳐서 시운전이 진행되었는데, 각각의 단위기기부터 전체 설비까지 단계적으로 성능이 점검·시험되었다.

2. 시운전 내용

유리화설비의 시운전은 단위기기시험, 세정시험, 계통기능시험, 그리고 성능시험의 4 단계로 수행되었다. 2007년 11월에 기기설치와 병행하여 단위기기시험에 착수하였으며, 2008년 1월에는 세정시험을, 4월에는 계통기능시험을 완료하였다. 성능시험은 유리화설비 전체 공정의 정상 운전상태를 확인하기 위하여 모의 폐기물을 사용하여 수행되었다. 단위기기시험, 세정시험 그리고 계통기능시험은 한국수력원자력(주) 원자력발전기술원의 감독하에 계약자인 현대로템(주)에서 주관하였으며, 성능시험은 한국수력원자력(주) 원자력발전기술원이 직접 수행하였다. 규제기관에서는 서류 검토와 현장검사를 통하여 시운전 내용과 결과를 확인하였다.

○ 단위기기시험

이 시험은 단위기기의 설치상태와 기능을 점검하고 검교정 및 설계요건을 확인하기 위하여 수행되었다. 기계분야, 계장분야, 전기분야로 나누어 총 42종의 시험 절차서에 따라 약 2,300개 기기의 기능을 점검하였으며, 세부 점검내용은 다음과 같다.

- 설치된 기기 및 배관부품 들에 대한 명판 기록자료, 설치할 때의 손상 여부 및 완결도, 정확한 위치 및 형식의 적합성에 관하여 검사
- 연결된 배관, 계기관 및 전기배선에 대하여 최신 설계 자료에 따라 설치되었는지 점검
- 기기/계기의 교정 및 조정
- 계통기능시험 수행을 위한 단위기기의 기능점검 및 조정

○ 세정시험

세정시험은 배관 설치시 배관 내에 침적될 수 있는 오염물질을 제거하기 위한 것으로 용융로 냉각계통, 유틸리티 공급계통 등 총 17개 계통에 대해 수행되었다. 세정 후 ANSI/ASME NQA-1에 따라 세정 유출수를 관련 절차서에서 요구하고 있는 적절한 크기의 세정용 스트레이너(strainer)에 통과시킨 후 유출된 오염물질을 기준등급과 비교하여 세정의 만족 여부를 판단하였다.

○ 계통기능시험

유리화설비를 구성하는 용융로계통, 분진 재순환계통, 화재방호계통 등 총 28개 계통에 대해 각 계통의 기능을 점검하고 성능을 확인하였다. 각 계통의 시험 절차서에 따라 계통의 성능이 기술규격서나 기술기준 등에 명시된 설계 기준에 적합한지를 시험하였다.

○ 성능시험

성능시험은 전체 공정의 정상 운전상태와 안전성을 확인하는 시험으로, 용융설비 무부하 시험, 유리용융 및 배출시험, 용융설비 원격보수시험 등이 수행되었다. 시험 동안 배기체 처리계통을 포함한 유리화공정 전체의 운전변수를 점검하였다. 용융시험 및 배출시험은 전체 설비를 기동하여 비방사성 모의폐기물을 용융시킨 후 배출하는 방법으로 수행되었다. 아래는 성능시험의 주요 내용이다.

- 계통 충수 후 배기팬 및 냉각펌프 가동 하에서 운전변수 점검
- 유리화공정 배기체 유량, 압력, 차압, 외부공기 유입량(In-leakage rate) 등 점검
- 유리화공정 냉각계통 유량, 압력 등 운전변수 점검
- 저온용융로 및 고주파 발생기 냉각계통 냉각수 유량, 압력, 온도 등 운전변수 점검
- 저온용융로 내에 유리 조성체를 투입, 유리용탕을 생성한 상태에서 주요 운전변수 및 동작상태 점검
- 배기체 처리계통을 포함한 전체 유리화공정 운전변수 점검
- 용융설비 원격보수설비의 동작 적절성 시험

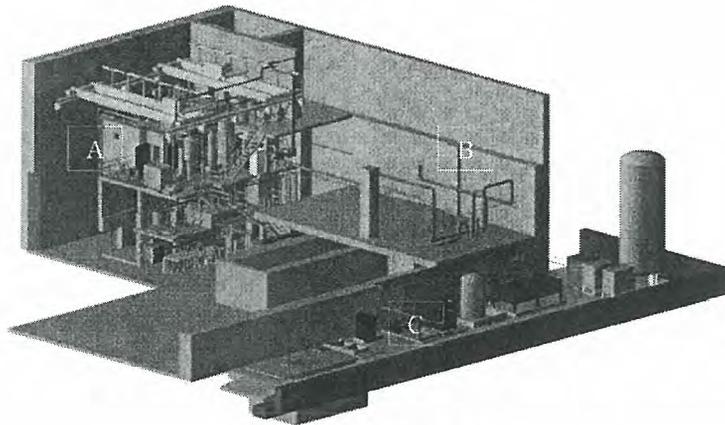


그림 1. 유리화설비 배치도

(A: 유리화설비 구역, B: 배기체 감시 및 배출구, C: 유틸리티 설비)

3. 결론

울진 5,6호기 중·저준위 방사성폐기물 유리화설비의 시운전을 통해 설계 요건을 준수하지 못하는 기기나 계통은 교체, 재설치, 설계 변경 등의 방법을 통해 최종적으로 목적인 성능을 만족시킬 수 있도록 조치하였으며 그 결과, 설비를 구성하고 있는 각 기기가 적합하게 설치되고 설계 성능을 유지하고 있음을 확인하였다. 현재 유리화설비는 비방사성 성능시험과 운영허가 취득이 완료된 상태에서 최종적으로 방사성동위원소(RI)를 이용한 방사성 성능시험을 실시한 후 발전소에서 발생하는 가연성 폐기물을 처리할 수 있을 것으로 기대된다.

사사

본 연구는 지식경제부의 전력산업연구개발사업의 일환으로 정부 기금을 지원받아 수행되었다.

울진 유리화설비 고온필터에서의 Co 및 Fe 제염특성 분석

지평국, 하태욱, 양경화

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

malon@khnp.co.kr

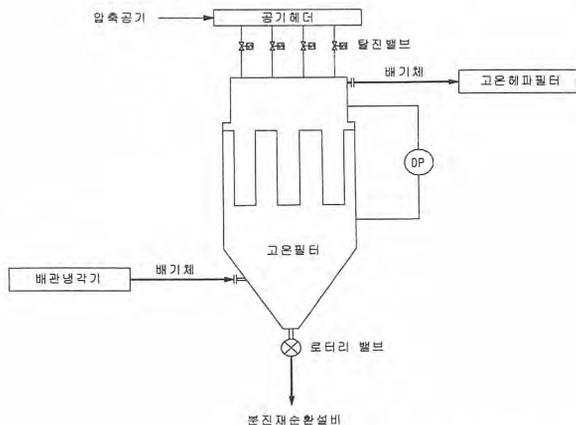
1. 서론

원전에서 발생하는 가연성잡고체 및 저방사성폐수지를 유리고화하기 위한 중·저준위 방사성 폐기물 유리화설비가 2007년 말에 울진 제3발전소에 설치되어 최근 운영변경허가를 획득하였다. 유리화설비에서는 시간당 20kg의 폐기물이 처리되며, 유도가열식저온용융로로부터 발생하는 배기체는 배기체처리계통을 통해 안전한 수준까지 제거된 후 환경으로 배출된다. 배기체처리계통은 저온용융로로부터 배출되는 입자상 방사성물질을 포함한 분진을 제거하는 1차 배기체처리계통과 방사성옥소 및 환경유해물질을 제거하는 2차 배기체처리계통으로 구성되어 있다. 고온필터는 세라믹 캔들형으로 배관냉각기 후단에 위치하며, 배기체에 포함된 분진 및 방사성물질을 1차로 포집하는 기능을 수행한다. Co 및 Fe 방사성동위원소들은 각각 유리화설비 대상폐기물 설계 방사능의 약 17.9% 및 2.1%를 차지하고 있다. 본 논문에서는 2008년 4~5월에 수행되었던 비방사성 모의폐기물을 이용한 성능시험시 Co 및 Fe 원소에 대한 고온필터의 제염특성에 대해 논하였다.

2. 시험 내용

가. 고온필터 설계특성

고온필터는 소결금속필터, 탈진장치 및 필터하우징 전열기로 구성되어 있으며, 배기체처리계통에서 1차적으로 분진 및 방사성물질을 포집하는 중요한 기능을 한다. 필터는 0.3 μ m 이하의 분진에 대해 99.9% 이상의 효율을 가지고 있으며 방사성 분진에 대해 1000 이상의 제염계수를 갖게 된다. 고온필터에서의 분진 포집효율을 증가시키고 운전 중 발생할 수 있는 캔들의 손상에 대비하여 2대의 고온필터를 직렬로 설치하였다. 고온필터에 포집된 분진은 약 5~8 bar의 압축공기를 분사하여 제거되며, 필터 하우징 하부에 수집된 분진은 주기적으로 분진재순환계통으로 이송된다. 분진의 방사능을 고려하여 고온필터는 차폐셀 내부에 설치되었다. 고온필터의 개념도 및 사양은 그림 1에 나타내었다.



- 제원
 - 직경 : 600mm
 - 높이 : 2920mm
- 재질
 - 하우징 : SS316L
 - 필터 : Sintered Metal
- 용량 : 150Nm³/hr
- 운전온도 : 250℃(입구)
- 운전압력 : -70 ~ -600mmH₂O

그림 1. 고온필터의 개념도 및 사양

나. 모의폐수지 제조

비방사성 성능시험시 사용하기 위해 저방사성폐수지 인수기준과 동일한 비율로 양이온교환수지, 음이온교환수지 및 선택성이온교환수지(zeolite)를 무게비 기준으로 각각 38.5%, 38.5% 및 23.0%씩 혼합하여 약 500kg의 모의폐수지를 제조하였다. 우선 1500 리터의 대형 교반용기에 탈염수 일정량을 채운 후 양이온교환수지를 넣고 Co 및 Fe 원소의 측정효율을 고려하여 양이온교환수지 1kg당 $\text{CoCl}_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ 2.83g 및 $\text{Fe}(\text{NO}_3)_3 \cdot 9\text{H}_2\text{O}$ 8.03g을 흡착시켰다. 추가로 음이온교환수지 및 선택성이온교환수지를 교반용기에 넣은 후 압축공기를 이용하여 장시간 혼합하였다. 혼합된 수지는 교반탱크 바닥에 설치된 벨브를 통해 배출하여 비방사성 성능시험시 사용하였다.

다. 성능시험 수행

성능시험은 모의폐기물을 사용하여 약 200시간 동안 수행되었다. 가연성잡고체와 모의폐수지를 용융로에 시간당 18kg의 속도로 투입하여 유리화하였다. 용융로 운전온도는 약 1,150℃로 유지되었고, 7시간 마다 용융로 내부의 유리를 하단의 몰드로 배출하였다.

운전 중 고온필터의 제염효율을 측정하기 위해 1차 고온필터 전후단의 시료채취구에서 약 2시간 동안 분진 시료를 채취하였다. 시험의 정확성을 위하여 시료채취는 환경관리공단예, Co 및 Fe 원소 분석은 한국원자력연구원에 의뢰하여 수행하였다. 배기체 시료는 폐기물이 용융로로 투입되는 동안에만 채취하였다. 채취구에서의 배기체 유량은 약 200Sm³/h였다.

3. 결과

유리화설비 1차 고온필터 전후단에서의 Co 및 Fe 원소 농도 분석 결과를 표 1에 나타내었다. Co 원소의 경우 제염계수가 설계목표치인 1000보다 약 7배 높은 7042로 나타났으며, Fe 원소에 대해서도 설계목표치 이상인 1887로 나타났다. 고온필터의 제염계수 설계목표치는 배기체처리계통에서 직렬로 연결된 고온필터 2개에 대한 목표치이므로 본 시험을 통해 고온필터의 성능이 매우 우수함을 입증할 수 있었다.

향후 방사성 동위원소를 이용한 성능시험을 통해 고온필터를 비롯한 기타 배기체처리계통의 제염 성능을 확인할 예정이며, 이를 통해 유리화설비에서 배출되는 배기체의 환경 방출 안전성을 재입증할 수 있을 것으로 기대된다.

표 1. 고온필터에서의 Co 및 Fe 원소에 대한 제염 성능

구분	함유량($\mu\text{g}/\text{Nm}^3$)		제거율(%)	필터효율(%)	제염계수	설계목표* 제염계수
	고온필터 전단	고온필터 후단				
Co	6854.1838	0.9701	0.014	99.9858	7042	1000
Fe	19981.6862	10.5725	0.053	99.947	1887	1000

* 1차 및 2차 고온필터에 대한 종합 제염계수

4. 사사

본 연구는 지식경제부에서 시행한 전력산업연구개발사업(관리번호 : R-2002-A-214)으로 수행되었다.

울진 중·저준위 방사성폐기물 유리화설비의 배출가스 특성 분석

양경화, 박병철, 지평국

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

khvangbb@khnp.co.kr

1. 서론

원자력발전소에서 발생하는 가연성잡고체와 폐이온교환수지를 유리고화하기 위한 국내 최초의 상용 유리화설비가 2007년 말 울진 5,6호기 내에 설치되었다. 설치된 유리화설비는 폐기물 처리용량이 20 kg/h이며, 유도가열식 저온용융로와 배기체처리설비, 기타 보조계통 및 유틸리티 공급계통 등으로 구성되어 있다.

설비 운영 중 환경으로 배출되는 배기체의 특성은 작업자뿐만 아니라 지역 주민의 건강과 환경에 영향을 미치는 중요한 설계 요건 중의 하나이다. 유리화설비의 배기체처리계통은 교육과학기술부고시 제2008-62호 '중·저준위 방사성폐기물 소각 규정'과 일반 소각시설에 대해 규정한 '대기환경보전법' 및 '잔류성유기오염물질 관리법'을 준용하여 유해 물질의 배출을 최소화할 수 있도록 설계되었다. 유리화설비를 설치한 후 한국수력원자력(주)에서는 설비의 운전성능 확인과 환경 안전성 입증을 위하여 2008년 4~5월 모의 폐기물을 이용한 비방사성 성능시험을 수행하였다. 본 논문은 성능시험 기간 동안 수행되었던 배기체 성분 분석 결과를 기술한 것이다. 유리화설비는 현재 시운전과 성능시험이 완료된 상태로, 운영허가 취득 이후에는 발전소에서 발생하는 방사성폐기물을 유리화함으로써 처분안전성과 감용 효율을 높일 수 있을 것으로 기대된다.

2. 시험 내용

가. 배기체처리설비 구성

폐기물을 약 1,150°C의 용융로에서 처리할 때 발생하는 배기체에는 방사성 분진과 유해가스가 포함되어 있다. 배기체를 인체 및 환경에 영향이 없는 수준으로 정화하기 위하여 유리화설비는 용융로에서 폐기물 처리시 발생하는 방사성 분진을 주로 제거하는 필터류와 배기체 내의 미연소 유기물, 산성가스 및 방사성 옥소 등 유해물질을 처리하는 설비를 갖추고 있다. 2대의 직렬 고온필터와 고온 HEPA필터는 각각 1,000 및 100의 제염효율을 가지도록 설계되었다. 환경 유해물질은 후단연소기, 배기체냉각기, 세정기, 고효율습분제거기, 활성탄/HEPA필터, 배기팬, 및 선택적촉매환원반응기 등을 거치면서 정화 또는 제거된다. 배출 가스는 최종적으로 배기체처리설비의 가장 후단에 설치된 CO, NO_x, SO_x, HCl 및 먼지 분석기를 통과하는데, 제어실에서는 각 물질에 대한 분석값을 실시간으로 확인, 조치할 수 있도록 설계되어 있다.

나. 성능시험 조건

성능시험은 비방사성 모의 폐기물을 사용하여 200여 시간 동안 수행되었다. 가연성잡고체와 모의 폐이온교환수지를 용융로에 시간당 18kg의 속도로 투입하여 유리화하였다. 용융로는 약 1,150°C로 유지되었으며, 7시간 마다 용융로 내부의 유리를 하단의 몰드에 배출하는 방식으로 운전하였다.

운전 중 환경으로 배출되는 가스 채취를 위하여 선택적촉매환원반응기 후단의 시료채취구에 장비를 설치하고 대기오염 공정시험법에 따라 25종의 유해물질 시료를 채취하였다. 시험의 정확성을 위하여 시료채취 및 분석은 다이옥신공인시험기관인 환경관리공단에서 수행하였다. 배기체 시료는 폐기물이 용융로로 투입되는 동안에만 채취하였으며, 물질의 특성에 따라 채취 시간을 20분 ~ 4시간으로 조절하여 수행하였다. 채취구에서의 배기체 유량은 약 200 Sm³/h, 온도는 236°C, 수분함량은 약 3.4%였다.



그림 1. 유리화설비 배출구에서의 배기체 시료 채취 모습

3. 결과

유리화시설에서 배출되는 환경 유해물질의 농도를 분석한 결과, 모든 물질이 관련 법규에서 규정하고 있는 배출 제한치를 충분히 만족하였다(표 1). 또한, 측정값이 법적 제한치 보다 낮은 설계 기준치도 만족하고 있어, 본 시험을 통해 유리화설비의 배기체 처리능력이 우수함을 확인하였다. 이러한 결과는 유리화설비의 환경 안전성을 입증할 수 있는 자료가 될 수 있을 것으로 판단된다.

표 1. 유리화설비 배출가스 분석 결과

환경 유해물질	대기환경보전법상 배출제한치 ¹⁾	유리화설비 설계기준	유리화설비 측정값
일산화탄소 / ppm	≤ 300	≤ 50	0.3
질산화물 / ppm	≤ 150	≤ 100	32.2
황산화물 / ppm	≤ 100	≤ 50	2.3
염화수소 / ppm	≤ 50	≤ 40	0.825
먼지 / mg/Sm ³	≤ 100	≤ 50	2.635
다이옥신 / ng-TEQ/Sm ³	≤ 5 ²⁾	≤ 0.5	0.001
암모니아 / ppm	≤ 100	≤ 100	2.6
불소화합물 / ppm	≤ 10	≤ 10	4.80
염소 / ppm	≤ 3	≤ 3	1.911
카드뮴 외 15종	-	-	미검출

1) 200 kg/h 미만의 소각설비인 경우

2) 잔류성유기오염물질 관리법 시행규칙 [별표 3]

4. 사사

본 연구는 지식경제부에서 시행한 전력산업연구개발사업(관리번호 : R-2002-A-214)으로 수행되었다.

원자력발전소에서 발생하는 방사성폐기물 폐전선 처리방법의 최적화

이상태, 김효철, 김창환, 이의동
 하나검사기술(주)
lst1211@hanmail.net

1. 서 론

원자력발전소에서 발생하는 방사성폐기물의 감용 처리를 위해 다양한 신기술개발 및 연구와 노력을 하고 있으며 작업 종사자들의 폐기물 감용을 위한 의식수준 향상으로 방사성폐기물 발생량이 현저하게 감소하고 있는 추세다.

원자력발전소 정상운전중이나 계획예방정비 기간중 발생하는 방사성폐기물 중 점유율이 높은 압축성(Compactible) 폐기물인 비닐류와 비압축성 폐기물(Non Compactible Waste)인 폐철재류등에 대해서는 감용처리설비 이용으로 폐기물 저감화에 기여하고 있으나 방사선관리구역에서 발생하는 기타 폐기물중 점유율이 높은 압축 및 비압축성이 혼합된 폐전선류에 대한 제염 및 처리는 감용처리 설비(장비)와 처리 기술개발이 필요한 실정이다. 원자력발전소의 추가 건설 및 수명연장에 따른 설비개선 등 향후 폐전선류 발생량이 지속적으로 증가 될 것으로 예상되어 폐전선류 처리를 위한 감용설비(장비)와 최적의 처리 기술개발 필요성에 따라 고리1호기 계속운전을 위한 설비개선공사 기간 중 발생한 방사성폐기물의 자체처분용역 수행 중 폐전선류 제염 및 처리 방법에 대한 실증실험을 수행하였다.

2. 실증실험 및 결과

가. 폐전선류 기존처리방법 및 개선 필요사항

- 1) 현 폐전선류 처리시 물리적 형태 변화없이 잡고체드럼내 처리시 폐기물 사이의 공간(Void-Space) 으로 드럼 발생량 증가
- 2) 폐전선류 외피를 수작업(손칼사용) 으로 절개시 안전위해요소 잠재 및 작업시간 과대소요
- 3) 발생된 외피(폴리염화비닐 성분) 잡고체드럼내 압축시 되튐현상(Back-Spring) 발생



나. 폐전선류 피복제염 및 전선탈피기(Cable Stripper) 개발 현황

- 1) 개발배경 : 고리원자력1발전소의 계속운전을 위한 설비개선 공사(2007.06~09)시 다량의 폐전선류가 발생하였으며 처리방법은 잡고체드럼내에 직접처리 및 피복제거용 칼을 이용 수작업에 의한 오염된 전선탈피를 절개하여 처리 하고 있는 실정이다.
- 2) 고리1발전소 최근 3년간 폐전선류 발생현황 및 전선탈피기 소개

종류 \ 년도	2005	2006	주1)2007
전선류	7 Drum	9 Drum	39 Drum
평균무게	167 kg	169 kg	213 kg
평균부피	0.18 m ³ /Drum		



※ 주1)2007년도 폐전선류 발생량 증가 사유 : 고리1발전소 1호기 계속운전을 위한 설비개선 교체공사 기간 중 발생

3) 전선탈피기 설비개선 및 기능 : 장치는 크게 네 부분으로 구성되어 있으며 기능은 다음과 같다.

- 가이드 판 : 다양한 크기(캡션구경:2mm~100mm)의 전선을 컷팅 나이프까지 용이하게 안내

- 폭조절 핸들 : 전선 피복 절개시 좌, 우 움직임 방지용 고정자
- 컷팅 나이프 : 전선은 상하 원형으로 된 내마모성 컷팅 날에 의해 빠르고 간편하게 피복을 절개
- 전선탈피(동) 가이드 롤 : 탈피된 전선(재질:동)을 Roll형태 처리

다. 전선탈피기(Cable Stripper) 사용시 방사성폐기물 발생량 저감 효과

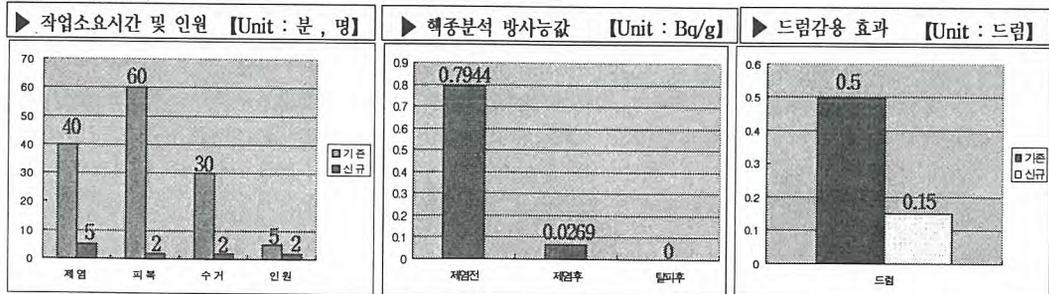
폐전선 제염시 문제점은 발생시양끝단 절단면을 통해 오염전이시 제염이 불가능하나 발생초기 단계에 2차 오염방지를 위한 전선의 양쪽 끝단을 밀봉 처리하여 초고압살수기(250bar)로 제염시 90%이상의 제염효과가 있었으며 전선탈피 제거 후 폐전선(재질 : 동)은 전량 자원재활용 가능한 수준이었음



3. 실증실험 결과 고찰

실증실험에 사용된 샘플은 고리1호기 계속운동을 위한 설비개선 공사시 발생한 폐전선중 직경이 서로 다른 폐전선중 길이 500mm의 4가지(Φ3, 8, 17, 100mm) 샘플을 대상으로 실험하였으며, 실험 결과를 입증하기 위해 폐전선류 제염 및 탈피 과정을 크게 제염, 피복제거, 전선(재질 : 동)분리 작업, 피복수거 후 진공압축포장작업 등 네 가지 공정으로 구분하였다.

폐전선류 초고압살수 제염장비를 이용해 250bar의 압력으로 제염을 수행하여 88%의 작업 소요시간 단축, 폐전선류 피복제거는 자동 전선탈피기를 활용하여 97% 이상 작업 소요시간을 단축하였고 피복이 제거된 폐전선(재질 : 동)은 전선 가이드롤을 제작하여 93%의 시간 절감 효과를 볼 수 있었으며, 전체적인 방사성폐기물 저감효과는 폐전선탈피 내부의 금속류(재질:동)는 전체가 자원 재활용이 가능한 수준이 되었으며 전선 피복재인 폴리염화비닐은 진공압축시 약 70% 이상의 감용 효과가 있었음을 실증실험을 통하여 확인할 수 있었다.



4. 결 론

원자력발전소에서 발생하는 폐전선류의 방사성폐기물 발생량 저감화와 자원 재활용을 위한 제염방법개선 및 전선탈피기를 사용시 폐전선(재질:동) 전량(99% 이상) 제염이 가능하여 규제기관과 충분한 협의와 검토를 통해 자체처분 대상폐기물로 분류하여 처분시 특정산업폐기물의 자원재활용으로 비용절감에 크게 기여할 수 있을 것이다

- 참고문헌 -

1. 중·저준위 방사성폐기물 인도규정 고시(교육과학기술부고시 제2008-65호)
2. 고리1호기 공조설비 해체처리 사전조사용역 준공보고서(하나검사기술(주) 2006.12)

세슘발생량별 석탄회필터의 포집량

신진명, 김지현, 박장진, 송기찬

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진대로 1045

jmshin@kaeri.re.kr

1. 서론

최근에 연구 중인 고도 휘발성 산화공정은 사용후핵연료 물질을 고온, 감압, 산화제 등을 이용하여 Kr, Xe, Cs, I, Tc, Ru, C-14, H-3 등 핵종을 제거한다. 따라서 전해환원, 전해정련, 폐기물 처리공정 등 후속 공정의 방사선 부하를 감소시킬 수 있다. 고도 휘발성 산화공정 개발 연구에서의 주요 핵심 사항은 공정에서 방출되는 여러 준휘발성 핵분열 가스 중 세슘핵종의 제거이다. 현재 고도 휘발성 산화공정에서 제거된 세슘을 안전하게 포집하는 방법으로서 석탄회필터를 이용한 고온 흡착법이 활발히 연구가 진행되고 있다. 석탄회필터를 이용하여 세슘을 처리할 때 석탄회필터 출구에서의 세슘농도는 포집시간이 경과함에 따라 증가하게 되는데 이 농도 변화 곡선을 과과곡선(Breakthrough curve)이라 한다. 방사성 세슘의 안전관리상 석탄회필터의 교체시 필터 끝단에서 세슘이 분석되기 전, 즉 zero release 관점을 기준으로 교체시기를 결정해야 한다. 향후 석탄회필터를 세슘포집공정에 공정에 적용하기 위해서는 스케일업을 대비한 Cs 과과곡선(Breakthrough curve) 자료가 필요하다. 따라서 본 연구에서는 two-zone furnace를 이용하여 세슘발생량별 세슘 포집량 실험을 수행하였다.

2. 실험재료 및 방법

본 실험에서 세슘 포집량 실험을 수행하기 위해 기체상 세슘의 공급원으로 사용한 시약은 CsNO₃ (Aldrich사, 99.9%)이었다. 실험에 사용한 석탄회 필터의 크기는 직경이 45mm, 두께가 10mm, 무게는 약 8.5g 으로서 갈색을 띄고 있었다. 그리고 Mercury Porosimeter (AUTOPORE II, Micromeritics Co.)로 측정된 석탄회 필터의 비표면적과 기공률은 각각 9.30 m²/g과 27% 이었다. 세슘 포집실험은 two-zone 관형 가열로 내에서 수행하였다. 관형 가열로의 내경은 50mm이고 가열로는 크게 세슘 발생부분, 세슘 포집부분으로 나누어져 있다. Two-zone 관형 가열로의 가열 영역에서 세슘화합물을 기화시키고 세슘 포집영역의 가열영역에 알루미늄매트로 석탄회 필터의 외부를 감싼 후 이를 장착하여 기화된 세슘화합물이 포집되도록 구성하였다. 석탄회 필터가 질산 세슘에서 발생하는 세슘을 포집하기 위해서 two-zone furnace cell 내부에 40 mm(Ø) X 1200mm(H) 규격의 필터층이 장착되었다. CsNO₃의 휘발온도는 900°C, Cs의 포집온도는 1000°C 이었다. 그리고 carrier gas는 공기, 포집속의 공탐속도는 10cm/sec 이었다. 석탄회 필터를 이용하여 세슘발생량 변화에 따른 석탄회필터의 포집량을 분석하였다.

3 결과 및 고찰

Fig. 1은 Cs 발생량 2.7g부터 81.77g 까지 석탄회필터의 세슘 포집능을 도식한 결과이다. 석탄회 필터 12단을 이용하여 Cs 발생량 2.7g부터 43.61g 까지 포집할 수 있음을 확인하였다. 또한 포집 후 필터의 건정성도 Fig. 2에 제시된 것처럼 유지되었다. 포집 후 필터의 색 변화는 포집 전 갈색에서 포집 후 포집량 증가에 따라 검갈색, 흰색, 하늘색으로 점차 변화되는 모습을 관찰하였다. Cs 발생량 53.77g 및 81.77g의 경우 필터 1단부터 5단까지 세슘이 과포화 되어 필터가 개별로 분리되지 않고 서로 붙어 있었다. 따라서 필터 5단의 포집 전/후의 무게를 측정하여 이들의 평균 포집량을 계산하였다. 모든 세슘발생량에서 필터의 세슘포집량은 필터 수, 즉 필터 깊이가 증가함에 따라 감소함을 나타내었다. 필터는 앞단부터 차례로 포화되어 뒷단으로 나가는 현상을 보였다. 본

실험 결과 필터의 건전성이 유지되는 세슘의 포집량은 최대 약 1.4 g-Cs/g-filter 이었다.

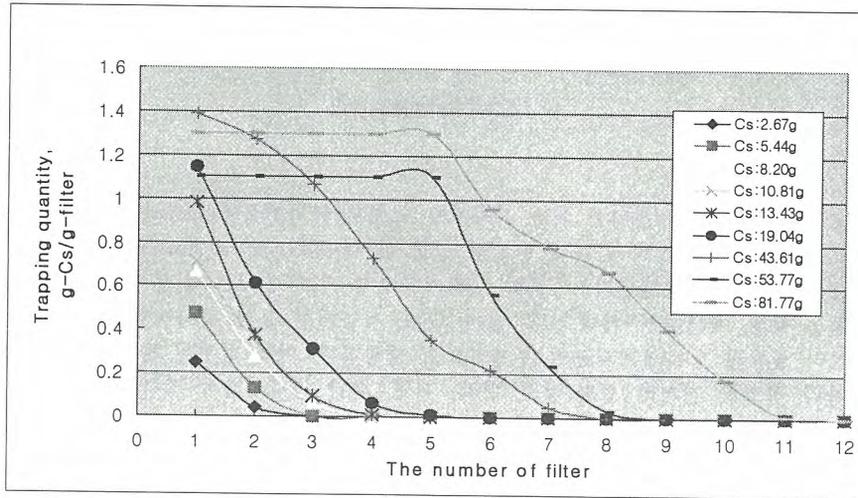


Fig. 1. Cs trapping quantity on trapping time at different cesium generation quantities in air atmosphere.

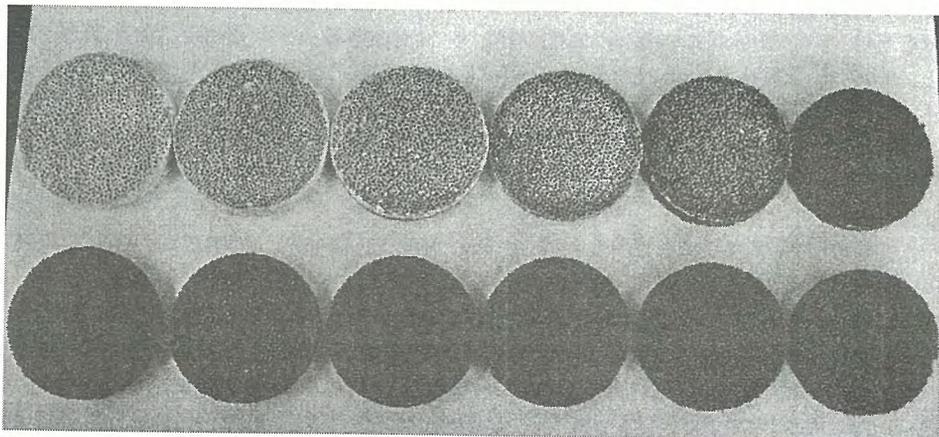


Fig. 2. Photograph of fly ash filter after trapping cesium at cesium generation quantity of 43.61 g.

원전 계획예방정비시 방사성폐기물 저감화 노력 고찰

문철웅, 전현진, 이은학, 장대성

선광원자력안전(주), 부산시 기장군 장안읍 고리 216번지

jds1965@dreamwiz.com

1. 서 론

원자력발전소에서는 안전한 운영을 위한 목적으로 원자로 격납건물(Containment Vessel), 보조건물(Auxiliary Building)내 각종 설비에 대해 안전성 점검 및 핵연료(Nuclear Fuel)교체 등의 계획예방정비 작업이 일정한 주기로 수행된다. 이러한 계획예방정비 작업 중에는 운전 중 발견된 제반 문제점 및 미비점을 보완 개선하기 위해 노후 설비 교체, 성능개선 등의 정비작업이 수반됨으로서 부득이 하게 여러 종류의 방사성폐기물이 부가적으로 발생된다. 이때 발생한 방사성폐기물들은 종류 및 형상에 따라 적절한 전처리 과정(압축, 분해, 제염, 절단 등)을 거쳐 드립처리, 재활용, 자체처분 등의 방사성폐기물 관리절차에 따라 처리되어 진다.

2. 본 론

원전 계획예방정비시 방사선관리구역 내에서 수행되는 각종 계통의 보수 작업으로 인해 고체, 액체, 기체 등의 방사성폐기물이 발생되는데 이는 최종적으로 고체 형태로 처리된다. 위의 과정에서 발생하는 주요 방사성폐기물 생성원에 대해 살펴보면, 기체 및 액체 처리계통에서는 정화 후 폐필터, 폐활성탄 등이 발생되고 부품의 교체, 작업 후 폐방호용품, 오염 공기구, 각종 오염 기자재, 기타 잡고체 등의 고체폐기물이 발생된다. 과거에는 방사성폐기물이 발생되면 작업자가 발생 폐기물을 신고 절차 없이 지정된 장소(폐기물처리실)로 이동하여 처리를 의뢰 하였으며 이러한 보관 및 이동 과정에서 부주의한 취급시 재사용 가능한 물품이 폐기되거나 무단 방치되어 작업환경에 여러 가지 제약이 따르는 단점이 야기되었다. 또한 계획예방정비시 수많은 단위 작업들로 인해 폐기물 발생원이 누락되는 경우도 있어 걱정한 관리가 필요했으며 전처리 과정 없이 폐기물처리실로 무단 반입되어 수용됨에 따라 폐기물처리 업무의 과중 및 혼선을 초래하였다. 이러한 문제점을 개선하여 방사성폐기물 관리업무에 최적의 방안을 도출하고자 관련부서와의 소그룹 회의를 거쳐 작업계획에 따른 발생폐기물을 사전에 신고토록 협조를 요청하여 이를 절차화 하였고 효율적 운영을 위해 폐기물관리 전담요원제 도입 및 발생신고 기준을 강화하여 폐기물 저감화를 추진하게 되었다. 방사성폐기물이 발생되면 작업자는 방사선관리구역내 잡고체 폐기물관리절차 양식에 따라 발생신고서를 작성(발생원, 수량, 처리계획 등)하여 담당부서에 검토를 의뢰하며 단위작업별 발생된 방사성폐기물의 양이 200ℓ 미만 일 때는 업무의 효율성을 고려해 현장 폐기물관리 전담요원 또는 보건물리실에서 발생 신고필증대장에 기록하고 신고필증을 배부 받아 수거물에 부착 후 아래(그림1 참조) 절차에 따라 처리하였다. 이때 발생폐기물의 방사선(능) 측정 기록은 반드시 첨부하여 처리방안에 대한 승인을 득하도록 하였고 드립 처리할 경우에는 전처리 과정을 거친 후 현장 방사성폐기물 관리원에게 인계하고 제염이 가능한 품목에 대해서는 재활용 또는 자체처분절차에 따라 처리토록 운영 하였다. 이러한 일련의 처리 과정을 방사선관리구역 출입구에 방사성폐기물 신고절차 요약 안내문을 부착하여 모든 작업자가 저감화 노력에 동참할 수 있도록 유도하였다.

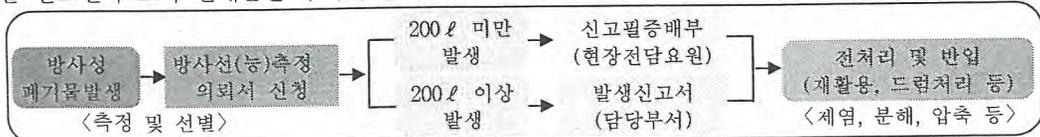


그림1. 방사성폐기물 발생 신고절차 개략도

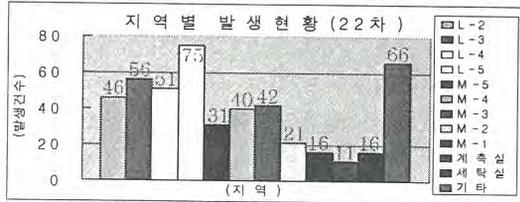
방사선관리구역 내에서 이루어지는 제반 작업사항에 대해 방사성폐기물관리 전담요원을 원자로 격납건물 및 보조건물에 각 1인을 지정 배치하여 발생원, 발생량, 방사선(능) 등을 사전에 파악해 방사성폐기물 반입시 발생부서와 발생원에 대한 정보를 교환하고 적절한 처리방안을 도출하여 발

생폐기물 최소화 및 처리안전성을 도모하였다. 고체 방사성폐기물 저감화 추진내용 중 핵심 사항인 폐기물관리 전담요원의 활동은 방사성폐기물 발생신고서·발생신고필증 대장관리(표1 참조) 및 주기적인 현장 순시활동으로 폐기물 발생을 최소화 하였으며, 방사성폐기물의 형상별 최적 처리방법 제시 및 관리기법 개선에 노력하였다. 그리고 계획예방정비시 정기적으로 발생하는 방사성폐기물에 대해서는 발생원별 리스트를 작성하여 관리함으로써 불필요한 방사성폐기물 생성을 적극 차단하였고 관리구역 내에서 발생하는 오염 및 비오염 폐기물을 철저히 선별하여 처리하였다. 또한 제염가능 폐기물은 오염제거 후 자체처분 대상 폐기물로 분류하여 오염원과 서로 혼재되지 않도록 구역을 명확히 설정해 2차 오염에 의한 방사성폐기물 발생을 사전 예방하였다.

표1. 발생신고서 및 신고필증 접수현황(고리 2호기 계획예방정비)

Unit : 건

구 분	발생신고서	신고필증제	합 계
	200ℓ 이상	200ℓ 미만	
제20차	20	0	20
제21차	23	0	23
제22차	25	471	496



이러한 저감화 노력에 따른 방사성폐기물처리 개선은 방사선관리구역 반입물품의 과대 뒷포장 관리로 불필요한 발생을 억제 하였고 철재류·목재류 등의 비압축성 폐기물 발생 시 발생부서에서 드럼에 수용 가능한 규격으로 전처리 후 폐기물처리실에 반입함으로써 작업장 포화 및 무분별한 혼재를 사전에 방지하였다. 방사선관리구역내 잉여자재는 조사 후 재사용 하도록 조치하였고 발생물은 발생신고서 내용의 검토 결과에 따라 처리토록 관리 하였다. 또한 현장 폐기물 수거용 봉지 및 수거함 등은 손상 유무를 점검하여 최대한 재활용 하도록 하였고, 유해물질 반입시 사전허가 후 최소량만 반입 되도록 관리하여 처리방안이 불투명한 방사성폐기물 발생을 억제 하였다. 그리고 22차 계획예방정비시 종류별 방사성폐기물 발생량을 분석한 결과 기타 폐기물 발생량이 많이 감소하였으며, 그 실적을 아래(표2 참조)에 나타내었다.

표2. 최근 3년간 드럼 종류별 발생량 추이(고리 2호기 계획예방정비)

Unit : Drum

구 분	Baler Drum					Shield Drum	합 계	비 고 (목표 / 실적)
	비닐류	종이류	면류	철재류	기타			
제20차	29	10	21	11	39	2	112	113 / 112
제21차	25	7	22	22	31	2	109	112 / 109
제22차	19	9	28	27	19	3	105	134 / 105

위의 개선사항에서 미비한 점을 보완하기 위한 차기 계획예방정비시 반영 사항으로는 방사성폐기물 발생신고서 및 신고필증제를 더욱 활성화하여 정착 시키며 방사선관리구역내 반입되는 물품에 대해서는 물품반입 대상 사본을 확보하여 추적관리 함으로써 근본적인 발생을 사전에 방지한다. 또한 방사성폐기물 발생 단계에서 오염·비오염 물질 선별을 철저히 하고 지정정보관 장소에 물품 인식표를 부착하여 관리 하도록 한다. 그리고 작업장 방사성폐기물 발생 감소 및 체계적 관리를 위해 폐기물관리 전담요원의 활동 강화, 작업종사자의 폐기물 감용 교육 극대화, 저감화 인식 전환 등으로 방사성폐기물 발생억제 노력을 지속적으로 추진하고자 한다.

3. 결 론

노후 설비 교체 등으로 급증하는 방사성폐기물도 인한 인간과 주변 환경에 미칠 영향에 대한 관심이 고조되는 시점에서 방사성폐기물의 적절한 관리와 처리방법 개선을 위하여 폐기물관리요원 뿐만 아니라 모든 작업자가 방사성폐기물 저감화에 동참할 수 있도록 지속적인 교육과 관리기법 개발에 최선의 노력을 다해야 하겠다.

-참고문헌-

1. 방사선 관리구역내 잡고체 폐기물관리(절차서 번호 : 0-5-404)
2. 고리2호기 계획예방정비 방사선 안전관리 수행보고서

초임계 R-22와 질산수용액을 이용한 방사성폐유 내 우라늄제거 공정개발

성진현*, 김정수*, 박광현*, 이영배, 설증근, 류재봉

*경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 서천동 1

한전원자력연료, 대전광역시 유성구 덕진동 493

sungih@khu.ac.kr

1. 서론

핵연료 가공시설의 운영 과정에서 우라늄에 오염된 방사성 폐유가 발생하며 방사선 관리시설 내에서 보관 관리하고 있다. 그러나 방사성 폐유는 취급 및 처리가 곤란하여 소각하여 처분하고자 자체처분에 따른 일반인의 방사선 피폭선량을 평가하였다. 평가 결과 원자력관계법령에서 정하고 있는 규제 기준치를 만족하는 폐유 내의 방사능 농도는 천연우라늄 혼합 핵종의 경우 0.0675 Bq/g에서 우라늄 농축도가 5% 일 때 0.0661 Bq/g 으로 유도되었다. 핵연료 가공시설에서 발생한 폐유 내의 방사능 농도는 약 2 Bq/g (약 20 ppm)에서 약 25 Bq/g (약 250 ppm) 수준으로 오염되어 있으며, 자체처분을 하기 위해서는 폐유 내에 존재하는 우라늄을 제거하여 방사능 농도를 낮추는 공정이 필요하다. 본 연구에서는 초임계 R-22와 질산 수용액을 이용하여 폐유 내에 존재하는 우라늄을 제거하여 자체처분 제한치 농도인 0.05 Bq/g (0.50 ppm) 이하로 낮추기 위한 방법을 찾고, 이를 바탕으로 실제 적용이 가능한 공정을 개발하였다.

2. 실험 및 결과

R-22(chlorodifluoromethane)는 96.1 °C의 이상의 온도와 49.9 bar이상의 압력에서 초임계상태가 된다. R-22를 이용하여 우라늄 함유 폐유에서 순수한 기름성분만을 추출하여 분리하기 위한 실험용 장치를 그림 1과 같이 제작하였다. 추출용기는 스테인레스 재질로 내부용량이 125 mL이며, 200 °C의 온도에서 250 bar의 압력까지 견딜 수 있도록 제작하였다. 추출용기는 밴드히터를 이용하여 가열하였다. R-22는 고압정량실린지펌프를 이용하여 가압하여 공급하였다. 가압된 R-22의 예열장치로 외경 1/16인치 관에 밴드히터를 장착하여 사용하였다. 추출용기로부터 배출된 순수기름성분이 포집되도록 메스실린더를 분리용기로 사용하였다.

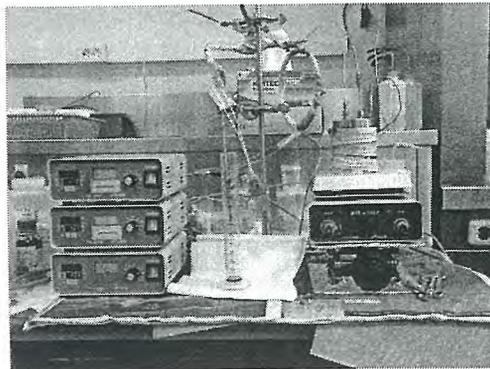


그림 1. 방사성폐유 추출실험 장치제작

첫 번째로 초임계 R-22를 이용하여 우라늄을 15 ppm, 38 ppm 그리고 130 ppm을 포함하고 있

는 각각의 폐유로부터 순수기름성분만을 1차 추출하여 분리하였다. 초임계 R-22를 이용하여 우라늄을 함유 폐유에서 순수한 기름성분만을 뽑아내기 위한 실험은 105 °C의 온도와 75 bar의 압력에서 수행되었다. 추출용기에 우라늄 함유 폐유를 넣은 후 고압정량 실린지 펌프를 이용하여 R-22를 가압하여 공급하였으며, 가압된 R-22가 예열장치를 통하여 초임계상태가 되어 추출용기로 유입이 되도록 하였다. R-22를 연속적으로 흘려주면서 순수한 기름 성분만을 초임계 R-22에 용해시켜 추출되도록 하였다. 배출된 순수기름성분과 R-22의 혼합용액은 압력과 온도의 변화에 의해 액체상태의 기름과 기체상태의 R-22로 분리된다. 이때 R-22와 분리된 순수 기름성분은 분리용기에 포집이 되었다.

두 번째로 초임계 R-22에 의해 추출된 기름내 우라늄 농도를 감소시키기 위하여 질산수용액을 이용하여 2차 처리하여 1차 추출된 폐유에서 우라늄을 제거하였다. 초임계 R-22에 의해 1차 추출된 각각의 기름과 3M 질산 수용액을 비이커에 넣고 상온에서 막대자석 교반기를 이용하여 2시간동안 교반하였다. 교반이 끝난 각각의 혼합 용액에서 기름만 분리하였다.

세 번째로 초임계 R-22를 이용하여 질산 수용액으로 2차 처리된 각각의 폐유로부터 순수기름 성분만을 3차 추출하여 분리하였다. 초임계 R-22에 의한 추출실험은 1차 추출과 동일하게 105°C의 온도와 75 bar의 압력에서 수행하였다.

초임계 R-22에 의해 1차 추출된 기름에서 질산 수용액으로 2차 처리 후 R-22에 의해 3차 추출하여 우라늄이 제거된 각각의 폐유를 ICP-MS로 분석한 실험결과를 표 1에 나타내었다.

표 1. 1차 추출과 2차 처리 후 초임계 R-22에 의해 3차 추출하여 우라늄이 제거된 실험결과

	우라늄 농도 (ppm)	우라늄 농도 (ppm)	우라늄 농도 (ppm)
우라늄을 함유한 폐유	15.0	38.0	130.0
첫 번째 초임계 R-22에 의해 1차 추출된 기름	0.43	11.0	29.0
두 번째 질산 수용액으로 2차 처리된 기름	0.02	4.4	1.4
세 번째 초임계 R-22에 의해 3차 추출된 기름	0.05	0.29	0.12

3. 결론

본 연구결과 우라늄을 포함하고 있는 폐유내 우라늄농도를 자체처분기준 농도[0.5 ppm (0.05 Bq/g)]이하로 감소시키기 위하여 세 단계의 공정으로 구성되어야 하는 것을 확인하였다. 첫 번째 단계는 초임계 R-22를 이용하여 우라늄을 포함하고 있는 폐유로부터 순수기름성분만을 분리하여야 하며, 두 번째 단계는 질산 수용액을 이용하여 초임계 R-22에 의해 추출 분리된 기름성분 내에 포함된 우라늄을 제거하여야 하며, 세 번째 단계는 다시 초임계 R-22를 이용하여 우라늄을 포함하고 있는 질산 처리 기름으로부터 순수기름성분만을 분리하여야 한다.

하나로 시설에서의 방사성 폐기물 처리 현황

- 2007년도를 중심으로 -

이문, 박찬영, 신호철, 송병선, 안국훈

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

mlee@kaeri.re.kr

하나로 운영 중 발생된 방사성 폐기물은 성상별로 그 발생량과 처리량을 원자력법 제 103조, 동법 시행규칙 제 125조 및 별표 6의 제 1호 규정에 의거 철저하고 투명하게 조사·분석하고 있다. 방사성 폐기물의 발생량은 원자로 가동 일수와 상호 밀접한 관련이 있다. 2007년도 하나로의 가동 일수는 2006년도의 162일 보다 10.5 % 감소한 145일이었다. 반면 2007년도 방사성 폐기물의 발생량은 2006년도에 비해 가연성 고체 폐기물을 제외하고 증가하였다.

본 연구에서는 2007년 발생된 기체, 액체 및 고체 방사성 폐기물의 발생량과 처리현황을 기술하였다. 또한 2007년도에 발생된 방사성 폐기물 처리 결과를 2006년도와 비교해 봄으로써 예상 폐기물 배출량과 처리비용 마련 등 방사성 폐기물의 발생 및 처리에 관한 계획 관리를 효율적으로 수행할 수 있었다.

◆ 기체 방사성 폐기물

하나로 운영 중 발생된 기체 방사성 폐기물은 환경으로 방출되기 전에 프리 필터(pre-filter)와 헤파 필터(HEPA filter), 그리고 차콜 필터(charcoal filter)를 거쳐 하나로 시설 굴뚝을 통해 배출된다. 원자로실과 RCI (Reactor Concrete Island)로부터 굴뚝으로 배출되는 공기는 굴뚝 방사선 감시기에 의해 방사성 옥소(I-131), 아르곤(Ar-41) 및 트리튬(H-3)을 측정하고, 이러한 측정값이 유도방출 한도를 초과하지 않도록 관리하고 있다.

2007년도 하나로 시설 굴뚝에서 측정된 방사성 옥소의 총 배출량은 5.65E+06 Bq으로 원자로실과 RCI로부터 각각 2.72E+06 Bq과 2.93E+06 Bq이 방출되었다. 이는 2006년도와 비교할 때 원자로실에서 2.5 배, RCI에서 6.4 배 증가한 양이다. 증가 요인은 2006년까지는 옥소의 대표 핵종인 I-131만 고려했던 것을 2007년부터는 I-132, I-133 핵종뿐만 아니라 Br-82까지 방출량 계산에 포함하였기 때문이다. 방사성 옥소의 대표 핵종인 I-131만 고려했을 때 방출량은 방사성 옥소 전체 방출량의 불과 15.3 %인 8.67E+05 Bq이었다.

2007년도 불활성 기체의 총 배출량은 6.75E+10 Bq으로 원자로실과 RCI로부터 배출된 배출량은 각각 6.52E+10 Bq과 2.26E+09 Bq이었다. 이러한 배출량은 2006년도와 비교할 때 원자로실로부터 약 45.5 %, RCI에서 58 % 로 증가한 값이다. 주요 증가 요인은 2006년도까지는 불활성 기체의 대표 핵종인 Ar-41의 배출량만 계산했는데 반해 2007년도부터는 Kr-85 핵종도 방출량 계산에 포함하였기 때문이다. 2007년도 Kr-85 핵종의 배출량은 4.99E+10 Bq로 전체 불활성 기체 배출량의 74.3 %를 차지하였다. 장반감기 핵종인 Kr-85는 운전 중 그 값이 계속 누적되어 지시하므로 정확한 배출량을 평가하기 어렵고, 또한 배출로 인한 위해도는 무시할 정도이지만, 하나로 시설의 투명한 운영을 위해 배출량 계산에 포함하고 있다. 따라서 2007년에 배출된 불활성 기체 중 Ar-41 핵종만을 놓고 볼 때 전년 대비 25.7 %인 1.75E+10 Bq에 불과한 배출량이었다.

2007년도 삼중수소의 총 배출량은 2.06E+12

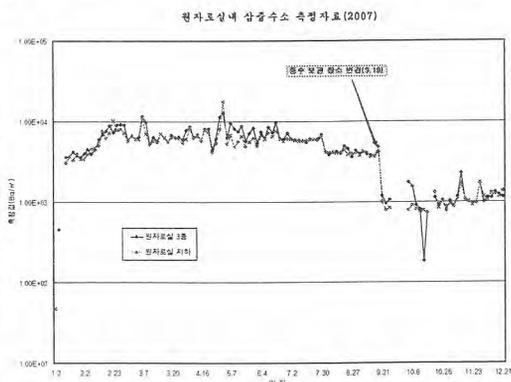


그림 1. 2007년도 원자로실내 삼중수소 농도 변화

Bq이었다. 이 중 원자로실과 RCI로부터 배출된 삼중수소의 양은 각각 $5.42E+11$ Bq과 $1.52E+12$ Bq이었다. 이러한 배출량은 2006년도 삼중수소 배출량과 비교할 때 원자로실로부터 약 60 %, RCI에서 38 % 증가한 값이다. 이러한 증가 요인은 하나로 시설에 분산 보관 중이던 저 순도의 중수로부터 발생한 삼중수소에 의해 기인되었다. 2007년 9월 보관중인 저 순도의 중수를 한 곳으로 수집하여 원자로실내 별도로 마련된 장소로 이동·보관 후 삼중수소의 농도는 당초 $4,000$ Bq/m³에서 $1,000$ Bq/m³로 1/4가량 감소하였다. 그림 1은 2007년도 하나로 원자로실의 공기 중 삼중수소 농도를 측정한 그래프이다.

◆ 액체 방사성 폐기물

하나로 운영 중 발생한 모든 액체 방사성 폐기물은 원자로 섬프(reactor sump)와 핫 샤워 섬프(hot shower sump)에 모이게 된다. 원자로 섬프는 원자로실 내부 계통의 유지보수, 각종 실험 장치나 NTD(Neutron Transmutation Doping) ingot 혹은 각종 실험기기 등의 세척 및 제염 시 발생된다. 핫 샤워 섬프는 원자로실 출입자가 퇴실 시 출입자의 손, 발 등 신체 제염 시 발생한 폐기물을 처리한다. 배출된 액체 폐기물은 α, β 및 Gross-γ 분석하여 운영기술 지침서 상의 관리 기준치 $1.85E+02$ Bq/L 이하일 경우 연구원 내 자연 증발 처리시설로 이송된다. 2007년 발생한 액체 방사성 폐기물의 총량은 41 m³로 작년 대비 2.3 배가량 증가하였다. 배출량 가운데 24 m³은 FTL 설치 공사와 관련한 배관 세척과 수압 시험을 위해 사용하였고, 나머지 17 m³은 NTD ingot 세척, 실험기기 세척 및 원자로실 작업자가 퇴실 시 손 제염을 위해 사용된 배출량이었다.

◆ 고체 방사성 폐기물

하나로 운영 중 발생한 고체 방사성 폐기물은 크게 가연성, 비가연성, 폐수지 및 폐 필터로 분류한다. 2007년도에 발생한 고체 방사성 폐기물의 총 양은 17,352 ℓ로서 가연성 7,212 ℓ, 비가연성 1,820 ℓ, 폐 이온교환 수지 1,800 ℓ, 폐 필터 6,520 ℓ이었다. 2007년도 고체 방사성 폐기물의 배출량은 2006년과 비교했을 때 78.3 % 증가한 양으로 특히 비가연성이 약 2 배, 폐수지 약 3.5 배 및 폐필터가 6.2 배 증가하였다. 반면 가연성 폐기물은 2006년에 비해 소폭 감소하였다. 이들 폐기물의 주요 증가 요인은 비가연성 폐기물의 경우 2006년 7월부터 실시한 FTL 설치공사가 2007년 초에 마무리됨에 따라 공사 중 발생한 콘크리트와 철근류 등이 한꺼번에 배출하였기 때문이다. 폐 필터의 경우에는 1년 6개월간 지속된 FTL 공사로 인하여 원자로실 환기계통으로 평소보다 많은 양의 먼지가 유입되어 수시로 환기 필터를 교체하였기 때문이다. 폐수지 역시 2006년에 배출해야 할 폐기물을 임시 저장고에 보관하고 있다가 2007년 한꺼번에 배출하였기 때문이다. 그림 2는 2007년 발생한 고체 방사성 폐기물의 구성 비율을 나타내고 있으며, 표 1은 고체 방사성 폐기물의 연도별 발생량을 나타내고 있다.

표 1. 연도별 고체 폐기물 발생 현황

단위: 리터

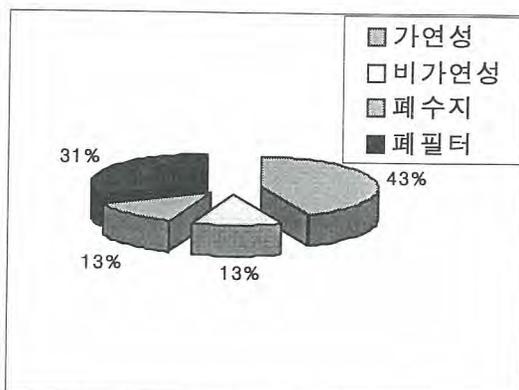


그림 2. 고체 방사성 폐기물의 구성 비율

연도	가연성	비가연성	폐수지	폐필터	연도별 합계
1996	2526	833	5383	2787	11,529
1997	7143	280	1653	1546	10,622
1998	5833	280	1027	1580	8,720
1999	7582	307	585	2395	10,869
2000	5190	387	968	2449	8,994
2001	8551	495	1010	1726	11,782
2002	3352	961	1201	1568	7,082
2003	3693	717	2280	1529	8,219
2004	5309	613	3272	1498	10,692
2005	11298	14038	2912	2771	31,020
2006	7278	890	509	1050	9,727
2007	7212	1820	1800	6520	17,352

Removal of Co^{2+} , Sr^{2+} and Cs^+ from aqueous solution by phosphate-modified clay

Bin Ma, Won Sik. Shin*, Sang-June. Choi
 Kyungpook National University, Daegu702-701, Korea
 (E-mail: phonix311@hotmail.com)

1. Introduction

The removal of radionuclides, such as Co, Sr and Cs which are frequently released from nuclear industrial wastewater (Low Level Radioactive water) is one of the most important issues of environment remediation. They will contaminate soil and groundwater if without any treatment, accumulate in food chain and have harmful effect on human health. As a result, numerous technologies have been applied in the removal of radionuclides [1]. Sorption is considered to be one of the most common processes for removal of heavy metal from wastewater and accordingly many types of adsorbents have been developed. Among the adsorbents, clays have been widely used due to their high specific surface area, high chemical and mechanical stability, and a variety of surface and structural properties. Montmorillonite is the main component of bentonite, which has 2:1 structure and permanent negative charge on their surfaces resulting from the isomorphous substitution of central atoms in the octahedral/tetrahedral by cations of lower valence. It has been proved to Montmorillonite have excellent performance of removal of heavy metals. Nevertheless, Montmorillonite can only provide weak affinity and have low metals holding capacity for metal ions compared with other adsorbents. However, this property can be improved by the modification.

Recent research suggests that chemically modified clay minerals represent a new and promising class of adsorbents for water purification and industrial wastewater treatment [2]. Modification with organic or inorganic matters has gained an attention because they can improve the structure and metal ion holding capacity. Modification of the clay by phosphate can enhance the cation-exchange capacity (CEC) of clay. The simple but cost effective method of modifying clay with phosphate has made phosphate-modified clay (PMC) a promising adsorbent in the removal of metal ions from aqueous solutions.

2. Materials and Methods

2.1 Modification of clay sample

Clay samples (15g) were equilibrated with 1L of 2000 mg/L of PO_4^{3-} (from KH_2PO_4) by rotary agitating for 24 h at room temperature. Thereafter, the clay samples were washed three times with 1L distilled and deionized water in order to remove excess H_2PO_4^- ions and then dried at 323K in an oven for 24 h.

2.2 Single-solute adsorption

For sorption of single-solute metal ions, 1g PMC was mixed with 50mL of different concentrations of Sr, Co and Cs solutions in 50ml conical centrifuge tube (PE, SPL labware). The initial concentrations were ranged from 1 to 20mM. The pH was adjusted approximately to 5 using MES buffer solution. The dispersion was placed on a rotary shaker for 24h under 25°C. The supernatant obtained after centrifugation was analyzed by ICP-OES (PerkinElmer Optima 2100DV). The amount adsorbed was calculated by concentration difference.

2.3 Bi-solute adsorption

Competitive sorption method was conducted following the same method of single sorption except that solution contains binary metal ions. The objective of competitive adsorption is to test the affinity of phosphate-modified clay for different metal ions in the mixed solution.

3. Results and discussions

3.1 Single-solute adsorption

The increasing initial concentration from 1mM to 20mM resulted in an increase in the metal ions adsorbed on phosphate-modified clay. The adsorption behaviors of Co and Sr were similar to each other but different from Cs. The sorption affinity of Cs was higher than that of Co and Sr. The amount of adsorption by the PMC followed the order: $\text{Cs} > \text{Co} > \text{Sr}$.

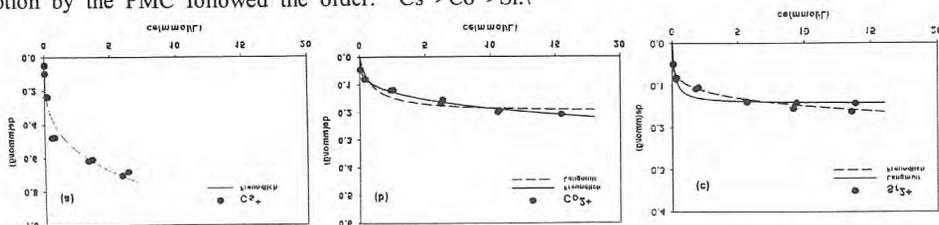


Fig.1 isotherm of adsorption of (a) Cs^+ , (b) Co^{2+} and (c) Sr^{2+} on phosphate-modified clay

Table.1 parameters of single-solute adsorption of Cs^+ , Co^{2+} and Sr^{2+} fitted by Freundlich and Langmuir

	Freundlich			Langmuir		
	K	n	R^2	q	b	R^2
Cs	0.4348 ± 0.0207	0.2751 ± 0.0296	0.9859	-	-	-
Co	0.0997 ± 0.0025	0.2726 ± 0.0113	0.9985	0.2021 ± 0.0146	1.1219 ± 0.4439	0.9763
Sr	0.0957 ± 0.003	0.1919 ± 0.0149	0.9961	0.1434 ± 0.006	5.0197 ± 1.3317	0.9873

3.2 Bi-solute adsorption

The adsorption of Cs on PMC was not affected by the presence of Sr but by Co. This indicates that the adsorption behavior of Co and Cs is similar in some extent. Cs has very small hydration energy, thus the electrostatic attraction of Cs ions by clay particles is large and therefore are preferentially sorbed [3]. In addition to the dependence of Cs adsorption on phyllosilicate minerals, Cs adsorption was strongly correlated with CEC of the adsorbent [4]. The adsorption behavior of Co was not affected when Sr existed. It can be explained by the different mechanism of adsorption of Co and Sr on clay [5-6].

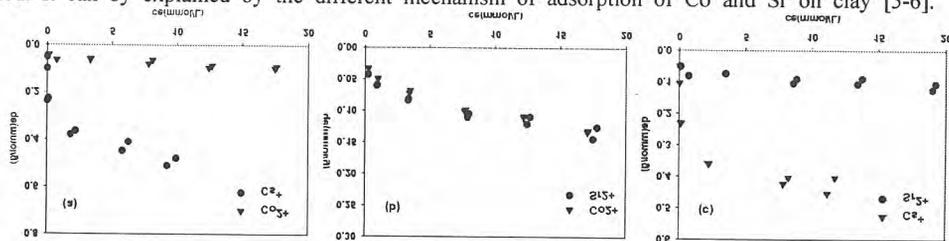


Fig.2 Bi-solute isotherm adsorption of (a) Co^{2+} & Cs^+ , (b) Co^{2+} & Sr^{2+} and (c) Cs^+ & Sr^{2+} on phosphate-modified clay

4. Conclusion

Modification of montmorillonite with phosphate has improved the adsorption ability. The PMC showed a high affinity for Cs and reach high amount of equilibrium (0.7mmol/g). The sorption of Cs is slightly affected by Sr or Co. This indicates the sorption mechanisms of Co, Sr and Cs have something in common.

Acknowledgement

This research was supported by Korea Science and Engineering Foundation (KOSEF) grant funded by the Korean government, the Ministry of Education, Science and Technology (grant number: M20706000036-07M0600-03610).

References

- [1] F. Giannakopoulou. Sorption behavior of cesium on various soils under different pH levels, *J. Hazard. Mater.*, 149 (2007) 553-556.
- [2] P. Malakul. Metal adsorption and desorption characteristics of surfactant-modified clay complexes, *Ind. Eng. Chem. Res.*, 37 (1998) 4296-4301.
- [3] N. L. Hakem. Sorption of cesium and strontium on Hanford soil, *J. Radioanal. Nucl. Chem.*, 246 (2000) 275-278.
- [4] A. Grutter. Sorption, desorption and exchange of cesium on glaciofluvial deposits, *Radiochim. Acta*, 50 (1990) 177-184.
- [5] N. Lu. Sorption-desorption behavior of strontium-85 onto montmorillonite and silica colloids. *Appl. Geochem.*, 16 (2001) 1653-1662.
- [6] L. Chen. Sorption and desorption of radiocobalt on montmorillonite-effects of pH, ionic strength and fulvic acid, *Water Res.*, 66 (2008) 288-294.

진공식 방사성폐기물압축기 개발

이형권, 서항석, 전용범, 민덕기, 권형문, 황용화
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
nhklee1@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력의 이용도가 증가함에 따라 이와 동시에 많은 방사성폐기물량도 증가하고 있다. 또한 나날이 증가하고 있는 방사성폐기물 처분비용 때문에 원자력연구분야에서는 방사성폐기물 발생량을 최소화하는 기술뿐만 아니라 발생한 방사성폐기물을 최소화할 수 있는 연구가 많이 이루어지고 있다. 원자력시설에서 발생하는 대부분의 중·저준위폐기물은 작업복, 장갑, 덧신 및 제염지 등으로 구성되며, 압축할 수 있는 압축성폐기물이다. 발생시설에서는 방사성폐기물의 부피를 감용하기 위해 유압 및 공압 압축하거나 작업자가 인력으로 폐기물을 압축한다. 이럴 경우 폐기물봉지는 파손되기도 하며, 압축했던 폐기물은 탄성에 의해서 다시 부풀어 오르게 된다. 만약 압축도중 폐기물봉지가 파손되면 봉지속에 들어 있던 방사성오염물질이 주변에 오염을 확산시키거나 작업자를 피폭시킬 수도 있다. 또한 폐기물의 탄성력을 줄이려고 초고압으로 압축할 경우에는 완전히 압착되어 폐기물을 분리하여 소각이 곤란하다. 이러한 단점을 보완하고 방사성폐기물의 감용비를 높이기 위한 진공식 방사성폐기물압축기를 개발하였다.

2. 장치의 구성 및 사용방법

가. 장치의 구성

방사성폐기물압축기는 폐기물봉지 내의 공기를 흡입하는 진공장치, 폐기물을 원하는 형태로 형성시키는 형틀 및 형틀 내에 있는 폐기물을 가압할 수 있는 기계식가압기 등으로 구성되어 있다. 진공장치는 폐기물봉지(진공팩), 진공호스, 고성능공기여과기(HEAP Filter) 및 진공팬으로 구성되어 있으며, 새로이 개발된 압축기는 진공으로 압축하므로 작업 중에 폐기물봉지가 파손되어 방사성오염물질이 확산되거나 작업자가 피폭될 우려가 전혀 없게 하였다. 형틀은 형태는 원통형으로 되어 있으며, 형틀의 직경은 방사성폐기물용기로 사용하는 200ℓ 드럼보다 약간 작게 하여 형틀에서 압축형성된 방사성폐기물이 방사성폐기물용기(드럼)에 잘 충전되도록 하였다. 그리고 기계식 가압기는 보조압축장치로 폐기물봉지가 진공에 의해서만 압축될 경우 압축물의 형태가 일정한 원통형으로 형성되지 않아 이를 보완하는 보조가압장치이다. 또한 보조가압장치는 기계식이 아닌 공압 또는 유압으로도 장치를 구성할 수 있으나 방사성폐기물봉지 내의 내용물에 따라 진공속도가 각각 다르기 때문에 진공속도와 가장 응답이 빠르게 가압할 수 있는 레크기어와 피니온을 이용한 기계식으로 하였다. 그리고 가압기의 자체 하중에 의해 가압판이 하강하는 것을 방지하기 위해 균형추를 달아 작동이 원활하게 하였다.

나. 사용방법

진공방식으로 압축하는 방사성폐기물압축기를 사용하기 위해서는 우선 진공용 비닐봉지에 방

사성폐기물을 담고 원통형 형틀에 폐기물봉지를 넣는다. 그리고 진공호스를 폐기물봉지의 밸브에 연결시킨다. 이때 밸브는 열어 놓는다. 밸브의 형식은 체크밸브로 하여야 압축후 공기가 누설되지 않아 압축 효과를 크게 할 수 있다. 작업준비가 완료되면 진공팬을 가동하여 진공력에 의해서 폐기물을 압축시킨다. 그리고 진공압축과 동시에 작업자는 압축상태를 보아가며 기계식가압기의 핸들을 돌려 가압판을 하강시키게 된다. 가압판을 하강시킬 때는 압축이 주목적이 아니고 원형형틀 내에 있는 폐기물의 형태가 원통형으로 잘 형성되도록 하기 위한 것이므로 무리한 힘을 가하지 않도록 한다. 작업자는 감시창을 통하여 압축이 완료된 것을 확인하면 진공팬의 가동을 중지하고 진공호스를 폐기물봉지의 밸브로부터 분리하고 형틀에서 꺼낸다.

새로이 개발된 압축기는 진공에 의해서 압축하므로 작업장에 방사성오염물질이 공기 중에 부유되어 확산되는 경우가 전혀 없다. 그리고 방사성폐기물을 조각하기 위해서 다시 분리할 때 폐기물 봉투의 진공만 해제하면 내용물이 원형으로 복원되어 폐기물관리가 매우 용이하다.

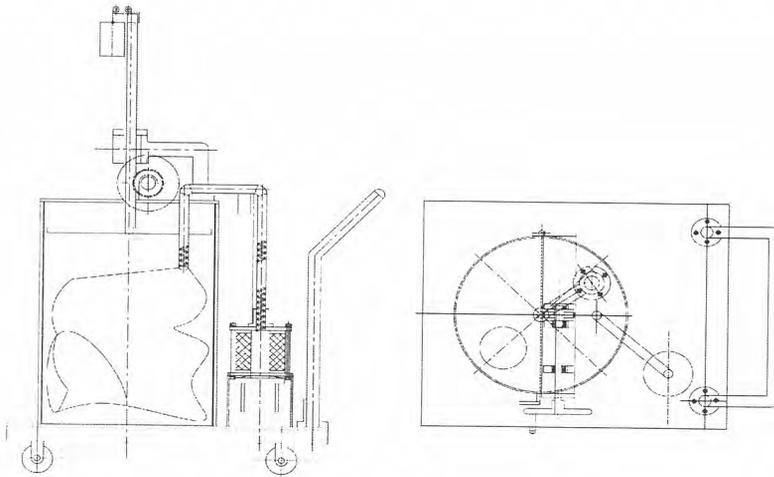


그림1. 진공식 방사성폐기물압축기.

3. 결론

본 연구에서는 원자시설에서 발생한 중·저준위 가연성 폐기물을 압축할 수 있는 진공식 압축기를 개발하였다. 기존 압축기의 경우 과도한 압축으로 인하여 폐기물봉지가 파손되거나 탄성력에 의해서 압축물이 다시 복원되기도 하였다. 또한 폐기물이 서로 압착되어 분리가 곤란하여 조각할 경우 많은 불편이 있었다. 그러나 새로이 개발한 압축기는 이러한 단점을 완전히 보완하여 을 뿐만 아니라 방사성폐기물의 감용비가 우수하고 관리비용을 최소화할 수 있다.

수중플라즈마를 이용한 난분해성 세정폐액 처리기술개발

강덕원, 김석태, 손욱, 양양희, 김진길*강석철**

한전전력연구원, 대전광역시 유성구 문지로 65

*비츠로테크(주) 대전광역시 유성구 대덕대로 1047

**세안기술(주) 서울시 금천구 가산동 481-10

dwkang@kepri.re.kr

1. 서론

수중플라즈마 기술은 전기에너지를 고온의 열에너지로 전환하여 물속에서 유기물을 순간적으로 회화시키는 기술이라 할 수 있다. 물속에 담지된 각각의 전극에 교류 전압을 가해 주면 전극은 (+)와 (-)의 양극성을 띠게 된다. 전도도가 충분히 높은 물속에 전극을 담지하고 전극에 전원을 공급하면, 각각의 전극들은 전류의 흐름이 형성되고, 이때 저항체 역할을 하는 물은 전극 표면에서 끓는점에 도달하게 되며 전극 표면에서 물이 끓는점에 도달할 때 전극은 순간 물보다 전도도가 낮은 스팀으로 둘러싸이게 된다. 이때 발생된 스팀의 전도도는 물보다 낮아 전극사이에 흐르는 전류량이 감소하게 되면서 전극 표면에서는 물이 끓는점에 도달하지 못하게 되는 현상이 발생된다. 그 순간 물과 전극사이에서 아크 플라즈마가 발생이 되는데 수중플라즈마(Under Water Plasma, 이하 UWP 라 함)시스템은 바로 이러한 현상들이 주기적으로 반복되면서 용존된 유기물을 회화시키는 기술이다. 금번에 개발한 수중 플라즈마 분해처리 기술은 원전 증기발생기 화학세정 시 발생하는 다량의 폐액 중에 함유한 EDTA 세정폐액을 분해, 처리하는 기술로 물속에서 전기적 방전을 일으켜 TOC는 70%, EDTA는 99.8% 이상의 분해효율을 얻었다. 특히 증기를 동반한 배 가스는 촉매 반응로를 통과하면서 아세트알데히드 등의 휘발성분들은 전량 산화 처리되었으며 최종 처리수의 수질은 환경방출 기준치 이하로 나타났다.

2. 수중 플라즈마 시스템 구성 및 시험운전 결과

본 기술은 폐액을 시간당 80리터씩 분해, 증발처리 할 수 있는 다단 수중플라즈마 반응로와 농축된 슬러지를 분리, 건조처리 할 수 있는 원심분리 건조시스템 및 유독성 기체를 환경방출 기준치 이하로 처리할 수 있는 배기체 촉매반응설비 등으로 구성하였다. 튜블러형 다단 수중반응로를 채택하여 폐액 처리효율과 처리량을 대폭 늘이고, 새로 개발한 Pt/Fe/TiO₂ 촉매제를 사용하여 습증기를 동반한 배 가스 중의 휘발성 유기물을 완벽하게 산화, 처리하였다(Fig. 2 참조).



Fig.1. A plasma reactor of the UWP system

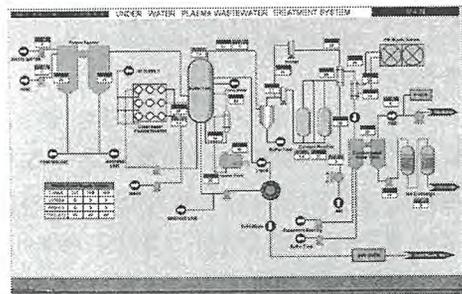


Fig.2. Lay-out of automatic plasma proces control program

2.1. 시스템 성능평가지험

1대의 반응로로 시험 운전해 본 결과, 유기물 분해율은 67.2%, EDTA 분해효율은 96.2%로 나타났다. Buffer Tank에서 수분 증발에 의해 폐액의 전도도가 32.8mS/cm(약 2배 농축)로 상승되어 처리효율의 향상을 위해 반응기를 3 train으로 설계, 제작하였고 농축 슬러지의 효율적 분리/제거를

위해 원심 분리방식을 채택하였다. 실 규모 장치를 이용한 최종 처리 결과, TOC는 70%, EDTA는 99.8%의 제거 효율을 나타냈다.

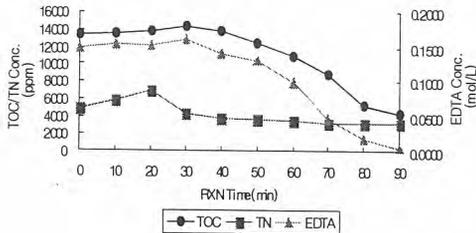


Fig.3. Decomposition concentration of Fe-EDTA solution

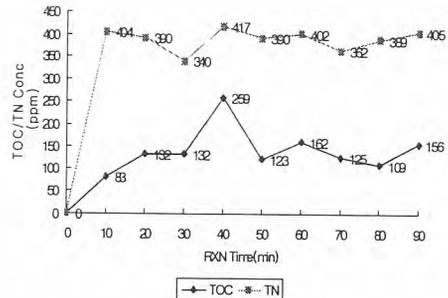


Fig.4. Effluent concentration of TOC/TN from buffer tank

촉매로 전후단의 스팀에 함유된 성분을 규명하기 위해 GC-MSD를 분석한 결과 그림5와 같은 성분이 증화탱크에서 휘발되는 것으로 나타났으며, 촉매 반응을 거치면서 그림6에서 보여준 것처럼 모든 휘발성분들이 감지되지 않고 전량 산화되는 것으로 나타났다.

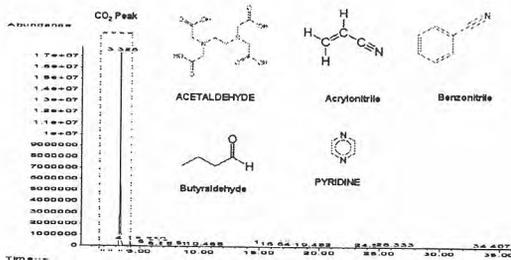


Fig.5. Analysis results of saturated steam from inlet catalytic reactor

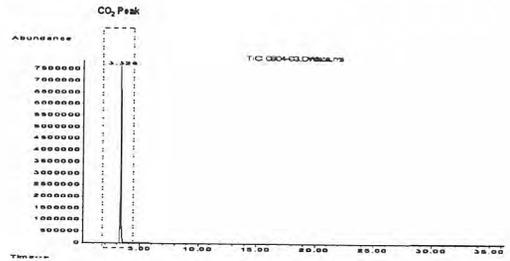


Fig.6. Analysis results of saturated steam from outlet catalytic reactor

3. 결론

고농도 난분해성 액상폐기물인 Fe-EDTA를 수증 플라즈마 폐액처리 시스템으로 24시간 이상 연속 시험운전을 해 본 결과, 난분해성 세정폐액인 Fe-EDTA가 99.8% 이상 분해 되었다. 플라즈마 처리시 가장 우려했던 습증기를 동반한 배 가스 중에 함유되어 있던 NOx, CO 물질과 습증기 중에 함유된 유기물인 아세트알데히드, 피리딘..등의 휘발성분은 본 연구를 통해 개발한 고효율 Pt/Fe/TiO₂ 촉매로 후단에서 환경방출 제한치 이내로 처리됨을 확인하였고 응축수중에는 유기성분들이 전혀 검출되지 않고 전량 산화 처리됨을 확인하였다. 이러한 기술로의 접근은, 국내 원전에서 발생하는 폐액처리 분야의 안정적 기술 확보를 가능하게 할 뿐 아니라, 향후 원전 후속기 건설·운영시 폐액처리 계통에 이러한 신기술을 접목시킴으로서 보다 안정적이고 높은 분해효율을 지닌 처리기술을 확보할 수 있다고 본다. 더불어, 본 수증 플라즈마 폐액처리 기술은 난분해성 폐액이 발생하는 타 산업 현장으로의 확대 적용이 가능하기 때문에 그 파급효과가 매우 클 것으로 기대된다.

국내의 방사성 유기폐액관련 처리 및 연구개발현황

홍지식, 김병태, 김대환, 임유경

선광원자력안전(주), 대전광역시 서구 둔산동 1094번지 스카이빌 202호

planth73@yahoo.co.kr

1. 서론

원자력발전소에서 발생하는 방사성 유기폐액은 작업자의 작업복 세탁폐액, 샤워폐액, 계통에서 발생하는 폐액 등이 있으며 이는 유기폐액이 갖는 특성별로 별도의 탱크에 모아 일정기간 관리 후 방출하거나, 여과, 증발, 농축 등의 처리과정을 거쳐 추출 후 시멘트나 파라핀에 섞어 안정한 고화체로 만든다. 병원 및 연구기관에서 발생하는 유기폐액은 섬광계측폐액 및 기타유기용매가 대부분이며, 별도의 용기에 보관되어 있다.

원자력발전소 20기가 가동중이고 6기가 건설중에 있으며, 원자로 2기가 계획중인 우리나라의 현실상 방사성 유기폐액 발생량도 꾸준히 증가할 것으로 보인다.

방사성 유기폐액처리에는 여러 가지 방법이 있는데 크게 산화 분해방법과 용융·소각방법으로 나눌 수 있고, 산화분해방법은 촉매산화 또는 초임계수산화법과 전기화학적 분해법으로 세분할 수 있다. 본 논문에서는 유기폐액 중에서도 특히, 방사성물질이 함유된 방사성 유기폐액 처리기술의 국내의 적용 현황을 중심으로 조사, 분석하였다.

2. 방사성 유기폐액 처리방법

가. 초임계수산화법

물과 기름은 기존의 상식으로 볼 때 서로 섞이지 않는 반면 알콜 등은 물에 잘 섞이고 벤젠이나 페놀 등은 서로 잘 섞이지만 물에는 용해되지 않는다. 일상 상태의 물은 극성을 띄고 있어 같은 극성 물질을 녹일 수 있는 것이고 벤젠이나 페놀은 비극성을 띄어 서로 잘 섞이는 것이다. 그런데 극성을 띤 물을 초임계상태(374.2°C, 217.6atm이상)로 만들면 유전계상수가 80에서(상온, 상압) 10이하로 떨어진다. 극성용매에서 비극성 용매로 바뀌는 것이다. 상온, 상압 상태에서 용해하는 소금과 같은 무기염은 용해하지 못하는 반면, 벤젠과 같은 유기화합물과 산소, 수소는 산과 염기 촉매로써 탄소(C), 질소(N), 염소(L), 황(S), 인(P)등과 반응하여 탄소는 이산화탄소로 질소는 질소기체(N₂)로 염소, 황, 인등은 중화제를 첨가하여 염으로 석출시킬 수 있다. 이러한 초임계수의 물성을 이용하여 난분해성 폐수, 방사성 폐기물, 화학무기 폐기물, 펄프 공장 폐수 등을 처리할 수가 있다.

나. 촉매(광촉매)산화법

광촉매란 빛을 받아 촉매 반응을 하는 물질이다. 광촉매로는 이산화티타늄이 가장 많이 사용되고 있는데, 이는 이산화티타늄이 내산성, 내알칼리성이 우수하며 인체에 무해하기 때문이다. 이산화티타늄 광촉매는 n형 반도체로서, 자외선(400nm)을 받으면 전자 전공대(Electron Hole)가 형성되어 강한 산화력을 가진 하이드록시 라디칼(-OH)과 슈퍼옥사이드(O₂)를 생성한다. 이 하이드록시 라디칼과 슈퍼 옥사이드가 유기화합물을 산화 분해시켜 물(H₂O)과 탄산가스(CO₂)로 변환시킨다. 이런 원리로 공기 중 오염물질을 산화 분해시켜 무해한 물과 탄산가스로 전환시키고, 수중의 오염물질인 유기화합물을 분해시켜 물과 탄산가스로 변화시키게 된다.

다. 전기화학적 분해법

난분해성의 유기혼합 폐기물을 분해하여 이산화탄소와 물로 전환시키는 전기화학적 폐기물처리 공정이다. 이 공정은 원래 방사성 폐기물 중의 초우라늄 원소를 산화분리하기 위해 개발된 후로, 중저준위 방사성 유기폐기물의 분해처리나, 유해성 유기폐기물의 분해처리기술로 개발되고 있다. 이 공정은 섬유류, 고무류, 플라스틱류 등의 난 분해성 유기물을 포함한 각종 유기성 폐기물을 분해처리하는데 적용이 가능하다.

라. 용융·소각법

원자를 구성하는 원자핵과 전자가 분리된 기체상태를 의미하는 플라즈마를 이용하여 난분해성 폐기물을 열분해하는 기술이다. 일반적으로 2000℃에서 7000℃ 근처에서 존재하는 열플라즈마 (Thermal Plasma)가스는 난분해성인 유독성 화학폐기물 등을 고온 열분해시켜 무공해 물질로 전환 시킴으로써 에너지 및 자원화가 가능하며, 중금속 함유 폐기물을 고온에서 용융시켜 안정한 유리 질 고용체로 고용화시킬 수 있어 부피 및 무게 감소화를 극대화시킬 수 있다.

이 외에도 여과처리법, 이온교환처리법, 증발처리법, 역삼투압법등의 방사성 유기폐액 처리 방법이 있다.

3. 국내의 방사성 유기폐액 처리현황

국내에서는 한화석유화학에서 초임계수 산화와 촉매산화를 이용한 유기물 함유폐액의 산화분해 공정과 유기물함유 폐액의 초임계수 산화분해공정을 이용하여 유기폐액을 처리하는 기술을 개발하였고 한밭대학교에서 전기화학적 방법에 의한 난분해성 유기물질 제거장치를 연구하였다.

용융·소각법을 살펴보면 현대모비스에서 방사성폐기물의 소각, 용융처리공정을 이용하여 방사성폐기물 소각·용융후 유리고화시키는 과정에서 생성되는 배기체의 처리장치 및 공정을 개발하였고 전력연구원에서 방사성 폐기물 처리를 위한 플라즈마 열분해기술을 개발하였다. 해외에서의 이용현황을 살펴보면, 산화분해법으로 일본 신슈대학에서 저준위 방사성폐기물의 처리방법을 연구하였고, 미국 RETEC, PEC, Westinghouse, PEAT사에서는 용융·소각법의 하나인 도시폐기물의 플라즈마 열분해 등에 플라즈마 공정을 이용하는 기술을 개발하여 활용중이다. 또한 일본 Daido Japan, 가와사키 중공업에서는 플라즈마를 이용한 각종 폐기물의 열분해 기술과 방사성 폐기물 처리를 위한 플라즈마 장치등 다수의 기술을 개발하여 활용하고 있는 실정이다. 헝가리에서는 플라즈마공정을 응용한 물속플라즈마 (Underwater Plasma)기술을 개발하여 자국의 원전에서 발생하는 방사성유기폐액처리에 활용하고 있고, 스위스 MGC-Plasma AG, Plasmarec사와 프랑스의 Aerospatiale, Interriam Co., Soretel Co. 등도 용융·소각법을 이용하여 원자력 시설에서 발생하는 폐기물을 처리하고 있다.

4. 전망

앞에서 살펴본 바와 같이 여러가지 유기폐액 처리기술이 개발중이거나 연구중에 있다. 값싸고 안전한 원자력 에너지의 수요가 점점 증가될 전망이어서 방사성 유기폐액의 발생이 증가될 것은 분명하므로 처리 효율성이 높으면서 가장 경제적인 처리기술을 선정하여야 하는데 그 방법으로는 몇가지 우수하다고 생각되는 기술을 사용하여 현장의 방사성 유기폐액을 직접 처리하는 비교시험이 가장 합리적인 방법으로 생각된다.

수분함유 Sludge의 고열 처리를 통한 분말화

임성규, 장동철, 송관석, 김현도, 이승재

한일원자력(주), 경기도 안양시 만안구 안양 7동 202-4 동영벤처스텔 3차 3층

ls9800@hanmail.net

1. 서론

방사성관리구역내 집수조 및 액체저장 탱크류등의 내부에는 장기간의 폐액유입등에 따라 구조의 하부 및 벽면등에 슬러지 형태의 침적물이 쌓이게 되며 따라서 정기 혹은 비정기적으로 내부 침적슬러지제거작업등을 실시하게 되며, 그 결과 수분이 다량 함유된 슬러지 폐기물이 발생하게 된다. 방사성 관리구역에서 발생한 수분함유 슬러지는 특성상 일반 폐기물이 아닌 방사성 폐기물로 다루어지므로 처리 방법 및 최종처리를 위한 기술적인 어려움이 많은 폐기물중 하나이다.

또한 최종처리단계인 철제드럼저장을 위해서는 슬러지내 수분함유율을 최대한 낮추어 장기보관에 따른 철제드럼의 부식을 막아야 한다. 슬러지내 수분의 처리방법은 일반적으로 고화제의 첨가에 의한 슬러지의 고형화, 가열건조기를 이용한 수분증발에 의한 처리의 방법등이 사용되고 있으나 고화제의 첨가에 따른 고형화 슬러지폐기물의 상대적인 부피증가 및 가열건조기의 운전시 운전시간의 길어짐과 처리량의 소량등 어려움이 있어 왔다.

수분을 함유하고 있는 슬러지를 장기 보관할 경우에는 보관드럼의 부식 원인이 될 수도 있으며 지속적으로 발생하게 되는 슬러지의 적절한 처리방법이 강구되어야 하는 실정에서 이미 일반 산업체에서 사용하고 있는 분무건조 장비에 의한 고열건조 및 분말화 방법을 이용하여 수분함유 슬러지의 건조 및 최종 분말화 작업까지의 처리방법을 실시하였으며 그 결과 수분함유슬러지의 적절한 처리방법이 될 수 있음을 확인 하였다.

2. 실험 및 결과

1). 실험대상 슬러지

선량 및 방사능농도가 극히 낮으며 장기보관에 따라 용기내 침적되어있는 수분 및 유분이 다량 함유되어있는 슬러지를 대상으로 실험을 실시하였으며, 슬러지의 장비내 투입시 배관 막힘을 고려하여 일정한 회전수의 교반기를 작동하여 원활한 작업이 이루어지도록 하였다.

2). 분무건조설비

실험에 사용한 분무건조설비(Spray Dryer)는 챔버내 고온의 기류(약 240℃)의 를 연속적으로 공급하며 고온의 공기가 포함된 챔버내에 일정량의 수분 및 유분을 함유하고 있는 슬러지를 챔버내부 상부에 장치되어있는 고속회전 원반(약 16,000RPM)에 분사함으로써 미립화 된 처리대상이 순간적으로 고열과 반응함으로써 수분 및 유분을 증발시켜 순수한 슬러지만 분말화 되게 하는 장치로 현재 개발하여 사용되고 있는 장비임. 건조대상 슬러지의 분사형태는 고속회전체에 직접 분사하는 방식과 노즐을 이용한 분사방식의 두가지가 있으며 처리대상물의 점도등을 고려하여 적절히 선택하여 사용함. 본실험에서는 처리대상 슬러지의 점도가 있는 특성상 막힘을 최대한 방지할 수 있는 디스크회전체에 분사하는 방식을 선택하여 실험하였다.

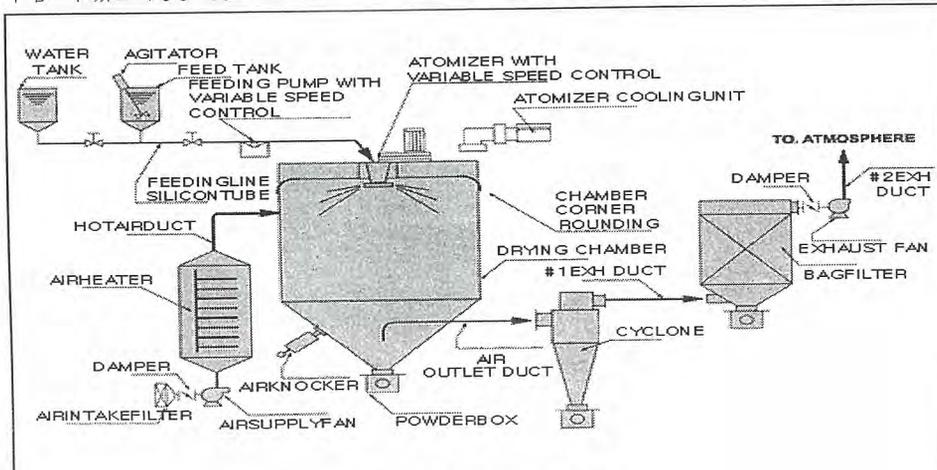


그림 1. 분무건조설비의 개략도

3) 실험

원할한 슬러지공급을 위해 교반작업을 지속적으로 실시함과 동시에 시간당 처리량을 변화시켜가면서 챔버 입구, 출구 온도의 변화 및 고형화 상태를 관찰하였다.

내부온도는 고온의 공기가 들어오는 상부 및 빠져나가는 출구 온도를 적절히 안정적으로 유지시켜야 하며 출구온도는 외부환경의 온도변화 및 대상 슬러지의 수분함유량, 시간당 공급량에 의해 변화가 발생하며 이는 슬러지의 분말화 효율 및 적정처리량을 결정짓는 변수가 되었다.

따라서 공급공기의 온도 및 배출공기의 온도는 각각의 댐퍼로 조절을 하였으며, 또한 실험장비주변의 대기온도 및 처리 대상 슬러지의 수분함유정도역시 운전 변수에 기여하기 때문에 이에 따라서도 처리량을 적절히 변화시켜 운전하였다.

처리대상슬러지를 일정한 회전으로 연속적인 교반작업을 통해 공급라인이 막히지 않도록 하였으며 챔버내 수분이 완전히 제거된 슬러지고형물의 제거 및 고속회전체의 정기적 점검 과 이물질제거작업을 통해 원활한 공급이 이루어지도록 하였다.

4). 결과

시료 공급량(ℓ/hr)	입구공기온도(℃)	출구 공기온도(℃)	디스크회전수(rpm)	비 고
5	230~210	120~110	15,000	환경요인은 고려치 않음
7~8	210~200	110~90	16,000	"
9~10	180~200	85~110	16,000	"

표 1. 수분 함유 슬러지 공급량에 따른 운전변수 변화



그림 2. 챔버내 슬러지 고형물



그림 3. 최종처리 후 슬러지 고형물

3. 결론

- 액체가 다량 포함된 침적슬러지를 교반후 고속회전디스크에 분무하여 생성된 안개형태의 슬러지를 고온의 공기와 접촉 함으로써 순간적으로 수분을 증발시켜 분말화 하는 분무건조기(Spray Dryer)의 운전이 수순 및 유분을 함유한 슬러지 고형화의 적절한 처리 대안이 될 수 있음을 본 실험을 통해 확인하였으며,

- 노즐이 아닌 원형 금속체(Atomizer)를 고속으로 회전시켜 미세입자를 만드는 방식이므로 폐액의 점도에 의한 막힘 현상 등은 발생하지 않았으며 침적슬러지형태의 점도가 높은 처리대상물의 경우 주기적인 세정작업 및 점검을 통해 사전에 막힘을 충분히 방지할 수 있었다.

- 따라서 수분 및 유분이 다량 포함된 슬러지 및 다른 조건의 동일한 처리대상물의 경우에도 슬러지의 점성, 환경적요인(온도,습도) 및 기타 조건들의 변화에 대해서 챔버 유입 공기 및 배출공기의 온도 조절, 디스크 회전수 및 공급량등의 운전변수를 조절함에 따라 처리가 가능한 것으로 본 실험결과 알 수 있었다.

- 건조가 완료된 슬러지의 선량 및 방사능 농도가 높을 경우 건조고형물의 수거 및 저장에 대한 장비의 일부 변경 및 보강이 충분히 가능할 것으로 판단되어지며 최종 슬러지고형물의 처리를 위한 다양한 기술개발이 가능할 것으로 판단된다.

효소법 및 분광광도법을 이용한 제염지 중 구연산 분석

최광순, 전명애, 이승식, 한선호, 송규석

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 대덕대로 1045

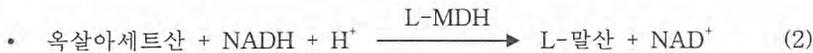
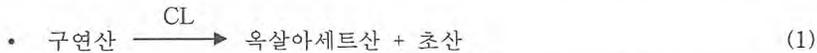
nkschoi@kaeri.re.kr

1. 서론

현재 건설 중인 방사성폐기물처분장이 준공되면 원자력발전소에서 임시보관 중인 방사성폐기물 드럼은 처분장에 보관하여 관리하게 된다. 처분장에서 방사성폐기물 드럼을 인수할 때 교과부 고시 제2008-65호 '중·저준위 방사성폐기물 인도규정 고시'에서 정하는 기준들을 충족하여야 하며 처분시설의 안전성분석보고서 중의 '중·저준위 방사성폐기물 인수기준'에 킬레이트제 관련 기준은 다음과 같다. (1) 킬레이트제 및 킬레이트 화합물을 함유하는 포장물은 핵종 이동 저감화를 위해 제한하거나 제거하여야 하며, 0.1% 이상 잔존하는 킬레이트제 등은 그 화학명과 존재량을 명시하여야 한다. (2) 킬레이트제 및 킬레이트 화합물이 폐기물 무게의 1% 이상을 함유하는 폐기물은 고형화하여야 하며, 8% 이상 함유하지 않아야 한다. 이러한 인수기준을 충족시키기 위하여 방사성폐기물 드럼 중 킬레이트 함량을 측정하여야 한다. 본 실험은 효소법과 분광광도법을 이용하여 제염지 중 구연산 측정방법을 확립하고자 하였다.

2. 실험 및 결과

구연산 분해효소 (citrate lyase ; CL)는 구연산을 옥살아세트산과 초산으로 전환시킨다 (식 1). 말산 탈수소효소 (malate dehydrogenase ; L-MDH) 및 젖산 탈수소효소 (lactate dehydrogenase ; L-LDH)가 존재하면 옥살아세트산과 옥살아세트산의 탈카르복시 반응 산물인 피루브산은 니코틴아미드아데닌디뉴클레오티드 (NADH)에 의해 각각 L-말산 및 L-젖산으로 환원된다 (식 2, 식 3). 산화된 NADH의 양은 화학양론적으로 구연산의 양과 같다. NADH는 340 nm에서 1 cm 셀로 시험 용액의 흡광도를 측정하여 구한다. 구연산 함량은 NADH 농도의 감소량에 비례한다.



편의를 위하여 Boehringer Mannheim 사로부터 1.4 g lyophilizate에 pH 7.8의 glycylglycine 완충용액, 136 units의 말산 탈수소 효소, 280 units의 젖산 탈수소효소 및 5 mg의 NADH가 혼합되어 있는 시약을 증류수 12 mL로 용해하여 사용하였다 (용액 1). 이 시약은 2~8 °C에서 보관하여야 하며, 용액은 2~8 °C에서 1주 동안 그리고 -20~-25 °C에서 4주 동안 안정하다. 50 mg의 lyophilizate 시트르산 분해 효소가 들어 있는 시약은 증류수 0.3 mL로 용해하여 사용하였다 (용액 2). 이 시약도 2~8 °C에서 보관하여야 하며, 용액은 2~8 °C에서 2주 동안 그리고 -20~-25 °C에서 4주 동안 안정하다.

바탕용액과 시료용액을 아래와 같이 만들어 흡광도를 측정하였다.

	바탕용액	시료용액
용액 1	1.000 mL	1.000 mL
시료용액	-	0.200 mL
증류수	2.000 mL	1.800 mL
위의 용액을 혼합하고 24 °C 수조에서 5분간 방치한 다음 흡광도를 측정하고 (A ₁) 용액을 보관한다.		
용액 2	0.020 mL	0.020 mL
위의 용액에 용액 2을 혼합하고 24 °C 수조에서 10분간 방치한 다음 흡광도를 측정한다 (A ₂).		

바탕용액 1 및 2의 흡광도를 각각 측정하고 흡광도 차이 (A₁-A₂)를 계산한다. 시료용액도 동일하게 측정된 다음 시료용액의 흡광도 차이에서 바탕용액의 흡광도 차이를 빼준다. 시료 중의 구연산 함량이 낮으면 시료용액을 최대 2 mL까지 취할 수 있다.

$$\Delta A = (A_1 - A_2)_{\text{시료}} - (A_1 - A_2)_{\text{바탕용액}}$$

구연산 농도는 아래 식을 이용하여 계산한다.

$$\text{구연산 농도 (C)} = \frac{V \times MW}{k \times d \times v \times 1000} \times \Delta A \text{ (mg/L)}$$

여기서,

V : 최종부피, mL

v : 시료부피, mL

MW : 구연산의 분자량, g/mol

d : 셀 길이, cm

k : 340 nm에서 NADH의 흡광계수, (L/mmol·cm)

Δ A : 시료용액과 바탕용액의 흡광도 차이

구연산 용액의 시료부피를 최소 0.05 mL에서 최대 0.8 mL까지 변화시키면서 측정된 회수율은 98.7±4.4%이었다. 본 방법으로 용액 중의 구연산이 정량적으로 회수되었으므로 제염지에 구연산을 점적하고 건조한 다음 증류수를 가하고 마이크로파 용해장치로 침출하여 8회 측정된 결과 회수율은 90.9±3.4%이었다. 이 때 구연산을 침출하고 3일 후에 측정된 회수율은 66.1±0.6%로 감소하였으므로 침출하고 바로 측정하여야 한다.

3. 결론

본 방법으로 용액 중의 구연산은 정량적으로 회수되었다. 제염지에 구연산을 점적하고 건조한 다음 증류수로 침출하여 측정된 회수율과 상대표준편차는 각각 90.9% 및 3.7%이었다. 본 방법은 감도가 좋을 뿐만 아니라 검정곡선을 작성하지 않고 측정하므로 분석할 때 발생하는 방사성폐기물 양을 줄일 수 있어 중·저준위 방사성폐기물 시료 적용에 매우 적절한 방법으로 사료된다.

분리매질을 이용한 공용염(LiCl-KCl)내 핵종(Cs,Sr)제거 특성

강소림, 박환서, 손미숙, 김인태

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1

solim79@hanmail.net

1.서론

사용후핵연료내 U 및 TRU의 회수공정으로 연구되고 있는 pyroprocess는 일련의 전기화학적 공정으로 이루어져 있으며, 각각의 공정에 따라 LiCl 또는 LiCl-KCl의 전해질을 사용하여 방사성 핵종을 함유한 염폐기물을 배출한다. 전해환원공정에서 배출되는 LiCl 염내에는 Cs 및 Sr이 주요 핵종으로 존재하며, 전해정련공정에서 배출되는 LiCl-KCl 공용염내에는 희토류 핵종들이 주로 존재한다. 반면, 금속핵연료인 EBR-II 핵연료는 전해환원공정 없이 전해정련공정만을 이용하여 배출되는 LiCl-KCl 공용염내에 Cs과 Sr 및 희토류 핵종들이 공존한다. 이 공용염폐기물의 최종처분부피를 최소화하기 위해, 미국의 INL에서는 제올라이트-4A로 핵종을 occlusion 또는 ion-exchange에 의해 제거하는 방법을 제안하였다. LiCl-KCl 공용염내 존재하는 핵종의 양은 I/II 족이 약 2wt%이고, 희토류 핵종이 약 5wt%를 차지하고 있어 제올라이트-4A를 이용하여 selective sorption에 의해 핵종을 제거하는 것이 제거용량 한계상 쉽지 않다. 따라서 제거대상의 핵종농도를 고려하여 염내에서 효과적으로 핵종을 분리할 수 있는 기술개발이 필요하다. 본 연구에서는 공용염내 핵종을 제거하고자 분리매질을 제조하여 selective reaction에 의한 각 핵종의 제거특성을 살펴보고자 하였다. 이를 위해 핵종을 제거 할 수 있는 분리매질로서 analcime(ANA)과 SAP을 제조하여 공용염내에서 각 핵종의 분리특성을 확인하였다.

2.실험 및 결과

Cs 제거를 위한 Analcime은 aluminum sulfate, sodium silicate 그리고 tetraethanol amine 등을 혼합한 후 200°C에서 24시간동안 수열합성하여 제조하였다. Sr 제거를 위한 SAP은 TEOS, aluminum chloride와 phosphoric acid를 원료로 하여 sol-gel법으로 합성 후 50°C에서 하루 동안 gel을 형성시키고, 70°C에서 2일간 숙성한 후 110°C에서 건조하며, 650°C에서 열처리한 후에 분쇄하여 제조하였다. 반응실험은 LiCl-KCl 공용염 200g에 CsCl과 SrCl₂의 농도를 0.5wt%에서 10.0wt%까지 변화시켜 450°C에서 녹인 후, 분리매질 10g을 투입하는 방법으로 실시하였다. 각 핵종의 제거효율을 살펴보기 위해 분리매질을 투입하기전 공용염 시료를 채취하고 반응 종료 직전 공용염 시료를 채취하여 증류수에 녹인 후 AAS로 Cs과 Sr의 농도를 분석하여 비교하였다. 그리고 XRD 분석을 통해 각 매질에 대한 핵종의 반응특성을 살펴보았다.

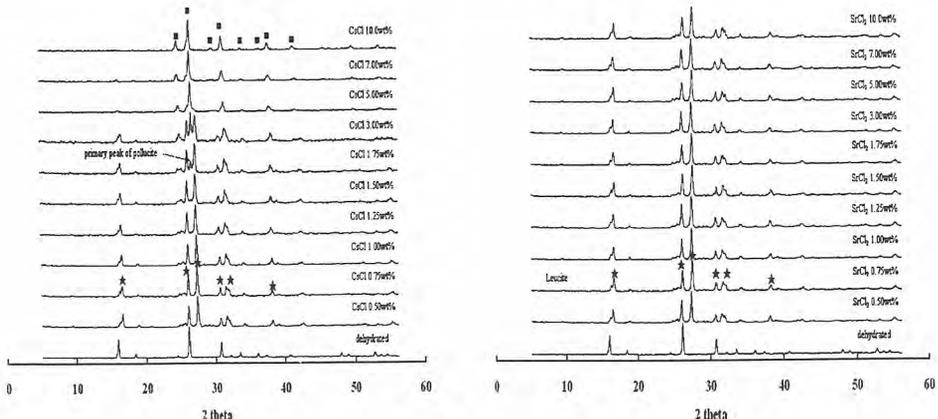


Fig. 1 XRD patterns of products after test at 450°C for 24h.

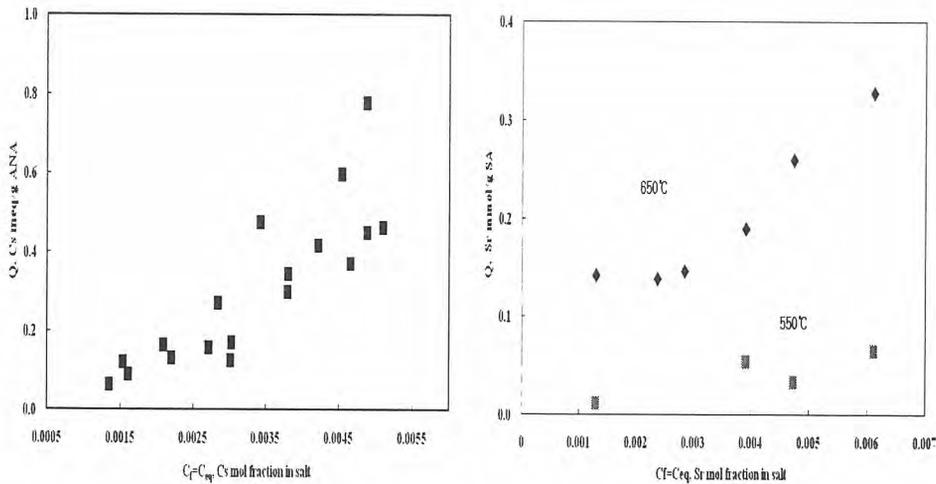


Fig. 2 Cs capacity of ANA with Cs mol fraction and Sr capacity of SAP with Sr mol fraction in molten salt.

Fig. 1에서 볼 수 있듯이, ANA를 이용하여 Cs를 제거할 때 ANA내 Na는 K 또는 Cs로 치환되어 leucite 또는 pollucite로 전환되었으며, 그 반응식은 다음과 같이 나타낼 수 있다.

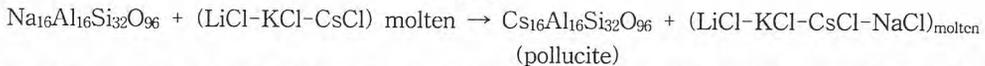
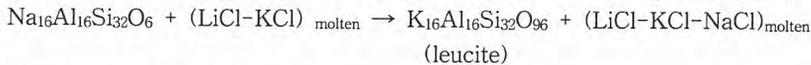


Fig. 1에 따르면, ANA를 투입한 공용융염에서 Cs이 존재하지 않을 때에는 공용융염과 ANA가 반응하여 leucite로 전환되는 것을 알 수 있었고, Cs이 저농도일 때는 leucite와 pollucite가 함께 존재하였으며, Cs의 농도가 높아질수록 leucite가 수화학적으로 안정한 pollucite로 전환되는 것을 알 수 있었다. 또한 Cs mol fraction이 높아질수록 Cs meq/g of ANA 농도가 증가하였다(Fig. 2 참조). 이는 ANA가 LiCl-KCl 공용융염내 Cs와 선택적으로 반응하여 Cs만을 제거할 수 있음 보여주는 근거가 된다. 하지만 ANA 분리매질로는 Sr이 제거되지 않았다.

SAP을 투입한 공용융염에서는 550°C에서 Sr의 제거가 어려웠으나 650°C에서는 Sr mol fraction이 높아질수록 Sr meq/g of SAP 농도가 증가하였으며, 이를 통해 SAP을 이용하여 공용융염내 Sr을 선택적으로 제거할 수 있음을 알 수 있었다(Fig. 2 참조).

3. 결론

본 연구에서는 공용융염내 제거대상의 핵종농도를 고려하여 selective reaction을 이용한 방법으로 공용융염내 Cs과 Sr 분리매질을 제조하여 공용융염내 각 핵종의 제거특성을 살펴보았다. Cs는 ANA와 반응하여 수화학적으로 안정한 pollucite 형태로 전환되어 제거됨을 알 수 있었고, Sr은 SAP과 반응하여 공용융염에서 선택적으로 제거될 수 있음을 확인하였다.

용융결정화 공정을 이용한 1, 2족 핵종 분리

변상근*, 조용준, 이한수, 김인태

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

byunsk@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후 산화물 핵연료의 전해환원(electrolytic reduction) 공정은 사용 후 핵연료를 고온용융 LiCl계에서 Li₂O를 이용하여 산화물 핵연료를 금속으로 전환시킨다. 이때 U, TRU 및 희토류핵종들은 거의 대부분의 산화물로 전환되지만 1족 및 2족 핵종들은 염화물형태로 LiCl염내에 존재하게 된다. 따라서 전해환원 공정이 진행됨에 따라서 LiCl 염내에는 고방열성 핵종인 Cs 및 Sr이 축적되게 되며 이로 인한 발열로 인해 더 이상 LiCl의 사용이 불가능해지므로 지속적인 전해환원 공정의 운전을 위해서는 새로운 LiCl염으로 교체를 해야 하고 따라서 고방열성 핵종을 포함하고 있는 LiCl염이 폐기물로 발생하게 된다. LiCl 염 폐기물은 고방열성 핵종들을 포함하고 있기 때문에 모두 안정한 형태로 고화처리 되어야 하므로 이로 인한 최종 처분대상 폐기물의 양이 크게 증가하게 된다. 따라서 LiCl 염 폐기물 내 포함되어 있는 1/2족 고방열성 핵종(Cs, Sr등)을 분리한 후 분리된 고방열성 핵종만을 고화처리하고 나머지 정제된 LiCl염은 전해환원 공정에 재사용하는 방법을 사용한다면 기존의 단순한 “throw-away” 방법에 비하여 최종 처분에 대한 폐기물의 양을 획기적으로 줄일 수 있다. 따라서 본 연구에서는 용융결정화 방법을 이용하여 LiCl 염 폐기물 내 포함되어 있는 Cs 및 Sr을 소량의 LiCl에 농축시켜 분리하는 LiCl 염폐기물 정제에 대한 연구를 수행하였다.

2. 실험 및 결과

본 연구에서는 여러 가지의 용융결정화 공정 중 zone freezing 과 경막결정화(layer crystallization) 공정을 사용하여 LiCl 염 폐기물 정제에 대한 연구를 수행하였다. Fig.1에 실험에 사용된 zone freezing 및 layer crystallization 장치에 대한 개략도를 나타내었다. 그림에서 볼 수 있듯이 zone freezing 장치는 크게 가열부, 냉각부, 단열부 및 용기상승장치로 이루어져 있으며 경막결정화 장치는 가열부, 도가니, 결정화기 그리고 냉각공기 주입장치로 구성되었다. 본 결정화 실험에서 주요 실험변수로는 초기 용융염의 온도와 냉각속도(zone freezing의 경우는 냉각부로의 용기상승속도, 경막결정화의 경우는 냉각공기 유량)이었으며 이러한 실험변수에 따른 Cs 및 Sr의 농축특성에 대한 실험을 수행하였다.

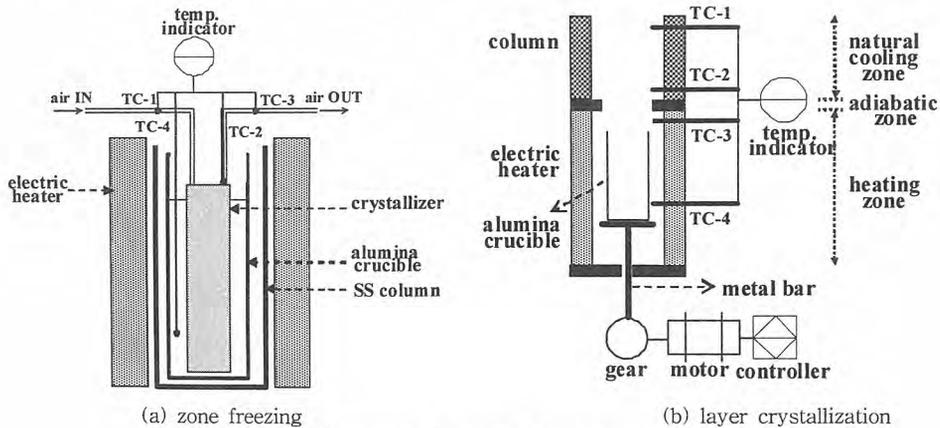


Fig. 1. Schematic diagram of experimental apparatus

2.1. Zone freezing에 의한 LiCl 염 폐기물 정제

Zone freezing로 생성된 결정 내에 존재하는 분순물들의 농도분포는 분리계수(k)로 나타내며 분리계수를 통해서 일정 LiCl염 재생율에서 Cs 및 Sr의 분리효율을 예측할 수 있다. Fig.2는 zone freezing을 통하여 생성된 결정 내 Cs 및 Sr의 농도분포 및 이때의 k값을 나타내었다. 분리계수는 직경이 44mm인 알루미늄 도가니의 상승속도가 증가함에 따라서 증가하였으며(즉, Cs/Sr의 분리효율을 감소하였고) 최소의 k값은 660°C의 초기용융염 온도, 1.7 mm/hr의 도가니 상승속도에서 얻을 수 있었으며 이때의 k값은 Cs 및 Sr에 대하여 각각 0.010, 0.012 이었다. Fig. 3에 염 재생율 및 k값에 따른 핵종분리효율을 나타내었는데 k값이 약 0.010인 경우, 염 재생율을 90%로 하였을 경우 약 90%의 핵종분리 효율을 나타내었다.

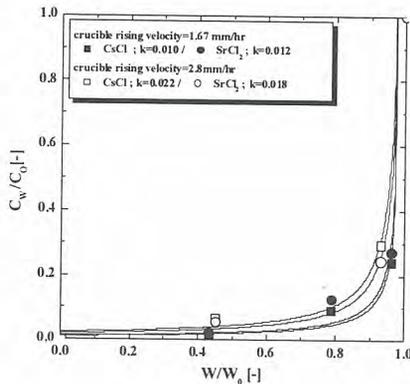


Fig. 2. Impurity distribution with axial weight fraction of crystal

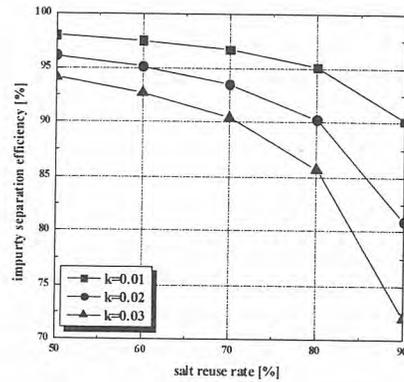


Fig. 3. Impurity separation efficiency with k and salt reuse rate

2.2. 경막결정화에 의한 LiCl 염 폐기물 정제

실험변수(초기 용융염온도, 냉각공기유량)에 따른 결정화실험을 수행하여 얻어진 결정 내 포함되어 있는 Cs 및 Sr의 농도를 측정하며 각 실험에서 얻어진 Cs 및 Sr의 분리효율 결과를 Fig. 4에 나타내었다. 그림에서 볼 수 있듯이 90%의 염 재생율을 고려할 경우 90%이상의 핵종분리 효율을 얻을 수 있었다. 경막결정화 공정에서 결정성장속도는 핵종 분리효율에 큰 영향을 미치는데 Fig. 5에서 볼 수 있듯이 90% 이상의 핵종분리 효율을 얻기 위해서는 5 g/min 미만의 결정성장속도가 유지되어야 한다. 본 경막결정화를 이용한 LiCl 정제공정에 대한 실험에서 얻어진 최적 운전조건은 700-710°C의 초기용융염온도, 25-30 l/min 냉각공기유량 및 5 g/min 미만의 결정성장속도였다.

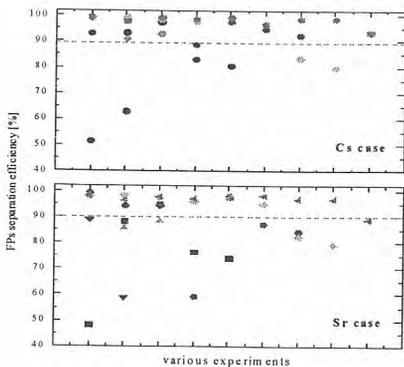


Fig. 4. Impurity separation efficiency by layer crystallization process

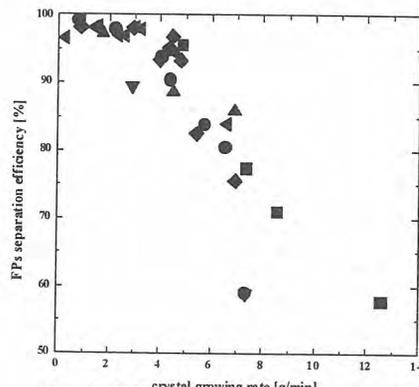


Fig. 5. Effect of crystal growing rate on impurity separation efficiency

삼중수소 분배시설에서 Pd-Ag Membrane의 Cascade 연결을 이용한 헬륨 분리 기술 개발

이상철, 이진재, 송규민*, 손순환*

한국과학기술원, 대전광역시 유성구 과학로 335

*한국전력공사 전력연구원, 대전광역시 유성구 문지동 103-16번지

lsc237@kaist.ac.kr

최근 국내에서는 월성 삼중수소 제거 설비에 의해 수집된 삼중수소의 이용을 위한 분배시설에 관한 연구가 진행 중이다. 관리되어진 삼중수소는 현재 진행 중인 International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER) 프로젝트의 연료로서 제공될 수 있으며, 방사선 이용 분야에 사용될 수 있다. 삼중수소는 핵중붕괴에 의해 헬륨으로 붕괴하게 되는데, 고순도의 삼중수소를 사용자에게 공급하기 위해서는 삼중수소로부터 헬륨을 제거하여야 한다. 실제로는 헬륨은 불활성 가스이므로, 헬륨의 분리는 membrane을 통한 삼중수소의 분리를 통해 이루어진다. 일반적으로 저순도의 삼중수소의 분리를 위해서는 Pd-Ag 합금 membrane이 사용된다. 그러나, 고순도의 삼중수소의 경우, 모든 삼중수소가 membrane을 통과하지 못하고, 많은 양의 삼중수소가 배기체로 방출되게 된다. 배기체로의 삼중수소 배출은 에너지 자원의 손실뿐만 아니라, 방사능 오염을 유발하게 된다. 본 연구에서는 membrane을 cascade방식으로 연결하는 기술을 통해 배기체에서의 삼중수소 감소시킬 수 있는지를 실험하였다. 실제 실험에서는 삼중수소와 헬륨-3를 대신하여 일반적인 수소와 헬륨을 사용하였다. 실험은 Feed 가스에서의 수소와 헬륨의 비율과 membrane의 연결 개수에 따른 배기체에서의 수소, 헬륨 비율을 측정하였다. 그림 1은 Feed의 수소, 헬륨 비율 및 Membrane 연결 개수에 따른 배기체에서의 수소, 헬륨비율을 나타낸다. 그림 1에서 볼 수 있듯이 Cascade 연결을 통해 배기체 내의 삼중수소의 비율을 줄일 수 있으며, Feed의 삼중수소 비율이 높을수록, 배기체 내의 삼중수소의 비율이 크게 증가함을 알 수 있다.

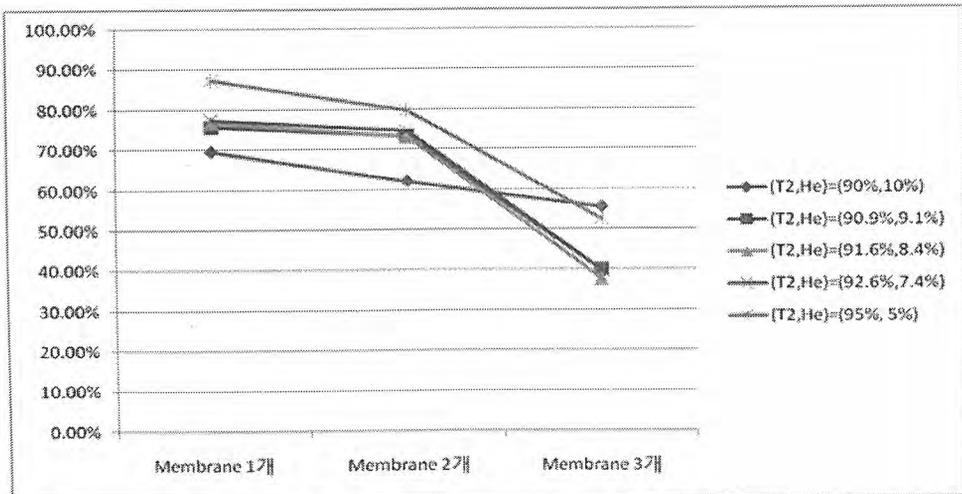


그림 1. Feed의 수소, 헬륨 비율 및 Membrane 연결 개수에 따른 배기체에서의 수소, 헬륨비율

원자력등급 해파필터의 검증시험

김광남, 강선행, 김호영, 정문용
 한국필터시험원, 광주광역시 북구 오룡동 1110-23
 kftl@kftl.re.kr

1. 서론

공기 중의 미세입자를 여과하는 해파필터는 단분산 0.3 μ m의 입자에 대한 효율시험을 시행하였을 때 그 최소 포집효율이 99.97% 이상인 필터로 일반적으로 지칭되고 있다. 해파필터는 반도체, 전기, 전자, 기계, 화학, 원자력 등 산업전반에 걸쳐서 다양하게 사용되고 있으며, 근래에는 가정용 및 집무용의 휴대용 공기여과장치에서도 여과부분 말단에 장착되어 사용되는 등 생활 전반에 걸쳐서 폭 넓게 사용되고 있다. 특히 원자력분야에 있어서 해파필터의 역할은 공기 중의 방사성 미립자를 제거하여 작업환경 및 인명보호 대기확산방지 등의 중요한 역할을 해냄으로써 그 기능과 성능에 대해서 보다 엄격하고 실질적인 관리감독이 이루어지고 있는 추세이며 그 중요성에 대한 인식 또한 확대되어 가고 있다.

발전시설의 정상운전 및 비정상운전 시 공기를 여과하기 위해 사용되는 필터를 원자력등급 해파필터라 한다. 일반산업용의 해파필터가 단순히 공기 중 미세입자를 걸러내는 것 외에 별다른 제작 사항에 대한 조건을 두지 않는 반면, 원자력등급 해파필터는 장착되는 모든 모델에 대해서 입자포집효율과 초기차압이라는 단순 수치 외에도 원자력 계통사고 시에도 계통 내에서 적정 수준의 성능을 충분히 수행해낼 수 있도록 ASME AG-1과 KEPIC MHB의 Section FC에 의해 재료의 선정(FC 3000), 설계(FC 4000), 시험및검사(FC 5000)를 통한 제작검증이 요구되고 있다. 따라서 해파필터의 검증요건에 관련된 규정과 시험방법을 살펴보고 이들 검증시험의 중요성에 대한 인식을 공유하여 검증제품의 사용과 원자력안전의 필요성을 강조하고자 한다.

2. 본론

원자력등급의 해파필터는 새로운 필터가 설계 또는 설계변경이 이루어지는 경우 해당 모델에 대한 승인 및 생산 작업 전에 검증시험이 수행되어야 한다. 시험은 제작사와 수요자와의 이해관계가 없는 독립적이고 공인된 필터시험기관에서 수행되고 인증되어야 하며, 각 크기별로 해파필터의 검증표본 11개를 동일한 재료, 장비 및 과정 등으로 제작하여 아래 그림 1에 따라 4개의 군으로 나누어 시험된다.

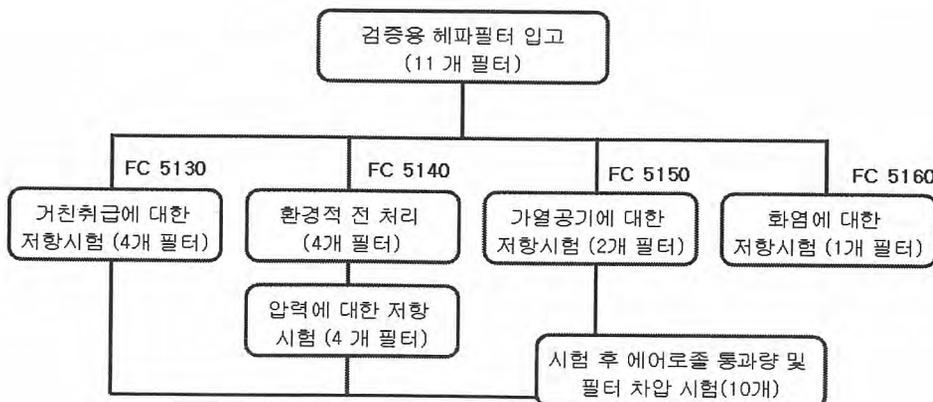


그림1. 원자력등급 해파필터의 검증시험 군(群) 및 검증시험의 종류

상기 검증시험을 위한 4개의 시험군은 원자력계통 사고 및 기타 재해 시 장착되어 운전 중인 원자력등급 폐파필터가 수행해야 할 최소한의 기능적 역할을 검증하기 위한 절차로서 표 1의 절차 및 기준에 따라 검증시험이 수행되어진다.

검증시험 구분	검증시험 절차	검증시험 기준	비고
가. 거친취급에 대한 저항 (4 개 1 세트)	MIL-STD-282의 105.10의 시험방법에 따라 거친취급기(rough handling machine)를 사용하여 19mm 진폭과 분당 200번의 진동으로 15분 동안 시험	시험이 종료된 후 육안적인 파괴 및 손상이 없어야 하며, 100% 및 20% 정격유량에서 초기차압과 최소포집효율(99.97 % 이상)이 유지될 것	운반, 취급, 충격 등 물리적 손상으로부터 폐파필터가 원형을 유지하여 제 기능을 수행할 수 있는지를 검증
나. 압력에 대한 저항 (4 개 1 세트)	온도 35±3℃, 상대습도 95±5%로 24시간 컨디셔닝된 필터를 압력시험기에서 10±0.2 in.wg의 압력차를 조성하여 1시간 동안 유지	시험이 종료된 후 15분 이내에 제품시험을 수행하여 20% 정격유량에서 최소 포집효율이 99.97 % 이상을 만족할 것	원자력 계통사고 시 100 % 포화된 고습조건에서 폐파필터가 높은 압력에 견딜 수 있는지를 내압 검증
다. 가열공기에 대한 저항 (2 개 1 세트)	시험 챔버에 필터를 장착 후 370±25℃로 가열된 시험유량으로 5분 이상 통과시킴	시험이 종료된 후 100%의 정격유량에서 최소 포집효율이 97% 이상일 것	화재사고 시 배기계통에 방출되는 고온의 공기 중 미립자를 여과할 수 있는지에 대한 내열 검증
라. 화염에 대한 저항 (1 개 1 세트)	파란색 불꽃 선단 온도를 955±25℃로 조성하고 측정된 불꽃 선단으로부터 2인치 거리에서 여재에 접촉하는 방식으로 5지점에 각기 약 5분간 화염을 방사	각 화염방사 지점에서 5분간 불꽃접촉 시험 수행 후 화염을 제거한 이후에 필터의 하류면에서 계속해서 불타는 곳이 없을 것(자가소화성아 있을 것)	화재사고 시 폐파필터가 연소되지 않고 내화 성능을 유지하는 지를 검증

표 1. 원자력등급 폐파필터의 검증시험 절차 및 기준

3. 결론

원자력등급 폐파필터는 기체상의 방사성 미립자를 제거하기 위한 최후의 보루로서 그 역할과 기능은 엄격히 관리되고 유지되어야 한다. 그러므로 일반 운전 조건 중에서 뿐만이 아닌 원자력 계통사고 시에도 제 역할을 충분히 수행해 낼 수 있는 필터를 제작하고 설치 운영하여야 한다.

모든 원자력 및 원자력이용시설의 원자력등급 폐파필터는 ASME AG-1(KEPIC-MH)의 기준에 따라 독립적이고 공인된 필터시험기관에서 검증시험을 수행하여 검증하여야 한다. 또한 검증시험을 통해 제작사의 설계능력과 제조능력이 입증된 모델에 한해 사용을 하여야 한다.

한편 검증된 제품모델이라 할지라도 검증모델과 동일한 설계, 재료, 제작방식으로 폐파필터가 반드시 제작이 되어야 하며, 일부 샘플링이 아닌 전수제품시험을 통하여 그 성능(최소포집효율, 초기차압)을 만족한 필터만을 사용하여 원자력 및 원자력이용시설의 방사성안전의 신뢰성과 건전성을 유지해야 할 것이다.

원자력 공기정화계통(HVAC) 현장누설시험용 에어로졸 발생기의 국산화 개발

김호영, 강선행, 김광남, 정문용

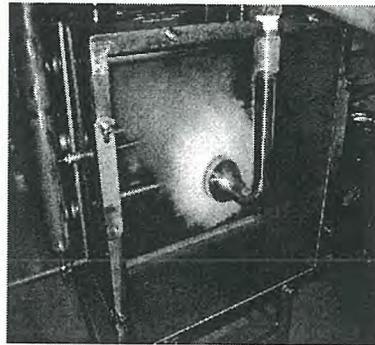
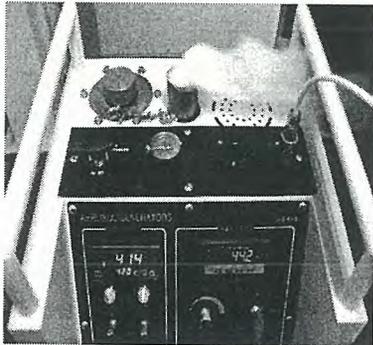
(주)한국필터시험원, 광주광역시 북구 오룡동 1110-23

kftl@kftl.re.kr

1. 서론

원자력 공기정화계통(HVAC)이란 발전소의 정상운전, 비정상운전 및 사고시 방사성 가스 및 분진 등 오염물을 물리적 특성을 심각하게 변화시키지 않고 제거하도록 설계된 시스템으로 원자력발전의 안전성 제고와 신뢰도 향상을 위해 공기정화계통은 현장누설시험을 주기적으로 수행하고 있으며 Regulatory Guide 1.52에 따라 누설률은 0.05% 이내로 제한되고 있다.

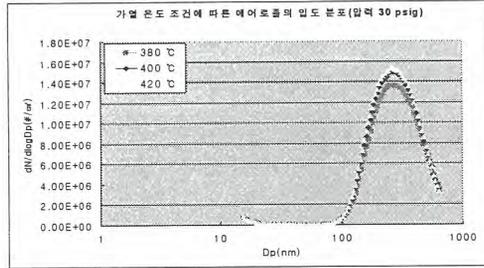
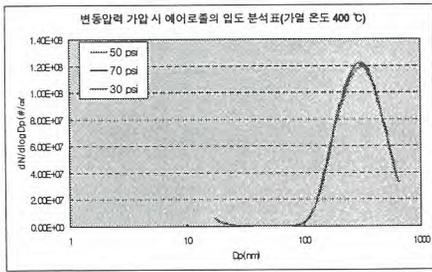
공기정화계통의 핵심부품인 HEPA필터뱅크에 대한 현장누설시험에 사용하는 에어로졸은 입자 크기 $\leq 3 \mu\text{m}$, 사용 온도범위 $\leq 420^\circ\text{C}$ 에 시험 유량 범위 내에서 시험 중 특성변화가 없어야 한다. 통상 사용하는 DOP (Di-octyl Phthalate) 입자는 필터류 및 현장누설시험용 입자로서 이미 그 안정성이 입증되어 있다. 그러나 그 발생장치는 제어방식, 가열방식 및 압력공급 수단 등에 충분히 숙련된 사용자가 아닌 경우 효과적인 운용에 문제가 있다고 알려져 있어 국산화개발의 필요성을 갖고 500 ~ 30,000 cfm급 에어로졸 발생기 (저온형, 고온형)를 국산화하였다.



2. 실험 및 고찰

국산화된 개발제품의 시험결과와 성능 특성을 요약하자면 다음과 같다. 즉,

- ① 탱크 저장 수위에 따라 평균 입경 최대 분포 사이즈가 다르게 분포 하였으며, 저장고 수위 70 mm 내외에서 가장 조밀한 에어로졸이 생성되었다.
- ② 저온형, 고온형 각각의 장치에 대한 시험에서 장치에 공급할 공기의 적정 압력은 30 psi 이다.
- ③ 다중 에어로졸 제너레이터의 경우 노즐 개방수에 비례하여 에어로졸 발생량이 증가하지는 않으며 노즐 수가 4~5개에서 최적의 발생량을 보였다.
- ④ 고온형 발생기의 경우 DOP 에어로졸의 적정 생성온도는 400~420°C이다.



또, 개발된 제품의 성능평가를 위해 타사제품 (NUCON 사의 F-1000-DDF)과의 비교시험을 통해 그 성능을 평가하였다. 비교평가결과 두 장비간의 측정값의 차이가 없음을 입증하였고 현장 적용 시험에서도 시험결과에 차이가 존재하지 않았으므로 외산제품을 대체할 장비로 현장 적용이 가능함을 확인하였다.

3. 결론

국산화 개발된 에어로졸 발생기의 특징은 현재 원자력발전소 등에서 요구하는 기기사양을 충족 하면서 운전이 용이하여 시험 중 기기 조작에 따른 오류를 줄일 수 있다는 점 등 시험안전성과 신뢰도가 대폭 개선된 점에 있다. 향후 발전소 등 원자력 시설의 현장누설시험 및 관련 장비의 유지 보수 등에 적용해갈 계획이다.

조사후시험시설에서의 공기필터 유니트의 초기압 변화 및 선택기준

황용화, 이형권, 서항석, 전용범, 류우석

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045(덕진동 150-1)

hyh@kaeri.re.kr

1. 서론

조사후시험시설에서는 급기구 전단에 공기여과장치로 전치(pre-filter) 및 중성필터(medium filter)가 설치되어 있다. 급기된 외부공기가 시설내부의 청정구역 관리구역, 제한구역, 금지구역으로 이동된 후 계통의 최종단에서 배기될 때 취부된 여과장치의 성능에 따라 공기의 청정도가 달라진다. 그러므로 여과효율, 공기속도 및 초기압력강하 등 필터 유니트의 제원에 따라 용량이 결정되어질 수 있다.

2. 필터 유니트의 성능 및 선택기준

2.1 프리필터(pre-filter)

전치용 프리필터는 610x610x50(mm)로 외기 급기구에 취부되어 10 μ m 이상의 조대분경을 포집하는 것으로 유리섬유로 된 판넬형 메트가 사용되었다. 2m/s의 공기유속에서 ASHRAE 80-85%의 효율과 1200-2300CMH의 유량을 갖으며, 4~5mmH₂O의 저압손이 유지되는 제품을 선정하였다.

2.2 중성필터(medium filter)

해파필터의 수명연장을 위해 해파전단에 설치되며, 6000CMH의 유량과 610*610*400(mm)크기이다. 2m/s의 공기유속에서 ASHRAE 95%의 성능이 유지되며 28m²의 표면적을 갖으며 최고 사용온도 120℃와 98%의 습도조건에서도 사용가능하도록 설계되었다. 초기압손이 15mmH₂O로 35mmH₂O에서 교환을 권장하는 시점으로 정하였다. 가스켓은 15*10mm 반원형 폴리우레탄(half round polyurethane foam)으로, 내화성 M1등급과 내방수성 화이버 글라스(fiber glass)로 제작되었다. 비교적 청정도가 요구되는 수준에서 사용가능하다.

2.3 Transfer, cylindrical 및 해파필터

Transfer는 1700CMH, 21m²의 표면적, 610*292*305 크기이며, cylindrical 필터는 Φ 245*380크기의 원통형으로 300CMH의 통과유량으로 설계하였다. 해파필터는 610*610*292로 여과 표면적이 42m²로 다풍량 저압손의 여과특성을 갖는다. MIL-F-51079에 의한 상기의 해파여과지를 사용한 필터는 공기 중의 저농도 마이크론 단위의 미세입자를 고효율로 제거할 수 있는 효과적이고, 신뢰성 있는 공기여과 유니트로 5.3cm/sec(320cm/min)의 통기속도에서 필터의 압력강하가 40mmH₂O 이내가 되도록 기준하였다. DOP 입자 투과율은 MIL-STD-282의 검사방법에 의해 4ft/min의 공기유속에서 0.3 μ m DOP 스모크(smoke)를 혼합한 공기를 통과시켜 하류측의 농도가 상류측에 비해 누설율이 ANSI N509에 규정된 0.03%(99.97%이상의 효율)보다도 낮은 0.01% 이내의 누설율로 우수한 성능을 보였다. 또, 길이 및 가로방향의 인장강도는 2.5lb/inch(1.13Kg/inch), 2.0lb/inch(0.93Kg/inch) 이상으로 하고, 여제시트를 조밀 성형하여 표면적을 대폭 확장한 V-pleats를 택하였다. 그 이유는 주름 및 외곽틀에 지지대를 고정시켜 진동과 충격에 대한 변형을 최소화하기 위함이다. 그리고 고가의 제품임에도 불구하고 기존제품에 비해 사용주기가 월등히 연장되어 폐기물의 발생량이 반감되는 장점이 있었다. V형의 여제주름을

시일(seal)로 틀에 고정시켜 강도를 보강하고 프레임(frame)은 크롬도금 탄소강 또는 스테인레스강 재질을 사용하였다.

3. 공기유량에 따른 초기압 변화

공기유량시험은 측정유량이 설계유량의 $\pm 10\%$ 이내가 되도록 최대한 조절하였고, 초기압 강하가 그림1-2에서와 같이 중성필터는 정격유량 3400CMH에서 10mmH₂O 부근을, 상한선에 인접한 4500CMH 유속에서는 15mmH₂O를 나타내었고, 해파필터는 상기유량에서 25mmH₂O 이하로 나타냈다.

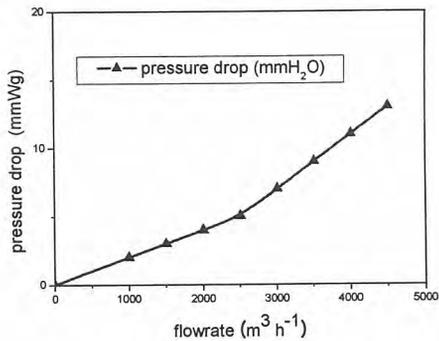


Fig 1. Resistance and clogging capacity of medium filter

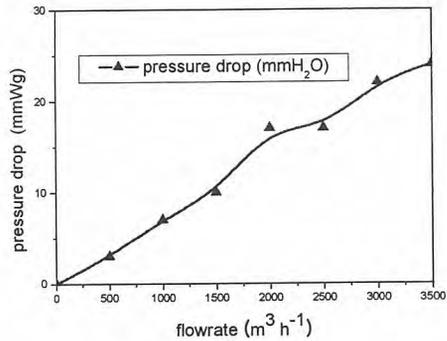


Fig 2. Resistance and clogging capacity of HEPA filter

4. 결론

조사후시험시설에서는 대규모 공기유량으로 적절한 필터유니트의 선정이 에너지 저감 차원에서 매우 중요하다. 특히 시설 내 부압유지 및 고효율의 에너지 저감대책으로 여과장치의 저압손화로 압력손실을 줄이는 것이 큰 효과가 있다고 판단된다. 따라서 근래는 종래의 사양보다 압력손실이 줄어든 저압손화로 진척되고 다양한 여과제들이 출시되고 있다. 방사선용 공기여과기는 규정에 따른 설계와 주기적인 성능시험이 요구되므로 관리가 매우 어렵다. 사용 중에 변형이 발생되지 않도록 공기유속의 적절성과 여과장치의 저압손화를 주기적으로 점검할 필요가 있다. 효율 및 초기압시험에서 규정에 요구하는 이상의 성능을 나타냈다고 사료된다.

조사재시험시설 Charcoal 필터뱅크용 캐니스터 성능 개선

백상열, 홍권표, 안상복, 류우석

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

sybaek1@kaeri.re.kr

조사 핵연료 및 구조재료의 핫셀시험을 위한 조사재시험시설은 고방사능물질의 시험 및 취급과정에서 발생한 각종 방사성 물질에 오염된 핫셀공기를 정화하기 위한 특수 공기조화설비를 운영한다. 본 설비는 핫셀 내에서 오염된 공기를 여과하기 위하여 1차로 원형 HEPA 필터가 설치되어 있으며, 2차로 전·후 2단의 HEPA 필터와 중간단의 활성탄 필터로 구성된 AFU(Air Filtering Unit)로 최종 정화하여 외부에 방출하는 DUP(Deep Under Pressure) 시스템을 채용하고 있다. 따라서 외부에 방출하는 공기의 오염을 최소화하기 위하여 예비용 DUP 계통에 활성탄 필터뱅크를 채용하고 있으며, 성능향상을 위하여 구조를 보완한 신규의 캐니스터(canister)를 개발설치하여 공조설비의 신뢰를 향상시켰다.

1. 서론

조사재시험시설의 예비용 DUP 배기계통의 필터뱅크는 4대로 구성되어 있으며 각뱅크별로 4대씩의 캐니스터가 설치되어 있다.

- 캐니스터의 기능 및 설계기준

캐니스터는 차콜필터뱅크내의 흡착제의 표본을 얻기 위한 설비이며, 정기적으로 얻어진 표본은 성능시험을 통해 흡착제의 성능을 입증하는 역할을 하고 있다.

캐니스터는 공기 흐름에 수직방향으로 하여 유효 유량이 주 베드와 같아야 한다. 또한 베드 깊이, 상주시간, 압력강하 및 충전 밀도 등도 같아야 한다.

2. 성능검증을 위한 캐니스터 형상 개선

활성탄 필터의 성능검증은 18개월 주기의 현장 누설시험을 통한 각 AFU의 성능검사와, 장착된 캐니스터로부터 차콜을 추출하여 공인 시험기관에서 방사성 옥소의 성능검사를 실시하는 두 가지 방법이 있으며 두 가지를 모두 만족하여야 한다. 현장 누설시험은 누설율이 0.05% 이하 유지하여야 하며, 능검사 결과는 90% 이상이어야 한다.

초기에 장착된 캐니스터 모양은 그림 1과 같으며, 새로 제작한 캐니스터는 그림2와 같다. 새로 제작한 캐니스터는 공기의 흐름이 균일하게 차콜을 통과하도록 하였고 성능검증에 대한 신뢰성을 향상 시켰다. 또한 캐니스터 가스켓 접촉 방식 개선은 공기의 흐름이 캐니스터의 가스켓 부위로 누설되지 않도록 오링(그림 3)을 설치하고, 스프링(그림 4)으로 강하게 눌러 주어 지속적으로 누설이 없도록 하였다.

3. 구조 개선에 따른 결과 및 고찰

캐니스터의 구조를 다음의 관점에서 개선하였으며 상세한 개선 후 상세형상은 도면 1에 나타낸 바와 같다.

- 가. 공기흐름이 균일하게 캐니스터를 통과하도록 제작
- 나. 오링 설치 후 지속적으로 밀봉이 되도록 스프링을 채택
- 다. 베드 깊이 및 공기 상주시간 일정하게 유지

4. 결론

캐니스터의 성능을 향상시키기 위한 개선작업을 통하여 캐니스터 운전신뢰도를 재고하였으며, 이는 원자력특수시설에서 공기정화장치의 유지보수의 신뢰도를 향상시킬 것으로 기대된다.



그림 1 기존 캐니스터



그림 2 신규 캐니스터



그림 3 설치오링

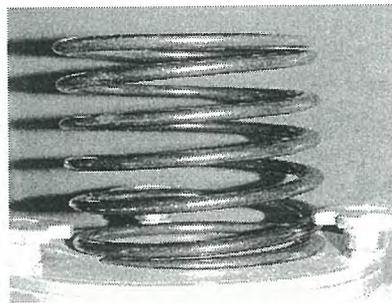
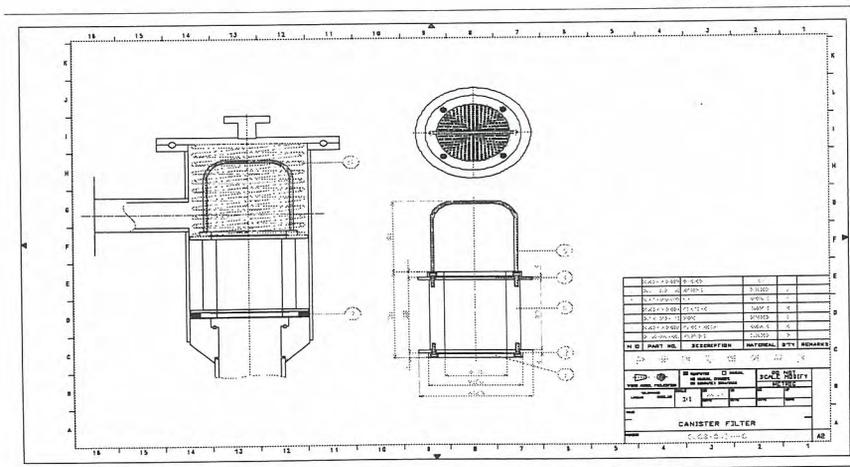


그림 4 압축용스프링



도면 1 신규 캐니스터 형상

제2-2분과

방사성폐기물 처분 (Oral)

빈 면

구리의 전기화학적 부식특성

이민수, 최희주, 이지현, 최종원, 김형준*

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

*포항산업과학연구원, 포항시 남구 효자동 산32

minm@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위 방사성 폐기물의 영구처분있어서 가장 중요한 요소는 처분용기의 장기 건전성이다. 처분용기는 최소 1,000년에서 수백만년에 이르는 기간동안 처분환경에서 핵종의 유출이 없이 안전하게 고준위 방사성 폐기물을 보관해야 한다. 이를 위해서 처분용기의 내부식성은 절대적이라고 할 수 있다. 현재 고준위 방사성 폐기물의 장기 부식 안전성을 위해서 가장 많이 사용되고 있는 재료는 구리이다[1, 2]. 예외적으로 미국의 경우에 있어서는 유카처분장의 산화조건에 부응하는 물질로서 C-22 니켈 합금을 내부식 재료로 고려하고 있다[3]. 우리나라의 경우에는 지하 처분환경이 핀란드나 스웨덴과 같이 물이 많고, 산소가 거의 없는 환원조건이므로 처분용기의 내부식 재료로 구리가 적극 고려되고 있다[4].

사용후 핵연료를 저장하기 위한 구리용기는 지름 1m 내외에 높이 5m 가량이 된다. 이러한 크기의 용기를 연성이 좋은 구리로 제작하려면 단조공법으로 수십에서 수 cm 두께로 두텁게 제작될 수밖에 없다. 따라서 구리용기를 처분용기로 사용하는 것은 필요이상으로 처분용기가 무거워지는 동시에 비싼 고순도의 구리가 많은 양이 소요되므로 비용측면에서도 단점으로 지적되어 왔다. 이러한 문제점을 해결하기 위해 국내에서는 고준위 폐기물이 담긴 주철용기 표면을 구리로 저온분사로 두텁게 코팅하는 방안이 제시되었으며, 현재 개발단계에 있다[5]. 일반적으로 얻어지는 압출동이나 단조동에 대한 부식연구가 많이 되어 있지만, 새롭게 시도되는 저온분사 구리코팅층은 연구된 바가 별로 없다. 코팅동이 일반동과 마찬가지로 우수한 내부식성을 가진다면 처분용기 재료로서 적용이 가능하리라 본다. 초기분석으로서 코팅동, 압출동 및 단조동에 대한 부식거동을 전기화학적으로 비교분석할 필요성이 있다. 이에 본 연구에서는 코팅 조건을 달리한 세가지 코팅동, 압출동, 단조동에 대한 전기화학적 부식거동을 조사해 보았다. 이에 덧붙여서 신규로 청동이나 황동과 같은 동 알로이에 대한 분석도 함께 시도하였다. 동 알로이를 사용한 이유는 인류가 최초로 사용한 금속일 뿐 아니라 강성이 순동에 비해 우수하기 때문에 주조를 이용한 용기개발가능성도 배제할 수 없기 때문이다.

2. 실험

실험에 사용된 구리시편은 3종의 코팅 시편을 포함하여 총 7종을 사용하였다. 사용된 시편의 사양을 Table 1.에 나타내었다. 6:4황동은 구리와 아연의 비가 6:4정도로써 소량의 주석이 함유된 것으로서 염에 대한 부식저항성이 좋아서 Naval Brass라고 불리는 것이다. Al청동은 Al이 7~9% 함유된 것으로서 특히 황에 대한 부식저항성이 좋다고 알려져 있다. Potentiostat(을 이용하여 3M의 NaCl 용액에서 각각의 구리시편에 대해 상온에서의 Polarization curve를 구하였다. 또한 서해 바닷물 중에서 각각의 구리시편에 대해 상온에서의 cyclic polarization curve도 함께 구하였다. 얻어진 Polarization curve에서 Tafel Plot를 통해 각각의 산화환원 전위와 전류를 구하여 그 부식율을 가능해 보았다. 그 결과 NaCl용액과 바닷물 모두에서비슷한 경향을 얻을 수 있었다. 코팅시편은 일반동에 비해서 부식율이 다소 높게 평가되었으나, 산화환원전위는 큰 차이가 없었으며, 가장 순도가 높을수록 높게 나타났다. 열역학적인 관점에서 볼 때, 구리 시편의 형성 방법상의 차이는 산화환원전위에 미치는 영향은 미미한 것으로 판단되었다.

Table 1. 실험에 사용된 구리시편 사양

번호	사양	Oxygen Content (%)	density (g/cm ³)
#1	창성구리 코팅/STS 모재	0.33	8.72
#2	Tafa구리 코팅/STS 모재	0.019	8.90
#3	창성구리 코팅/주철 모재	0.32	8.72
#4	압출 무산소동	0.065	8.90
#5	단조동	*0.04	**8.6
#6	6:4황동	-	**8.5
#7	Al청동	-	**8.1

* Estimated value from a extruded copper

**Values from small specimens, generally the correct values are higher than those.

한편, 청동이나 황동과 같은 구리알로이들은 산화환원전위는 순동 시편들에 비해서 낮게 나타났던 것으로 보아 산화가 용이한 것으로 보이나 실제 부식율은 이보다 낮게 나타나는 것으로 보아서 치밀한 산화막이 시편표면에 형성된다는 것을 알 수 있었다.

같은 순동시편들간의 산화막의 부식저항성을 살펴보기 위해서 해수중에서 얻은 cyclic polarization curve에서 산화되기 전후의 전기적 저항의 차이를 동일 전위에서 조사해 보았다. 그 결과, 코팅 시편은 산화되기 전 상태에서 일반동에 비해서 전기적 저항이 다소 높은 것으로 조사되었다. 그리고 산화된 후 산화피막에 의한 전기적 저항의 증가는 코팅동과 압출동은 비슷하게 나왔으나, 단조동은 매우 높게 나타난 것으로 보아서 순동 중에서는 가장 치밀한 산화피막을 가지는 것으로 나타났다. 그리고 알로이 역시 단조동과 비슷한 수준의 높은 산화피막을 가지는 것으로 나타났다.

3. 결론

전기화학적 분석 방법을 통해 코팅구리와 기타 구리재료의 부식특성을 가늠해 보았다. 그 결과, 코팅구리의 산화환원 전위는 재료의 형성방법에 따라서 특별히 달라지지 않음을 확인하였으나, 부식율에 있어서는 일반동에 비해서 다소 높은 결과를 나타내었다. 그리고 부식 전후의 전기적 저항을 살펴본 결과, 단조동이 일반 코팅동에 비해 우수하다는 것을 알 수 있었다. 한편, 구리 청동과 황동과 같은 구리 알로이는 산화환원전위가 비교적 낮게 형성되지만, 대신에 치밀한 산화피막을 가지는 것으로 보여졌다.

REFERENCES

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. G. Gordon, Corrosion 58 (2002) 811.
4. H.J. Choi, Y. Lee, J. Choi, et al. "PWR 사용후핵연료 처분용기 안전성분석보고서" KAERI/TR-3063/2005
5. M.S. Lee, H.J. Choi, et al. "저온분사로 제조된 구리층의 부식특성" 춘계방사성폐기물학회논문집, pp.137-138 (2008)

방사성 폐기물 처분장에서 가스 발생 평가 모델링

강철형, 이연명, 황용수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

chkang@kaeri.kr

1. 서론

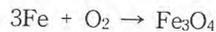
방사성폐기물에서는 다양한 반응에 의하여 가스가 발생된다. 방사성폐기물에서 가스 발생은 환경 조건, 특히 물, 산소, 온도, pH 등과 화학 조건에 민감하게 변한다. 처분장 조건에서 고려할 수 있는 가스 발생 기구는 금속의 부식, 방사선에 의한 분해와 미생물에 의한 유기물질의 분해 등이 있다. 이 논문에서는 이러한 반응기구들을 기술하고 SMOGG코드 [1]를 이용하여 발전소 운영 폐기물에 대한 기체 발생을 및 발생량을 평가하여 보았다.

2. 기체 발생 모델

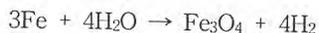
가. 금속 부식

일반적으로 폐기물에는 stainless 와 carbon steel을 모두 포함하고 있다. 가스 생성 모델링의 목적으로 같은 반응에 따라 부식되나 반응 속도는 다른 것으로 가정되었다. 다음은 steel에 대한 혐기성 산소막 환원 반응 등을 제외한 대표적인 부식 반응이다.

(1) 호기성 부식



(2) 혐기성 부식



방사선 조사된 금속들은 대부분 질소 활성화 생성물로서 ^{14}C 을 포함하고 있다. 어떤 금속들은 또한 고온에서 금속으로 확산된 트리튬을 포함하고 있다. 이들은 금속이 부식할 때 ^{14}C 치환된 작은 가스 상태 분자와 tritiated 수소를 생산할 것으로 기대된다.

나. 방사분해

방사분해는 폐기물로부터 가스 유출의 중요한 원인이라고 할 수 있다. 물의 방사분해와 수지(resin) 등의 유기물의 방사분해 등의 방사 분해를 고려할 수 있다.

(1) 물과 수용액의 방사분해

물의 방사분해는 수소를 생산한다. 물이 약간의 트리튬을 포함하고 있다면 유출된 수소에 상응하는 비율로 삼중수소가 발생될 것이다. 폐기물 package 내에 존재하는 물은 α , β , γ 방사선으로부터 방사선 분해될 수 있다. package 외부, 완충재에 있는 물은 또한 폐기물 package에서 새어 나간 γ 방사선에 의해 방사선 분해될 수 있다.

(2) 유기물의 방사분해

폐기물 내 존재하는 유기 화합물의 방사성 분해는 다양한 가스 생성을 야기할 수 있으나 [2], 이 모델에서는 수소가 대부분의 가스를 구성할 것이라고 가정하였다. 유기 물질은 셀룰로오즈, 비셀룰로오즈 중합물질, 유류, 그리고 작은 분자 등 4가지 그룹으로 나눌 수 있다.

다. 유기 물질의 미생물학적인 분해

미생물에 의한 분해에서 고려될 수 있는 유기물질은 셀룰로오즈와 가용성 유기 분자 등이 있다. 셀룰로오즈는 초기에 일차적으로 작은 유기 분자로 가수 분해된다. 그리고 작은 유기분자들과 같은 방식으로 이산화탄소와 메탄으로 분해된다. 메탄은 혐기성 조건과 질산염(nitrate)과 황산염(sulphate)이 없는 조건하에서만 생산된다. ^{14}C 은 그 시간에 생성된 가스로부터 나온 작은 유기 분자들의 집합에 있는 ^{14}C 와 ^{12}C 의 비율에 비례하여 생성된 가스와 합쳐질 것이다.

3. 가스 발생 평가

가스 발생 평가모델의 계산 예로 발전소 운영폐기물을 고려하여 보았다. 그림 1은 이 중 잡고체 폐기물의 시간에 따른 기체 발생 누적량을 나타내고 있다. 잡고체 폐기물의 경우 그 조성이 다양하기 때문에 잡고체 드럼의 조성을 가정하여 평가하였다.

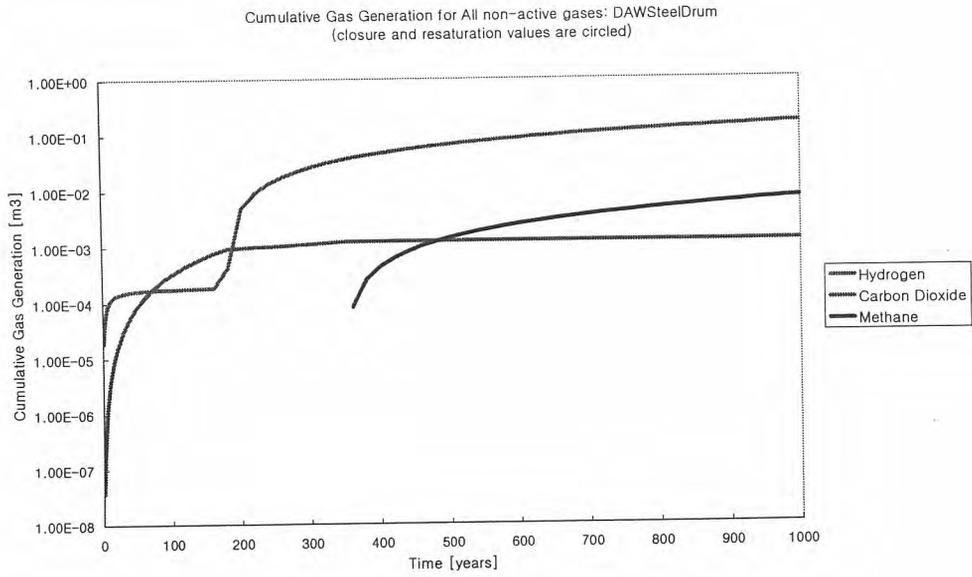


그림 1 일반 잡고체 폐기물 드럼당 기체 발생량

참고 문헌

1. Rodweel, W. R. *Specification for SMOGG Version 4.0: a Simplified Model of Gas Generation from Radioactive Wastes*, SERCO/ERRA-0452, 2004.

사 사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

Variation of Solubility for Uranium and Thorium Oxides with the Redox Potential Values of a KURT Ground Water

S.S. Kim, M.H. Baik, K.C. Kang and J.W. Choi

Korea Atomic Energy Research Institute, 1045, Daedeok-daero, Yuseong-gu, Daejeon, 305-353, Korea
nsskim@kaeri.re.kr

1. Introduction

The geochemical behavior of uranium has received extensive study due to the importance of uranium as an energy source and a geochronology indicator. During the past 25 years, research in uranium geochemistry and mineralogy has concentrated on issues pertaining to the disposal of a spent nuclear fuel and related nuclear wastes in subsurface geological repositories. UO_2 has a low solubility at a low Eh value in most natural deep groundwaters, while at higher redox potentials hexavalent uranium (U(VI)) species are stabilized and their solubility increases with orders of a magnitude. The extent of a dissolution will also be controlled by the ligands present in a groundwater. Redox-stable Th(IV) can be used as an analogue for other tetravalent actinides (An(IV)) in order to avoid experimental complications from possible redox reactions in the case of U(IV), Np(IV) and Pu(IV). A comprehensive investigation of the predominant complexes of tetravalent actinides in a ternary system An(IV)-OH- CO_3 requires a variation of the concentrations of the ligands OH^- and CO_3^{2-} over wide ranges. In this study, the solubilities of UO_2 and ThO_2 in a domestic granitic ground water were measured experimentally in various conditions and their solubilities and speciations in the same conditions as the experimental solutions were also calculated by PHREEQC (V.2). Then these results were compared with each other as well as with foreign results.

2. Experiment and Calculation

The experiment was performed with 0.1 g of pretreated UO_2 and ThO_2 powders immersed in 400 mL of the KURT(KAERI Underground Research Tunnel) groundwater in a Teflon reaction vessel in an Ar-filled glove box at room temperature. The redox potential (Eh) of the groundwater in the reaction vessel was adjusted to around -0.2, -0.3 and -0.4 V by a potentiometer. Working and count electrodes were made of platinum plates with 5 cm², and the count electrode was immersed into the groundwater isolated by a VycorTM membrane glass tube. About 20 ml of sample solutions from a reaction vessel were drawn periodically, and the same volume of fresh groundwater was added to maintain a constant volume in the reaction vessel. Sample solution was filtered to 0.22 μ m and immediately re-filtered with an NMWL 500k membrane ultrafilter (3~5 nm pore size) to remove the colloids. Then the concentrations of uranium and thorium in the solutions were analyzed by an inductively coupled plasma - mass spectrometry.

$UO_2(s)$ and $ThO_2(s)$, which is suggested in "Chemical Thermodynamic Data Base 01/01" produced by Nagra/PSI¹, was used as the SLSP(solubility limiting solid phase) of uranium and thorium without a distinction between the crystal and amorphous compounds at pH > 6 of solution. From the composition and condition of a groundwater, the thermodynamic data and the SLSP, the dissolved species and the concentrations of uranium and thorium were calculated by PHREEQC (Ver. 2).

3. Results

The variations of the concentrations of uranium and thorium in the sample solutions as a function of

dissolution the time are shown in Fig. 1. The solubility and species of the uranium and thorium in the same experimental solution conditions were calculated by PHREEQC and the results are shown Table 1.

4. Conclusions

The concentrations of uranium and thorium released from $UO_2(cr)$ and $ThO_2(cr)$ remained between $6 \times 10^{-8} \sim 10^{-9}$ mole/L in the KURT groundwater at a range of pH 8.1 ~ 11.4 and below -0.2 V of a reducing condition, which are comparable to foreign experimental results. The concentrations of uranium and thorium calculated by PHREEQC for $UO_2(s)$ and $ThO_2(s)$ in the same experimental solution conditions were $1.9 \times 10^{-7} \sim 7.8 \times 10^{-10}$ mole/L. This range is not greatly different from the experimental results.

REFERENCES

[1] W. Hummel U. Berner E. Curti F. J. Pearson T. Thoenen, Nagra/PSI Chemical Thermodynamic data base 01/01, Universal Publishers, Florida, USA, (2002).

Table 1. The concentration and dominant species of uranium and thorium compounds in KURT groundwater calculated by the PHREEQC (V.2) code.

SLSP	pH	Eh (V)	Concentration (mole/L)
$UO_2(s)$	8.1	-0.2	7.8×10^{-10}
	9.8	-0.3	4.0×10^{-9}
	11.4	-0.4	7.1×10^{-9}
$ThO_2(s)$	8.1	-0.2	1.9×10^{-7}
	9.8	-0.3	1.0×10^{-7}
	11.4	-0.4	3.3×10^{-8}

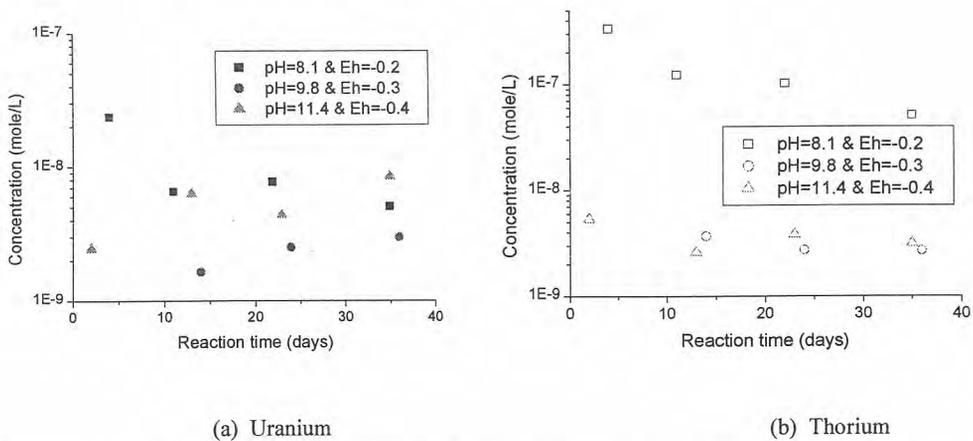


Fig. 1. The variation of the concentration of (a) uranium and (b) thorium at various pH and redox potential (Eh) as a function of a dissolution time.

화강암에서 핵종 관통 확산 메카니즘 해석

박정균, 백민훈

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

ckpark@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성폐기물을 지하 결정질 암반에 처분한 후 장기간이 경과하면서 핵종들이 지하수에 용해되어 암반균열을 따라 이동하게 될 것이다. 특히, 고준위폐기물을 국내 지하 결정질 암반에 처분할 때 가장 먼저 고려할 수 있는 암석이 화강암이다. 그래서 국내에서 널리 분포하는 황등화강암을 대상으로 확산실험을 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. 본 실험에서는 다양한 물성을 가지는 핵종들을 화학적 성질에 따라 분류하여 화강암에서 관통확산실험을 수행하여, 그 화학적 물성에 따라 어떤 확산특성을 가지는지 평가해보고, 확산메카니즘을 구별해 보고자 한다.

2. 실험 및 결과

그림 1과 같은 개념의 관통확산 (through-diffusion) 실험장치를 제작하여, 실험장치 가운데에 암석박편을 끼우고 silicon 수지로 밀봉, 경화시킨 후, 양쪽에 지하수를 넣고 3주일 정도 유지시켜 화강암세공이 물로 포화되게 한다. 그 후, 한쪽에 확산시킬 화학종을 첨가하고 교반시킨 후 시간에 따라 추적자가 화강암박편을 관통해 반대편으로 확산되어 나온 농도를 측정한다. 실험핵종으로 유기염료, THO, Cl^- , Co, Sr, Cs, U, Eu, Th를 사용하였다. 화강암에서 확산계수는 핵종이 관통확산된 부분인 C_2 에서의 농도증가를 측정하여 식을 사용해 구하였다. 음이온인 Cl^- 의 확산계수는 유기염료인 에오신보다 두 배 이상 큰 값이다. 이는 암석표면이 전기적으로 음성을 띠므로, Cl^- 는 음이온배제효과 (anion exclusion effect)로 인해 암석과 상호작용없이 암석을 관통확산하고, 에오신은 큰 분자량으로 인해 암석세공을 통과하는데 저항이 더 크게 받았음을 알 수 있다. THO의 유효확산계수는 음이온보다 큰 값인데 이는 수소양이온이 암반표면과 일정한 상호작용이 있음을 의미한다. 수착성 핵종으로서 +1, +2 원자가를 가지는 단순양이온인 Sr^{+2} , Co^{+2} , Cs^+ 의 확산메카니즘을 규명하기 위해 먼저 실험으로 이들의 겉보기확산계수를 구하였다. 그리고, 비수착성핵종인 트리튬 확산실험결과로부터 암석의 기하학적인자(δ/τ^2)값을 계산한 다음 이를 근거로 공극확산만 일어난다고 가정하여 세 핵종의 겉보기확산계수를 계산하여 실험치와 비교하였다. 그 결과 Co^{+2} , Cs^+ 는 상당히 접근한 값을 보여주었고, Sr^{+2} 의 경우는 실험치보다 상당히 작은 값이었다. 이는 Sr^{+2} 의 경우 공극확산의 다른 확산메카니즘이 존재함을 의미하고 겉보기확산계수는 주로 표면확산에 의해 결정됨을 알 수 있다. 표면확산이 일어나는 정도는 암석과 핵종의 상호작용의 가역성의 정도, 즉 수착가역성으로 평가할 수 있었다. 세 핵종의 경우, Sr^{+2} 는 약 50%의 수착가역성을 가지고 Co^{+2} , Cs^+ 는 75%이상 비가역성 수착이다.

U, Th, Eu등 악티나이드계열을 중심으로 수착성 고준위핵종들은 대부분 산화환원조건, pH, Eh, 이온강도 등 지화학조건에 민감하게 물성이 바뀌므로 K_d , D_s 값도 유동적이다. 그래서 확산 실험도 산성영역인 pH4 수준에서 실험과 알칼리영역인 pH10수준에서 확산실험, 그리고, 산화환원과 환원환경을 인공적으로 조성해 확산실험을 한 후 상호 결과를 비교해 보았다. 산화환원에서 실험결과를 살펴

보면, 우라늄의 경우 산성 영역과 알카리 영역에서 확산계수 값의 차이가 컸다. 이는 산화환원 상태에 따른 주요 화학종들이 다르고 이들의 화학특성들도 다르기 때문이다. 대기산소조건에서 U(VI)가 가장 안정적이어서 대부분 우라늄은 U(VI)로 존재한다. pH6이상에서 $UO_2(OH)_2 \cdot 2H_2O$ 의 침전에 의해 착물을 형성해 용액중 우라늄농도가 제한된다. 알카리실험조건에서 우라늄의 99%이상이 단일삼탄화합물인 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$ 로 존재하는 것으로 계산되었다. 알카리영역에서 단일삼탄화합물인 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$ 가 산영역에서 주요화학종인 UO_2^{2+} 보다 확산계수가 4배정도 더 크다. 이는 알카리영역에서 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$ 가 전기적으로 음성을 띄어 암석과 상호작용이 산성영역에서보다 적으며 콜로이드 형태로 암석박편을 관통확산한 것으로 여겨진다. 즉 알카리실험조건에서는 탄산이온농도가 우라늄화합물을 형성하는 결정적인 역할을 함을 알 수 있다. Th의 경우는 산화환경에서 pH조건변화에 따라 확산계수 값이 크게 변하지 않았다. 한편, Eu의 경우 산화환경에서 pH조건변화에 확산계수가 가장 큰 변화를 보였는데, 이는 알카리 영역에서 대부분의 유로피움이온들이 낮은 용해도로 인해 대부분 침전되고 또, 암석표면에 수착하여 확산되는 종들이 지극히 적은 양이라고 해석할 수 있다.

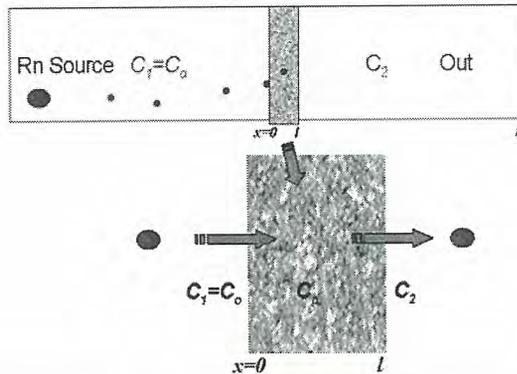


Fig.1 Schematic diagram of the through-diffusion experiment

3. 결론

화강암에서 핵종들의 확산메카니즘은 화학적물성에 따라 상당히 다른 양태를 보여주었다. 비수착성핵종들의 경우, 음이온은 삼중수소수나 유기염료들보다 확산속도가 빨랐는데, 이는 암반공극표면에서 음이온배척효과로 인해 암반표면과 상호작용없이 확산이동했기 때문이다. +1, +2 원자가를 가지는 단순양이온의 경우, 수착가역성으로 표면확산정도를 평가할 수 있었다. 즉, 수착가역성이 큰 Sr에서는 뚜렷한표면확산경향을 보였고, 비가역성이 큰 Co, Cs에서는 표면확산 기여가 미미하였다. 다가핵종인 U, Th, Eu는 지화학조건에 민감하게 화학종과 확산특성이 변하는데, 알칼리조건에서 음이온을 띠는 탄산화합물을 형성하면서 산성조건에서보다 빨리 확산이동하였다.

REFERENCES

- [1] 1. J.Berry, K.Bond, M.Cowper, A.Green, and C.Linklater, *Radiochimica Acta* **66/67**, 447 (1994).
3. Y.Ohlsson and I.Neretnieks, *Diffusion data in granite*, SKB TR 97-20 (1997).
7. K.Skagius, and I. Neretnieks, *Water, Res, Res*,**24**(1),75 (1988).
12. J.Crank, *Mathematics of Diffusion*, Oxford Univ. Press, New York (1956).
13. T.Yamaguchi, Y.Sakamoto, S.Nakayama, and T.Vandergraaf, *J. of Cont.Hydrol*,**26**,109, (1997).
15. H.Sato, *Nucl. Tech.* **127**,199 (1999).
17. C.K.Park, and P.S.Hahn, *Kor.J.Chem.Eng*, **16**(6) 758 (1999).
18. M.H. Baik, W. J. Cho, P.S. Hahn, *J. Korean Radioactive Waste Society*, **2**(2), 135 (2004).

A Nuclide Release Behavior from an HLW Repository due to a Human Intrusion

Youn-Myoung Lee* and Yongsoo Hwang

Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Dukjin, Yuseong, Daejeon 305-353, Korea

*ymlee@kaeri.kr

1. Introduction

An evaluation program for the safety of a HLW repository which is conceptually modeled as shown in Fig. 1 has been developed by utilizing GoldSim[1] by which nuclide transports in the near- and far-field of a repository as well as a transport through the biosphere under various normal and disruptive release scenarios could be modeled and simulated. To demonstrate its usability, the influence of a possible disruptive event on a nuclide release behavior from a repository system caused incidentally due to a human intrusion has been investigated and illustrated as similarly done in a previous study.[2]

2. Illustrations and Discussion

Once a leakage from a damaged HLW canister through tiny holes happens, nuclides will spread out to the buffer material surrounding a canister as well as the backfill region in the tunnel before farther transporting into the flowing groundwater in the internal fractures and the major water conducting faults (MWCFs) of the far-field area of the repository. And then the nuclides will finally reach the human environment by passing over the geosphere-biosphere interface for an exposure to human bodies.

In view of a typical Korean geological situation two media could be characterized for the natural fractured rock media: First one is an internal fracture existing between the near-field zone of the repository and frequently modeled as a single fracture, and the other one is the MWCF zone through which all the nuclides released from the internal single fracture are assumed to transport upwards into the biosphere. Nuclide transport in the MWCF is also assumed to be dominated by an advection, facilitating in the application of a pipe pathway in the same way as the case of the internal fracture.

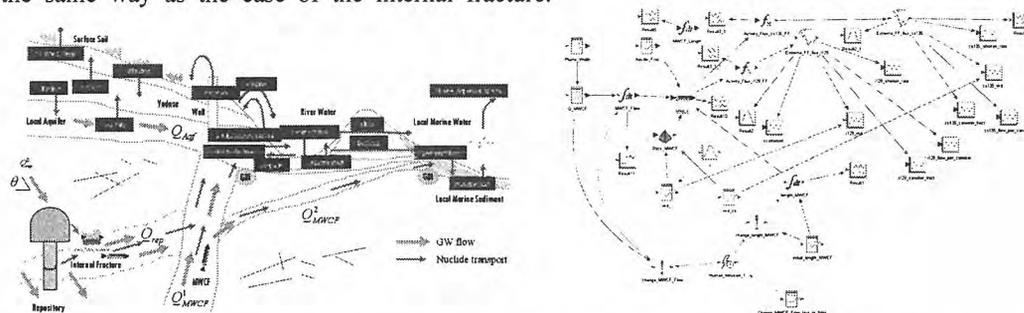


Fig. 1. Conceptual modeling scheme for the *GoldSimTSPA* model and a human intrusion implementation

When a human intrusion event first occurs, it is assumed that not only the length of the MWCF is assumed to be shortened to 90% of the initial distance, but also the flow rate in it is assumed to increase immediately by 10 times. However, this change is assumed to take place only once, with the first intrusion with an average rate of 10^{-4} per year based on a Poisson distribution of a random time interval.

In Fig. 2, breakthrough curves for ^{129}I and ^{135}Cs are plotted as a function of the time if a human intrusion occurs, in which ^{135}Cs shows a much larger influence than ^{129}I on a human

intrusion due to its higher retardation in the MWCF, as similarly discussed previously. Peak flux rates for ^{135}Cs from the MWCF, which decrease naturally as a retardation does, are plotted in Fig. 3a, as a function of the sorption coefficient in the MWCF, where the sorption coefficients for cesium in the far-field are assumed to vary logarithmically between $5 \times 10^{-2} \times (10^{-4}) \text{ m}^3/\text{kg}$ and $5 \times 10^{-2} \times (10^{-4}) \text{ m}^3/\text{kg}$. Human intrusion is assumed to increase the flow rate in the MWCF and to decrease the MWCF distance (Fig. 3b) or it only decreases the MWCF distance without a change of the flow rate (Fig. 3c).

As shown in Fig. 3b, the peak fluxes for ^{135}Cs vary above the base case in Fig. 3a. And also this is almost identical to the case when only the flow rate is increased by keeping the distance unchanged, even though not shown here, indicating almost no dependency of a change in the length of the MWCF on the peak flux, as also seen from Fig. 3c.

For lower values of the sorption coefficients the peak fluxes do not seem to be influenced by a human intrusion. This might be due to a rather fast transport of ^{135}Cs in view of a rather slow frequency of a human intrusion, not causing an obvious influence on the peak fluxes. However as the sorption coefficients increase continuously, the peak fluxes also do so, even making the band much wider for greater sorption coefficient values, which implies there might be a remarkable impact of human intrusions on the fluxes.

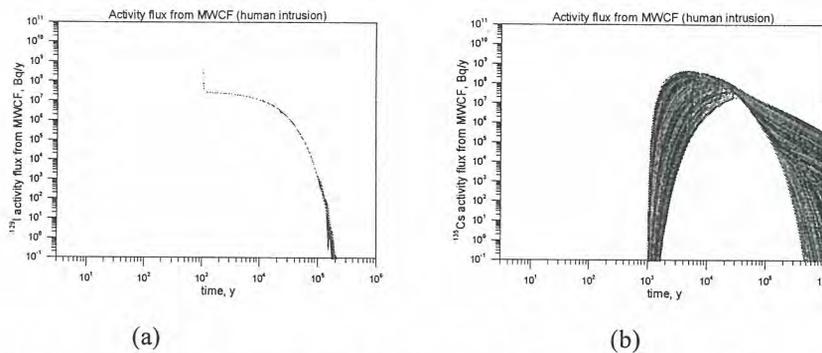


Fig. 2. Breakthroughs of the fluxes from the MWCF for (a) ^{129}I and (b) ^{135}Cs when a human intrusion occurs

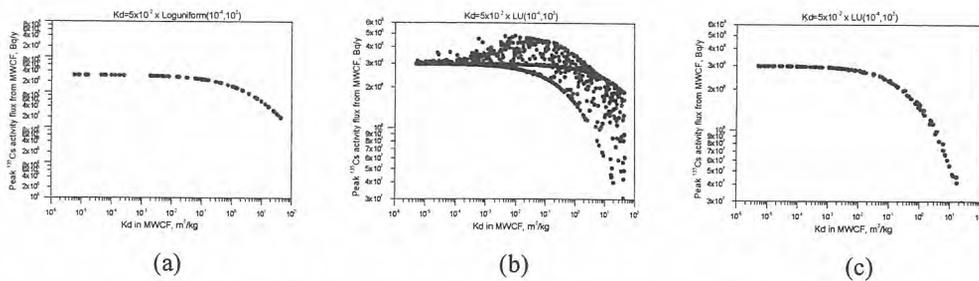


Fig. 3. Scatterplots of the peak fluxes of ^{135}Cs due to the influence of a human intrusion when associated with the MWCF properties and a retardation in it: (a) when only K_d varies; (b) when the K_d and MWCF length vary and; (c) when K_d and both the MWACF length and flow rate vary

REFERENCES

[1] GoldSim Contaminant Transport Module, User's Guide, Version 4, GoldSim Technology Group, 2006.
 [2] Y.M. Lee and Y.S. Hwang, "An Illustrative Nuclide Release Behavior from an HLW Repository due to an Earthquake Event," Trans. of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting, Pyeong Chang, Korea, October 30-31, 2008.

KURT 주변 지역의 지질모델과 수리지질모델에 대한 통합평가

박경우, 김건영, 김경수, 고용권, 최종원
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
 woosbest@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성 폐기물의 지층 처분을 위해 대상 지역의 지표 및 천부지하 환경 뿐 만 아니라 심부 환경에 대한 지질학적 자료체계가 구축되어야 한다. 여기서 지질학적 자료 체계는 지질 특성, 수리지질특성, 지화학 특성, 암반역학 특성이 포함된다. 실제로 고준위 방사성 폐기물이 처분될 영역은 심부 지하 영역으로 초점이 맞춰지며, 따라서 심부 지질 환경에 대한 특성 규명은 고준위 방사성 폐기물 처분의 주요 과제가 된다. 방사성 폐기물 처분과 관련된 심부 지질 환경 특성 규명에 있어 가장 주요하게 고려되어야 할 부분은 지질모델, 수리지질모델, 지하수유동모델, 지화학모델, 암반역학 모델 등을 포함한 대상 지역의 부지특성모델(site descriptive model)이 된다. 여기서 부지특성모델을 구성하는 각 세부 모델은 하나의 독립된 모델로 구성되는 것으로 간주될 수 있으나, 기준 모델을 근거로 재순환(iteration)되는 특성을 갖는다. 즉, 부지특성모델에서 기준이 되는 모델은 지질모델이 되며, 지질모델을 근거로 해서 수리지질학적, 지화학적, 암반역학모델이 구성되고, 여기서 도출된 결과를 이용하여 지질모델이 보완되는 특성을 갖고 있다. 고준위 폐기물 처분 연구분야의 선도 국가는 미리 부지 특성 모델의 중요성을 인지하고, 이의 연구에 대해 많은 시간과 자본을 투자하였으며, 기존의 광산을 활용하거나 새로이 지하 연구시설을 건설하여 부지 특성 모델 연구에 많은 관심을 기울이고 있다. 이에 한국원자력연구원에서는 지하처분 연구터널(KURT)을 건설하여 방사성폐기물처분연구를 수행하고 있다.

본 연구에서 한국원자력연구원 주변 지역에서 지하처분연구터널(KURT) 건설 전 조사되었던 지질 환경 특성 자료 및 지하 처분 연구 시설 건설 중의 조사 자료를 기초로 하여 연구 지역의 지질 모델을 구성하였으며, 구성된 지질 모델을 근거로 현장 수리시험 결과를 이용하여 수리지질 모델을 구성하였다. 최종적으로 구축된 수리지질모델을 이용하여 지하수유동모델링을 수행하였으며, 지하수유동모델링 결과 민감도 분석 수치모의를 수행하여 KURT 주변 지역에서 심부 영역에서 영향을 미치는 단열대에 대해 추론하여 보았다.

2. 본론

현장 조사 결과 도출된 연구 지역의 지질모델은 상부에 표토층 및 암반 풍화대가 존재하며, 그 하부에 기반암으로 형성된 국내 결정질 암반의 일반적인 모형으로 구성된다. 또한, 기반암의 상부에 저경사 단열대가 비교적 두꺼운 층을 형성하여 존재하고 있으며, 지표 지질조사 및 시추공 조사로 관측된 남북 방향 및 동서 방향의 총 7개의 단열대가 연구 지역에 존재하는 것으로 분석된다(그림 1).

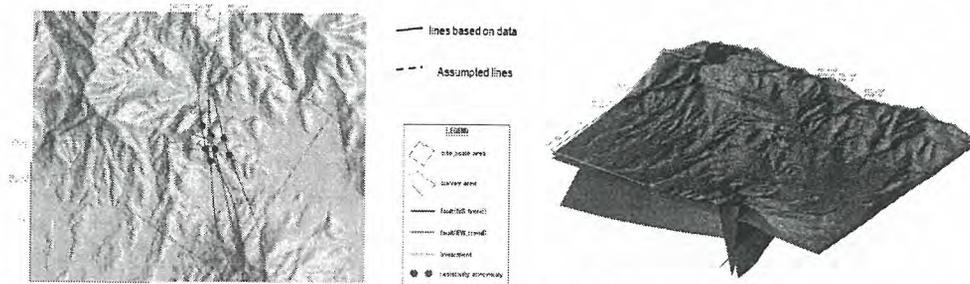


그림 1. KURT 주변지역의 지질 모델

구성된 지질 모델을 근거로, 기존에 수행되었던 현장 수리 시험 결과를 활용하여 수리지질모델을 구성하였다. 수리지질모델은 지질 모델의 영역을 수리지질학적 개념을 도입하였는데, 지질모델에서 구분된 상부토양층 및 암반풍화대를 수리토양대(Hydraulic soil domain), 기반암 상부의 저

경사 단열대를 상부수리투수층(Upper hydraulic permeable layer), 하부 기반암을 수리암반대 (Hydraulic rock domain)으로 연구 지역에 존재하는 단열대를 수리투수대(Hydraulic conductor domain)으로 정의하였다.

각 수리 지질학적 요소에 대한 수리인자를 도출하기 위하여 일정구간별 현장 수리시험을 수행하였는데 수리토양대는 1.5E-7 m/sec로, 상부수리투수층은 1.05E-7 m/sec, 수리암반대는 4.36E-10 m/sec의 값으로 판단되며, 지질학적으로 단열대로 분류되는 투수성 수리 영역의 수리전도도는 1E-09 m/sec ~1E-6 m/sec의 범위로 광범위하게 분포하고 있으며, 이는 연구 지역에 존재하는 단열대의 수리적 이방성을 지시한다. 특이한 점은 상부수리투수층과 기반암의 수리전도도 차이가 3 order의 차이로, 수리지질학적 관점에서 현저한 차이를 보여 이에 대해 수리지질모델에서 반드시 반영하여야 하는 것으로 판단된다. 수리시험결과 연구지역의 수리지질학적 요소에 대한 특성은 표 1과 같다.

표 1. 연구 지역의 수리지질학적 요소에 대한 특성

Hydrogeologic unit	Description
HSD	- Identical to weathered zone in geologic model - Isotropic properties of permeability - Assumed heterogeneities in spatial domain or not
LAFD	- Identical to LAFZ in geologic model - Isotropic properties of permeability - Has heterogeneities in spatial domain
HRD	- Identical to basement rock in geologic model - Isotropic properties of hydraulic conductivity - Assumed homogenous in spatial domain
HCD	- Identical to Fracture zone in geologic model - Anisotropic properties with normal direction - Has different permeability in each HCD

연구지역의 수리지질모델을 이용하여 부지내 존재하는 수리투수대에 대한 수리지질학적 민감도를 확인하기 위하여 지하수유동모델링을 수행하였다(표2). 단열대에 대한 수리적 이방성에 따른 수치 모의 결과 연구지역에서 주요한 수리투수대에 대한 방향성이 도출되었다.

표 2. 연구지역의 수리투수대에 대한 Case study

			all_high (base case)	Local_survey_iso	Local_all_aniso	Local_EW_high	Local_NS_high
NS_trending_fault	YS1_104F	ki	-8.59	-8.59	-8.59	-8.59	-8.59
		kn			-10.59	-10.59	
	YS1_433F	ki	-8.77	-8.77	-8.77	-8.77	-8.77
		kn			-10.77	-10.77	
	YS2_106F	ki	-8.26	-8.26	-8.26	-8.26	-8.26
		kn			-10.26	-10.26	
YS6_70F	ki	-6.20	-6.20	-6.20	-6.20	-6.20	
	kn			-8.20	-8.20		
KP1_75F	ki	-6.50	-6.50	-6.50	-6.50	-6.50	
	kn			-8.50	-8.50		
EW_trending_fault	KP1_120F	ki	-6.34	-6.34	-6.34	-6.34	-6.34
		kn			-8.34		-8.34
	KP1_177F	ki	-5.88	-5.88	-5.88	-5.88	-5.88
		kn			7.88		7.88
Fault modeling area			Lineament Interpretation	Survey area	Lineament Interpretation	Lineament Interpretation	Lineament Interpretation

3. 결론

KURT 주변의 연구지역에 대한 지질모델, 수리지질모델이 구축되었으며, 이를 근거로 지하수 유동모델링을 수행하였다. 연구 지역에 존재하는 단열에 대한 민감도 분석 결과 KURT 주변에 존재하는 동서 방향의 단열대가 연구지역의 심부 지하수 유동과 관련하여 가장 주요한 단열대로 분석되며, 향후 이 방향의 단열대에 대한 추가적인 현장 조사 연구가 수행되어 기존에 구성된 지질 모델을 보완해야 할 것으로 판단된다.

Application of Kirchhoff Transformation Algorithm to Simulating the Groundwater Flow System at Yucca Mountain

S. H. Ji, Y. J. Park*, E.A. Sudicky*, Y. K. Koh

Korea Atomic Energy Research Institute, 1045 Daedeokdaero, Yuseong-gu, Daejeon, 305-353, Korea

*University of Waterloo, 200 University Avenue West, Waterloo, ON N2L 3G1, Canada

shji@kaeri.re.kr

1. Introduction

Describing variably saturated groundwater flow that is generally represented by Richards' equation still remains a challenge because it is difficult to solve it numerically for many realistic physical conditions. This numerical difficulty in solving Richards' equation originates from its unique mathematical characteristic and strong nonlinearity through the constitutive relations among the fluid pressure, saturation and relative permeability. When a steady-state variably saturated groundwater system is simulated, solving Richards' equation becomes even more troublesome because the difficulty of obtaining good initial guess is increased in steady-state problems [1]. For this reason, a steady-state solution of Richards' equation, which is critical as the starting point for subsequent transient simulations for a real-world application, is usually approximated from marching out through transient simulations, and thus most of the simulation time is employed in the calculation of a steady-state fluid flow field.

We developed a methodology to accurately and efficiently compute a direct steady-state solution for Richards' equation. The suggested numerical approach solved a nonlinear Richards' equation through a linearization of a steady-state Richards' equation by using the Kirchhoff transformation and a complimentary transformation, and a discretization of it using a control volume finite element/finite difference approach. Then, it was verified by a comparison with analytical solutions and applied to simulating the groundwater flow system at Yucca Mountain area.

2. Kirchhoff Transformation

The equation governing a variably saturated flow in steady state is given by Richards' equation,

$$-\nabla \cdot (\overline{K}_s k_r \cdot \nabla (\psi + z)) + Q = 0, \quad (1)$$

and the boundary conditions for the solution of equation (1) are given by:

$$\psi = \psi_0 \quad \text{on } \Gamma_1$$

$$\overline{q} = -\overline{K}_s k_r \cdot \nabla (\psi + z) = \overline{q}_0 \quad \text{on } \Gamma_2.$$

To solve equation (1), constitutive relations are required that relate the primary unknown ψ to the secondary variables S_w and k_r . The van Genuchten-Mualem (VM) and Brooks-Corey (BC) constitutive relations have been widely accepted but Gardner-Russo (GR) relations have been also adapted in many analytical and numerical approaches for its simplistic nature. If we assume x, y, z in the Cartesian coordinates are in the principal direction, applying the Kirchhoff transformation,

$\varphi(\psi) = \int_{-\infty}^{\psi} k_r(s) ds$ to equation (1) yields:

$$-\nabla \cdot (\overline{K}_s \cdot \nabla \varphi) - \frac{\partial}{\partial z} (v_\psi \varphi) + Q = 0 \quad (2)$$

subject to the Kirchhoff-transformed boundary conditions:

$$\varphi = \varphi(\psi_0) \quad \text{on } \Gamma_1,$$

$$\overline{q}^* = -\overline{K}_s \cdot \nabla \varphi - (v_\psi \varphi)_z = \overline{q}_0 \quad \text{on } \Gamma_2,$$

where, $v_{\phi} = K_s k_r / \phi$ that is introduced by a complementary transform to reduce the nonlinearity of the discrete matrix equation $A(\Phi)\Phi = b(\Phi)$ from equation (2). Then, the transformed equation (2) is discretized by using a control volume finite element method that can be evaluated by using different numerical approaches such as a simple finite difference approximation [2].

3. Results

The accuracy and the performance of the proposed approach were evaluated by comparing our solutions to transient numerical solutions and analytical solutions in 1- and 3-D domains, which clearly shows that the numerical solution by the transformation approach is more accurate than those by the transient simulation approaches and that it is also consistently more efficient. Moreover, the results indicate that the proposed approach is even more efficient in the heterogeneous soils than the homogeneous soils, because the Newton-Raphson iterative linearization requires a smaller time step size to converge in the heterogeneous systems.

Then, the proposed approach was applied to solving a steady-state regional groundwater flow system at Yucca Mountain area in Fig. 1. Fig. 2 shows the results.

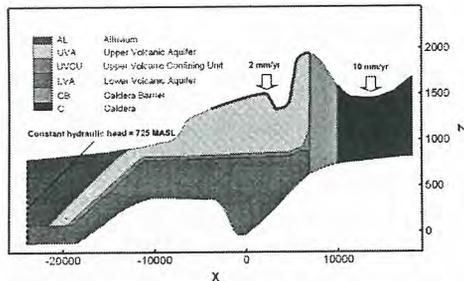


Fig. 1. Simulated domain

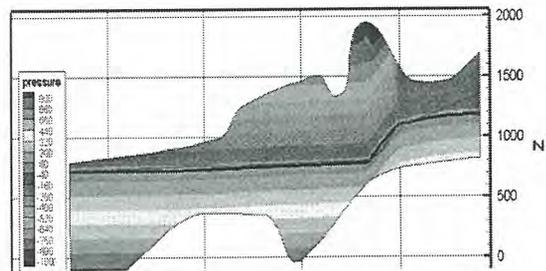


Fig. 2. Calculated hydraulic head distribution

Its accuracy and performance were compared to a transient simulation approach. The simulated domain consists of six hydrogeologic units and constitutive relations are described by the VM model. The results are that the simulation time is 218 CPU seconds for the transformation approach and 1.40×10^6 CPU seconds for the transient simulation approach even though the simulated pressure head and saturation distributions for both approaches are similar.

4. Conclusion

Our numerical experiments show that the Kirchhoff transformation approach to simulate the steady-state variably saturated groundwater flow produces more rapid convergence and smaller errors than the classical transient simulation approach. Especially, when the heterogeneity of the domain and/or the nonlinearity of the constitutive relations are strong the Kirchhoff transformation approach shows more efficient performance. Considering that the suggested Kirchhoff transformation approach is irrelevant to the quality of initial conditions, it has the potential to lead to more robust solutions of Richards' equation for real-world problems with large scale.

REFERENCES

- [1] Farthing, M.W., C.E. Kees, T.S. Coffey, C.T. Kelly, and C.T. Miller, "Efficient steady-state solution techniques for variably saturated groundwater flow", *Adv. Water Resour.*, 26, 833-849 (2003).
- [2] Therrien, R., and E.A. Sudicky, "Three-dimensional analysis of variably-saturated flow and solute transport in discretely-fractured porous media", *J. Contam. Hydrol.*, 23(1-2), 1-44 (1996).

국내 방폐장의 폐기물인수기준 개발

정의영, 성석현, 김생기, 윤호택, 김기홍*

한국수력원자력(주), 서울특별시 강남구 영동대로 411

*한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

yvieong@khnp.co.kr

1. 서론

국내 방사성폐기물처분장(이하 방폐장)의 폐기물인수기준(Site Specific Waste Acceptance Criteria)은 처분시설의 안전성 확보와 성능목표를 달성하기 위하여 처분되는 방사성폐기물의 처분 적합성 여부를 판단하는 기준으로써 교육과학기술부(이하 교과부) 고시 제2008-65호 중·저준위 방사성폐기물 인도규정(General Waste Acceptance Criteria)과 더불어 방폐장에 처분되는 모든 폐기물에 적용되는 폐기물관리 기술기준이다. 방폐장의 폐기물인수기준 개발은 국내 전문연구기관인 한국원자력연구원과의 기술용역을 통하여 개발되었으며 국내 폐기물 발생기관별 폐기물특성, 발생기관 의견 등 국내여건을 반영하여 기준이 설정되었다. 또한 설정된 기준은 학계, 연구계, 산업계로 구성된 기술자문 협의체를 통해 협의되고 평가되었다. 폐기물인수기준은 크게 처분폐기물의 특성기준과 처분적합성 확인방법으로 구분하여, 폐기물 특성기준에서 폐기물포장물의 일반요건, 고형화 요건, 방사선적 특성, 물리적 특성, 화학적 특성 등을 기술하였으며, 처분적합성 확인방법에서는 폐기물발생기관의 자체검사결과를 확인하는 발생지 예비검사와 폐기물의 운반중 손상유무를 확인하는 처분장 인수검사로 구분하여 기술하였다. 예비검사와 인수검사의 적용방법은 서류검사, 육안검사, 실측검사로 나누어 검사의 효율성을 반영하였다.

2. 본론

방폐장은 제도적 관리기간(100년~300년)까지 폐기물을 장기적으로 종합 관리하는 시설이므로 무엇보다도 처분시설에 대한 장기 안전성 확보와 성능목표 달성이 필수적이다. 이를 위해 처분되는 폐기물포장물의 건전성을 위한 물리·화학적 특성과 핵종재고량 및 핵종규명 등 방사선적 특성이 방폐장 폐기물인수기준의 주 골격을 이루고 있다.

처분폐기물의 특성기준에서 폐기물포장물의 일반요건은 액체 및 기체폐기물, 폭발성 및 발화성 물질 등 처분할 수 없는 폐기물, 폐기물포장물의 안전한 취급을 위하여 포장물 외부의 식별표시 방법, 그리고 폐기물포장물의 용이한 취급, 운반을 위하여 단위중량과 크기 등을 기술하였다. 또한 폐기물포장물의 고형화 요건에서는 농축폐액, 폐수지, 슬러지 등 균질폐기물에 대해서는 처분장을 운영하고 있는 국가들에서 요구하고 있는 기본적인 요건을 적용하였고, 고화체의 건전성을 확인하기 위한 시험주기는 발생기관의 여건을 고려하여 4년마다 유효성을 확인토록 하였다. 한편 폐필터 및 잡고체 등 비균질폐기물 중 반감기가 5년 이상인 핵종의 총 방사능 농도가 74,000Bq/g($2\mu\text{Ci/g}$) 이상인 경우에는 고정화하도록 하였으며 고정화시 폐기물 고화체 시험요건은 적용하지 않으나 고정화 재료는 안전성이 입증된 물질을 사용토록 규정하였다. 폐기물 고화체에 대한 시험방법은 표 1과 같다.

표 1. 폐기물 고화체 시험기준

구분	시험 항목	관련 기준	
		경질 고화폐기물	연질 고화폐기물
○ 구조적 안정성	압축강도 시험	KS F 2405	KS F 2351
	침수시험	NRC 「Technical Position on Waste Form, Rev.1」	
	열순환시험	ASTM B553	
	방사선조사시험	NRC 「Technical Position on Waste Form, Rev.1」	
○ 침출성	침출시험	ANS 16.1	
○ 유리수 측정	실물크기 시험	ANS 55.1와 유사한 방법 적용	
	시편 및 잡고체	EPA Method 9095B(Paint Filter Liquid Test)	

폐기물포장물의 방사선적 특성기준에서는 폐기물포장물 내 핵종함유량은 교과부 고시의 처분농도 제한치를 초과치 않도록 하였으며, 핵종규명도 교과부 고시에 준하도록 하였다. 단, 알파방출 방사성 핵종에 대하여는 핵종별로 그 농도를 규명하도록 하였다. 그리고 폐기물포장물 내 핵종함유량에 대한 기준은 교육과학기술부에서 규정한 핵종별 처분농도 제한치 범위 내에서 방폐장의 부지특성과 설계특성을 고려하여 지속적으로 보완해 나갈 계획이며, 각 발생기관에서도 핵종별 방사능농도가 과대평가되지 않도록 그 평가방법의 개선과 개발이 시급하다고 사료된다.

폐기물포장물의 물리적 특성은 폐기물포장물의 구조적 안정성과 포장물내의 폐기물로부터 방사성물질의 누출 가능성을 배제하기 위하여 포장물의 채움률(용기 내부 부피의 85% 이상), 유리수(폐기물 부피의 0.5% 미만), 킬레이트제의 농도 제한(폐기물 무게의 8% 미만) 등을 기술하였다.

폐기물포장물의 화학적 특성은 포장물내 폐기물을 장기 보관함에 따라 폐기물 구성물질의 화학반응으로 인하여 처분장 및 인체에 위해가 되지 않도록 발화성, 유해성, 폭발성, 부식성, 기체발생 가능성 및 인화성 등이 엄격히 제한되도록 기술하였다.

폐기물포장물의 처분적합성을 확인하는 방법에서 폐기물발생기관의 자체검사결과를 확인하는 발생지 예비검사와 폐기물의 운반중 손상유무 및 인수의뢰서류와의 일치여부를 확인하는 처분장 인수검사로 구분하였다. 발생지 예비검사와 처분장 인수검사의 적용방법은 전수검사인 서류검사와 육안검사, 표본검사인 실측검사로 나누어 검사의 효율성을 고려하였다. 서류검사는 폐기물포장물 인수의뢰시 제출한 모든 서류와 발생자 자체검사결과에 대한 서류로 수행되며, 폐기물포장물의 용기 형태, 외관, 건전성 및 표기 등은 육안으로 검사토록 하였다. 예비검사시 실측검사는 장비의 효율 및 오차를 고려하여 발생자의 검사장비를 사용하여 비파괴검사를 수행하는 것을 원칙으로 하되 필요시 개봉 및 파괴검사를 할 수 있도록 하였다. 실측검사 항목에는 핵종농도, 폐기물내용물, 채움률, 유리수, 구조적 건전성(압축강도 등), 유해물질, 킬레이트제, 표면방사선량, 표면오염도, 중량이 포함된다. 실측검사항목을 확인하기 위한 측정설비 및 장비는 파괴검사에 소요되는 시간과 비용을 고려할 때 비파괴 검사장비를 활용하는 것이 효율적으로 판단된다. 따라서 폐기물포장물을 처분의뢰하기 위해서는 폐기물에 대한 특성이 충분히 파악되어 평가되어야 하므로 각 발생기관에서도 폐기물포장물에 대한 자체검사 및 예비검사 지원을 위해 비파괴 검사설비 및 장비의 시급한 확보가 필요하리라 사료된다.

폐기물 발생기관은 폐기물포장물의 처분을 위하여 폐기물특성시험과 평가(직접적인 평가방법)를 통해 정부(규제기관) 및 처분사업자가 제시한 처분기준의 만족여부를 입증하고 검증을 하여야 한다. 그러나 이에 소요되는 시간과 비용 문제로 인하여 외국에서는 차선택으로 폐기물발생자가 폐기물인증프로그램(Waste Certification Program)을 처분사업자에게 제안하여 운영하고 있다. 현재 발생기관에서 처분적합성을 입증·검증하기 위한 방안으로 폐기물특성시험 및 평가 대신, 폐기물관리 절차서 등 관련서류로써 처분적합성을 입증·검증하고자하는 계획은 WCP가 먼저 도입되어야 가능하므로 발생기관은 WCP 도입에 적극성을 가져야 할 것으로 판단된다.

4. 결론

국내 방폐장 폐기물인수기준은 국내에서 발생하는 폐기물을 가능한 수용할 수 있도록 폐기물발생기관의 의견을 반영하고 방폐장의 장기 안전성을 확보할 수 있는 수준에서 개발되었다. 그러나 개발된 폐기물인수기준은 현재 각 발생기관에서 발생된 폐기물 전량을 처분할 수 있는 기준이 아니므로 본 폐기물인수기준에 부적합한 폐기물은 각 발생기관에서 별도의 처리방안을 강구하여 처분의뢰될 것으로 예상된다.

앞으로 국내 방폐장의 폐기물인수기준은 방폐장의 부지특성과 설계특성 그리고 방폐장의 장기 안전성을 고려하여 핵종별 처분농도 제한치 등 관련기준은 지속적으로 보완해 나갈 계획이다.

KRS 시스템 지상건물에서의 사고 시나리오 평가

정종태, 황미정, 최희주, 최종원

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

jtjeong@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력발전으로 인하여 발생하는 사용후핵연료를 포함한 고준위폐기물의 지층처분 시설의 건설 및 운영에 있어서 가장 중요한 요소는 작업자 및 일반 대중의 안전성을 확보하는 것이다. 이는 발생 가능한 사고로 인한 영향을 평가하여 성능목표 및 규제기준치를 만족하는지 여부를 확인하는 것이다. 이를 위한 방법으로 발생 가능한 사고를 선정하고 안전계통의 성능을 평가하며 방사성 물질의 누출을 야기하는 사고 시나리오를 선정하고 방사성 물질의 누출로 인한 작업자 및 일반대중에게 미치는 피폭선량을 평가하는 방법이다. 본 연구에서는 이러한 처분시설의 안전성을 평가하기 위한 방법으로 원전에서 이용되고 있는 사건수목 및 고장수목 분석방법을 이용하여 처분시설의 개념설계를 바탕으로 대표적인 사고에 대한 사고 시나리오를 평가하여 그 적용성을 확인하는데 목적이 있다.

2. KRS 시스템 지상시설의 사고 시나리오 평가

KRS 처분시스템의 지상시설 중 주요시설 중 하나는 포장시설이며 여기에서는 사용후핵연료 운반용기 인수, 하역 및 집합체 검사, 임시저장, 처분용기 포장, 처분용기 용접 및 검사, 처분용기 유지/보수 및 포장된 처분용기 이송 등이 이루어진다. 또한, 효율적이며 안전한 운전을 위하여 핵물질 보장조치, 원격운전, 제염/유지보수, 자체 발생 폐기물 처리 및 저장 등의 보조기능도 포함된다. 사고 시나리오 평가를 위해 선정한 초기사건은 운반용기로부터 처분용기로 핵연료 다발용 크레인으로 이송하는 도중에 크레인 고장에 의해 낙하가 발생하는 사건이다. 사고경위 빈도 평가에서 사용한 크레인 낙하율은 $5.6E-06/\text{Lift}$ 이며 연간 핵연료다발 운반 수는 12,000으로 가정하였으며 이를 이용하면 연간 낙하율은 0.672 drops/yr 가 된다. 또한 피복관 파손확률은 보수적인 평가를 위해 1로 가정하였다.

사고경위는 낙하가 발생한 이후에 핵연료 다발이 손상을 입어 방사성물질이 방출되고 사고영향의 완화를 위한 HVAC 계통과 HEPA 필터의 작동여부에 따른 사고경위를 개발하였으며 이는 그림 1에 도시된 바와 같다. 사고경위 1은 핵연료 다발이 손상을 입지 않아서 사고 결과가 OK이다. 사고경위 2는 핵연료 다발의 손상이 발생하고 HVAC 시스템의 작동이 성공한 후 HEPA 필터가 성공하지만 희유기체가 방출되는 사고이다. 사고경위 3은 핵연료 다발의 손상이 발생하고 HVAC 시스템이 작동성공 후 HEPA 필터가 실패하여 일반 대중과 외부 작업자에게 희유기체와 입자상 방사성물질이 방출되는 사고이다. 사고경위 4는 핵연료 다발의 손상이 발생하고 HVAC 시스템이 작동 실패하여 시설 내부 작업자에게 희유기체와 입자상 방사성물질이 방출되는 사고이다.

낙하 사고시 완화를 위한 시스템인 HVAC 계통과 HEPA 필터의 고장확률은 고장수목 분석을 통하여 구하였다. 고장수목 분석에서 HVAC 계통은 Normal exhaust fan과 redundant exhaust fan으로 구성된 계통을 가정하였고, HEPA filter는 A, B 두 개의 필터로 구성된 계통을 가정하여 분석하였다. 고장수목 분석 결과 고장 확률은 HVAC 시스템 고장 확률은 $8.063e-5$, HEPA Filter 고장 확률은 $1.201e-5$ 으로 평가되었다. 이들 고장수목 분석은 그림 2와 3에 도시된 바와 같다.

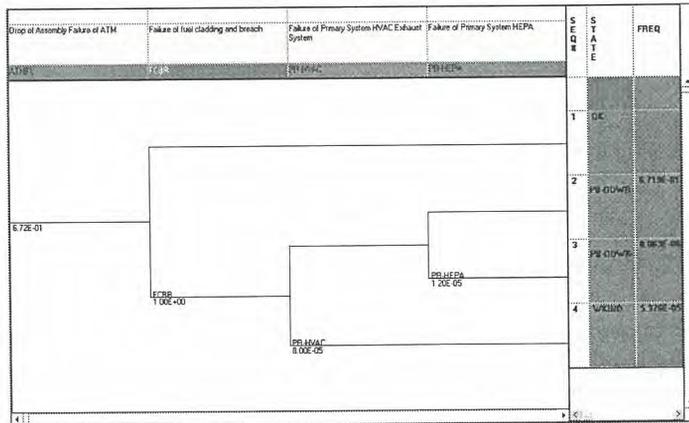


Fig 1. 크레인 고장으로 인한 낙하사고시 사건수목 구성

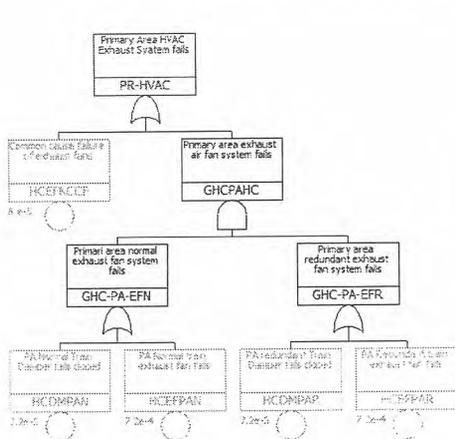


Fig 2. HVAC 시스템에 대한 고장수목 분석

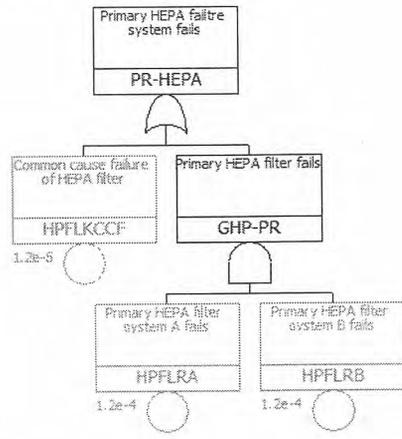


Fig 3. HEPA 필터에 대한 고장수목 분석

3. 결론

처분시설의 운영중 안전성을 평가하기 위한 방법으로 사건수목 및 고장수목 분석방법을 이용하여 처분시설의 개념설계를 바탕으로 대표적인 포장시설의 크레인에 의한 핵연료 다발의 낙하사고에 대한 사고 시나리오를 구성하고 사건수목 및 고장수목 분석을 수행하였다. 향후 각각의 사고 경위별 방사성물질의 누출량을 확인하고 이로 인한 작업자 및 일반대중의 피폭선량 평가를 수행하여 규제치 및 성능목표치와의 비교를 통하여 불만족할 경우에는 중요도 분석을 수행하여 설계 개선 사항을 도출할 수 있다. 따라서, 사건수목 및 고장수목 분석을 통한 사고시나리오 평가는 처분시설의 안전성 평가 뿐만 아니라 설계 개선사항 도출을 위한 유용한 방법으로 활용될 수 있을 것이다.

감사의 글

본 연구는 교육과학기술부가 주관하는 원자력 중장기 연구의 일환으로 수행되었습니다.

방폐물처분장 안전성입증을 위한 safety case 이해 및 접근 방안

배대석, 고용권, 최종원

방사성폐기물처분연구부, 한국원자력연구원

1. 서언

방사성폐기물은 적절한 용기로 포장하여 적정기간 동안 인간생태계로부터 격리·처분하기 위하여, 공학적 및 천연방벽 등으로 구성하는 다중방벽개념의 지층처분이 가장 선호되는 처분방식 중 하나이다. 지층처분장의 건설 혹은 운영 허가는 처분시스템의 안전성을 입증할 수 있는 일련의 행위·과정과 결과에 대하여 심사 과정을 거쳐 달성하게 된다. 현재 까지 안전성입증을 위한 노력은 자국의 사정에 맞는 규제기준에 따라 방사능 피폭선량치와 같은 수치적인 계산 결과에 치중하여 평가를 수행하여 왔다.

한편 Safety Case는 OECD/NEA 및 IAEA를 중심으로 1990년대 시작으로 2000년 이후 활성화 되어 제기된 안전성입증을 위한 다양한 사례들이 보고·토의되는 과정에서 접근개념이 수정·보완되어 왔다. Safety case는 처분사업의 진행과정에서 보다 폭 넓은 이해와 엄격한 적용을 통하여, 처분사업 수행과정 중 여러 단계를 거치면서 중요한 결정을 내리는 주요 역할과 기능을 한다.

2. Safety Case의 이해

Safety Case의 개념과 의미: Safety Case는 처분장 폐쇄 후 시설에 대한 능동적인 관리 기간 이후까지 처분시스템의 안전성 입증을 위한 주장·요구를 정량화하고 확인하는 내용으로서, 다양한 증거(evidence), 분석방법(analysis) 및 현안문제(argument) 등 제반 사안을 종합·통합평가하는 업무로 정의된다(OECD, 2004). Safety Case에서 "Case"에 대한 법적 의미는 "판례"와 동등하게 이해되며, 특정현안(사건)에 대하여 다양한 조사 방법을 통하여 증거를 수집·분석하여 진실을 입증함으로써 최종 판결을 내림으로써 일련의 과정이 마무리된다. 따라서 Safety Case 용어는 처분시스템의 "SACA(Safety Case: 안전입증사례)"로 사용(제한)할 수 있다.

SACA(안전입증사례)의 기능과 역할: 처분장 개발 과정에서 처분장의 운영 및 폐쇄후 전체 기간을 대상으로 규제권자, 수행자 및 기타 이해당사자 등에 의해 지속적으로 경신하고, 검토·심사하고 그리고 수정보완 과정이 유지 관리되고 현안문제 해결로 귀결된다. 후속 업무단계로 전환하기 위한 선행 결정을 지원하는 데도 적용되며, 주요 기능은 특정 현안과제에 대하여 설득력이 높은 SACA의 생산이다. 따라서 처분시설 개발 및 안전심사 과정에서 지속적으로 관리함으로써 결정과정·행위의 품질에 높은 신뢰성이 요구된다. 이는 수십 년 및 후세대에 걸쳐 정보를 관리 및 전달하기 위해 적절한 수단을 확립하고 사용하는 필요성을 의미하는 것이다.

구성 요소 및 특징: 제기된 각 SACA를 위한 결정, 상황·배경에 적용하여야 하는 형식과 내용을 구성하는 요소는, 안전성확보 전략(safety strategy), 평가 기본원칙(assessment basis), 안전성 입증과 관련한 현안문제(evidence, analyses and arguments), 그리고 이들의 종합·통합평가(synthesis)로 구성된다.

안전성확보 전략은 처분안전성 목표 달성을 위해 적용되는 높은 수준의 접근방법으로서, 전반적인 관리전략, 부지확보 및 설계전략과 안전성평가 전략 등 세 가지 전략으로 구성된다. 안전성 확보 전략의 목표는 훌륭한 관리업무와 공학적 기본원리 및 실행을 상호 연계시키고, 그리고 새로운 정보의 처리뿐만 아니라 과학적 이해와 공학기술의 발전에 대한 장점을 수용하는 데 대한 충분한 유연성을 제공할 수 있도록 추진방향이 수립되어야 한다.

평가 기본원칙은 안전성평가를 지원하는 정보와 분석도구의 선정으로서, 처분장 영역 및 지질계통으로 구성되는 처분시스템의 전반적인 기술내용 포함하며, 시스템-안전성에 대한 평가와 관련

되는 과학적 및 기술적 자료와 이해제고 사항 그리고, 시스템의 성능분석을 위해 적용, 계획하는 평가방법, 모델, 컴퓨터코드 및 database 등으로 구성된다.

증거, 분석 및 현안문제들은 SACA의 주 구성 요소로서, 분석 결과는 전통적으로 안전 기준에 따라 비교하여 평가한다. 방사능 피폭 혹은 위험도의 값으로 제시되지만 시스템의 거동 입증에 필요한 성능관련 요소 혹은 규제 충족 여부 모두에 적용되는 성능 평가의 척도이다.

안전입증 통합평가는 평가 기본원칙의 품질과 확실성·신뢰성에 의해 지원되는 취득 가능한 증거, 현안문제 및 분석 등에 대하여 종합·통합평가로서, SACA의 신뢰성을 보장하며, 사업자에 의해 완성된다.

3. 토의 및 결론

SACA는 일련의 안전성평가보고서의 형태로 제시된다. 이 과정에서 분야·규모별로 제기 및 분석·평가된 후, 이들에 대한 종합·통합평가과정을 거쳐 높은 단계의 최종안전성입증사례가 완성되는 것으로 귀결될 것이다.

저준위처분: 국내 방폐물 처분장 건설에 관한 인허가 과정에서 구체적인 규제기준 및 제반지침에 대한 사항은 저준위폐기물 처분 관련 제반 지침에 의거 수행된 바 있다. 이 과정은 초기단계 수준의 SACA의 완성으로 간주할 수 있다. 최종 운영을 위한 처분시설의 SACA는 현재, 건설 중 후속조치 세부이행에 대한 요구사항이 해결되면 처분시스템에 대한 SACA 관련 업무는 완성단계에 이르게 될 것이다. 다만, 처분시설의 운영을 위해 “건설중 부지특성·안전성평가 수행 종합 프로그램(안)”을 토대로 접근하는 것이 바람직 하다. 또한, 건설과정에서 새로운 증거, 또는 지역 사회, 이해당사자 및 사업자에 의해 현안문제가 제기될 경우, 이의 안전성입증과 관련한 모든 조사, 분석, 안전성평가 및 심사 등 일련의 과정을 거쳐 최종 SACA가 완성될 것이다. 따라서 건설 허가단계에서 제기된 불확실성과 건설 중 제기될 불확실성관리에 대한 체계적인 종합프로그램에 따라 이행함으로써 목표 달성이 가능하다.

고준위처분: 현재 고준위처분관련 현황은 한국형처분시스템(KRS)의 개발(2007)에 의해 예비단계 수준의 SACA를 달성했다고 평가할 수 있다. 한편 2007년 이후 국내외 여건의 변화와 고준위 처분에 대한 A-KRS의 개발과 함께 국가관리방안의 확립되는 시점에서 고준위처분 관련한 SACA가 확립될 것이다. 한편, 상용처분장을 위한 제반 규제기준은 아직 개발되지 않은 상태이지만, 국내외적인 여건을 감안할 때 처분연구를 통한 A-KRS의 개발과정에 SACA 개념을 수용·접근하는 것이 바람직할 것이다. 일본은 H-3 및 H-12 보고서가 좋은 예이며, 자연유사연구와 연구용URL(미즈나미, 호로노베)을 이용한 안전성입증과정의 실례를 직접 확인할 수 있도록 계획 및 추진 중이다.

결언: SACA의 접근개념은 국제적인 시각에서 방사성폐기물 관리에 관한 일반적인 시각으로 이해 및 인정되며, 대부분 국가에서 수용 및 적용하고 있다. SACA의 개념은 방사능 피폭선량치와 같은 수치적인 계산 결과 이상의 내용을 포함한다는 사실을 인식하여야 하며, 또한 계산 결과를 보장하는 처분시스템의 성능을 입증할 수 있는 증거를 바탕으로, 특정 결정 행위를 뒷받침하는 안전성평가에서 충분한 신뢰성을 나타낼 수 있는지 여부에 대한 판단(결정·심사 등)이 기본업무이다.

제2-2분과

방사성폐기물 처분 (Poster)

빈 면

CYPRUS를 활용한 단열정보구축 및 PID 시스템 개발

김종현, 이성호, 황용수, 한재준*, 김윤재*
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
 *고려대학교 기계공학부, 서울 성북구 안암동 5가
jjkim@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 지난 1997년부터 수행된 원자력 중장기 연구의 일환으로 방사성 폐기물 처분 연구 관련 정보를 투명하고 체계적으로 관리하기 위하여 사이버 연구개발 플랫폼인 CYPRUS(Cyber R&D platform for radwaste disposal in underground system) 종합 처분안전해석 정보 시스템을 개발하여 시범운영 중에 있다. CYPRUS는 오랜 기간 동안 수행될 고준위 방사성 폐기물 처분 연구 사업의 결과를 어떻게 잘 기록 보존할 수 있는가에 초점을 맞추었으며, 이를 위해 손쉽게 사용 가능하도록 웹을 기반으로 anytime, anywhere에서 접근 가능한 데이터베이스를 만들었다. 또한 프로그램의 자유로운 배포와 사용을 위해서 PHP와 같이 접근이 쉬운 Web 프로그래밍 언어를 사용하였으며, 마이크로소프트 windows에서 기본으로 제공되는 IIS 웹 서버를 사용하였다. 또한 데이터베이스 관리를 위해 연구소가 라이선스를 갖고 있는 SQL프로그램을 이용하였다.

2. 현 CYPURS의 특징

CYPRUS는 방사성 폐기물 처분 안전 해석에 필요한 입력 자료 분류 및 활용을 위한 PAID 시스템, 방사성폐기물 처분 관련 연구사업에서의 품질 보증원칙인 T2R3(Transparency, Traceability, Reproducibility, Retrievalability, Review)에 입각한 웹 기반 QA시스템, 방사성폐기물 처분과 관련된 단위 현상들을 기술한 FEP 목록 및 시나리오 개발을 위한 FEAS, 그리고 관련정보를 문서화 하는 기능을 수행하기 위한 Documentation으로 구성되어 있다. 또한 CYPRUS는 앞에 서술한 기술 정보의 투명하고 체계적인 관리 이외에도 Web기반 기술을 바탕으로 개발되어 전문가뿐만 아니라 이해 당사자들도 다양한 방사성 폐기물 처분장 관련 안전성 평가에 보다 쉽게 접근하고 이용할 수 있도록 하였으며, 이는 처분 안전성에 대한 이해당사자들의 신뢰도를 한층 증대시키는 데에도 기여할 것으로 기대된다. 그러므로 이를 위해서는 CYPRUS에 기록된 입력 자료 및 평가 자료를 이해 당사자에게 쉽게 전달할 수 있는 web based interface를 개발하는 것이 필수적이다.

3. 추가 모듈 개발

현재 CYPRUS는 각종 자료 관리를 위한 뛰어난 기능을 이미 갖추고 있으나 핵종이동의 주요한 이동 경로인 단열 정보에 대한 시각적 모사 기능을 갖추지 못하고 있다. 이러한 단열 정보 수치값을 도시하는 방법으로 스테레오넷이나 로즈 다이어그램과 같은 방식이 많이 사용된다. 현재 이를 기존의 CYPRUS에 삽입하기 위한 모듈을 개발하였으며, 탑재를 위한 연구가 진행 중이다. 또한 안전해석에서 가장 기초가 되는 사건 수목(Features, Events, and Processes)도와 시나리오를 연계 개발하는 방안인 PID(Process Influence Diagram) 모듈을 개발하였고, 이를 기존의 CYPRUS에 삽입하기 위한 연구가 진행 중이다. 단열정보에 대한 모듈은 PHP의 내장 함수인 그래픽 함수를 이용해 순수 자체 개발하였으며, PID 모듈은 현재 Graphviz라는 오픈 소스를 이용하여 CYPRUS에 적용될 수 있도록 Web프로그램을 자체 개발하였다.

4. 결론

이러한 모듈들은 추후 기존의 CYPRUS와 완벽하게 결합될 것이며 이를 통해 이해 당사자들의 처분 안전성에 대한 신뢰도를 한층 증대 시킬 것이다. 또한 전문가들에겐 기존 자료들을 보다 쉽게 분석할 수 있도록 하는 데에 기여할 것으로 기대된다.

사 사

본 연구는 교육과학기술부가 과학재단을 통해 지원하는 국가 중장기 원자력 연구개발사업의 일환으로 추진되었습니다.

심도별 원위치 시험을 이용한 KURT의 심부 수리지질개념모델

조중호, 박경우, 안상원, 김경수, 지성훈
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045번지
 junggho_82@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원 KURT내에 굴착된 심부 관측공(DB-01)의 단열 분석 자료를 이용하여 8개의 단열대를 구성하였으며, 도출된 단열대에서 심도별 원위치 수리시험을 수행하였다. 각 단열대의 현장 수리시험 결과와 관측된 단열 자료를 이용하여 KURT 지역에 내 분포하는 단열대의 수리지질시스템에 대한 개념 모델을 구성하여 보았다.

2. 본론

KURT내에 굴착된 심부 관측공(DB-01)의 단열을 조사하기 위하여 시추공(DB-01)에 대한 텔레뷰어(BIITV)와 시추공이미지검층(BIPS)시험을 수행하였다. 관측된 단열의 통계 분석을 이용하여 DB-01 시추공에서 확인되는 단열대를 구분하였으며, 이를 시추공 물리검층, 시추코아 조사 결과로 비교 분석하여 각 단열대의 특성에 따라 8개의 단열대를 구성하였다(표1).

표 1. 심부 시추공 조사를 통해 구분된 단열대

단열대	From	To	Description
DB-01-1	3	25	Fracture zone
DB-01-2	43.5	59.5	Fracture zone
DB-01-3	92	116	Fracture zone
DB-01-4	156	159	Fault (N8W/82SW)
DB-01-5	183	194	Fracture zone (conductive or not)
DB-01-6	201.5	226	Fault (Low angle)
DB-01-7	234	244	Fracture zone
DB-01-8	279	293	Fracture zone

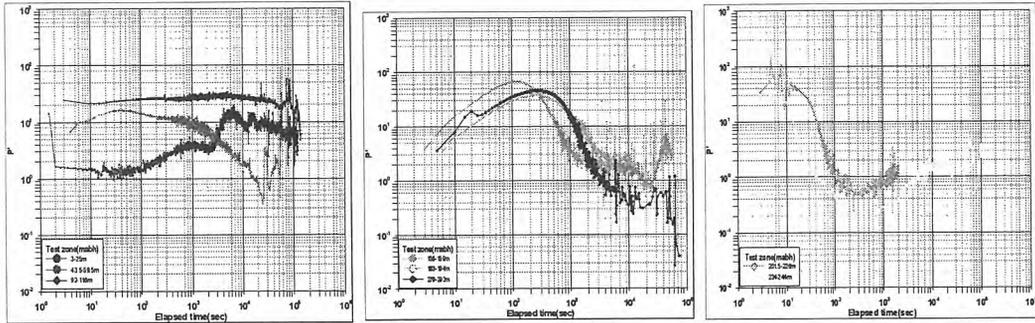
구성된 단열대에 대한 수리특성인자 특성을 도출하기 위해 이중 패커를 이용하여 정압배출시험(constant head withdrawal test) 및 수위회복시험을 연속적으로 수행하였고, 두 시험에서 도출된 투수량 계수를 서로 비교 하였다.

표 2. 구성된 단열대의 정압배출시험과 수위 회복시험 결과 비교 (m^2/s)

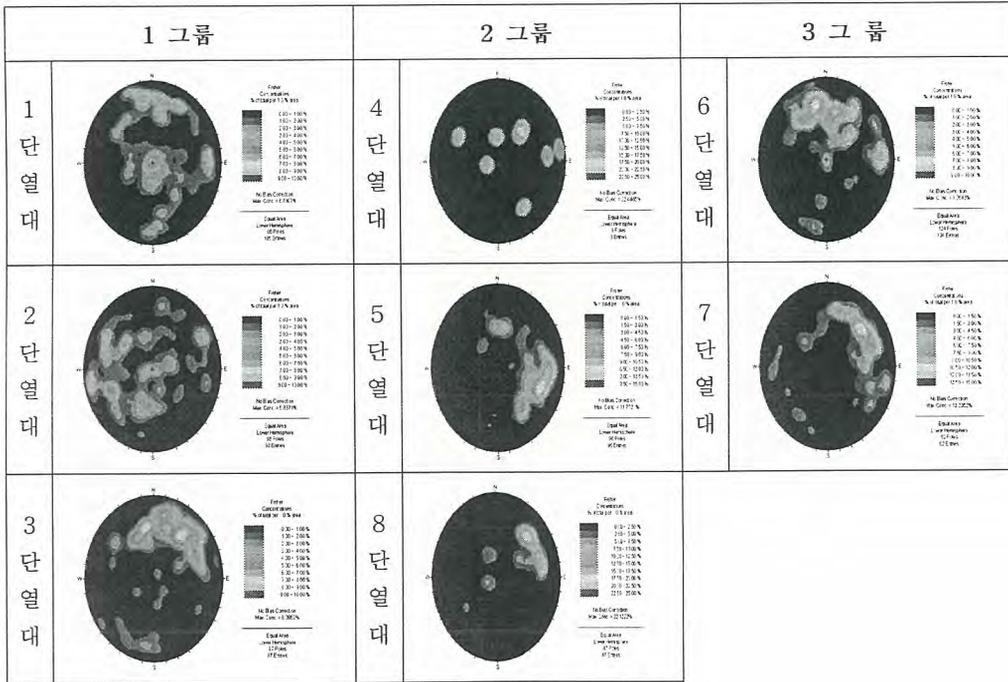
단열대	정압배출시험			수위회복시험
	Transient state		Steady state	
	J-L	Straight line	Moye	
DB-01-1	8.1584E-05	3.59516E-05	2.79E-05	1.15703E-05
DB-01-2	1.14371E-06	1.12827E-06	1.50E-06	8.84821E-07
DB-01-3	6.94E-07	9.68559E-07	8.17E-07	6.2502E-07
DB-01-4	3.3591E-08	3.75424E-08	5.06E-08	1.58583E-07
DB-01-5	1.2759E-07	1.7676E-07	1.11E-07	1.66164E-07
DB-01-6	1.8884E-05	1.5151E-05	1.09E-05	0.00015189
DB-01-7	5.43E-06	8.4846E-06	2.12E-06	0.00004453
DB-01-8	3.77E-08	5.0264E-08	3.90E-08	8.7694E-07

단열대에 대한 심도별 현장 수리시험 결과, 획득된 수위회복자료를 이용하여 derivative analysis를 수행하였으며, 도출된 derivative curve의 경향성을 이용하여 8개의 단열대를 세 개의 그룹으로

구분하였다(그림1).



(그림1) 수위회복자료를 통한 derivative curve



(그림2) 그룹별 단열대의 스트레오네트

3. 결론

정압배출시험(constant head withdrawal test)자료와 스테레오네트(stereo-net)의 자료, derivative curve의 경향성을 이용하여 구분된 세 개의 그룹에 대해 단열대의 방향성을 비교 분석한 결과, 1 그룹과 2그룹의 수리특성인자는 비슷한 경향을 보이지만, 그룹 내 단열대의 방향성은 연관성이 있다고 판단하기는 어렵다. 3 그룹의 경우는 유사한 수리 특성인자와 그룹 내 단열대의 방향성이 서로 유사한 경향을 보이는 것으로 판단된다.

각 단열대에 대한 더욱 정밀한 분석을 위해 향후 계속해서 수리 간섭시험이 실시될 예정이다.

H-Birnessite에 의한 우라늄(VI)흡착특성

강광철***, 김승수*, 백민훈*, 이동호***, 권수한**

*한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

**충북대학교, 충북 청주시 개신동 12번지

*** 삼양사 중앙연구소 분석센터, 대전광역시 유성구 화암동 63-2

kckang@kaeri.re.kr

1. 서론

지하환경에서 오염물질의 이동은 토양 및 지하수 오염에 대한 중요성이 인식되면서 점차 중요한 문제로 인식되고 있다. 중금속이나 방사성핵종 등의 미량 금속원소는 생태계에 장기간 동안 분해 또는 제거되지 않고 축적되어 생물체에 유해 요소가 되므로 생태환경 안전성의 측면에서 수용액-광물계면에서 미량 유해물질의 반응은 중요한 부분이다. 이 중에서 반감기가 긴 방사성핵종(우라늄-235의 경우 반감기가 7.1×10^8 년)은 생태계에 노출될 경우 그 영향이 오랜 기간동안 지속될 수 있다. 따라서 본 연구에서는 우라늄 핵종이 지하 환경에 유출되었을 때, 이를 제거하기 위한 흡착매질로 H-birnessite를 합성하여, 흡착 실험을 수행하여 분배계수(K_d)를 측정하였다.

2. 실험 및 결과

버넷사이트(Birnessite)의 합성은 Reduction(환원법)에 의해서 Mn^{7+} 를 Mn^{4+} 로 환원하여 합성하였다. 합성된 birnessite를 24시간동안 산 처리하여 이온교환된 H-형 birnessite를 제조하였다. 합성된 H-birnessite의 표면전하는 역적정법(back titration)으로 정량하였다(Fig.1). 우라늄($UO_2(NO_3)_2 \cdot 6H_2O$ 의 K_d 값 측정은 3ppm($1 \times 10^{-5} M$) 농도에서 측정하였고, 측정결과는 다음 식에 의하여 계산하였다.

$$K_d = \frac{(A_{ref} - A_{final})}{A_{final}} * \frac{V_{solution}}{M_{solid}}$$

A_{ref} : 용액의 초기 우라늄농도, A_{final} : 반응완료후의 용액의 우라늄농도

$V_{solution}$: 반응에 사용한 용액의 총 부피, M_{solid} : 반응에 사용한 흡착제의 양

측정된 H-birnessite의 K_d 값은 $176 m^3/Kg$ 이상이었다. 또한 투사전자현미경(SEM)으로 표면 모폴로지를 확인하였으며(Fig.2), EDX로 표면의 K 및 Mn 원소를 정량하였다.

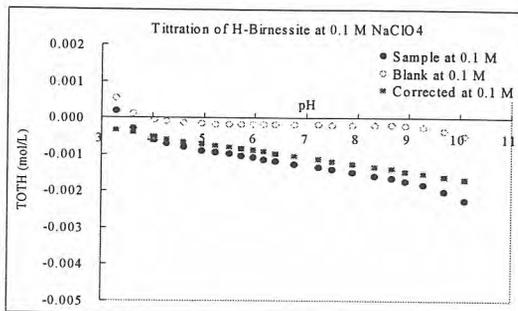


Fig.1. Potentiometric titration of H-birnessite at 0.1M $NaClO_4$

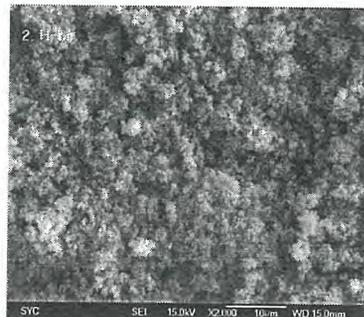


Fig. 2. SEM image of H-Birnessite.

3. 결론

본 연구에서 H-birnessite 의 표면을 역적정법으로 확인한 결과 표면전하는 pH 3이상의 영역에서 음전하 값을 나타내며, 이는 흡착 대상이 양이온 흡착을 잘할 수 있는 표면 흡착점이 형성된 것으로 판단 된다. 이것은 Kd 측정결과와도 일치하며, H-birnessite에 의한 우라늄 분배계수는 $176\text{m}^3/\text{Kg}$ 이상인 것으로 우수한 우라늄 흡착제로 응용가능성이 매우 높을것으로 판단된다.

참고문헌

1. J. K. Lee, Phd thesis, 2008
2. K. Devivier, I.D. Brown, S. Savoye, *Appl, Clay, Sci* 26, 171(2004).
3. Q. Feng, H. Kanoh, K.Ooi, *J. Mat. Chem* 9, 319(1999).
4. D. C. Goloden, J.B. Dixon, C.C.Chen, *Clays, Caly,Min* 5,511(1986).

지하처분시설(KURT)내 심부시추공 설치 중 수행된 지하수의 지구화학 특성

신선호, 유시원, 김건영, 고용권, 최종원

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045번지

shinsh@kaeri.re.kr

1. 서론

심지층 처분 개념에 있어서 지질학적 방벽인 암반에 분포하는 단열대는 지하수 유동로로서의 잠재성을 지니고 있으며, 이 경우 지하수는 장기간에 걸쳐 공학적 방벽을 부식 또는 침투하여 핵종을 생물권으로 유출 및 이동시키는 주된 매개체가 된다. 따라서 이와 관련된 단열대의 모암 및 지하수의 지화학적 특성연구가 방사성폐기물 처분장 안정성 평가에 중요한 과제중의 하나이다.

일반적으로 지하수의 수리화학적 특성은 지하수 부존지역의 암석광물화학 및 지질 구조 등의 복합적인 지질학적 특성에 의해 영향을 받는다. 또한 지하심부의 암석 및 단열내 분포 특성에 따라 다양한 물-암석 반응을 거치면서 부존 심도에 따라 변화할 수 있다.

본 연구에서는 KURT내 심부시추공 설치 중 수행된 지하수관측공을 대상으로 연구지역 전반적으로 분포하는 화강암질암(화강암 및 화강편마암)을 대수층으로 하는 심부지하수의 기원과 수리화학적 특성 및 진화양상, 그리고 그 상호관계를 규명하고자 하였다.

2. 연구방법

연구지역은 한국원자력연구원 부지 안에 위치한 연구용 터널인 KURT(KAERI Underground Research Tunnel)로, 그 안에 설치된 DB-1공을 이용하여 실험을 진행하였다. DB-1공은 기존 심도 200m에서 500m로 확장하는 과정에서 실험이 이루어졌으며, 실험구간은 DB-1 시추공에 대해서는 확장기간 동안에 특정 단열구간에 대하여 지구화학 모니터링을 수행하였다(Table 1). 지화학 모니터링 및 시료 채취시에는 자체 고안된 대기와 접촉을 하지 않는 환경 하에서의 현장측정 챔버(Chamber)를 이용하였다. 특히 현장측정시에 시추수를 제거하기 위해 충분히 양수 후 시작하였으며, 산화-환원전위가 안정화 될 때까지 충분한 시간을 기다린 후 수리지화학 파라미터 측정 및 시료채취를 수행하였다. 지하수의 수리화학적 성분분석을 위한 시료채취는 시추공의 특정구간에 대하여 Double Packer시스템을 이용하여 구간을 격리시킨 후 시료를 채취하였다.

3. 결론

DB-1공의 현장측정 결과 pH는 8.32~9.12범위의 알칼리성을 보인다. 심부로 갈수록 pH가 증가하는 경향을 보이거나 345~400m 구간에서 9.12로 가장 높은 값을 보여준다. 전기전도도는 151~205 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 의 범위를 보이고, 심도가 깊어질수록 낮아지는 경향을 보인다. 용존산소는 0.00~2.73mg/L의 범위를 보인다. 용존산소는 일반적인 심부지하수의 산화-환원전위와 다소 비슷하게 심도가 깊어질수록 낮아지는 경향을 보이거나, 400~442m 구간에서 2.73mg/L의 값으로 다소 높은 값을 보인다. 산화-환원전위(Eh)는 환원성 환경을 보여주나, 400~442m 구간에서 10.6mV의 산화성 환경을 보인다. 이는 400~442m구간에 존재하는 단열대가 천부와 연결성이 있음이 사료된다(Fig 1).

지하수의 주요 양이온(Na, K, Ca, Mg)에서 K는 심도의 증가에 따라 증가하는 경향을 보인다. 심부로 가면서 증가하는 거동을 보이는 유일한 양이온인 Na는 심도에 따라 증가하는 경향을 보이고 있으나, 400~442m구간에서는 Na 함량이 다소 낮은 값을 보여준다. 이와 반대로 Ca는 심도의 증가에 따라 감소하는 경향을 보인다. 이 구간에서 다소 차이를 보이는 것은 현장측정 결과와 마찬가지로 천부의 연결성이 있는 단열대의 존재로 천부의 영향이 있음이 사료된다. 지하수의 주요 음이온(Cl^- , SO_4^{2-} , F^- , HCO_3^-)에서 Cl^- , SO_4^{2-} 는 심도증가에 따라 증가하는 경향성을 보여준다. 화강암지역 심부지하수에서 높은 함량 분포를 보이는 F는 400~442m구간을 제외하고 심부로 갈수록 증가하는 경향을 보여주며, 앞서 설명한 바와 같은 이유로 보여 진다(Table 1, Fig 2).

지하수의 수질유형을 파악하기 위해 주요 용존 이온종을 대상으로 Piper's diagram을 도시하여

보면, Ca-HCO₃유형에서 Ca-Na-HCO₃유형을 보이기도 한다. 심도의 증가에 따라 물-암석반응의 결과 Ca-HCO₃유형에서 Ca-Na-HCO₃유형으로 진화되는 양상을 보여주는데, 400~442m에서는 비교적 물-암석반응이 적은 천부지하수에서 나타나는 Ca-HCO₃유형을 보여준다.

현재까지 진행된 지구화학적 자료를 바탕으로 동위원소 분석이 이루어지고 있으며, 결과값을 통하여 각 대수층에서 나타나고 있는 지하수의 특성을 분석하고 이들의 상관관계에 대한 연구가 이루어질 예정이다.

Table 1. DB-1 시추공 지하수의 주요 이온 분석결과

Sample no.	Sampling depth (m)	Concentration (mg/L)										
		Na	K	Ca	Mg	SiO ₂	Cl ⁻	SO ₄ ²⁻	NO ₃ ⁻	F ⁻	HCO ₃ ⁻	CO ₃ ²⁻
DB-1-1	150-159	18.8	0.43	17.1	1.61	12.9	1.82	6.18	0.00	3.68	94.3	0.23
DB-1-2	194-213	21.0	0.65	17.6	2.41	12.8	1.85	6.07	0.06	3.70	96.8	0.35
DB-1-3	201-219	17.9	0.50	14.6	1.89	20.0	2.14	6.20	0.00	4.99	91.4	0.53
DB-1-4	345-400	20.1	1.80	14.1	1.83	20.0	2.21	6.82	0.00	5.53	82.8	0.24
DB-1-5	400-442	13.3	3.32	18.3	1.84	22.7	3.31	7.08	3.57	4.08	89.1	0.36

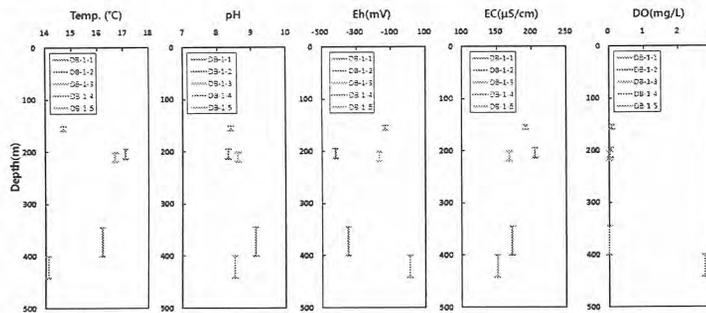


Fig 1. DB-1공의 현장측정결과(온도, pH, Eh, EC, DO)

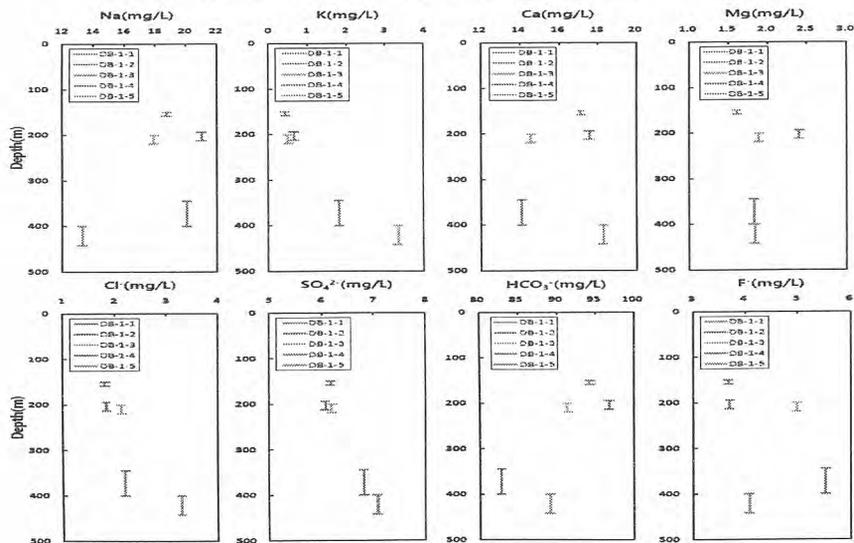


Fig 2. DB-1공 지하수의 지화학 특성

4. 참고문헌

- 1) 이종운, 전효택, 전용원, 1997, 국내화강암질내 심부지하수의 지구화학적 특성, 지하수환경, 4, 199-211p.
- 2) 김건영, 고용권, 최병영, 유시원, 신선호, 최종원, 2008, 한국원자력연구원 내 모임 및 시추공 지하수의 지구화학적 특성, 한국방사성폐기물학회 추계학술대회, 171~172p.

화강암의 넵투늄 수착에 대한 실험적 평가

이재광*, 강광철, 손우정

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

jkleel@kaeri.re.kr

1. 서 론

현재까지 고려되고 있는 방사성폐기물 처분개념은 심부지하 암반층에 방사성폐기물을 처분하는 것이다. 그러나, 오랜 시간이 경과하여 지하수가 방사성폐기물 처분장 구조로 유입될 경우, 핵종들이 암반층의 균열면을 따라 외부로 유출될 수 있다. 그러므로 방사성폐기물 처분의 장기 안전성 평가를 위하여 지하매질에서 핵종의 거동특성에 대한 이해가 중요하다[1]. 특히, 수착(sorption)은 지하매질에서 핵종의 이동 및 지연에 중요한 요소이다[2]. 따라서 본 연구에서는 심부 지질의 처분장 모암으로 평가되고 있는 화강암에 대한 넵투늄의 회분식 수착실험을 수행하여 안전성평가의 기초자료를 제공하고자 수착 분배계수를 측정하였다. 또한 화강암에 대한 넵투늄의 수착에 미치는 산화환원전위와 광물학적 조성의 영향을 실험적으로 평가하고자 하였다.

2. 실험재료 및 방법

지하수는 한국원자력연구원 부지 내 지하처분연구시설(Korea underground research tunnel, KURT)의 시추공(TB-10)에서 지하 200m 지점의 지하수를 채취하여 사용하였다. 현장에서 채취한 지하수는 지하수 채취 전용으로 제작한 50L 알루미늄 용기에 외부공기와의 접촉을 최소화 한 상태에서 즉시 저장하였다. 분배계수(K_d) 측정을 위하여 지하처분연구시설의 시추공 YH 1-1, KP 1-20, 그리고, KP 1-32를 매질로 사용하였다. 각 시추공 시료를 분쇄하여 입자 크기별로 체분리하여 직경크기가 $0.15 \leq \Phi < 0.3\text{mm}$ 인 분쇄화강암을 사용하였다. 분쇄화강암에서 철성분의 용출로 인한 철산화물 형성 등을 방지하기 위하여 진식으로 입자크기별 분리를 하였다.

수착분배계수 측정을 위한 회분식 수착실험을 위하여 질산에 용해된 형태의 넵투늄을 10 mL 폴리에틸렌 병에 농도를 각각 10^{-6}M 로 하여 25°C 의 진탕교반기에서 분쇄화강암과 5일간 반응시켰다. 넵투늄 수착에 대한 산화환원전위의 영향을 확인하기 위하여 환원제인 $\text{Na}_2\text{S}_2\text{O}_4$ 를 적당량 첨가하여 산화환원 전위를 $-400 \sim +400$ mV의 범위로 조절하였다. 수용액의 pH를 일정하게 조절하기 위하여 NaOH 또는 HClO_4 를 사용하여 pH 8.6 ± 0.2 의 범위로 조절하였다. 광물/수용액 비를 50 g/L(0.5 g/10 mL)하여 3종류의 화강암에 대한 핵종의 수착 분배계수를 측정하였다. 반응이 평형에 도달한 후 수용액 중 넵투늄 농도를 LSC를 이용하여 분석하였다. 모든 수착 실험은 3반복으로 대기조건이 일정하게 유지되는 글로브박스(Glove-Box)에서 수행하였다. 글로브박스 내부의 대기조건은 99.999%의 고순도 아르곤(Ar)은 이용하여 CO_2 농도를 0.1ppm 이하로 유지하였다. 아울러 O_2 제거기를 설치하여 글로브박스 내부의 산소농도를 10ppm 이하 유지하였다.

3. 결과 및 토의

넵투늄의 수착실험결과를 Fig. 1에 나타내었다. 3종류의 KURT 화강암에 대한 넵투늄의 수착 분배계수는 산화환원 전위가 -387 mV 일 때, $109.4 \sim 256.2$ mL/g의 범위를 나타내었으며 이때의 평균값은 177.1 mL/g이었다. 반면에 산화환원 전위가 $+365$ mV일 때, 수착 분배계수는 $8.4 \sim 22.2$ mL/g의 범위로 측정되었으며 이때의 평균값은 14.8 mL/g으로 측정되었다. 산화환원전위에 따른 넵투늄 수착의 변화는 산화상태 변화에 따른 넵투늄의 산화수 변화에 의한 것으로 판단된다. 또한, 화강암 시료에 따른 수착분배계수는 YH 1-1 > KP 1-20 > KP 1-32의 순으로 나타났다. 이는 Fig. 2에 나타내었듯이 YH 1-1의 경우 KP 1-32 보다 핵종 수착능이 비교적 좋은 흑운모와 녹니석 등이 다량 함유되어 있어서 넵투늄에 대한 수착 분배계수가 높은 것으로 이해할 수 있다.

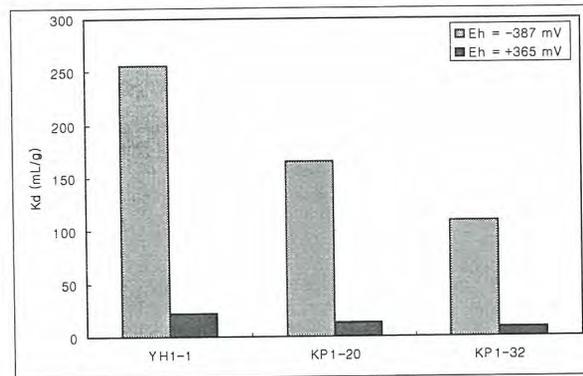


Fig. 1. K_d values for Neptunium sorption onto KURT granite

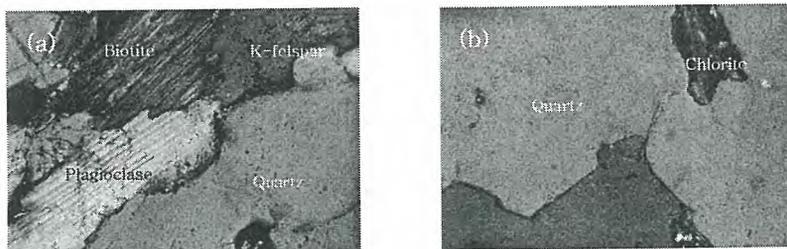


Fig. 2. Polarization microscope images for granite rock plate (a) YH 1-1, (b) KP 1-32

4. 결론

분쇄화강암에 대한 넵투늄의 회분식 수착실험을 수행하여 고준위 방사성폐기물 처분 안전성평가 입력자료를 확보하기 위하여 수착분배계수를 측정하였다. 산화환원전위는 넵투늄의 화학종 형성에 중요한 인자로 작용하므로 분쇄화강암에 대한 넵투늄의 수착은 수용액의 산화환원전위에 대한 영향이 매우 큰 것으로 나타났다. 또한, 수착매질로 사용한 분쇄화강암의 조성 변화에 따라 넵투늄의 수착분배계수는 큰 차이를 나타냈다. 향후, pH, 탄산염 농도, 이온강도의 변화 등 다양한 영향인자에 대한 수착특성을 평가할 예정이며 이러한 일련의 연구들을 통하여 방사성폐기물 처분 안전성 평가자료를 확보할 수 있을 것으로 기대한다.

사사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 중장기 연구개발사업의 일환으로 수행되었음.

참고문헌

- [1] S. Aksoyoglu, *J. Radioanal. Nucl. Chem.*, **134**, 393-403 (1989)
- [2] N.A. Chapman et al., "The Geological Disposal of Nuclear Waste", John Wiley & Sons, Inc., Chichester (1987)

Compact Metal Disposal Package의 선량 평가

Dose Evaluation for Compact Metal Disposal Package

국동학, 조동건, 이종열, 이민수, 최희주

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

svskook@kaeri.re.kr

1. 배경

원자력발전을 시작한 이후로 계속 누적되는 사용후핵연료 문제를 해결하기 위하여 현재 한국 원자력연구원에서는 사용후핵연료내의 주요 독성 물질을 따로 분리함으로써 최종적인 처분 양을 획기적으로 줄이려는 파이로프로세스 연구를 수행 중에 있다. 파이로프로세스를 거치면 표1과 같이 다양한 종류의 폐기물들이 생성되며, 이 폐기물들은 각자의 특성에 따라 여러 방법으로 저장, 처리, 처분될 계획이다. 이 중에서 금속폐기물은 주요 열 발생 핵종들이 제거된 폐기물이므로 무게와 부피는 큰 편이나 상대적으로 열 발생량과 방사능 크기는 작다. 고준위폐기물 처분연구부에서는 이러한 금속폐기물을 그림1과 같은 c-MDP에 압축하여 처분하는 방안을 고려하고 있으며, c-MDP 설계를 위한 표면선량을 평가할 필요성이 있다.

2. c-MDP 개요

금속폐기물의 주요 구성 성분들은 표1에 나타내었으며, 여기서의 우라늄과 TRU는 분리공정시에 묻어나오는 극미량이다. 금속폐기물은 그림2처럼 실린더모양의 노란색 블록(D:31cm, H:20cm)으로 압축되고, 총 7개의 블록이 한 개의 Can에 담기게 된다. 이러한 캔은 다시 c-MDP(Compact Metal Disposal Package)에 4개씩 저장되며, 총 855개의 c-MDPs이 한 개의 터널 혹은 사일로에 처분될 예정이고, 금속폐기물의 발열량이 매우 적기 때문에, 처분되는 깊이는 낮을 것으로 예상된다. 향후 원자력발전소의 해체시에 발생하는 금속폐기물도 c-MDP 처분 대상이며, 파이로프로세스 공정에서 발생하는 금속폐기물과 같이 처분될 예정이다.

3. 금속폐기물 구성물질

파이로프로세스 연구팀에서 생산한 mass balance에 기초하여 금속폐기물로 분류되는 구성성분을 체크하였으며, 파이로프로세스의 기본 처리량 10MT을 기준으로 금속폐기물의 절대 양을 차지하는 구조재폐기물의 열량 및 방사능을 계산하였다. 계산은 OrigenArp를 사용하였으며, 핵연료는 국내 원전대부분에서 사용되고 있는 Vantage 5H (17x17)를 대상으로 하였다. 계산 조건으로는 비출력 3.75 MW, 농축도 4.5wt%, 연소도 55,000 MWd/MTU에 3주기 운영 및 2번의 60일간의 overhaul 기간을 두었고, 원전에서 방출된 후 최종적으로 파이로프로세스에 의해 금속폐기물로 분류되는 것으로 설정하였다.

4. 금속폐기물 및 c-MDP의 선량평가

금속폐기물에는 우라늄 및 TRU가 거의 없기 때문에 중성자에 의한 선량은 생략하고 광자에 의한 선량을 평가하였다. 광자의 에너지는 ENDF5의 44 그룹을 사용하였으며, 선량평가는 MCNPX를 이용하였다. 에너지별 선량환산인자(flux to dose conversion factor)는 ICRP-21 라이브러리를 이용하였으며, 광자라이브러리는 ENDF/B-VI release 8 버전을 사용하였다.

평가 결과 압축 금속폐기물인 블록의 표면에서의 선량률은 $4.38E-9$ mrem/hr 값을 얻었으며, 이는 금속폐기물에 광자를 발생시킬 만한 구성성분이 이미 충분히 없기 때문이며, 계산에 앞서 어느 정도 예견된 결과라고 할 수 있다.

위의 결과를 바탕으로, c-MDP 설계에 주요한 인자가 될 수 있는 c-MDP 재질선택과 c-MDP 내의 CAN 배치 구성에 자유도를 충분히 가질 수 있게 되었으며, 금속폐기물에 대한 안전성도 확인할 수 있게 되었다.

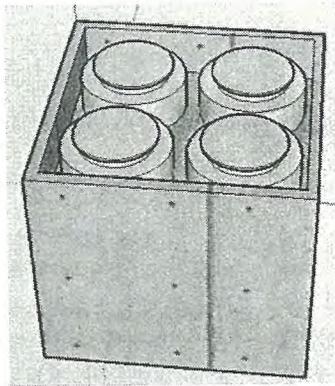


그림 1. c-MDP의 모습

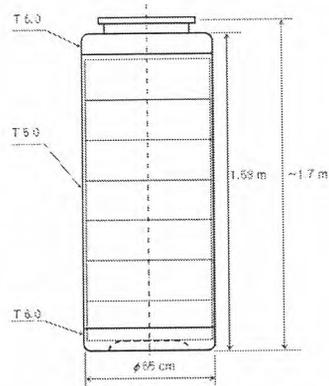


그림 2. Block과 Can

표 1. 파이로프로세스를 통해 발생한 폐기물 분류

	Long-Lived Waste			Interim decay Waste	
	Metal	Ceramic LiCl+KCl	Vitrified LiCl+KCl	Ceramic off-gas+LiCl	Vitrified LiCl
Major nuclide	NM+U+ TRU+RE	Cs+α	Sr+TRU+RE	Cs	Sr
Weight (kg)	3,158.53	0.65	936.21	600.94	67.99
Volume (L)	470.7	0.3	419.8	231.8	30.5
Heat (W)	-	0.9	4,200 (49.3 after 100 yrs)	12,500 (6.72 after 300 yrs)	6,000 (4.23 after 300 yrs)
Container	①	②	③	④	⑤
Disposal Depth	200	500	500	200	200
Disposal Methods	Silo or Tunnel	With waste	KRS or Cavern	Tunnel Storage and then final disposal	

방사성폐기물 처분용 고건전성 용기 개발을 위한 소재의 화학적저항성 시험

전종선, 박상규, 김태현, 김재원*, 이재민
 (주)에네시스, 대전광역시 유성구 구암동 328번지
 *(주)계림폴리콘, 충남 부여군 임천면 군사리 516
nunkiis@gmail.co.kr

1. 서론

방사성폐기물의 안정적이고 장기적인 처분을 위한 고건전성 용기 개발에 폴리머 콘크리트 사용했다. 폴리머 콘크리트는 1950년대부터 사용되어 왔으며 제작방법에 따라 Polymer Impregnated Concrete (PIC), Polymer-Modified Concrete (PMC) 및 Polymer Concrete (PC) 등으로 분류되며 기존 콘크리트에 비해 물성이 우수하여 여러 분야에 적용되고 있다. PIC는 일본에서 방사성폐기물 처분용기로 상용화되어 사용 중이며, PMC는 전자재 분야에서 유지, 보강재로 주로 사용되고 있다. 폴리머 콘크리트도 전자재 유지, 보강재 및 구조물, 단일 제품으로도 상용화중이며 성능대비 경제성이 우수하다. 폴리머 콘크리트는 일반적인 시멘트 콘크리트에서 수화시멘트 결합체를 고분자 결합체로 대체하여 제작하며 골재와의 우수한 결합력으로 기존 시멘트 콘크리트의 기존 물성보다 크게 향상시켜 같은 물성으로 제작시 기존 콘크리트 중량의 1/3 이하만 사용하여 제작이 가능하다. 이러한 물리적 특성을 가지는 폴리머 콘크리트가 방사성폐기물 처분에 적합한지 확인하기 위하여 보관온도별 화학적저항성 시험을 수행했다.

2. 본론

방사성폐기물 내에서 발생 가능성이 있는 화학물질이나 폐기물 저장소 주위 환경에서 유출 가능성이 있는 화학물질 중 NRC Technical Position에 제시한 물질과 ASTM C114에 언급된 내용을 참고하여 10% Citric Acid, 10% EDTA, 2% HCl, 2% H₂SO₄, 2% NaOH 가 포함되어 있는 용액을 선택 및 제조하여 화학적 저항성 시험 용액에 사용했다. 6 주간 보관하여 압축강도 변화 및 중량변화를 평가했다. 일정한 온도를 유지하기 위하여 30 L 용량의 항온조를 사용하여 각각의 시험조건에 따라 30℃±5℃, 40℃±5℃, 50℃±5℃ 및 60℃±5℃를 유지했다. 화학적 저항성 시험에 필요한 공시체는 각 변이 6 cm인 시편을 사용했다.

공시체를 넣고 6 주간 보관하고 시험종료 후 공시체를 건조시킨 후 시험평가항목인 압축강도와 중량변화를 확인했다. 6 주간 시험 중 용액 pH의 변화는 없었고 화학 용액별로 정방형 시편 압축강도 변화량과 중량 변화율을 확인했다. 6 주간의 화학적 저항성 시험에서 중량변화는 거의 없었으며 압축강도 변화율은 기존 강도에 비해 55.4%에서 91.1% 정도의 강도가 유지되었으며 2% NaOH 용액 중에서 고온에 침지된 시편은 압축강도에 많은 영향을 받았다.

표 1. 화학적저항성 시험 조건

항 목	용액조건	비 고
pH 저항도	2% H ₂ SO ₄ (pH 0.4)	NRC Technical Position 제시값 pH 4~11
	2% NaOH (pH 13.5)	
	2% HCl (pH 0.55)	
폐기물 유출 화학물질	10% EDTA	ASTM C114*
	10% Citric Acid	

* EDTA 1.0 kg을 용해하기 위해 증류수 10 L와 NaOH 53 g을 사용함.

표 2. 보관온도별 화학적저항성 시험 종료후 공시체 압축강도 변화

	30°C (kgf/cm ²)	40°C (kgf/cm ²)	50°C (kgf/cm ²)	60°C (kgf/cm ²)
10% Citric acid	1475.7	1480.6	1456.4	1442.2
10% EDTA	1575.4	1539.6	1450.5	1415.6
2% HCl	1575.6	1597.2	1469.6	1345.9
2% H ₂ SO ₄	1560.2	1557.2	1511.2	1403.3
2% NaOH	1590.5	1515.6	1133.1	971.3

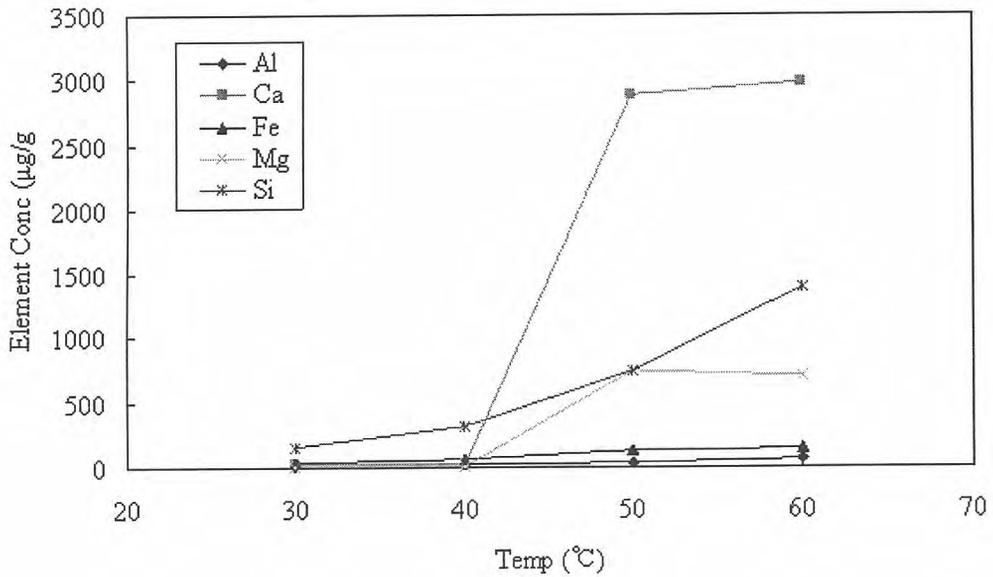


그림 1. 2% HCl 용액에 온도별로 6 주간 침지 후 HCl 용액에 침출된 공시체의 성분 원소량.

3. 결론

화학적저항성 6 주간 시험 종료 후 공시체가 담긴 화학 용액의 주요 원소를 측정하여 공시체에서 침출된 원소량을 확인했다. 10% Citric Acid, 10% EDTA, 2% HCl 과 2% H₂SO₄ 용액들은 Ca, Si 와 Mg 순으로 많이 침출되었다. 2% NaOH 용액에 담겨진 공시체에서는 다른 원소들은 침출되지 않았으나 Si 원소만 많이 검출되었다. NaOH를 제외한 용액들은 콘크리트의 CaOH와 SiO₂ 성분들에 영향을 주었으나 물성에 큰 영향을 주지는 않았다. 고온의 NaOH 용액은 콘크리트의 SiO₂ 성분만 침해하여 구조적인 압축강도 등에 심각한 영향을 주는 것을 확인했다.

고준위 폐기물 처분장 벤토나이트 완충재의 수분 흡인(suction) 특성

이재완, 조원진

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

jolee@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위 폐기물 처분장에서 완충재의 가장 중요한 역할은 폐기물로의 지하수 유입을 최소화하고, 지하수에 의해 용해된 방사성 핵종이 주위 암반으로 유출되는 것을 저지하는 것이다. 벤토나이트는 수리전도도가 매우 낮고, 높은 핵종저지능을 갖기 때문에 이러한 완충재 재료로서 널리 선호되고 있다. 벤토나이트 완충재는 폐기물 처분 후 얼마동안 핵종 붕괴열의 영향을 받으면서 지하수와 접촉하기 때문에 불포화상태 (unsaturated state)로 존재하며, 이 때 벤토나이트를 통한 지하수의 흐름은 수분흡인특성에 의해 좌우된다. 그러므로 벤토나이트 완충재의 수분흡인특성연구는 처분장의 재포화 (resaturation) 예측과 처분장 완충재의 성능 및 안전성 평가를 위해서 선행되어야 할 중요한 연구대상이다. 벤토나이트 완충재의 수분흡인특성은 수분함량과 흡인력의 상관관계를 나타내는 수분보지곡선 (water retention curve)에 의해 특징 지워진다. 지금까지 문헌에 보고된 수분보지곡선은 대부분 분말 벤토나이트에 대한 것으로 압축벤토나이트에 적용할 수 있는 자료는 많지 않으며, 또한 고준위 폐기물 처분장 조건에서 예상되는 완충재 내 온도변화가 수분보지곡선에 어떤 영향을 미치는지에 대한 보고가 거의 없는 실정이다. 이와 관련하여 본 연구에서는 고온, 고압용 습도센서를 이용하여 국산벤토나이트를 대상으로 상대습도를 측정하고, 그 결과로부터 벤토나이트의 수분흡인력을 결정하는 방법을 조사하였으며, 이 방법에 따라 분말과 압축벤토나이트의 수분보지곡선을 비교분석하였다. 또한 완충재의 온도변화가 수분보지곡선에 미치는 영향도 규명하고자 하였다.

2. 실험 및 결과

실험에 사용된 벤토나이트는 경주산 벤토나이트로 원광을 분쇄 한 후 200 메쉬(mesh) ASTM (American Society for Testing and Materials) 망체를 통과한 것을 사용하였다. 분말 벤토나이트의 입도분포는 Fig. 1과 같고, 액성한계와 소성한계는 각각 162%와 39%이며, 소성지수는 123%이었다. 광물분석 결과, 벤토나이트는 몬모릴로나이트 (montmorillonite, 70 %)와 장석(feldspars, 29%)을 주성분으로 하고, 소량의 석영 (quartz, ~1%)을 포함하였다. 화학조성은 SiO₂ 56.8%, Al₂O₃ 20.0%, Fe₂O₃ 6.0% 및 기타 미량성분으로 되어 있다. 벤토나이트의 주요 교환가능 양이온은 Ca²⁺ 이고, 양이온교환능은 57.6 meq/100g이다. 분말 벤토나이트 시료의 수분함량은 데시케이터 (desiccator)를 이용하여 조절하였다. 시료를 110°C에서 24시간 동안 건조 한 후, 필요한 양 만큼 유리접시에 옮겨 증류수 (distilled and demineralized water)가 든 데시케이터에 넣고, 일정한 시간 간격으로 스푼으로 저어주며 목표 수분함량에 도달할 때까지 기다렸다가 사용하였다. 압축벤토나이트는 양방향 유압프레스 (bi-axial hydraulic press)를 이용, 수분함량이 조절된 벤토나이트를 압축 (건조밀도 1.5 Mg/m³)하여, 직경 5x10⁻² m, 높이 5x10⁻² m의 크기로 만들었으며, 가운데는 직경 1.2x10⁻² m, 깊이 2.5x10⁻² m 홀(hole)을 뚫어 습도센서를 설치할 수 있도록 하였다. 그리고 압축 한 벤토나이트 시편은 균일한 수분분포를 갖도록 하기 위해 밀봉백 (zip bag)에 넣어 3일간 데시케이터에 두었다가 실험에 사용하였다. 분말 또는 압축벤토나이트의 상대습도는 Fig. 2의 측정장치를 이용하여 여러 가지 실험조건 (수분함량 (%) : 3, 7, 12, 17, 22; 온도 (°C) : 25, 35, 45, 55, 70, 90)에서 측정되었으며, 수분 흡인력(S)은 측정 상대습도로부터 Kelvin의 법칙을 이용하여 결정하였다.

$$S = -10^{-6} \frac{RT}{V_w} \ln\left(\frac{RH}{100}\right)$$

여기서, R는 기체상수 (8.3143 J/K · mol), T는 절대온도, V_w는 물의 몰체적 (1.80x10⁻⁵ m³/mol), RH는 상대습도이다.

습도센서로부터 얻어진 벤토나이트의 상대습도는 대부분 수 시간 이내에 정상상태에 도달하였다. 본 연구에서는 실험 시작 후 3일에는 벤토나이트의 상대습도가 충분히 정상상태에 도달했다고 보고 그 때의 값을 최종 상대습도로 간주하였다. 대부분의 벤토나이트 시료는 100% 이하의 값을 보였다. 그러나 HMT 334 습도센서를 이용해서 수분함량이 22% 이상인 압축벤토나이트 시료의 상대습도를 측정하고, 그 결과로부터 수분흡인력을 결정하는 데는 한계가 있었다.

Kelvin법칙을 이용하여 상대습도로부터 결정된 벤토나이트의 수분흡인력은 온도가 일정할 경우 수분함량이 증가할수록 감소하였으며, 수분함량 < 10% 범위에서는 압축벤토나이트의 수분흡인력이 분말벤토나이트보다 더 큰 값을 보였으나, 수분함량 > 10% 범위에서는 반대의 경향을 보였다. 벤토나이트의 수분흡인력은 낮은 수분함량 범위에 대해서는 대체로 온도변화에 민감하지 않았다. 그러나 높은 수분함량에서는 70℃까지는 별로 변화가 없다가 90℃에는 크게 감소하였다, 건조밀도가 1.5 Mg/m³인 압축벤토나이트의 수분보지곡선을 다음의 van Genuchten 함수에 적용한 결과,

$$\theta = \left[\frac{1}{1 + (\alpha h)^n} \right]^{1 - \frac{1}{n}}$$

n과 a는 각각 1.4166과 2.5493x10³의 값을 가졌다.

3. 결론

본 연구를 통하여 여러 가지 수분함량과 최대 90℃ 온도조건에서 습도센서를 이용한 분말 및 압축벤토나이트의 수분흡인력 결정방법을 제시하였다. 실험결과, 벤토나이트의 수분흡인력은 일정한 온도에서 수분함량이 증가할수록 감소하였다, 분말 및 압축벤토나이트의 수분흡인력은 서로 차이가 있었으며, 약 10%의 수분함량을 기준으로 대소관계가 서로 바뀌었다. 본 연구에서 얻어진 결과는 벤토나이트 완충재의 재포화 예측 및 완충재의 성능 및 안전성에 기초자료로 활용될 것이다.

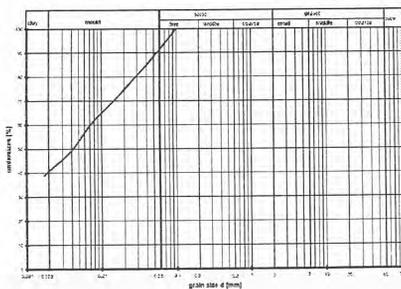


Fig. 1 Particle size distribution of bentonite powder.

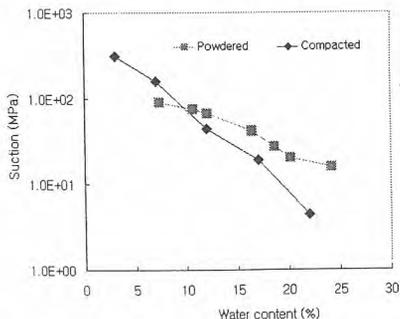


Fig. 3 Water retention curves for powdered and compacted bentonites.

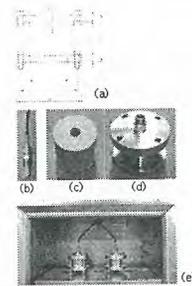


Fig. 2 Experimental apparatus for measuring the relative humidity.

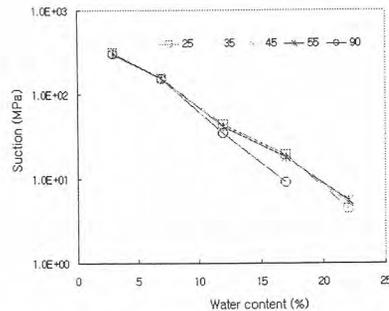


Fig. 4 Effect of temperature on the bentonite-water retention curve.

지하처분연구시설에서의 암반 히터 시험

권상기, 김진섭, 조원진

한국원자력연구원

kwonsk@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위 폐기물 심지층 처분시, 핵종의 붕괴에 따라 발생하는 붕괴열은 주변 암반과 완충재의 온도를 상승시켜 처분장의 성능에 영향을 미치게 된다. 방사성 붕괴열의 발생은 처분용기, 완충재와 암반에 열응력을 발생시키며 완충재의 방벽으로서의 성능과 완충재 및 암반 내 유체의 이동에도 영향을 준다. 따라서 완충재를 사용하여 폐기물 처분용기와 처분공 사이를 채우는 고준위 처분 개념을 고려하는 대부분의 국가에서는 완충재가 성능을 발휘할 수 있도록 하기 위해서는 최대온도가 100°C 를 넘지 않아야 한다는 기준을 적용하고 있다. 처분시스템의 주요 설계 인자로서의 온도 변화를 정확히 예측하기 위해서는 처분장 주변에 존재하는 불연속면, 처분공, 처분터널, 암반물성, 지하수 유입, 터널 환기, 암반 손상대 등이 열전달에 미치는 영향을 파악하는 것이 필요하다. 현재 국내에서는 암반의 열적 물성은 암석코아를 이용한 실험실 실험을 통해 결정하고 있으나 불연속면을 포함하고 있는 대규모 암반에서의 열적 물성에 대한 연구는 미미한 실정이다. 본 연구에서는 지하처분 연구시설(KAERI Underground Research Tunnel, KURT) 내 암반 벽면에서 시추공 히터시험(Borehole heater test)을 실시함으로써 열전달에 미치는 암반 불연속면, 암반내 이방성, 터널 환기, 암반 손상대 등의 영향을 파악하고자 하였다. 그림 1은 히터시험 장치의 개요도를 보여주며 그림 2는 히터시험 구간의 사진을 보여준다. 실험 결과는 처분시스템 설계를 위한 열해석, 안전성 평가를 위한 THM 모델링 그리고 향후 실규모 처분공에서의 완충재를 고려한 THM 현장시험의 설계 및 해석에 활용될 것이다.

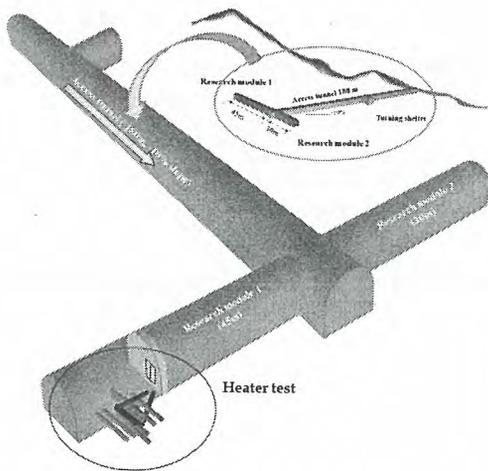


그림 1. KURT내 히터시험 위치



그림 2. 시추공 히터시험 전경

2. 실험 및 결과

시추공 히터시험은 KURT 진입터널 막장부에 위치하고 있는 우측 모듈 벽면에서 실시되고 있다. 시험구간은 비교적 양질의 화강암으로 지하수의 유출량이 과다하지 않아 열-역학적 시험에 적합한 곳을 선정하였다. 히터가 장착되는 11cm 직경의 히터공의 길이는 3.2m이며 용량 5kw, 길이 2m의 히터는 터널 벽면에서 1.2~3.2m 구간에 장착하였다. 히터공 주변으로 터널벽면에 수

직 방향으로 13개, 경사방향으로 2개의 관측공이 천공되어 있다. 모든 관측공의 직경은 약 4cm 이며 수직 방향 관측공의 길이는 5m, 경사 관측공은 10m 내외이다. 관측공에는 암반 내 온도 변화를 계측하기 위한 100여개의 온도센서와 열응력에 의한 응력변화를 측정하기 위한 응력센서가 설치되어 있다. 터널 내 공기 순환을 위해 작동되는 터널 환기 시스템에 의한 열손실을 발생을 막기 위해 히터시험 구간은 차단벽을 설치하였다. 2007년 9월 시험 장치에 대한 예비시험이 실시되었으며 이를 통한 장치보완 후, 2007년 12월 본 시험을 위한 히터 가열이 시작되었다. 히터 온도는 5°C 단위로 단계적으로 상승시켰으며 현재 90°C로 유지하고 있다. 히터 가열을 위한 전력 사용량, 히터온도, 암반온도, 벽면온도, 대기 온도 및 습도, 열응력, 벽면 변위변화가 자동 또는 수동으로 기록되고 있다. 히터공이 위치한 수직, 수평면에서의 온도분포와 시추코아에서 확인된 절리면을 함께 나타내면 그림 3과 같다. 암반 내에 위치하는 4개의 불연속면이 온도 분포에 상당한 영향을 미치고 있음을 알 수 있다. 또한 터널 벽면의 상대적으로 낮은 온도는 터널 벽면을 통해 열손실이 발생하고 있음을 알 수 있다. 향후 보다 면밀한 조사, 분석을 통해 환기, 손상대, 절리면, 암반 이방성이 온도 분포에 미치는 영향에 대해 평가할 수 있을 것으로 사료된다.

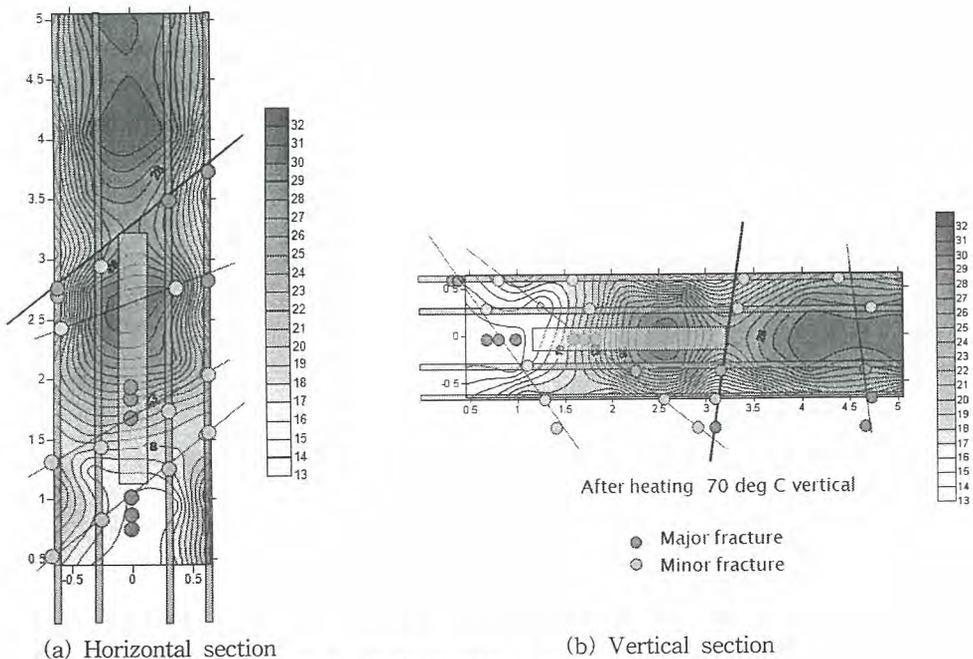


그림 3. 히터온도 70도시 암반 온도 분포

3. 결론

원자력연구원 부지 내에 건설된 지하처분연구시설에서는 고준위폐기물 처분연구를 위한 다양한 현장 시험이 실시되고 있다. 고준위폐기물에서 발생하는 방사성붕괴열에 의한 처분장 인근에서의 열-역학적 거동에 대한 이해를 위한 시추공 히터시험은 2007년 12월 개시된 이후, 성공적으로 진행되고 있다. 현재 히터 온도 90°C를 유지하고 있으며 투입된 전력량, 히터온도, 암반온도, 벽면온도, 대기온도 및 습도, 열응력, 변위발생 등이 자동 또는 수동으로 측정되고 있다. 향후 히터시험을 통해 얻어지는 자료는 손상구간에서의 열적 거동, 환기에 의한 열 손실 평가, 균열을 따른 유체이동, 불연속 암반의 열적 물성 결정 등에 입력자료로 활용될 것이다.

중·저준위폐기물 처분시설의 운영중 사고영향 평가

정종태, 황미정, 최인길, 김민규, 이윤환, 윤정현*, 박주완*, 김창락*

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

* 한수원(주) 원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1번지

jtjeong@kaeri.re.kr

1. 서론

우리나라에서는 원자력발전으로 인하여 발생하는 중·저준위 방사성폐기물 뿐만 아니라 연구 기관 및 산업체에서 발생하는 방사성 동위원소 폐기물을 안전하게 영구적으로 처분할 뿐만 아니라 폐기물의 안정적인 집중적인 관리를 위해 중·저준위 방사성폐기물 처분시설을 건설, 운영할 예정이다. 이러한 처분연구에 있어서 중요한 부분 중의 하나는 안전성을 확보하여 국민의 신뢰를 얻는 것이다. 따라서, 본 연구의 주된 목적은 중·저준위 방사성폐기물 처분시설의 운영중 발생 사고가 발생할 경우 작업자 및 일반대중이 받게 되는 피폭선량을 평가하여 그 안전성을 확인하는 데 있다.

2. 폐기물 처분시설 운영중 사고로 인한 영향 평가

처분장의 안전성은 처분장의 폐쇄 이후의 안전성을 확보하기 위한 장기안전성평가와 건설 및 운영 단계 동안에 행해지는 모든 행위에 대해 안전성을 확보하기 위한 운영안전성평가로 구분할 수 있다. 본 연구에서는 건설 및 운영 단계 동안에 발생 가능한 사고에 대한 안전성을 사고시 작업자 및 일반대중의 피폭선량으로 평가하고 안전목표치와 비교하여 그 안전성을 검증하였다. 처분 시설의 각 운영단계별 발생 가능한 분석대상 사고는 건설 및 운영 예정인 국내 처분시설 설계와 기존 외국 처분시설의 안전성평가보고서 검토를 기초로 방사성 폐기물의 운반을 포함한 처분시설의 운영 중에 발생 가능한 사고를 선정하였으며 이는 사고시 피폭선량과 함께 표 1 및 2에 제시된 바와 같다.

사고발생으로 인해 작업자 및 일반대중에게 피폭선량을 야기할 수 있는 방사선원은 각 사고로 인해 영향을 받게 되는 드립수를 고려하고 드립내 방사성동위원소들의 방출률은 참고문헌을 참조하여 보수적으로 가정하였다. 또한, 폐기물의 운반중 발생하는 사고의 경우에는 기체, 요오드, 세슘, 루테튬, 입자로 구분하여 보수적인 방출률을 가정하였다.

사고별 작업자 피폭선량은 RADTRAN과 MICROSIELD를 이용하였으며 일반인 피폭선량은 RADTRAN과 TEDII-60 전산 프로그램을 이용하여 계산한 대기확산 인자와 선량환산인자를 이용하여 평가하였다. 운반사고 이외의 경우 일반인 방사선 피폭은 저장시설에서의 사고의 경우에는 부지경계 거리로써 89m, 처리시설의 경우에는 150m, 사일로 출입 수직구는 110m로 하여 이 지점에서 피폭받는 것으로 가정하였으며 전체장기가 받는 피폭선량을 평가하였다.

이와 같은 가정에 의한 각 사고별 개인유효선량 및 처분시설 부지 반경 10 km 이내 주민집단 유효선량을 내부피폭과 외부피폭의 합으로 표 1에 수록하였다. 또한, 운반사고에 대한 피폭선량을 운반 작업자와 운반 경로내 집단피폭선량 평가 결과를 요약하여 표 2에 수록하였다.

표 1. 사고유형별 피폭선량

사고유형	작업자 (mSv)	일반인 (mSv)	집단피폭 (person-Sv)
선박으로부터 운반트럭으로 이동 과정에서의 운반용기 낙하 - 폴리에틸렌 용기	3.44E-04	4.67E-05	1.40E-02
- 초고압 압축용기	4.52E-05	2.53E-08	7.60E-06
사일로 적재과정 처분용기의 낙하 - HIC	3.85E-02	1.59E-05	7.00E-03
- 폴리에틸렌 용기	4.31E-03	1.40E-04	6.12E-02
인수시설 내에서의 화재 - 전체평균	2.90E-01	4.21E-02	1.26E+01
- 초고압 압축용기	5.01E-03	7.27E-04	2.16E-01
처리시설 내에서의 화재	1.09E-01	7.42E-02	2.23E+00
- 화재진압	1.40E-04	0.00E+00	-
정박중 선박화재	4.22E-01	2.40E-02	1.36E+01
지진	2.83E-01	1.93E-01	1.67E+00

표 2. 운반사고 유형별 피폭선량 (person-Sv)

사고유형	운반작업 종사자	주민 집단피폭선량	
		폴리에틸렌용기	초고압압축용기
트럭을 이용한 운반중 충돌 - 고리 물량장으로의 이동 - 영광 물량장으로의 이동 - 울진 물량장으로의 이동 - 월성 부지 처분장으로의 이동 - RI 폐기물	3.09E-06 4.70E-06 4.30E-06 2.69E-06 2.00E-04	3.48E-04 3.01E-04 7.86E-04 2.85E-04 9.09E-06	1.45E-05 1.55E-05 4.04E-05 1.45E-05 -
트럭을 이용한 운반중 화재 RI 폐기물	2.00E-04	9.09E-06	-
선박을 이용한 운반중 충돌 - 고리 - 영광 - 울진	5.51E-07 2.98E-06 1.09E-06	4.00E-06 1.67E-05 9.15E-06	5.63E-08 2.57E-07 1.40E-07
선박을 이용한 운반중 화재 - 고리 - 영광 - 울진	5.51E-07 2.98E-06 1.09E-06	4.10E-06 1.68E-05 9.14E-06	5.64E-08 2.58E-07 1.41E-07
선박을 이용한 운반중 침수 및 침몰 - 고리 - 영광 - 울진	5.51E-07 2.98E-06 1.09E-06	4.00E-06 1.67E-05 9.14E-06	5.63E-08 2.57E-07 1.40E-07

3. 결론

표 1과 2에 요약된 바와 같이 사고유형별 일반인의 피폭선량 결과에 의하면 규정된 제한치인 정상운영중 0.1 mSv/yr, 사고시 처분장 성능목표치 5 mSv를 초과하지 않으며 작업자의 경우에도 규정 제한치인 정상운영중 20 mSv/yr, 사고시 처분장 성능목표치 50 mSv를 초과하지 않는다. 경주 방사성폐기물처분시설 주변의 연간 평균 주민유효선량은 신월성 방사선환경영향평가서에 제시된 바와 같이 1.2 mSv로 측정되었기 때문에 부지반경 10 km 내의 2009년 예상 총 주민 33,261 명이 받는 집단유효선량은 3.99×10^1 person-Sv/yr이 되며 이는 가 된다. 그러므로 각 사고유형별로 평가된 주민집단 유효선량은 자연방사능에 의한 주민집단 선량보다 적은 값을 알 수 있다. 따라서, 처분시설이 건설되어 운영되더라도 사고로 인한 주변주민의 방사능에 의한 영향은 무시할 만한 수준임을 알 수 있다.

고준위폐기물 처분용기의 자중에 의한 완충재의 영향 해석

김현아, 이종열, 최희주

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동

hyunah@kaeri.re.kr

1. 서론

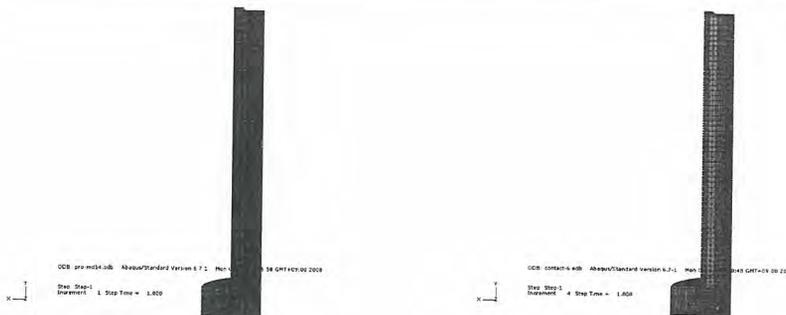
처분시스템의 기계적 강도의 평가는 형태의 복잡성, 경계조건 등의 특수성 때문에 유한요소법에 의한 해석에 주로 의존하고 있다. 처분시스템의 공학적 방벽을 구성하는 완충재는 처분용기와 함께 중요한 요소이다. 지하 처분시 처분용기 주변에는 완충재 기능을 하는 벤토나이트 블록으로 채워진다. 완충재의 주요 역할은 처분용기와 지하수의 접촉을 억제하는 것이며, 유출핵종의 이동을 저지시키고 지하 암반의 거동에 따른 처분용기의 직접적인 충격을 완화시키는 것이다. 따라서 완충재는 우수한 수리적 특성, 높은 핵종 저지능, 양호한 역학적 특성 및 높은 열전도도 등의 성질을 가져야 한다. 본 연구는 지하 처분 전 처분용기 자중에 의한 하부 완충재에서 발생하는 응력과 변형을 파악하기 위해 유한요소 해석을 실시하였다.

2. 해석 및 결과

처분용기는 주철로 이루어진 내부용기 부분과 부식을 방지할 위한 구리로 이루어진 외부용기 부분으로 구성된다. 가압경수로 처분용기(KDC-1)는 PWR 사용후핵연료 4 집합체를 넣을 수 있는 구조이다. 기준 PWR 사용후 핵연료 집합체는 단면적이 21.4 cm × 21.4 cm 이고, 축방향 길이 453 cm이다. 이러한 집합체를 장전하기 위한 처분용기 내부 구조물 내에 바스켓이 있으며, 그 바스켓의 단면적은 22.4 cm × 22.4 cm이고, 내부길이는 455 cm이다. 이와 같은 바스켓 4개를 갖고 있는 KDC-1 처분용기의 주철 구조물은 직경 92 cm인 원통형 구조이다. 이와 같은 원통형의 주철 구조물 외부에 두께 5 cm인 구리 외부용기를 설치하였다. 해석프로그램으로는 ABAQUS ver. 6.7을 사용하였고, 대칭성을 고려하여 1/4만을 모델링하여 선형해석을 실시하였다. 표 1은 해석에 사용된 각 재료의 물성치이고 그림 1은 유한요소모델이다.

표1. 재료의 성질

	폐연료	주철용기	외부용기	완충재
탄성계수(Pa)	2.98E+10	1.62E+11	1.17E+11	0.1E+9
포아송비	0.3	0.3	0.3	0.1
밀도(kg/m ³)	2000	7200	8900	2270



(a) 공유절점

(b) 접촉 해석

그림 1. 유한요소 모델

모델의 단면에는 대칭경계조건을 적용하여 절단면에 수직한 방향으로 변위를 구속하고 버퍼의 아래면에는 자중이 작용하는 방향으로 변위를 구속하여 주었다. 처분용기와 벤토나이트 블록의 결면은 적당한 구속으로 자중방향으로만 움직일 수 있도록 하였다. 하중은 처분용기 자체무게에 의한 중력하중으로 적용하였다.

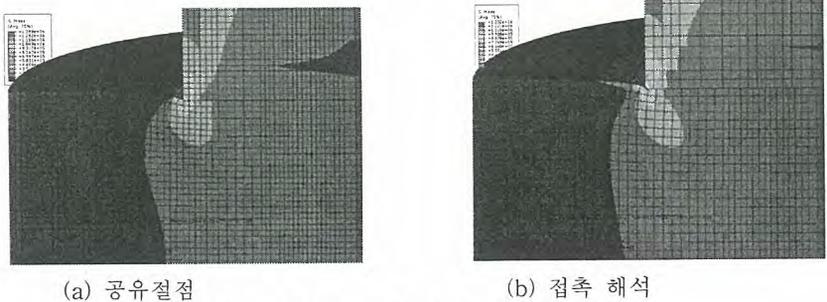


그림 2. 완충재와 처분용기 사이의 변형도

해석모델은 벤토나이트와 처분용기가 만나는 부분을 공유절점으로 해석한 경우와 접촉으로 정의한 경우 두가지 경우에 대해 해석을 수행하였다. 결과로는 벤토나이트 부분에 발생하는 최고응력만을 비교하였다. 공유절점의 경우는 응력이 $10.06E5$ Pa, 접촉의 경우는 $8.117E5$ Pa로 응력차를 보이고 있다. 이는 강성의 차이가 큰 처분용기와 완충재 사이의 slip을 무시한 결과로 볼 수 있다. 그림 2는 완충재와 처분용기 사이의 변형도를 나타내는데, slip이 발생하는 정도를 확인할 수 있다. 접촉으로 정의하여 해석할 경우는 완충재 부분의 변형에 따른 slip이 대략 0.36 mm가 발생되지만, 절점을 공유하여 사용할 경우에는 그러한 slip이 발생되지 않아 구조적인 제한점으로 작용을 하게 된다. 따라서, 보다 정확한 해석을 원한다면 공유절점으로 해석하기 보다는 접촉으로 정의하여 해석을 수행하는 것이 더 타당하다고 볼 수 있다.

참고문헌

1. 최종원 외, “고준위폐기물 처분기술개발” 한국원자력연구원, KAERI/PR-2765/2006

심부 단열암반 투수성 평가를 위한 정밀 수리시험장비 구축

김경수, 고용권, 최종원

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

kskim@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성폐기물 처분부지의 기본적인 요건 중에서 암반의 투수성은 안전성평가에 가장 중요한 인자이기 때문에 후보부지의 요건으로 저투수성암반이 최우선시 되고 있다. 현재 국내의 지반조사 현장에서 이루어지는 저투수성 단열암반의 투수성 시험에는 통상적인 패커시험이 적용되고 있다. 다량의 지하수 채굴을 목적으로 하는 조사, 즉, 온천수 개발, 농·공업용수 개발을 위한 시험은 고투수성 암반 또는 대수층의 투수성을 평가하는 것이기 때문에 통상적으로 양수시험이 시행되고 있다. 저투수성암반에서 이루어지고 있는 패커시험은 단단계 주압압을 가하는 루전시험법을 적용하거나 일정압력 주입 조건에서의 유량을 변화를 얻는 정압주입시험법을 적용하고 있다. 일부 조사현장에서는 좀 더 간편한 방법으로 나공 상태에서의 순간충격시험을 시행하고 있다. 현재 국내에서 시행되고 있는 이러한 시험법들은 시험조건 상의 문제점도 있지만 시험이론을 만족시키는 적절한 장비가 갖추어지지 않은 상태로 시행되고 있기 때문에 해석결과의 품질에 대하여 많은 논란이 제기되고 있다.

특히, 방사성폐기물 처분부지의 단열암반에 대한 투수성 평가는 매우 중요한 인자이기 때문에 적절한 장비가 마련되어야 한다는 필요성이 제기되었으며, 이러한 배경에서 국내 방사성폐기물 처분관련 연구를 주관하고 있는 한국원자력연구원에서는 KURT 부지 주변에서 시행하는 1,000 m 심부 시추조사의 품질을 국제적인 수준으로 향상시키기 위하여 국내 최초로 정밀 수리시험장비를 개발, 구축하고자 한다.

2. 시험장비의 설계 및 성능

현재 국내의 시추공 패커시험에 이용되고 있는 시험장비의 가장 취약점은 지하의 패커 격리구간 내의 자연상태의 지하수압력 및 주입압력을 지표에서 측정한다는 것이다. 즉, 시험구간의 압력을 측정하기 위하여 시추공 내 시험구간에서부터 지표까지 연결된 호스 말단부에 shut-in 밸브를 설치하여 밸브를 폐쇄 상태에서는 시험구간의 압력을 얻고, 개방상태에서는 호스에 부하되는 압력을 측정하고 있다. 이러한 국내 시험장비가 갖는 지표 shut-in 밸브 시스템 하에서는 시험공 저류효과가 시험결과에 미치는 영향을 제거할 수 없다. 패커를 이용한 수리시험의 이론을 만족시키기 위하여는 Shut-in 밸브를 상부 패커 직상부에 위치시키고, 압력센서를 패커 내부에 위치시키는 것이 핵심이고, 이로한 시스템 하에서만 수리시험 결과의 품질을 직접적으로 향상시킬 수 있다.

Shut-in 밸브를 지표에 두지 않고 시험공 내 상부패커 직상부에서 개폐 작동하도록 함으로서 얻는 시험의 결과는 Fig. 1과 같다. 지표에 shut-in 밸브를 위치하는 조건의 시험

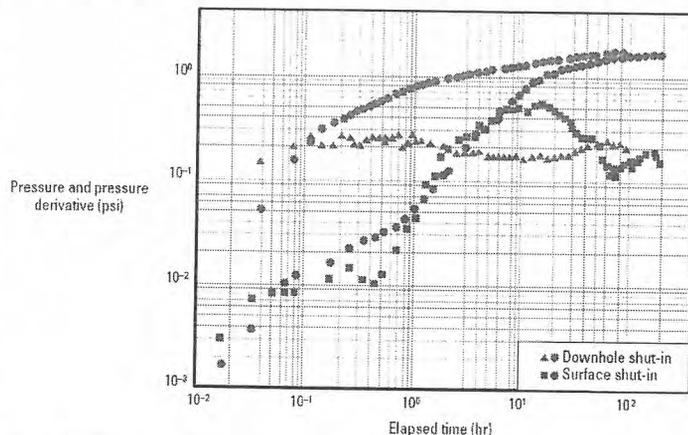


Fig. 1. Example of two well tests showing wellbore storage reduction with downhole shut-in valve.

결과에서는 공내 저류효과로 인하여 방사성흐름이 100 시간 이후에 형성되지만, downhole 조건에서는 1 시간 정도에서 형성됨을 알 수 있으므로 이들의 결과로부터 공내 저류효과와 afterflow 기간의 시간을 효과적으로 최소화함을 알 수 있다.

본 연구에서는 국내 수리시험 기술수준을 획기적으로 선도하고자 다음과 같은 기본 요건을 전제로 설계를 진행하였다.

- 최소 시험공 내경 및 최대 시험심도: 3~4 인치 / 1,000 m
- 이중 패커시스템 및 3개 구간 (lower, interval, upper) 원위치 압력센서
- Downhole shut-in valve
- 원위치 지하수시료 채취 및 slug 시험을 위한 submersible pump
- 부속장비: 실시간 자료기록장치, 패커 inflator, 압력펌프, 연결호스 및 패커튜브, 압력게이지, 케이블 윈치
- 적용 가능 수리시험: pulse test, slug test, 계측기 추가하는 경우 정압주입시험/수위강하시험

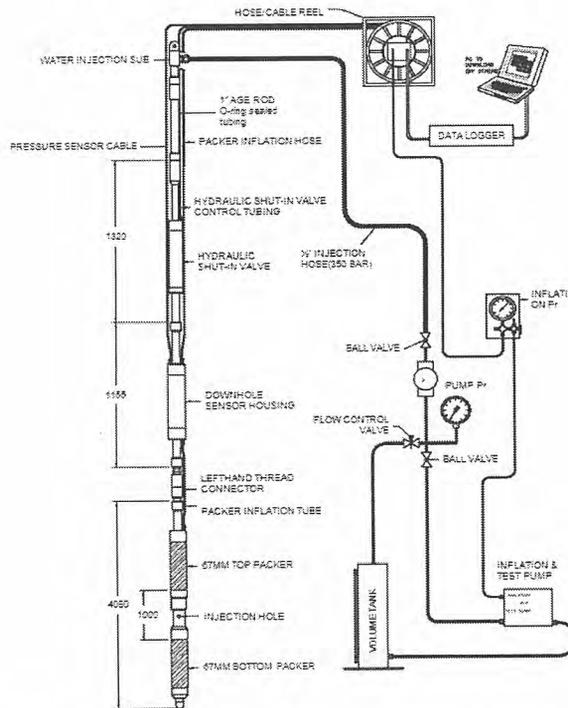


Fig. 2. Layout and major components of downhole hydro-testing equipment.

3. 결론

본 연구의 결과로 구축된 심부 시추공에서의 정밀수리시험 장비는 국내 현장조사 기술력의 획기적인 향상을 선도할 것이며, KURT에서 이루어지는 수리시험 및 방사성폐기물 처분부지 특성 평가에 직접 적용될 것이다. 부분적으로 미흡한 기능 및 계측기는 추후의 연구를 통하여 그 기능을 확장할 계획이다.

사 사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구기반확충사업-연구시설/장비구축운영분야 (과제번호: 2008- 03796)으로 수행되었다.

KURT내 심부시추공에 적용한 새로운 광물학적 시추코아기재법

김건영, 박경우, 고용권, 김경수, 최종원
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
kimgy@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 연구원 부지내에 지하처분연구시설(KURT)을 확보하여 각종 심지층 처분 관련 시험을 수행하고 있다. 현재 KURT내에는 수리/지화학 연구를 위하여 총 11개(20-500m 심도)의 시추공이 설치되어 있으며 이들 중 일부 시추공에서는 지화학 장기모니터링이 수행되고 있다. 특히 2007년 10월부터 KURT내의 200m 시추공(DB-1)에 대한 확장을 시작하여 2008년 2월에 KURT내에 500m 심도의 심부시추공을 설치, 완료하였으며 시추 중 혹은 시추 이후, 단열구간에 따른 다양한 수리시험과 지화학 원위치 측정 및 시료채취를 성공적으로 수행함으로써 심부 지하수에 대한 수리·지화학 조사기술을 확보하게 되었다. 또한 시추코아에 대한 암석 및 광물학적 연구를 수행하면서 기존의 현장기재수준으로 규격화되어 제한적인 정보밖에 얻을 수 없었던 시추코아 로깅방법을 개선하여 새로운 시추코아 기재 지침서를 마련하였으며, 이를 DB-1 시추공에서 획득한 시추코아에 대하여 적용하여 보았다.

2. 실험 및 결과

KURT내 기존 200m 심도의 시추공(DB-1)을 500m 심도로 확장하는 목적은 기존 KURT내 시추공의 심도가 200m 이내로서, 실제 500m 이상으로 예상되는 처분환경을 충분히 반영하지 못하는 단점을 보완하고, 처분심도까지의 단열암반의 수리적 특성을 시험하며, 향후 KURT의 확장에 대비하여 KURT의 처분심도 수리·지화학적 환경 예비조사 및 추가 터널굴착으로 인한 지하수체계 변화에 대한 장기 모니터링 목적의 시추 시험공을 확보하는 데 있다. 아울러 확장된 심부시추공에 대한 구간별 수리시험과 지하수 시료채취 및 지화학적 분석을 수행하여 심지층 처분환경의 수리/지화학적 특성을 규명하는 것이다. 이를 위하여 일반적인 코아시추시 시추작업과 함께 기본적으로 수행되는 항목들 중의 하나가 시추공을 설치하는 과정에서 획득한 시추코아를 가능한 한 원상태로 복원한 후 시료상자에 정리한 후, 획득한 전 시추코아를 대상으로 코아에서 얻을 수 있는 암석, 광물, 단열 정보를 정해진 코아기재 방법에 따라 기재하는 것이다. 이렇게 정리된 시추코아의 자료는 단열분석이나 암석/광물분석을 위한 기초자료로 활용되기 때문에 향후 이어지는 해당 시추공과 관련된 연구에 있어서 출발점이라 할 수 있을 만큼 중요한 정보를 포함하고 있다. 따라서 한번 기재된 코아정보는 일부 중요 구간을 제외하고는 현실적으로 다시 확인/수정 기재하기가 어렵다는 점을 고려할 때, 기존의 현장에서 일반적으로 적용되고 있는 시추코아 기재표와 기재방법으로는 KURT에서의 심부시추와 이에 따른 수리, 암석, 광물, 지화학 연구 목적 등과 같은 세부적인 연구의 기초자료로 활용하기가 매우 어렵다.

기존의 시추코아 로깅자료에 기재되는 내용은, 암석 및 암석물질의 기재, 코아에서 관찰되는 단열의 방향 및 크기의 기재와 그림표현, 코아회수율, 단열의 개수 등으로써 주로 단열기재 위주로 되어 있으며 특히, 단열충전광물에 대한 기재내용이 없기 때문에 암석/광물학적 연구나 지화학적 연구를 위한 기초자료로 사용되기 어렵다 (Fig. 1).

기존 시추코아 기재표의 가장 큰 문제점은 실제 코아 심도를 비교하여 확인할 만한 실측 데이터가 함께 기재되지 않으며, 각 단열에 대한 변질정도와 광물학적 기재가 없다는 점이다. 이와 같은 문제점을 해결하기 위하여 일본 JAEA의 1,000m 심부시추공에 대한 연구결과를 참고로 하여 암석/광물학적인 상세 기재내용을 포함한 새로운 광물학적 시추코아기재법을 제안해 보았다. 기존 시추코아 기재표에 더해진 새로운 광물학적 시추코아 기재표의 주요 내용은 다음과 같다.

- ◆ 암석·광물기재: 심도, 코아사진, BIPS, BHTV, 암석명, 조직, 광물조성, 입자크기, 모양, 유색광물함량, 풍화정도, 풍화/변질에 의한 물리적 분류, 코아회수율, 등
- ◆ 단열구간 기재: 단열밀도, 단열그림, 단열번호, 심도, 주향경사, 단열형태, 단열면상 선구조 특성, 단열산출상태, 등
- ◆ 단층대 기재: 단층암석분류, 두께, 등
- ◆ 변질대 기재: 변질폭/정도, 변질물질 등
- ◆ 충전광물 기재: 충전광물의 폭, 충전물질, 광물조성변화 등

위와 같은 내용을 중심으로 KURT DB-1 심부시추공의 500m 전구간에 대하여 새로운 기재방법에 따라 코아기재표를 작성하였고 그 결과를 Fig. 2에 나타내었다.

Fig. 1. General drill core log sheet

Fig. 2. New developed drill core log sheet

새롭게 제안된 시추코아 기재법에 따라 DB-1 시추코아에 적용하는 과정 중에 나타난 문제점으로 는 시추공 영상자료와 시추코아 사진을 실제 코아심도와 일치시키는 과정, 다양하게 산출되는 단열 충전광물의 정확한 광물명 기재시 광물분석결과의 필요성, 시추공영상자료에서 측정된 단열대의 방향과 실측된 단열대 방향간의 교정 등이 있었다. 향후 이러한 문제점들을 해결하고 더 나아가서는 코아기재를 위한 프로그램개발이 필요하다.

3. 참고문헌

JNC, 2002, On-site core description manual, in Working Program for MIZ-1 Borehole Investigations, JNC TN7400 2002-008, Appendix 1

이온 세기와 pH가 휴믹산-카올리나이트 흡착 반응에 미치는 영향 연구

이규환, 이명호*, 박경균, 정의창, 송규석

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045 (덕진동 150-1)

mhlee@kaeri.re.kr

1. 서론

토양 내에 존재하는 점토광물은 산화철광물과 함께 토양 내 반응성이 있는 고체(reactive solid phase)의 대부분을 이루고 있다. 점토광물은 입자가 미세하기 때문에 표면적이 넓고, 이온 교환 능력이 우수하다. 또한 지하수 속에서는 콜로이드 특성을 가지므로 오염 물질들과 반응에서 중요한 역할을 한다. 토양 내에 존재하는 점토광물의 종류로는 카올리나이트(kaolinite), 스멕타이트(smectite), 일라이트(illite), 질석(vermiculite) 등을 대표적으로 꼽을 수 있다 [1]. 우리나라 토양에는 카올리나이트와 할로이사이트 등 카올린 광물이 가장 많이 존재하고 있으며, 카올리나이트는 양이온 교환 능력이 높아 유기오염물질, 무기오염물질, 중금속 등을 흡착, 제거할 수 있다 [2].

지하수 내 유기물은 대부분이 휴믹 물질(humic materials)이며 식물이나 동물 사체가 분해됨으로써 발생하는 매우 복잡한 구조를 가진 유기화합물이다. 휴믹 물질은 carboxyl, phenolic hydroxyl과 alcoholic hydroxyl 등의 다양한 작용기를 가지고 있다. 휴믹산은 일반수 환경에 널리 분포되어 있으며, 용존 유기물(Dissolved Organic Carbon, DOC) 함량의 약 20~80%를 차지하고 있다. 지표수 및 상수원수의 경우에 용존 유기물의 약 20-30%, 해수 및 담수 내 유기탄소의 경우에는 용존 유기물의 약 50%, 호소수의 경우에는 용존 유기물의 약 80%를 차지하고 있다. 수처리 공정에서 휴믹산은 노란색에서 검은색을 띠고 있어 물의 색도를 유발하고, 대부분이 콜로이드 상태로 존재하기 때문에 탁도와 상관관계가 있다. 휴믹산이 존재할 때의 문제점으로는 수처리 공정에서 응집 방해, 활성탄 흡착 공정에서 비가역적 흡착, 정수장에서 염소 소독 부산물로서 thihalometanes(THMs)과 같은 발암성 유기염소계 화합물 생성, 중금속 또는 유기 오염물(살충제, 살균제, 제초제) 등과의 착물 형성 등이 있다.

본 연구에서는 난분해성 유기물질인 휴믹산과 카올리나이트의 흡착 반응에 있어 이온 세기(ionic strength)와 pH, 휴믹산 농도의 영향을 조사하였다.

2. 실험 및 결과

실험에 사용한 카올리나이트는 미국 점토광물협회에서 관리하는 표준 점토(source clay, KGa-1b)를 별도의 전처리 없이 사용하였다. KGa-1b의 비표면적(BET)과 양이온 교환 능력(cation exchange capacity: CEC)은 각각 11.7 m²/g, 1.83 meq/100 g이다. Aldrich사의 휴믹산을 분리/정제하여 사용하였다. 휴믹산 50 mg에 0.1 M NaOH 1720 μ L를 가하여 용해성을 높였으며, 0.1 M NaClO₄ 10 mL에 완전히 녹여 5 g/L의 기준용액(stock solution)을 제조하였다. 이온 세기는 NaClO₄·H₂O 시약을 이용하여 0.01 M과 0.1 M로 제조하였다. 제조된 0.01 M과 0.1 M의 NaClO₄를 0.1 M의 HClO₄와 0.1 M의 NaOH를 이용하여 pH 3-11로 조절하여 실험하였다. 흡착실험은 대기 중에서 수행하였다. 40 mg의 카올리나이트를 30 mL 용량의 폴리프로필렌 원심분리관에 넣고, pH 3에서 pH 11인 0.01 M과 0.1 M의 NaClO₄ 10 mL를 넣었다. 용액 속에서 카올리나이트를 평형상태로 만들기 위해 항온 진탕기를 이용하여 48시간 동안 교반시켰다. 48시간 교반 후 휴믹산 기준용액 10 μ L와 100 μ L를 첨가하였다. 휴믹산이 더해진 샘플을 다시 항온 진탕기에서 72시간 교반하고, 원심분리한 후에 상등액에 남아 있는 휴믹산의 양을 UV/VIS 분광광도계(Varian, Cary 5)를 사용하여 254 nm 파장의 흡광도를 측정하였다.

휴믹산의 흡광도는 Beer 법칙에 따라 휴믹산 농도에 선형적 비례관계를 보인다. 휴믹산을 분석할 경우, 흡광도를 세 가지 다른 파장(254, 465, 665 nm)에서 측정할 수 있으나 254 nm에서 흡광도가 가장 민감하므로 이 파장의 흡광도를 분석에 이용하였다. pH 변화에 따라 흡광도가 약간 변화한다고 알려져 있으므로 이 실험에서는 휴믹산의 초기농도가 5 mg/L와 50 mg/L인 조건에서

pH에 따른 흡광도 변화를 측정하여 pH에 따른 흡광도의 변화여부를 조사하였다.

그림 1에 휴믹산의 초기농도가 각각 5 mg/L, 50 mg/L이고, 이온 세기가 0.01 M인 조건에서 pH에 따른 휴믹산의 흡착률을 나타내었다. pH의 변화에 따른 흡착률 변화를 살펴보면 휴믹산의 농도가 5 mg/L인 경우 pH 9-11 영역에서 흡착율이 급격히 감소하고, 50 mg/L에서는 pH 4-7 영역에서 흡착율이 감소하는 것을 알 수 있다.

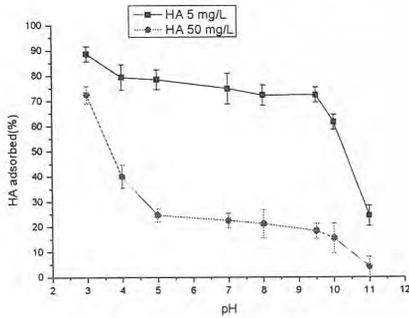


Fig 1. Adsorption of humic acid (UV₂₅₄) to Kaolinite as a function of pH and initial concentration humic acid : Ionic strength 0.01M NaClO₄.

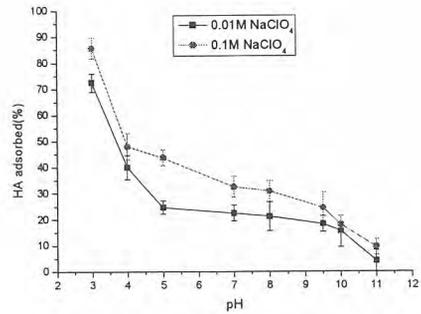


Fig 2. Adsorption of humic acid (UV₂₅₄) to Kaolinite as a function of pH and ionic strength : Initial concentration humic acid 50 mg/L.

그림 2에서는 이온 세기에 따른 흡착률 변화를 나타내었다. 이온 세기가 0.01 M에서 0.1 M로 증가함에 따라 흡착률이 증가하는 양상을 보이고 있다. 또한 pH의 변화에 따라 휴믹산의 흡착률은 pH 4 이상에서 급격하게 감소하는 것을 확인 할 수 있다.

3. 결론

이 실험을 통해 pH가 낮고, 이온 세기가 강한 조건에서 휴믹산을 효율적으로 제거할 수 있다는 것을 알았다. pH가 낮은 경우에 휴믹산의 흡착률이 높은 것은 휴믹산의 침전, 카올리나이트 표면에 휴믹산의 정전기적 인력에 의한 음이온 흡착에 의한 것이다. 카올리나이트에 휴믹산이 흡착할 때 이온 세기가 증가할수록 흡착률이 높은 이유는 휴믹산 분자의 결합에 의한 개별적 혹은 집합적 침전에 의한 것으로 생각한다.

감사의 글

본 연구는 교육과학기술부 원자력기술개발사업의 지원으로 수행되었다.

참고문헌

- [1] 황진영, 장명익, 김준식, 조원모, 안병석, 강수원, "우리나라 황토(풍화토)의 구성광물 및 화학성분", 한국 광물학회지, Vol. 13, 147-163 (2000).
- [2] Sui, Y., Thompson, M. L., "Phosphorus sorption, desorption, and buffering capacity in a Biosolids-Amended Mollisol", Soil Sci. Soc. Am, J., Vol. 64, 164-169 (2000).
- [3] Tarchitzky, J., Chen, Y., and Banin, A. "Humic substances and pH effects on sodium- and calcium-montmorillonite flocculation and dispersion", Soil Sci. Soc. Am, J., Vol. 57, 367-372 (1993).
- [4] Ellyn M. M., John M. Z., Steven C. S., Jerry L. P., Thomas W. W., "Interaction of hydrophobic organic compounds with mineral bound humic substances", Environ. Sci. Technol., Vol. 28, 1291-1299 (1994).
- [5] Schmitzer, M., and Kodama, H., "Montmorillonite : Effect of pH on adsorption of a soil humic compound", Science (Washington D.C.), Vol. 153, 70-71 (1966).
- [6] Gosh, K., and M. Schnitzer, "Macromolecular structures of humic substance", Soil Science, Vol. 129, 266-276 (1980).

방사성폐기물 처분 고건전성용기의 배기 밸브 부속 개발 및 성능 시험

이수홍, 전종선, 박상규, 이재민
 (주)에네시스, 대전광역시 유성구 구암동 328
 realsh@enesys.co.kr

1. 서론

원자력시설에서 발생하는 방사성폐기물은 해당 처분 용기에 담아 처분된다. 방사성폐기물 중 폐수지 같은 일부는 방사선이나 부식 등에 의한 화학 변화를 통해 가스를 방출하게 된다. 처분 용기 내의 가스 발생량이 많아지면 용기의 구조적 안전성을 확보하기가 어렵게 된다. 이에 처분 용기 내의 가스를 외부로 방출할 수 있는 장치가 필요하다. 이러한 배기 밸브를 사용하기 위해서는 가스의 방출이 용이하면서도 방사성물질이 용기 외부로 방출되더라도 안된다. 이러한 조건들을 만족시키기 위해서 본 연구에서는 특수 화학처리를 통하여 발수성을 지닌 다공성 폴리에틸렌과 필터의 물 및 가스 방출 실험을 통해 그 성능을 입증하고 체크밸브를 결합하여 구조적 안전성을 확보하면서도 방사성물질의 외부 누출을 방지할 수 있는 방사성폐기물 처분 용기용 배기 밸브를 설계하였다.

2. 본론

방사선 조사 환경인 방사성폐기물 처분 용기 내부에서는 다양한 조건을 통해 가스가 발생하게 된다. 특히 폐수지를 담고 있는 고건전성용기의 경우 가스 발생 경로는 방사선 조사에 의한 폐수지와 용기에서의 가스 발생, 그리고 유기물질 폐기물의 화학반응에 의해서 가스가 발생된다.

이렇게 발생된 가스는 용기 내부의 압력을 증가시켜 용기의 구조적 안전성을 저해시키는 요인이 된다. 이에 용기의 성능이 보장되는 범위 이상의 가스가 발생될 경우를 대비하여 내부 가스를 외부로 방출할 수 있는 장치가 필요하다. 그러나 이러한 장치로 인해 가스 외에 내부 방사성물질이 외부에 유출되어서는 안된다.

이러한 조건을 만족시키기 위해 먼저 1차적으로 내부 가스를 방출하고 외부의 수분이 내부로 침투하기 어렵도록 특수 화학 처리된 다공성 폴리에틸렌을 사용하고, 일정 압력 이상에서만 작동하는 체크 밸브를 추가하였으며 폴리에틸렌과 체크 밸브 중간엔 Nufil사에서 제작한 필터를 적용하였다. 다공성 폴리에틸렌은 발수 화학처리를 하여 자체 성능으로 일정 수준의 물의 침투를 방지할 수 있다. 이 다공성 폴리에틸렌의 성능을 검증하기 위해 실험 장치를 구성하여 성능을 측정하였다.

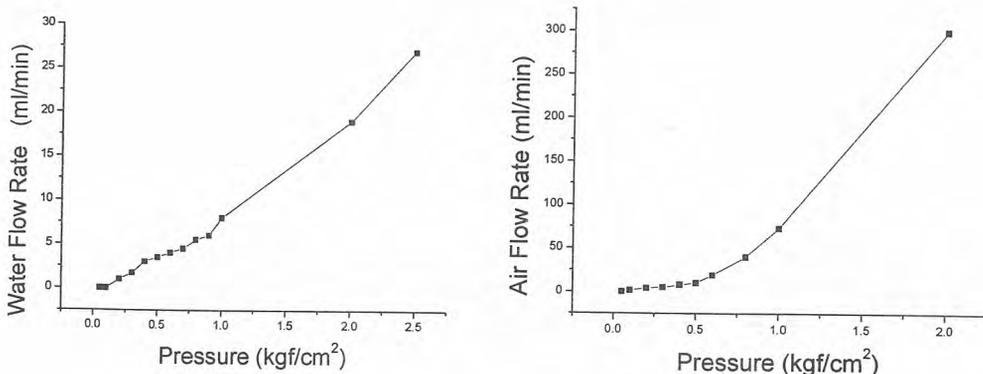


그림 1. 다공성 폴리에틸렌의 물/가스의 유출 실험 결과

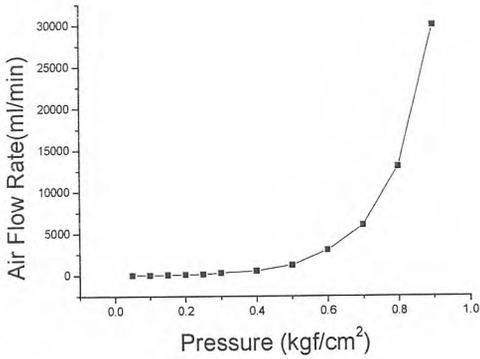


그림 2. 필터의 가스 유출 실험 결과

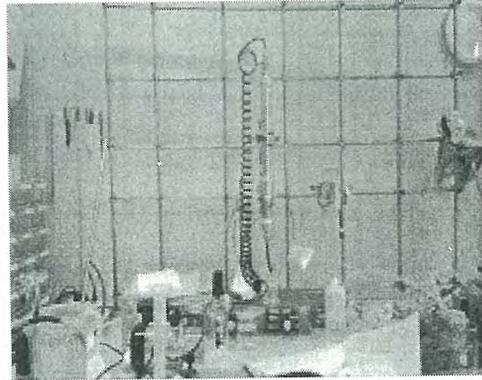
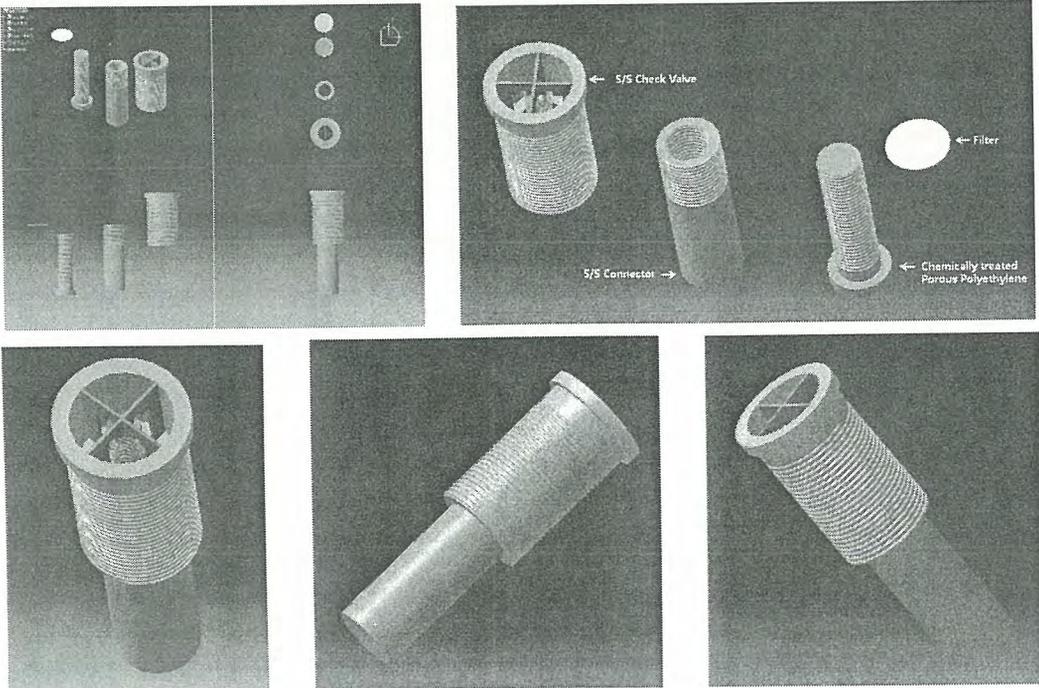


그림 3. 유출량 실험 장치

3. 결론

실험 결과 폴리에틸렌의 경우 0.15 kgf/cm²(=2psig)까지는 누수가 전혀 없었고 1 kgf/cm²(=14psig)까지는 평균 10 ml/min 정도의 유출량을 나타내었다. 이는 일반 자연 조건인 강우 또는 대기 중 수분이나 낮은 수준의 지하수 여건에서는 물의 침투를 방지할 수 있는 성능으로 판단된다. 또한 폴리에틸렌을 통한 가스의 유출은 낮은 압력에서도 원활하여 폐기물 용기에 사용되는 가스 밸브의 부속으로 적절한 성능을 나타내고 있다. 필터의 경우 1 kgf/cm²(=14psig)까지 누수가 전혀 없으면서 공기의 유출은 1 kgf/cm² 이하에서도 30 L/min 이상의 유출량을 나타내었다. 이는 폴리에틸렌에서 1차적으로 방출한 가스를 100% 외부로 방출할 수 있으면서도 외부의 물이 침투하는 것을 1차적으로 충분히 차단시킬 수 있는 성능을 나타내고 있다. 다공성 폴리에틸렌과 코어텍스 필터가 가스 vent로서의 성능을 보유하고 있지만 스테인리스 재질의 체크밸브를 결합하여 외부 충격에도 버틸 수 있도록 기계적 강도를 증대시키고 추가적인 안전성을 확보할 수 있도록 설계하였다.



방사성폐기물 처분용 고건전성용기의 배기 밸브 도안

중저준위 방사성폐기물 처분시설 인수검사설비 최적화방안 도출

나한정, 김길정, 이병식, 박정수

한국전력기술(주), 경기도 용인시 기흥구 마북동 360-9

shalom@kopec.co.kr

1. 서론

중저준위 방사성폐기물에 대한 처분안전성을 확보하기 위해서는 처분대상 폐기물에 대한 인수기준 만족여부를 확인하여야 하며, 중저준위 방사성폐기물 처분시설(이하 처분시설)에 대한 신뢰성 있는 인수검사 방안이 확보되어야 한다. 이에 따라 본 논문은 국내 처분시설에 도입되는 인수검사설비에 대한 최적화된 인수검사방안 및 설비구성을 제시한다.

2. 인수검사설비 설계기준

인수검사는 발생지와 처분시설 인수검사로 구분되며, 방사성폐기물에 대한 처분적합성 확인을 위해 육안식별과 검사장비(드럼핵중분석기, 엑스레이 설비, 초음파 설비, 방사선측정기, 방사능오염 측정기 및 증광측정 저울 등)를 이용하여 방사성폐기물의 방사선적, 물리적 및 화학적 특성을 확인한다.^[1]

처분시설은 연간 약 13,000 드럼(1단계 기준)을 처분하며, 처분대상 폐기물의 종류는 200리터 드럼, 320리터 드럼, HIC-FE 용기 및 폴리에틸렌 용기, 콘크리트용기 (울진 C1, C2 및 C4 유형, 고리원형, 고리4-Pack) 등 총 9종류이나, 이 중 200리터 드럼과 320리터 드럼이 전체 폐기물 수량의 약 96%를 차지하고 있다.

처분시설 인수검사설비는 폐기물 운반과정 중 손상여부 확인, 폐기물 취급관련 운영 안전성 확인 및 발생지 검사결과의 검증을 주목적으로 하고 있으므로, 모든 폐기물에 대해 용기의 손상여부 및 취급안전성 관련 검사를 수행하는 전수검사와 발생지 검사결과를 확인하는 표본검사로 구분하여 수행한다.^{[1][2]}

인수검사설비는 처리할 폐기물의 대부분을 차지하고 있고 규격이 표준화된 200리터 드럼과 320리터 드럼을 위한 “자동화 주폐기물 검사공정”과 다양한 규격을 지닌 소수의 폐기물을 “원격 제어 기타폐기물 검사공정”으로 구분하여 운영한다.

인수검사설비 중 엑스레이 설비 및 압축강도 설비는 시현성, 경제성 및 효율성을 감안하여 주폐기물(200리터 및 320리터)에만 적용한다. 엑스레이 설비는 유리수에 대한 정량적 분석 및 내용물에 대한 정밀 확인을 위해서 2D/3D 영상출력 기능을 갖추며 고화체 특성에 따른 엑스레이 투과력을 고려하여 엑스레이 설비의 출력용량을 최대 3 MeV로 설정한다. 또한, 인수검사설비는 처분용량기준을 토대로 일일 평균 64개의 폐기물용기를 검사할 수 있는 용량으로 설계하며, 드럼당 전수검사는 8분, 표본검사는 2시간 이내에 검사가 완료될 수 있도록 설계한다.

3. 국내외 인수검사설비 검토

인수검사설비 효율성 향상과 최적화를 위해, 국내 처분시설 인수검사설비와 유사한 설비를 운영 중인 국내 원전, 외국원전 및 유사시설의 폐기물 검사설비를 검토 하였다.

이러한 국내외 시설의 폐기물검사설비 운영현황 조사결과로부터, 처분시설 인수검사설비 설계시 고려하여야 할 사항으로 인수검사설비 자동화/표준화를 위한 검사대상 폐기물 용기의 단순화, 측정기기 신뢰성 향상을 위한 차폐벽 또는 격실 설치, 드럼이송장치와의 연계성 향상과 검사공정의 효율성을 위한 측정기기 전단에 대기공간 마련, 국내 원전 폐기물특성 검사기준과의 연계, 핵중분석 및 엑스레이 검사에 전문요원 운용 등과 같이 기본적인 요건들을 도출하였다.

4. 처분시설 인수검사설비

설계기준 및 국내외 인수검사설비의 검토결과를 반영하여 인수검사설비를 최대한 자동화 및 원

격제화 함으로써 인수검사설비의 신뢰성 및 운영편의성을 확보하였으며, 전수검사에서 표본검사 공정을 쉽게 전환 가능하도록 검사기기를 배치하였다.

인수검사설비는 다양한 유형의 폐기물을 효율적으로 검사할 수 있도록 주폐기물 및 기타폐기물 별 검사공정 및 검사장비를 독립적으로 구성하고 있다. 모든 검사기록은 폐기물추적관리시스템 (WTS)에 저장되도록 연계되어 있다. 인수검사설비 공정은 그림 1, 2와 같으며, 검사장비의 구성 및 각 검사장비별 주요 성능요건은 표 1과 같다.

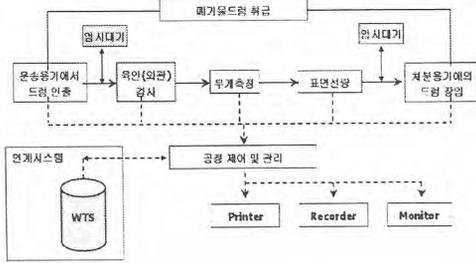
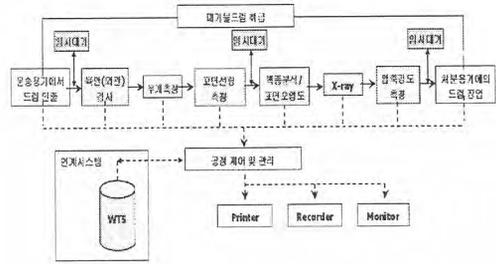


그림 1. 전수검사 공정 개념도



2. 표본검사 공정 개념도

표 1. 인수검사설비의 주요 성능요건

검사항목	검사장비	주요 성능요건
전수검사	육안검사	CCTV, 모니터 · 폐기물 외관(상부, 중부, 하부)을 원격검사 · 드럼표면의 손상 및 파손의 검사
	표면선량	방사선측정기 · 검사범위 : $10^3 \sim 10^4$ mSv/hr
	중량측정	중량계량기 · 주폐기물: 최대 1톤 측정 · 기타폐기물: 최대 10톤 측정
표본검사	표면오염도	방사능오염측정기 · 300 cm ² 이상의 임의의 표면적을 검사
	방사성핵종 농도	핵종분석장치 · 국내 발전소와 연계성 고려(TGS및SGS기능) · 기타방사성폐기물에 대해 이동형장치 적용 · 검출기 냉각설비는 질소 재사용 설비
	폐기물 내용물	엑스레이장비 · 유리수, 빈공간 등의 내용물 측정 및 체적백분을 제공 · 2D 및 3D 영상측정, 최대 3 MeV 출력 · 주폐기물에 대해 적용
	압축강도	초음파측정기 · 고화체별(시멘트, 폴리머) 압축강도 측정제공 · 주폐기물에 대해 적용

5. 결론

국내 최초로 도입되는 처분시설 인수검사설비의 최적화를 위해 국내의 인수검사설비 현황과 주요 검사설비에 대한 성능요건을 검토하였고, 검토결과 인수검사의 최적화 및 효율성 향상을 위해 검사공정을 주폐기물/기타폐기물 공정, 전수검사/표본검사 공정으로 구분하고 폐기물 특성에 적합한 검사장비를 선정하였다. 검토과정에서 도출된 설계기준 및 성능요건을 토대로 인수검사설비를 설계/구매하고 있다. 인수검사설비는 2009년말 경에 현장에 납품 및 설치될 예정이며, 설비의 안전성 및 신뢰성 확보를 위해 동 설비에 대한 현장 성능시험이 수행될 예정이다.

6. 참고문헌

[1] 중저준위 방사성폐기물 처분시설 인수기준, 한국수력원자력(주)
 [2] 김기홍 외, “폐기물포장물 표본검사를 위한 샘플링방법”, 2008 한국방사성폐기물학회 추계학술대회 논문요약집

바이오-나노우라늄 형성과 고준위폐기물처분에서의 중요성

이승엽, 백민훈, 손우정

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

seungvlee@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력발전의 부산물인 고준위폐기물 처분 문제는 원자력발전을 에너지로 사용하는 나라들의 공통적인 관심사이다. 원자력에서 필연적으로 발생하는 고준위폐기물을 처분하는데 가장 안전한 방법중의 하나가 결정암질 암석의 지하심부에 처분하는 방법이다. 이 방법을 대부분의 원자력 선진국들이 수용하고 있으며, 지난 수십 년간 관련 연구들을 수행하여 왔고 많은 연구성과도 달성하였다. 그렇지만, 아직까지 핵종들의 장기거동 및 안전성 확보는 쉽지않은 과제로 남아있다. 특히, 수 천, 수 만년 이상 지하심부 조건의 지화학작용 및 핵종 거동을 이해한다는 것은 쉽지 않다. 또한, 이렇게 오랜세월동안 지하심부 처분장의 환경을 관리하고 조절할 수 있는 확실한 방법을 찾는 것도 여간 어렵지 않다.

지하심부에는 다양한 미생물들이 살고 있으며, 지하 깊숙이 내려갈수록 산소가 희박한 곳에서 성장하는 혐기성박테리아가 번식하고 있다. 특히, 금속환원 미생물들이라고 일컫는 혐기성박테리아들이 지하 깊숙한 곳에 생존하고 있으며, 이들은 중금속 혹은 핵종원소들을 환원시켜 용존상태의 이온들을 황화광물 및 기타 금속광물로 광물화시킬 수 있다. 우리들의 관심은 우라늄과 같은 핵종들이 미생물에 의해 광물화되고 낮은 용해도로 인해 지하수를 따라 원거리로 이동될 수 있는 가능성이 획기적으로 감소되는 부분이다. 이는 고준위폐기물의 장기안전성과 매우 밀접한 관련을 가지고 있다. 이에 본 실험은 지하심부 박테리아를 실험실에서 배양하여 우라늄과의 반응을 통해 바이오-나노우라늄광물의 형성 및 기작을 살펴보고자 하였다. 이를 통해 고준위폐기물처분에서의 미생물의 중요성을 새롭게 인식하고 향후 이들의 효과적인 이용방안을 도출하는 것을 목표로 하고 있다.

2. 실험 및 결과

실험에 사용된 박테리아는 *S. putrefaciens* CN32로써 금속환원미생물이며, 산소가 없는 극한 환경에서 생존가능한 혐기성미생물이다. 이 박테리아를 TSB(tryptic soy broth) 배양액을 이용하여 증식하였으며, 증식한 이후 증류수 및 NaHCO_3 버퍼용액으로 세척한 후 실험에 사용하였다. 실험조건은 8 mg/L protein의 미생물을 투입하였고 우라늄의 농도는 $5 \times 10^{-5} \text{M}$ 로 맞추었다. 30 mM NaHCO_3 용액조건에서 Ca, Mg, K, P, Fe, Mn 원소가 수십 ppm 수준으로 첨가되어 일반 지하수의 용존성분 조건을 충족하였다. 실험은 약 2개월간 진행되었고 30°C조건에서 120 rpm으로 교반하면서 주기적인 간격으로 용액시료를 채취하여 분석하였다.

CN32와 반응하는 용존 우라늄(U(VI))은 U(IV)로 환원되면서 나노광물을 형성하였고, 초기의 용존 우라늄의 농도는 점차 감소하였다. 약 10일 이후에는 용액상의 U(VI) 농도가 거의 체로에 가까웠으며, 대부분의 우라늄은 용액상의 다른 양이온들과 반응하면서 다양한 나노광물을 형성하였다.

용액상의 다른 양이온들의 농도가 높지 않을 때에는, 우라늄이 미생물에 의해 환원되면서 나노 크기의 uraninite(UO_2)를 형성하였다. 형성되는 과정은 처음 미생물의 외벽에 작은 핵에서 출발하였고 점차 성장하면서 uraninite 광물이 형성되었다. 또한, 미생물 바깥 주변에서도 비슷한 과정으로 형성된 바이오-나노우라늄이 관찰되었으며, 이들은 독립적으로 존재하기 보다는 각 결정체들이 상호 연결된 모습으로 관찰되었다. 반면, 인(P)과 같은 성분이 용액상에 존재할 때, 이들은 우라늄과 상호반응 및 결합하면서 미생물 표면 및 주변부에 환원된 나노우라늄광물인 ningyoite($\text{CaU}(\text{PO}_4)_2 \cdot \text{H}_2\text{O}$)라는 우라늄인산염 광물을 만들었다. 우라늄인산염 광물들의 가장 큰

특징중의 하나는 용해도가 매우 낮은 불용성에 가까운 광물이라는 점이고, 지하수에 쉽게 녹지 않고 오랫동안 안정하게 존재할 수 있는 물질이라는 점이다. 결론적으로, 지하심부 미생물 작용에 의해 우라늄과 같은 핵종들은 빠르고 쉽게 광물화될 수 있으며, 이렇게 형성된 바이오-나노광물들은 지하수 성분들과 결합하여 불용성 광물로 존재하면서 폐기물처분장의 핵종의 장기 안정성에 기여할 것으로 보인다.

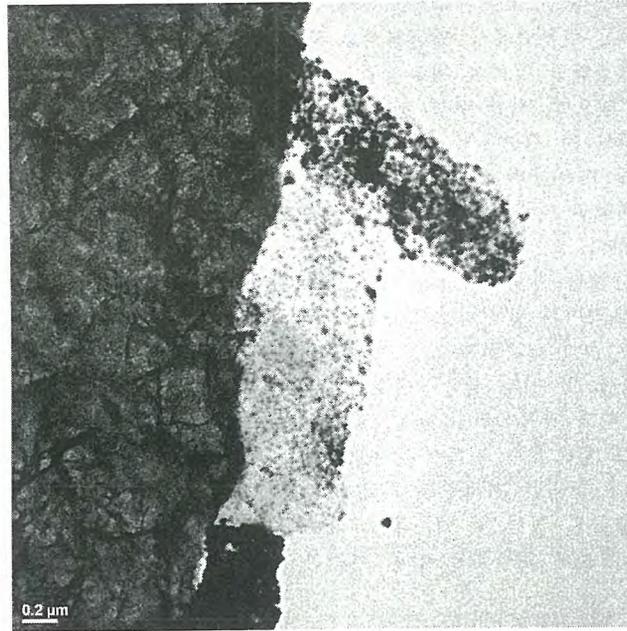


Fig. 1. CN32 bacterium with nano-uranium particles aggregated on its surface

3. 결론

고준위폐기물의 지중처분시 장기적인 안전성을 예측하기 힘든 상황에서 지하심부미생물의 역할은 매우 클 것으로 기대된다. 이들의 핵종과의 상호작용 및 바이오-광물화작용이 새롭게 그리고 분명하게 밝혀지고 그들의 기작이 적절히 처분시스템에 활용된다면, 오랜 기간 능동적으로 핵종의 장기거동을 제어할 수 있는 요소기술을 개발할 수 있을 것으로 사료된다.

사 사

본 실험을 위해 도움을 주신 전남대학교 노열 교수님과 기초과학지원연구원의 이영부 박사님께 감사의 뜻을 전합니다. 본 연구는 원자력중장기연구개발의 일환으로 교육과학부의 지원을 받아 수행되었습니다.

Model PID/Graphviz를 이용한 Web version PID 구축 연구

이성호, 황용수, 김종현*

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

*고려대학교, 서울특별시 성북구 안암동 5가 1번지

shlee10@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위폐기물 처분장 선정, 건설 및 운영에 대한 신뢰도 확보를 위해서는 처분 안전성 평가가 합리적이고 객관적으로 수행되어야 하며, FEP(Features, Events and Processes) 수집 및 시나리오 선정은 안전성 평가를 위한 필수적인 단계이다. KAERI는 처분장 핵종이동현상을 모사하기 위하여 수집된 FEP으로 RES(Rock Engineering System) 형태로 시나리오를 개발한 바 있으며, 최근에는 PID (Process Influence Diagram)를 이용한 시나리오 개발에 박차를 가하고 있다. 최종 목표인 Web 상에서 시나리오를 PID 형태로 구현하기 위하여, Model PID 구축과 PID Tool 개발로 이원화하여 과제를 수행하고 있으며, 본문에서는 이원화된 개발 전략 간의 상호 연계성 확인 및 현 단계에서의 Web version PID 개발 가능성을 조사해 보았다.

2. PID 개발체계

2.1. PID Tool 개발

PID Tool은 기본적으로 PID를 Web 상에서 구현할 수 있는 체제를 갖추어야 하며, 복잡한 PID를 이용자가 원하는 형태로 다양한 형태로 Display 할 수 있어야 한다. 이를 위하여 KAERI는 Open source인 Graphviz를 이용하여 개발 중이며, 현재 개발된 입력체계는 그림 1과 같다.

FEP Relation							
1st Category	2nd Category	1st FEP	2nd FEP	3rd FEP	4th FEP		
A3	> A3_002	> 3.5.1	> 4.3.8	> 3.1.2	> 2.4.16		
A3	> A3_002	> 3.5.1	> 3.3.4	> 3.1.2	> 2.4.3		
A3	> A3_002	> 3.5.1	> 3.6.2	> 1.3.1	>		
A3	> A3_002	> 3.1.5	> 2.3.4	> 2.1.2	> 1.4.7		
A3	> A3_002	> 3.1.2	> 3.1.5	>	>		
A3	> A3_004	> 2.1.2	> 6.5.2	> 4.2.3	> 4.2.5		
A3	> A3_004	> 1.2.1	> 5.3.2	> 2.4.16	> 2.2.1		
A3	> A3_004	> 3.2.4	> 3.3.1	> 3.1.2	> 2.4.16		
A3	> A3_004	> 2.4.11	> 3.3.4	> 3.1.5	> 2.3.4		

그림 1. Graphviz를 이용한 PID Tool

2.2. Model PID 구축

KAERI는 Model PID 구축을 위한 4가지 방법론에 따라, 기준 시나리오를 Model PID로 구축하기로 하였으며, 기준 시나리오의 5가지 세부 시나리오에 대한 각각의 세부 PID를 완성하고, 세부 PID를 병합하여 기준 시나리오에 대한 Model PID를 구축하였다.

PID Tool 보다 먼저 완료된 기준 시나리오에 대한 Model PID는 약 200개의 FEP과 약 250개의 Influence로 구성되어 있으며, FEP Record의 중요도는 색상으로 표기되어있다. 이러한 복잡한 PID는 쉽게 이해하기 위해서는 거대한 종이위에 표기하던지 컴퓨터의 도움이 필요하며, 그림 2은 세부 PID의 가장 간단한 예이다.

3. Graphviz를 이용한 PID 구축

Web 상에서 PID를 자유롭게 구현하기 위해서는 PID 자체에 대한 정확한 자료가 구축되어야 함은 물론 개발 중인 PID Tool이 필수 기능은 물론 다양한 응용 기능을 갖추어야 한다. 이는 Graphviz의 특징과 PID의 특징이 잘 일치되어야 함은 물론 상호 요구사항(requirements)를 충족시킬 때 Web에서 충실한 기능을 수행할 수 있기 때문이다. 개발 중인 PID Tool과 구축된 PID

원전 방사성폐기물 처분인도 절차 개발

황태원, 강기두, 조현준

한국수력원자력(주)원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1

twhwang@khnp.co.kr

1. 서론

중.저준위 방사성폐기물을 처분시설로 인도하기 위해 한국수력원자력(주)에서는 관련절차를 개발 중에 있다. 이는 교육과학기술부 고시 2008-65 중.저준위 방사성폐기물 인도규정과 처분시설 안전성 분석보고서에 명시된 방사성폐기물의 방사선적 특성과 물리화학적 특성 항목을 효율적이고 체계적으로 관리하는데 있어 중요한 요소 중 하나이다.

원자력발전소에서 발생한 방사성폐기물을 인도하게 위한 절차는 크게 자체검사, 예비검사 및 폐기물의 인도인수 등 세 단계로 이루어진다.^[1,2] 자체검사는 발생자가 인도 대상 폐기물에 대해 인도규정에서 요구하는 항목들에 대해 적합성을 검사하고 확인하는 과정이다. 예비검사는 자체검사가 완료된 포장물을 대상으로 한국방사성폐기물 관리공단의 검사원이 발생지에서 검사하는 과정이다. 인도인수는 자체검사, 예비검사가 완료된 포장물에 대해 운반용기를 운반차량에 상차한 시점을 기준으로 이루어지게 된다.

2. 원전 방사성폐기물 처분인도 절차

효율적인 처분인도를 위해 개발중인 절차는 다음과 같다.[그림 1] 우선 처분인도를 하고자 하는 원전에서는 자체검사에 앞서 소내 저장고의 저장상태, 공단의 인수계획 등을 고려하여 연도별 인도계획을 수립한다. 인도계획이 확정되면 인도할 포장물을 대상으로 자체검사를 통해 처분 적합성을 확인한다. 처분 적합성과 관련된 자료는 방사성폐기물 포장물별 특성자료와 폐기물종류별 특성자료로 구분하여 작성되며, 특히 고화체 특성과 관련한 압축강도의 측정시기는 매 10배치 또는 1년주기 중 먼저 도래하는 시기에 평가하고, 핵종별 농도는 붕괴보정을 통해 재평가하며 각종 검사장비는 교정기록이 적절히 유지되도록 하여 자체검사에 대한 신뢰도를 제고하도록 하였다.

포장물별 특성자료에는 드럼번호, 폐기물 발생장소, 폐기물 발생시점, 포장물 생성일, 표면선량률, 표면오염도, 유리수, 킬레이트, 채움율, 고화체 특성, 육안검사결과, 중량 및 방사성 핵종별 농도 등이 포함된다. 폐기물종류별 특성자료는 처분의뢰 대상 포장물 군에 대해 하나의 패키지로 작성되며 여기에는 관리번호, 폐기물의 종류, 폐기물의 처리공정, 폐기물의 물리적 특성 및 시험방법, 고화체 특성, 포장물의 화학적 특성, 폐기물 핵종농도의 결정방법 및 측정법, 방사선량률 측정방법, 표면오염도 분석방법 및 폐기물 포장방법 등 세부사항이 기술되게 된다.^[3]

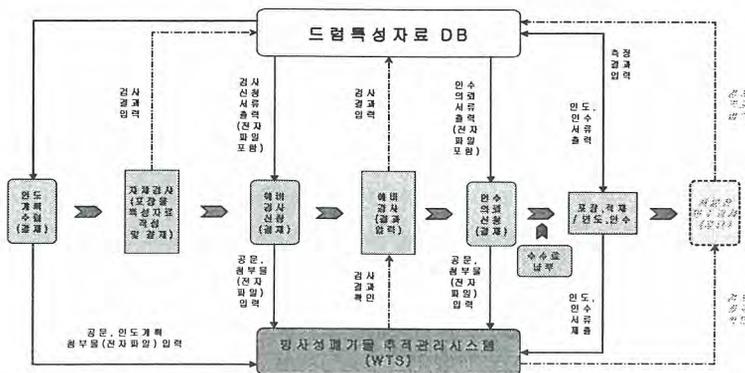


그림 1. 처분 인도 절차 흐름도

자체검사가 완료된 포장물에 대해서는 공단에서 정하는 절차에 따라 예비검사를 신청하게 되며 예비검사 완료 후 적합 포장물을 대상으로 인수의뢰 신청을 한다. 인수의뢰 신청이 완료되면 운반용기내에 포장물을 적재하며 이 때 운반용기 측정기록부에 운반용기별로 방사선(능)을 측정, 기록하고 외관점검 및 표지부착 등의 안전관리 조치를 취한다.

포장물의 인도인수는 운반용기를 운반차량에 상차한 일자를 기준으로 이루어지며, 그 장소는 운반용기에 포장물을 상차한 장소로 한다. 포장물을 인도인수한 이후에 부적합한 포장물이 발생된 경우에는 인도인수 시점을 기준으로 원인파악 및 처리방안을 공단과 협의하여 적절한 조치를 취하도록 한다.

처분인도를 위해 포장물별로 막대한 량의 정보가 관리되어야 하기 때문에 포장물에 대한 정보의 정확성과 사용자의 편의성이 우선적으로 도모되어야 한다. 이를 위해 처분인도 폐기물들의 발생부터 처분인도까지의 정보관리와 전산시스템을 이용한 양식 작성을 실현하기 위한 데이터베이스를 개발중이며, 2009년 1월말 개발이 완료될 예정이다. 그림 2는 인수의뢰 신청서류 중 하나를 보여준다. 방사성폐기물 포장물별 특성자료와 폐기물 종류별 특성자료를 구분하여 기재항목의 중복성을 피하고 최대한 편의성을 도모하도록 한 특징을 갖고 있다.

중저준위 방사성폐기물 포장물 특성자료(갑)

드럼번호	일반 특성			방사선(능)		물리화학적 특성				고화재		포장용기		기타
	발생장소	발생시기	생성일	표면선량률 (mSv/hr)	표면오염도 (Bq/cm)	유리수 (유/부)	킬레이트 (%)	치용율 (%)	유해물질 (유/부)	압축강도 (Pa)	고화 재료	옥안검사 결과	용량 (L)	

중저준위 방사성폐기물 포장물 특성자료(을)															
드럼번호	드럼중량 (kg)	방사성폐기물 드럼 핵종농도 평가결과(Bq/g)													
		저분농도에한 핵종										기타 핵종			
		H-3	C-14	Co-60	Ni-59	Na-63	Sr-90	Nb-94	Tc-99	I-129	Cs-137	전 a	Fe-55	Co-58	Co-144

그림 2 인수의뢰 신청 서식의 예

3. 결론

방사성폐기물 처분인도 절차를 개발하는데 있어서 가장 중요한 것은 각 포장물이 교육과학기술부 고시 2008-65 중저준위 방사성폐기물 인도규정을 만족하는지를 쉽게 확인할 수 있도록 하고 각종 검사결과와 폐기물 이력이 인도인수과정에서 망실되지 않고 유지,관리되도록 하는 것이다.

현재 원전 방사성폐기물을 처분시설로 인도하기 위해 관리하여야 할 데이터가 포장물당 70여 가지에 이르며, 여기에 각 데이터별 개정이력, 사용장비에 대한 교정성적서 등과 같은 근거 자료를 포함하면 포장물당 100여 가지가 넘게 된다. 따라서 신청서류를 간소화하고 중복되는 데이터를 최소화 할 수 있도록 폐기물을 유형별 및 처리 시기별로 구분하여 처분 인도계획을 수립하고 관련절차를 정립하는 것이 매우 중요하다.

한수원(주)에서는 '09년도 올린 원전 1,000 드럼을 시작으로 5년간 30,000여 드럼을 처분의뢰 할 계획이며 이를 효율적으로 수행하기 위한 관련절차 및 데이터베이스를 개발 중에 있다. 향후 올린 원전 시범적용을 통해 개선사항을 도출하고 최적화시켜 나감으로서 업무효율성을 더욱 높일 계획이다.

[참고문헌]

- [1] 교육과학기술부 고시, 2008-65 중저준위 방사성 폐기물 인도규정 (2008. 4)
- [2] 한수원(주), 처분시설 안전성 분석보고서(2008. 7)
- [3] 한수원(주), 중저준위 방사성폐기물 포장물 인수의뢰 표준기술행정절차서(2008. 9)

정적/동적 침출 시험법을 이용한 염폐기물 고화체의 수화학적 안정성 평가

손미숙, 박환서, 강소림, 김인태

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1

shrick@lycos.co.kr

1. 서론

사용후 핵연료내 우라늄(U) 및 TRU를 회수하는 pyroprocess공정에서 발생하는 폐용융염은 90wt% 이상의 LiCl 또는 LiCl-KCl과 수 wt%이하의 핵분열 생성물로 구성되어 있으며, 주요 핵분열 생성물인 Cs와 Sr이 염화물 상태로 존재한다. 금속염화물은 높은 휘발특성과 높은 용해특성으로 인하여 유리고화 공정이나 시멘트 고화공정과 같은 기존의 고화방법에 적용하기 어렵다. 고화공정에 제한을 주는 금속염화물의 이와 같은 문제점 때문에 물리화학적 특성을 제거하여 고화에 용이한 물질로 전환하는 것이 바람직하다. 미국의 ANL에서는 제올라이트를 이용하여 염화물을 sodalite($\text{Na}_8\text{Al}_6\text{Si}_6\text{O}_{24}\text{Cl}_2$)로 전환하는 방법을 제안하였는데, 수화학적 안정성은 우수한 반면 최종처분부피가 10배 이상 증가하는 단점을 가지고 있다. 일본에서는 1000℃ 수준의 고온에서 붕산과 용융염을 반응시켜 붕산유리질로 전환시키는 방법을 제안하였다. 이 방법은 용융염을 유리질로 전환시키는 특성은 있으나 Cs이 고정되지 않아 휘발할 가능성이 있어 이에 대한 추가적인 처리가 필요하다는 단점이 있다. 본 연구팀에서는 GRSS(Gel-Route Stabilization/Solidification)법을 이용하여 폐용융염의 고화체를 제조하여 안정성 평가를 수행하였다. 그 결과, GRSS는 ANL의 방법에 비해 2배의 처리효율과 높은 수화학적 안정성을 갖고 있음을 확인하였다. 그러나, GRSS가 습식공정이기 때문에 처리량에 상응하는 용매의 사용과 반응원료에서 기인하는 산 가스(HNO_3)의 발생 등의 문제가 있어 이를 해결할 수 있는 새로운 고화 방법이 요구된다. 본 연구에서는 상기의 문제를 해결하면서 GRSS의 물질계 반응특성을 유지해 나가는 방법으로 SiO_2 와 Al_2O_3 및 P_2O_5 로 구성된 무기매질을 합성하여 폐용융염과 반응시켜 고화체를 제조하였으며, PCT-A, MCC-1, ISO 등 다양한 침출 시험법을 통해 고화체의 화학적 내구성을 확인하고자 하였다.

2. 실험방법 및 결과

본 연구에서 사용된 침출 방법은 실험 방식에 따라 크게 동적 및 정적 방법으로 나눌 수 있다. 정적 방법으로는 단 기간에 고화체의 성능테스트가 가능한 PCT-A법과 pH 및 온도 의존성을 볼 수 있는 MCC-1법을 적용하였으며, 동적 방법은 시간에 따른 침출 거동을 확인할 수 있는 ISO법을 수행하였다. 상기의 모든 시험에서는 고온에서 방출되는 용기의 유해물질에 의한 영향을 배제하기 위하여 테프론 용기를 사용하였으며 침출액은 ICP와 AAS로 분석하였다.

PCT-A는 고화체의 일부를 75~150 μm 의 크기로 분쇄하여 채취한 후 고화체 무게의 10배에 해당하는 증류수를 주입하여 90℃에서 7일 동안 시험을 수행하였다. 식 (a)를 이용하여 침출속도를 계산하였으며, 결과는 Table 1에 나타내었다.

$$\text{Leach rate} = C_i \times V / (\text{duration}) \cdot (\text{surface area}) \cdot (\text{fraction}) \dots (a)$$

Table 1. Leached fraction under PCT-A leaching test method

Leach rate, g/m ² day	SAP 050	SAP 100	SAP 100	SAP 125	SAP 150
Salt/SAP =1/2	Cs	1.37E-03	1.19E-03	1.42E-03	1.26E-02
	Sr	3.39E-03	1.47E-03	1.71E-03	1.74E-03
Salt/SAP =1/3	Cs	2.00E-03	5.66E-03	4.17E-03	1.59E-03
	Sr	1.41E-03	3.37E-03	1.21E-03	6.93E-04

Overall leach-rate: 0.02~0.04g/m²day

ISO는 고화체가 자연계에 장기간 존재한다는 가정 하에 고화체의 안정성을 평가는 것으로 환경변화에 따른 핵종의 확산성을 예측하고자 하는 방법이며 침출액의 주기적 교체를 통해 주어진 시간과 조건하에서 최대의 침출속도를 도출해 내는 것이 목적이다. 본 연구에서는 고화체와 유리의 적정 혼합비를 찾기 위해 유리의 함량을 각각 25, 32, 42wt%로 변화시켜 고화체를 제조하여 ISO 침출시험을 수행하였다. 제조된 고화체의 가로와 세로를 약 1cm의 균일한 크기의 정육면체로 커팅한 후 고화체 무게의 10배에 해당하는 증류수를 주입하여 시험 시작일부터 일정 간격으로 침출액을 주기적으로 교체해 주었다. 침출속도는 식(b)를 이용하여 계산하였으며, 그 결과는 Fig. 1에 나타내었다. Fig. 1에 따르면, 유리의 함량이 42wt%일 때 가장 좋은 결과를 나타내는 것을 확인할 수 있다.

$$CFL(t) = k_1(1 - \exp(-k_2t)) + k_3t^{0.5} + k_4t \quad \dots (b)$$

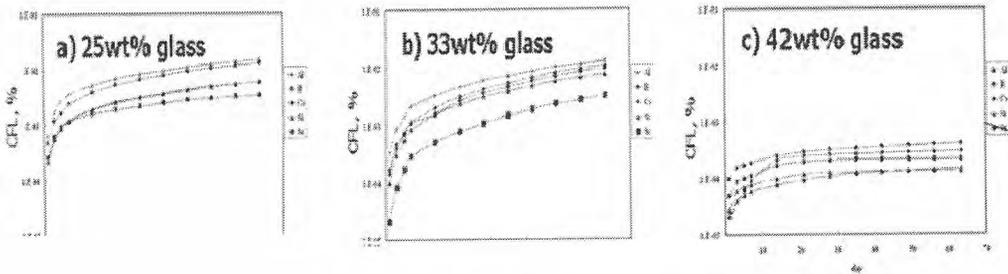


Fig. 1. Cumulative Leached Fraction by semi-leaching model

MCC-1는 pH의 변화에 따른 반응결과를 보는 방법으로 pH 4부터 12까지의 침출액을 제조하여 적용하였으며 침출속도는 식 (c)를 이용하여 계산하였다. n은 pH의존성을 나타내는 지수이며, Ea는 온도의존성을 나타내는 활성화 에너지 값이다. 고화체의 무게와 크기는 ISO법에서 이용한 것과 같았으며, 현재 진행 중에 있다.

$$\text{Rate} = k_0 \cdot 10^{n \cdot \text{pH}} \cdot \exp(-E_a/RT) \quad \dots (c)$$

3. 결론

본 연구에서는 휘발특성이 높고 고온에서 직접 고화하기 어려운 방사성 폐기물의 처리효율을 높이고 최종처분부피를 감소시키기 위해 습식 GRSS법을 개선시킨 고화방법을 제안하여 그에 따른 고화체의 수화학적 안정성을 평가하고자 하였다. PCT-A의 결과로부터 Cs 및 Sr의 침출속도는 약 $10^{-3} \text{g/m}^2\text{-day}$ 로서 상대적으로 높은 침출저항을 보임을 확인하였고, ISO법의 결과로부터 유리의 혼합비가 42wt%일 때 가장 안정함을 알 수 있었다. 또한, 현재 진행중인 MCC-1의 침출결과를 통해 온도 및 pH에 따른 고화체의 침출특성을 평가함으로써 적절한 고화방법을 도출할 수 있으리라 판단한다.

참고문헌

[1] H.S. Park, I.K. Kim, H.W. Kim, J.H. Kim, Stabilization of Radioactive Molten Salt Waste by Using Silica-Based Inorganic Material, Journal of Korean Radioactive Society, Vol.5(3), p.171, 2007
 [2] B.L. Metcalfe, I.W. Donald, Candidate Wasteform for the Immobilization of Chlorides-Containing Radioactive Waste, Journal of Non-Crystalline Solids, Vol.348, p.225, 2004.
 [3] H.S. Park, I.K. Kim, H.Y. Kim, S.K. Ryu, J.H. Kim, Stabilization/Solidification of Radioactive Molten Salt Waste via Gel-Route Pretreatment, Environmental Science & Technology, Vol.41, p.1345, 2007

중·저준위 방사성폐기물 처분시설 주변 주민평가 주요 입력변수에 대한 고찰

윤정현, 김창락, 조성일

(주)한국수력원자력 원자력발전기술원 처분안전평가팀

대전광역시 유성구 장동 25-1번지

jhyoon@khnp.co.kr

1. 서론

중·저준위 방사성폐기물 처분시설(이하 처분시설)에서의 주민선량 또는 소외선량을 평가하기 위해서는 처분시설의 설계와 부지조건 등과 관련하여 주요 입력변수를 적절하게 결정해야 한다. 이러한 입력변수에는 시설의 운영이나 사고로 인하여 피폭을 받게 되는 주민에 대한 정의, 피폭을 받게 되는 지점 그리고 대기확산평가 시 해안방향성 등이 있다. 본 논문에서는 처분시설 주변 주민 피폭선량 평가의 기초가 되는 주요 입력변수를 제시하고 그에 적절한 논리를 함께 고찰하였다.

2. 주요입력 변수에 대한 고찰

처분시설 운영에 따른 주민에 대한 피폭선량 평가 시에는 우선 피폭의 대상이 되는 주민에 대한 명확한 정의가 선행되어야 한다. 여기서 주민이란 일정기간동안 거주할 목적으로 일정지역에 살고 있는 사람으로 거주성이 수반되어야 하며 본인의 의사에 반한 비자발적 피폭영향을 받는 사람을 말한다. 따라서 방사선 작업종사자나 시설 부지 내로 방사선작업이외의 목적으로 수시로 출입하는 사람, 방사성물질을 정기적으로 수송하는 일반 운전자 등은 직업피폭으로 분류하여 이들은 주변 주민의 분류에서 제외하는 것이 타당하다.

원자력이용에 따른 방사능 환경방호의 보수성 또는 엄격성 때문에 최대 개인선량(Maximum individual dose)은 방사성유출물이 최대로 예상되는 지점에서 24시간, 365일 거주하며, 동일 지점에서 모든 농작물을 생산하여 전량 소비한다고 가정하는 가상적 개인(Hypothetical individual)에 대해 평가한다. 예를 들어 우유를 최대로 섭취하는 개인은 곡류, 엽채류 등도 최대로 섭취한다고 가정하는 극히 보수적 상황에서 평가한 결과이다. 현재까지 규정된 국내의 방사선방어에 관한 규제체계는 이를 원칙으로 하고 있다. 다른 한편으로는 최근의 국제방사선방어위원회(ICRP)와 IAEA에서는 결정연령그룹이나 대표 개인(Representative person)의 개념을 소개했거나 도입을 추진하고 있다. 결정연령그룹이나 대표 개인의 개념은 비교적 균일한 습성을 가지는 연령군으로 나누고 이들에 대한 피폭선량이 최대가 아닌 평균적인 생활습성을 고려하여 평가하는 것이다. 현재까지 국내 규제체계[1]는 미국 NRC 규제체계에 기초하기 때문에 현 단계에서는 최대개인에 준하여 평가하는 것을 피할 수는 없다. 하지만 향후 최대개인이 가지고 있는 지나친 보수성을 배제하기 위해 국내 규제체계에 ICRP에서 소개한 대표개인이라는 개념의 적용을 본격적으로 추진하여야 한다고 판단 된다.

다음은 처분시설로부터의 최대피폭지점 선정에 대한 것인데 처분시설의 운영과 관련된 교육과 학기기술 부 고시 및 심사지침에서는 선량평가지점을 제한구역경계로 규정하고 있다[2]. 하지만 이 제한구역은 원자력발전소의 제한구역과는 그 의미가 다소 상이하다고 판단된다. 제한구역은 시설을 운영하는 한 사업자에게 최소한의 토지매입의 의무가 있으며 토지 재산권, 개인의 이동 및 제한 등의 모든 권한을 가져야한다는 것이다. 국내 원자력시설의 경우 부지경계 이내는 일반인의 일상적 활동이 금지되어 있으며 부지경계와 제한구역경계의 설정 효과는 동일하다고 볼 수 있다. 그림 1에 처분시설에서의 운영 중 관리, 보전 및 제한구역 등에 대한 비교를 부지경계와 함께 나타내었다[3]. 처분시설의 경우 제한구역경계와 부지경계가 설정되어 있으나, 제한구역경계가 원자력발전소의 배타구역경계(Exclusive Area Boundary) 개념이 아닌 출입을 통제하고 제한하는 경계

(Restricted Area Boundary)로 판단할 수 있다. 원자력발전소의 배타구역경계란 원래 발전소에서 방사성물질이 외부로 다량 방출되는 중대사고 시 주민의 소개라는 개념에서 나온 것으로 처분시설과 같이 방사성물질을 단순 처분하는 시설에서는 이 개념을 적용할 수 없다. 또한 제한구역경계라는 의미는 일반인이 출입은 물론 상시 거주하거나 장기간의 생업 활동을 할 수 없는 통제구역

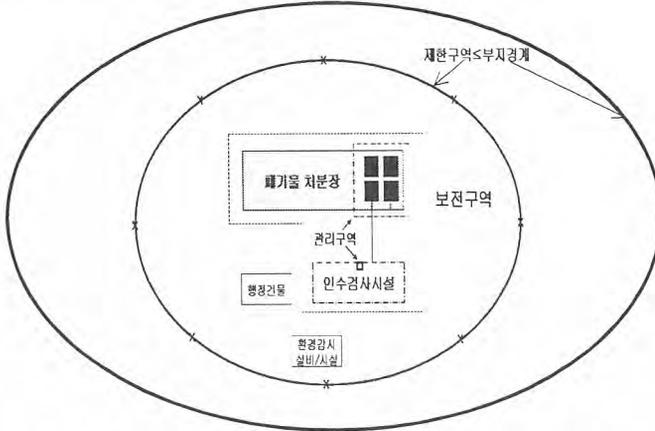


그림 1. 관리구역, 안전구역, 제한구역 및 부지경계에 대한 개념

으로 최대 개인선량은 부지경계에서 주민이 24시간, 일년 내내 거주하면서 동시에 동 지점에서 식품을 생산하여 전량 소비한다고 가정하여 평가하는 것이 타당할 것이다. 따라서 처분시설의 운영에 따른 개인선량의 평가지점은 부지경계에 대해 평가하는 것이 타당하지만 앞에서 언급한 바와 같이 제한구역경계 이외의 부지경계라는 의미가 규제체계 내에서 적용되고 있지 않기 때문에 일단은 제한구역 경계를 처분시설 주변 피폭선량평가 지점으로 한정하는 것이 차선책이라 할 수 있다.

마지막으로 월성의 처분장에 위치한 해안지역에 대한 평가이다. 처분시설은 국내 원전과 마찬가지로 해안에 위치하며 육풍(육지에서 해안으로 바람이 부)의 영향으로 기체상 유출물의 공기 중 최대 농도는 해안가 부지경계에서 발생할 가능성이 충분하다. 이와 같이 해안가 부지경계에 최대 농도가 발생할 경우 주민선량 결과의 유용성에 대한 논란이 있을 수 있다. 미국 NRC의 환경영향평가서 심사지침서에서는 가장 가까운 현재나 알려진 미래에 피폭이 가능한 경로를 고려하도록 권고하고 있으며 해안에 대한 평가는 필요치 않다고 기술하고 있으나 월성 원전을 제외한 국내 나머지 원전의 경우 해안을 포함한 전방위를 고려하고 평가하고 있다. 인허가를 위한 서류인 안전성분석보고서나 방사선환경영향평가서에서의 평가는 전 방향을 고려하여 최대대기확산인자를 적용하는 것이 타당하다고 판단된다. 이는 인허가 서류란 현재의 운영 중 상태뿐만 아니라 길게는 수십년 이후의 부지 상황을 추정하여 확인하는데도 목적이 있으므로 전 방향 평가의 타당성을 찾을 수 있다. 하지만 처분시설 운영 시에는 부지 내는 물론 주변의 현황이 확인되며 전부 계획된 방출을 평가한다는 의미에서 해안가 부지경계에 대한 대기확산인자 평가는 수행하되 선량평가는 내륙방향에 대해서만 수행하는 것이 적합하다고 판단된다.

3. 결론

처분시설 주변 주민의 피폭선량평가 시 고려할 주요 입력변수의 설정에 대하여 고찰하였다. 개인의 피폭선량평가에는 최대피폭개인의 개념을 적용하였으나 최근의 대표 개인 개념을 도입할 필요가 있으며 피폭평가 지점으로는 제한구역경계로 설정하는 것이 현재 규제체계 내에서는 타당한 것으로 판단되었다. 해안까지 포함한 전 방향 대기확산인자보다는 운영 중에 실제 거주가 가능한 내륙방위만을 고려한 대기확산인자를 평가하여 주민피폭선량체계를 구성하는 것이 타당한 것으로 판단된다.

참고문헌

- [1] KINS/G-019 원자력발전소 환경영향평가서 심사지침서, 한국원자력안전기술원, 1999
- [2] 중·저준위방사성폐기물 처분시설의 안전성분석보고서 작성지침, 교과부고시 제2008-52호
- [3] 윤정현 등, "방사성폐기물 처분시설에서의 완충공간 설정에 대한 고찰", 방폐물학회지 2008.3월호

중저준위 방사성폐기물 처분시설에서의 벤토나이트 혼합재 수리특성 고찰

조성일, 이지훈, 박주완

한수원(주) 원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1

sicho@khnp.co.kr

1. 서론

방사성폐기물 처분시설의 폐쇄 시에는 부지 고유의 지질 및 수리특성, 지화학, 공학적 특성 등에 따라 폐쇄재료의 종류 및 시공여부를 결정하게 된다. 국내의 중저준위 방사성폐기물 처분시설과 개념이 유사한 스웨덴과 핀란드에서는 폐쇄재료로 쇄석(crushed rock), 시멘트 몰타르(cement mortar), 벤토나이트-모래 혼합재(bentonite-sand mixture), 순수 벤토나이트 등의 후보재료를 실험을 통해 투수성 및 공학적 특성을 도출하고 폐쇄설계에 반영하고 있다[1,2]. 국내에서도 벤토나이트-모래 혼합재 및 순수벤토나이트에 특성에 대한 연구가 기 수행된 바 있지만, 수리전도도는 시료의 특성 및 실험조건에 따라 분석결과 값의 범위가 크기 때문에 다양한 조건 하에서의 실험을 통해 신뢰도를 확보하는 것이 요구된다. 본 연구에서는 국내의 경주지역에서 산출되는 벤토나이트와 모래의 혼합비율에 따른 벤토나이트-모래 혼합재의 물성 및 투수성 실험을 통해 수리전도도를 측정 후 국내의 실험결과와 비교하였다.

2. 실험방법 및 결과분석

실험에 사용된 벤토나이트-모래 혼합재로서 벤토나이트는 경주에서 산출된 Ca계 벤토나이트와 Ca계 벤토나이트를 치환공정을 거쳐 생산한 Na계 벤토나이트를 사용하였으며, 모래는 평균 입경 0.49 mm, 입도 0.1~1 mm의 범위를 갖는 주문진 표준사를 이용하였다. 벤토나이트-모래 혼합비율은 각각 1:9, 2:8, 5:5로 구분하였고, 삼축투수시험기를 이용하여 변수위시험법을 통해 수리전도도를 도출하였다. 변수위시험법에 적용되는 식은 다음과 같다.

$$K = \frac{Qlm}{AP}$$

여기서 K : 수리전도도(m/s), Q : 단위시간당 투수량(m^3/s), A : 시험체의 단면적(m^2),
 P : 수압(kg/m^2), l : 시험체의 두께(m), m : 시험에 사용된 물의 단위중량(kg/m^3)

실험결과 벤토나이트와 모래의 혼합비에 따른 건조밀도와 수리전도도는 각각 $1262 \sim 1775 kg/m^3$, $2.7 \times 10^{-11} \sim 4.3 \times 10^{-7} m/s$ 범위를 나타내었다(표 1).

표 1. 벤토나이트-모래 혼합재의 수리특성 실험결과

Material	Mixing ratio	Dry density (kg/m^3)	Hydraulic conductivity (m/sec)
Ca-bentonite : Sand	1 : 9	1720	4.3×10^{-7}
	2 : 8	1775	9.3×10^{-8}
	5 : 5	1378	2.7×10^{-9}
Na-bentonite : Sand	5 : 5	1262	2.7×10^{-11}

벤토나이트 함량이 클수록 수리전도도는 감소하는 경향을 보이고 있으며, Na계 벤토나이트를 사용한 경우가 Ca계 벤토나이트를 사용한 경우에 비해 낮은 수리전도도를 보였다. 이는 팽윤도가 상대적으로 큰 Na계 벤토나이트의 경우 차수능이 Ca계 벤토나이트보다 크기 때문인 것으로 판단된다. 본 실험결과를 국내에서의 실험결과 및 스웨덴의 경우와 비교하였다(그림 1). 그림 1에 제시된 바와 같이 국내의 기존 연구에서 도출된 연일 및 감포지역의 Ca계 벤토나이트를 사용한 벤토나이트-모래 혼합재의 수리전도도는 혼합비율이 1:9일 때 $2.0 \times 10^{-7} \sim 8.0 \times 10^{-8} m/s$, 2:8일 때 $1.5 \times 10^{-7} \sim 8.0 \times 10^{-9} m/s$ 로 본 실험 결과와 비교하여 유사한 값을 나타내고 있다[3]. 본 실험 결과가 다소 큰 값을 보이는 이유는 시료의 입도분포 차이로 판단되는데, 본 실험에 사용된 모래는 상대적

으로 크기가 큰 입자(0.5 mm 이상)의 분포가 많아 혼합재의 건조밀도가 1378~1775 kg/m³인데 비해 연일 및 감포지역 시료는 0.5 mm 미만의 모래를 사용하여 건조밀도가 1250~1450 kg/m³ 분포를 보이고 있다. 결국 모래입자의 크기와 다짐정도의 차이로 인해 공극율이 변화하고, 벤토나이트와의 분리가 상대적으로 많이 발생하여 균일한 혼합이 힘들기 때문에 수리전도도가 기존 실험에 비해 크게 나온 것으로 추정된다. 또한 사용된 벤토나이트의 채굴장소에 따른 벤토나이트의 특성 역시 수리전도도 차이의 원인이 되는 것으로 판단된다. 한편, 연일지역 벤토나이트-모래의 혼합비율이 5:5인 압축시료의 경우 건조밀도가 높으며 본 실험결과에 비해 상대적으로 수리전도도가 낮게 나타나고 있다.

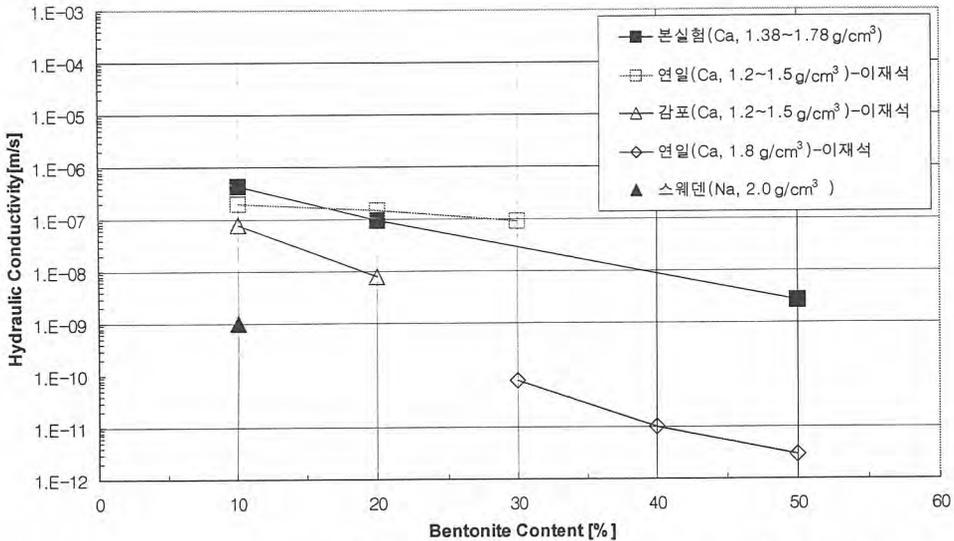


그림 1. 벤토나이트-모래 혼합재의 벤토나이트 함량에 따른 수리전도도 비교

스웨덴의 경우 Na계 벤토나이트를 사용한 혼합비 1:9에 대한 건조밀도 및 수리전도도는 각각 2000 kg/m³와 1x10⁻⁹ m/s를 나타내고 있다. 본 실험에서 같은 혼합비의 Ca계 벤토나이트 혼합재의 경우에 비해 낮은 값을 보여주고 있는데, 이는 모래입자의 입도분포에 따른 차이점 이외에 팽윤도가 20배 이상 큰 Na계 벤토나이트의 특성 때문인 것으로 판단된다.

3. 결론

본 벤토나이트-모래 혼합재의 수리특성실험에서는 혼합재인 모래의 입자크기가 상대적으로 큰 모래를 사용한 경우 수리전도도가 높아지는 결과를 나타내었다. 본 실험을 통해 벤토나이트-모래 혼합재의 수리전도도는 실험에 사용되는 모래 시료의 입도분포, 벤토나이트의 화학적 특성에 따른 팽윤성, 압축정도에 따라 값의 차이를 나타내고 있음을 알 수 있었다. 따라서 벤토나이트-모래 혼합재의 수리특성에 대한 신뢰도 확보를 위하여 향후 시료의 혼합특성, 광물학적 구성 및 실험조건에 따른 다양한 실험을 통해 좀 더 많은 데이터를 확보할 필요가 있는 것으로 판단된다.

참 고 문 헌

- [1] Svensk Kärnbränslehantering AB, Project SAFE : Compilation of data for radionuclide transport analysis, R-01-14, SKB, 2001.
- [2] Timo Vieno, Henrik Nordman, et al., Report TVO-1/98, VLJ Repository Safety Analysis, Technical Research centre of Finland, 1998.
- [3] 이재석, 사용 후 핵연료 처분장 뒤채움제에서의 지하수 유동에 관한 연구, 경희대학교 대학원 석사논문, 2004.

우리 나라 방사성폐기물 처분 안전성 확인 연구

황용수

한국원자력연구원

대전광역시 유성구 대덕대로 1045

vshwang@kaeri.re.kr

요약문

한국원자력연구원은 1997년부터 10여년 동안 정부 출연 연구기관으로서 원자력 발전의 부산물인 사용후핵연료를 포함한 다양한 방사성폐기물의 안전한 처분을 확인하기 위한 연구 개발에 주력해 왔다. 처분 안전성 확인(Safety Case)이란 개념은 지난 10여년 전부터 OECD/NEA와 SKB 등 서구 지역 국가들을 중심으로 발전된 처분 안전성에 대한 인허가 및 신뢰성 증진을 위한 통합적 접근 방안으로 미국, 영국 등 법률적 규정에 의거 안전성을 규제 기관과 법원 등이 개입된 청문회 등을 통해 다루는 체제와 상반되는 개념이다. 이러한 처분 안전성 확인은 처분 개념과 안전성 확인 개념화부터 인허가에 관련된 각종 보고서 작성과 이해성 증진을 위한 다양한 활동을 총합하는 개념으로 방사성폐기물 사업자가 아닌 객관적이고 전문성 있는 기관들이 추진하는 것이 바람직 할 것이다.

방사성폐기물 처분 안전성 확인은 최근 정부가 national agenda로 추진 중인 Low Carbon & Green Growth의 실질적인 실현 방안으로 원자력이 추진되기 위한 선결 조건으로 원자력 발전의 부산물인 방사성폐기물 최종 관리가 어떻게 안전하게 수행될 수 있는가를 일반 국민들이 잘 이해하기 위해 선행되어야 사항이다. 최근 POSIVA에 따르면 처분 안전성 확인의 주요 과정은 아래 도시된 그림 1과 같이 요약될 수 있다.

그림 1에 도시된 바와 같이 실질적인 처분 안전성 확인 연구는 먼저 처분 안전성 확인에 대한 개념화 및 방법론 평가를 우선 순위 도출을 통해 수행하는가에 있다. 미국의 경우 비록 처분 안전성 확인 연구라는 개념을 쓰고 있지는 않으나 Yucca Mountain Project를 수행함에 있어서 PMR(Process Model Report)과 AMR(Analysis Model Report)이라는 두 가지 계층 구조를 가지는 우선 순위 도출 방법에 의거한 업무 도출 및 이에 따른 지속적인 연구 개발 사업을 수행해 오고 있다. 여기서 PMR이란 top down 방식에 의해 전체적으로 처분 안전성과 관련된 뼈대가 되는 현안들을 다루는 보고서이며 AMR이란 이러한 뼈대 현안들 각각에 대해 상술하는 것이다.

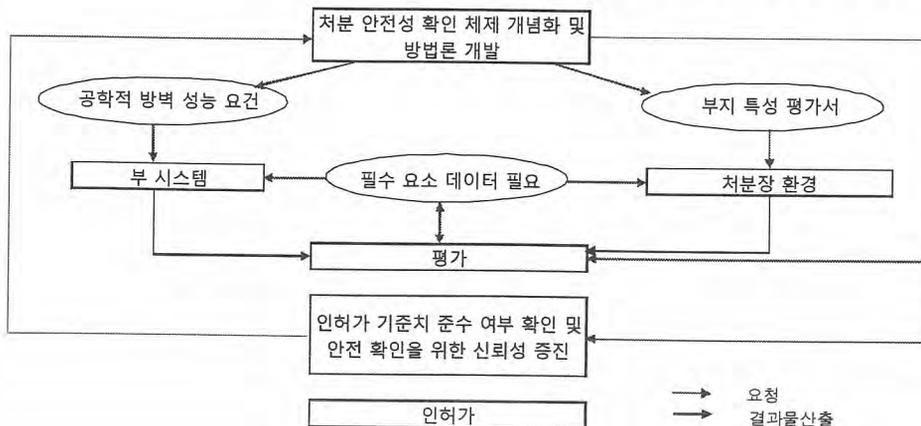


그림 1. 안전성 확인을 위한 주요 연구 사업 내역

이와 같은 개념은 안전성 확인에서도 마찬가지로 적용될 수 있다. 이를 위해서는 체계화된 개념화 및 전체적인 방법론 선정에 따라 상세한 공학적 방벽 성능 요건과 생태계 및 부지 특성 보고서 평가 방안이 도출되어야 하며 이를 통해 안전성 확인 연구팀으로부터 구체적으로 필수 요소 데이터들의 사항이 제시되고 이와 같은 요구가 공학적 방벽 개발 연구진과 생태계 및 부지 특성 보고 연구진에게 전달되어 관련 데이터가 생산되어 최종적으로 안전성 평가 연구진에 전달되어야 한다. 이와 동시에 안전성 확인 연구진은 이러한 연구 사업 흐름 결과물들이 과연 인허가 기준치를 준수했는지 확인할 필요가 있으며 이러한 항목 이외에 안전 확인과 신뢰성 증진을 위한 부수적인 사항들을 추진하여야 할 것이다.

안전성 확인을 위한 주요 연구 결과 보고서로는 처분시스템설계보고서, 공학적방벽설계보고서, 생태계 및 부지특성보고서, 기후 등 외부특성보고서, 사건수목(FEP)보고서, 안전성평가 및 확인 시나리오보고서, 안전성평가 및 확인 모델 및 데이터보고서, 기준/대안 시나리오별 안전해석보고서, 부수적인 안전성 확인 보고서와 요약보고서가 있다.

향후 원자력 중장기 연구개발사업 뿐 아니라 방사성폐기물관리공단이 추진할 실용화 연구사업에서도 이와 같은 기초 하에 객관적이고 전문성을 갖춘 연구 집단들에 의한 지속적인 안전성 확인 연구가 수행되어야 할 것이다.

감사의 글

본 연구 논문의 내용은 한국과학재단이 지원하는 원자력국가중장기연구개발사업의 결과물입니다

IAEA 가상 처분장 부지에서의 지하수 유동 해석

정미선, 강철형, 황용수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

ieongms@kaeri.re.kr

1. 서론

처분장에서 지하수 유동과 핵종 이동에 대한 해석은 안전성 평가에서 중요한 역할을 한다. 폐기물로부터 유출된 핵종들은 지하수에 용해되고 이후 암반의 공극을 통해 흐르는 지하수에 의해 지표면으로 이동한다. 이러한 지하수 이동 시간은 길기 때문에, 지하수 이동 경로에 관해 평가하기 위해서는 물리적 혹은 화학적 과정의 수학적 모델링이 필요하다. 그러나 모델은 해석적으로 풀기에는 복잡하기 때문에 컴퓨터 해석 프로그램을 이용한다. 유동과 이동에 중요한 영향을 미칠 수 있는 부지 특성과 과정들을 수치해석 모델들을 이용하여 나타낼 수 있다. 본 연구는 IAEA CRP 프로젝트의 일환으로, 방사성 폐기물의 지질학적 처분장에 대한 지하수 유동에 지하수 유동은 우크라이나 지역의 지하수 예비 분석을 시행하였다. 본 연구에서는, 2차원 모델링으로 단열의 유무에 따른 지하수 유동에 대해 비교 IAEA의 수치해석 결과와 분석하였다.

2. 지하수 유동 해석 방법

그림 1은 IAEA의 연구에서 사용된 모델링 영역을 나타내고 있으며, IAEA는 MODFLOW를 사용하였다. 그림 2는 본 연구에서 사용된 모델링 영역을 나타내고 있으며, NAMMU를 사용하여 수치해석하였다. 본 연구에서는 좀 더 보수적인 방법으로 처분장으로부터 왼쪽 방향(1500m)으로 낮은 산(150m)이 존재한다고 가정하였고, 단열은 IAEA 연구에서의 단열의 시작과 끝을 연결하여 직선 형태의 단열을 가진다고 가정하였다. 지표면에서는 지표면에 연간 100mm의 침투수를 가지며, 다른 곳에서는 no-flow 경계 조건을 적용하였다.

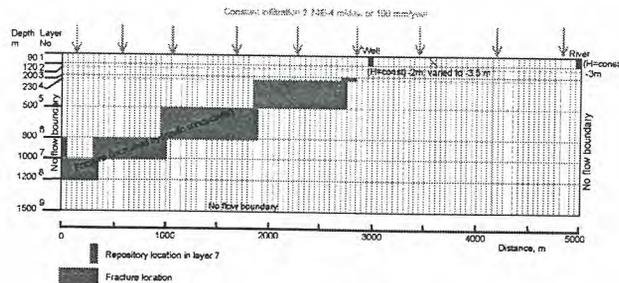


Fig 1. Modeling Schematics in UKR-IAEA

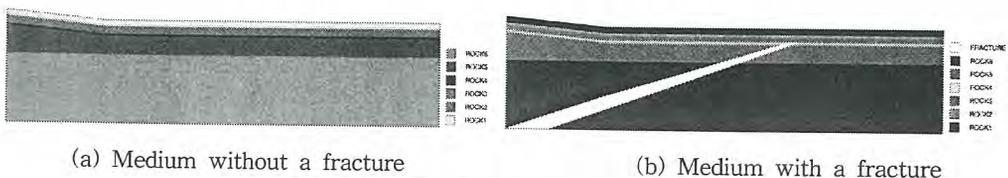


Fig 2. Modeling Schematics in KAERI

표 1은 각각 IAEA와 본 연구에서 사용된 입력 데이터인 투수계수와 공극률을 나타낸다.

Table 1. Input data

Rock Type	IAEA		KAERI	
	Permeability [m/s]	Porosity [-]	Permeability [m ²]	Porosity [-]
Rock 1	5.0E-04	0.15	5.0E-11	0.15
Rock 2	2.0E-07	0.01	2.0E-14	0.01
Rock 3	5.0E-04	0.1	5.0E-11	0.1
Rock 4	1.0E-07	0.01	1.0E-14	0.01
Rock 5	5.0E-06	0.005	5.0E-13	0.005
Rock 6	5.0E-08	0.002	5.0E-15	0.002
Fracture	K×2, 5, 10		1.0E-10	0.1

3. 지하수 유동 해석 결과의 비교

그림 3은 단열의 유무에 따른 처분장에서의 지하수 유동을 나타낸 것이다. 단열이 없는 그림 3 (a)의 경우, 지형에 의한 압력의 구배와 암반이 가지고 있는 수리 전도도로 인해 지하수가 이동하고 있는 것을 볼 수 있다. 또 단열이 있는 그림 3 (b)의 경우를 보면, 주변 암반보다 높은 수리 전도도를 가진 단열로 인해, 처분장 위치에서의 지하수는 단열을 따라 이동을 하고 있다.

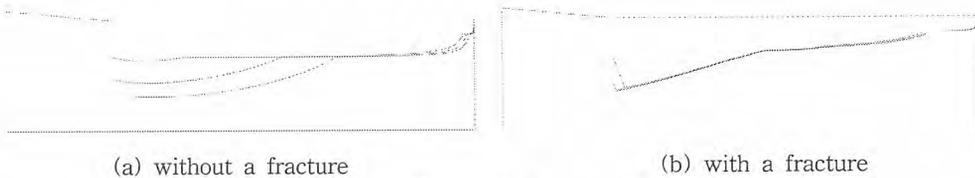


Fig 3. The pathway at the repository site

표 2는 단열의 유무에 의한 처분장으로부터 생태계로 지하수가 이동하는 시간과 거리를 각각의 위치에서 나타낸 것이다.

Table 2 . Traveling time and Path length at the repository

without a discrete fracture				with a discrete fracture			
x (m)	z (m)	travel time (yr)	path length (m)	x (m)	z (m)	travel time (yr)	path length (m)
1000	-500	9.35E+02	5.73E+03	1000	-500	1.22E+03	6.10E+03
1000	-800	1.50E+03	5.78E+03	1000	-800	1.31E+03	5.92E+03
1000	-1000	2.01E+03	5.83E+03	1000	-1000	1.37E+03	5.79E+03
1500	-500	4.17E+02	5.15E+03	1500	-500	7.89E+02	5.44E+03
1500	-800	9.93E+02	5.22E+03	1500	-800	8.43E+02	5.27E+03
1500	-1000	1.47E+03	5.28E+03	1500	-1000	8.75E+02	5.15E+03

4. 결론

본 연구에서는 IAEA의 연구의 일환으로 우크라이나 지역의 심층처분지역에서의 지하수 유동을 해석하였다. 고준위 폐기물 처분장을 건설할 때에는 이처럼 주변의 암반 및 단열에 영향을 많이 받으므로 부지를 선정할 때 이에 대한 지하수 유동 평가는 필히 요구된다. 특히 단열이 있는 부지에 처분장이 들어설 경우 단열이 없는 경우에 비해 상대적으로 짧은 이동 경로 및 시간을 가지므로 이에 대한 충분한 고려를 하여야 한다.

사 사

본 연구는 교육과학기술부와 과학재단을 통해 주관하는 국가 원자력 중장기 연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

수평모듈 정상 및 비정상조건 열전달시험

방경식, 이주찬, 서기석, 이경호*, 이대기*

한국원자력연구원

대전광역시 유성구 덕진동 150

*한국수력원자력(주) 원자력발전기술원

대전광역시 유성구 장동 25-1

사용후핵연료 건식 저장방식은 크게 저장용기, vault 및 silo 방식으로 구분할 수 있다. 본 논문에서는 이들 가운데 silo 방식 중 하나인 수평모듈 방식에 대한 정상조건 및 비정상조건에 대한 열전달시험을 통해 수평모듈의 열 전달성능을 평가하였다.

수평모듈은 사용후핵연료를 장전하는 canister와 모듈로 구성된다. 모듈은 콘크리트로 제작된 직사각형 구조물이며, 원통형 셀 구조물인 canister는 스테인리스 강 재질로 사용후핵연료 24다발을 저장할 수 있다.

수평모듈에는 PWR 사용후핵연료 집합체로부터 발생하는 붕괴열을 외부 환경으로 적절히 방출하기 위한 피동 열 제거 시스템을 설계하였다. 수평모듈은 하부에 설치된 공기 흡입구 4개와 상부의 공기 출구 4개에 의해 발생하게 된다.

열 시험은 수평모듈 실제 크기의 1/2로 축소된 모델을 사용하여 수행하였다. 그림 1은 수평모듈 시험모델의 단면도를 보여주고 있다. 시험모델 canister의 뚜껑에는 전기히터를 위한 24개의 홀과, 열전대를 위한 24개의 홀을 가지고 있으며, 사용후핵연료 집합체 24다발을 모사하기 위한 전기히터들은 canister 내부의 바스켓에 설치되었고, swage lock에 의해 canister 뚜껑에 고정되어 밀봉되었다.

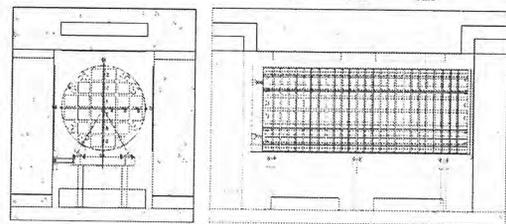


그림 1. 수평모듈 시험모델.

Canister 내부의 사용후핵연료에 의해 발생하는 열은 전도, 대류 및 복사에 의해 canister 표면으로 전달되며, 이 열은 대류와 복사를 통해 over-pack 및 모듈의 내부 표면으로 전달된다.

Over-pack 또는 모듈 몸체를 통해 전도된 열은 over-pack 또는 모듈의 표면으로부터 주변 대기로 대류와 복사에 의해 방출되며, 다음과 같은 식(1)로 표현할 수 있다[1].

$$q_s = hA(T_s - T_a) + \sigma \epsilon A(T_s^4 - T_a^4) \dots\dots\dots (1)$$

이들 저장방식의 피동 열 제거시스템 공기 출구를 통해 주변 대기로 방출되는 열전달은 식(2)와 같이 표현할 수 있다[2].

$$q_A = \dot{m}C_p\Delta T \dots\dots\dots (2)$$

열 시험은 주변온도의 영향을 최소화하기 위해 5.0 m × 6.0 m × 5.0 m의 제원을 가진 열적으로 절연된 house에 시험모델을 설치하고, 히터 하나당 열 유량 약 189 watt씩 24개의 전기히터로부터 총 약 4.5 kW의 열 유량을 적용하여 수행하였다.

표 1은 정상조건하에서 측정된 수평모듈 모델의 최고 온도들을 보여주고 있다. 시험모델의 열평형은 모두 약 120시간 경과 후 도달하였으며, 그 상태를 2일간 유지하였다. 전체적인 온도를 비교해 보면 section II에서의 온도가 가장 높게 측정되었다. 이것은 캐니스터가 모듈에 수평으로 놓여 있기 때문에 나타난 결과로 수평가열조건에서 중심부의 온도가 가장 높게 나타나는 현상을 전형적으로 잘 보여주고 있다. Section I과 section III의 온도를 비교해 보면 section I에서의 온도보다

section III에서의 온도가 높음을 알 수 있다. 이것은 section I 부분은 콘크리트 module과 다소의 공간을 가지고 있어 대류에 의한 유동이 발생하였지만 section II 부분은 콘크리트 module 부분과 거의 공간이 없이 접촉되었기 때문에 전도에 의한 영향을 받아 나타난 결과로 판단된다.

바스켓에서의 온도를 비교해보면 가장 높은 위치인 B3보다 B2의 온도가 216 °C로 가장 높게 측정되었다. 그것은 캐니스터 상부표면부분에 공기 출구가 위치해 있기 때문에 대류의 영향을 받아서 나타난 결과로 판단된다.

콘크리트 module에서 측정된 최고온도는 모듈 내부의 상부에서 46 °C로 측정되었으며, module 표면에서의 평균온도는 상부 33 °C, 중앙부 28 °C 및 바닥면은 20 °C로 측정되었다. 공기 흡입구에서의 온도 및 유속은 평균 23 °C 및 0.31 m/s, 출구에서의 온도 및 유속은 평균 41 °C 및 0.75 m/s로 측정되었다. 이들 측정값들로부터 module의 표면을 통한 열전달은 약 8 %이며, 피동 열 제거시스템의 공기 출구를 통한 열전달은 약 92 %임을 알 수 있다.

표 2는 비정상운전조건시험에서 열평형상태에 도달한 후 측정된 시험모델의 최고온도를 보여주고 있다. 시험모델은 정상조건과 마찬가지로 약 120시간 경과 후 열 평형상태에 도달하였고, 그 상태를 2일간 유지하였다. 비정상운전조건 시험결과를 보면 시험모델의 주변온도는 25 °C로 측정되었으며 온도분포의 경향은 정상운전조건과 마찬가지로의 경향을 보여주었다. 공기 흡입구에서의 유속은 0.42 m/s로 정상조건보다 높게 측정되었으며, 출구에서의 유속은 0.56 m/s로 정상조건보다 유속이 감소하는 것으로 나타났다. 이것은 공기 흡입구의 유효면적이 1/2로 줄어 흡입구에서의 유속은 빨라졌지만 유입되는 유량이 적어 출구에서의 유속이 감소되는 것으로 판단된다.

정상운전조건 시험결과와 비정상운전조건 시험결과를 비교해 보면 주변온도를 고려할 때 비정상운전조건의 시험결과가 정상운전조건의 시험결과보다 약 1°C~7°C정도 높게 측정되었을 것으로 예측할 수 있다. 따라서, 비정상운전조건에서 공기 흡입구가 1/2 막히면서 편류가 발생하지만 이 편류가 건식저장시스템인 수평모듈의 온도상승에는 크게 영향을 미치지 않음을 알 수 있다.

표 1. 정상조건 열전달시험 결과 온도분포

Location	Maximum Temperatures (°C)						
	Basket	Canister	Module		Inlet	Outlet	
			Inside	Outside			
Upper	I	187	115	43	34	23	41
	II	216	128	46	33	-	-
	III	204	124	44	34	23	41

표 2. 비정상조건 열전달시험 결과 온도분포

Location	Maximum Temperatures (°C)						
	Basket	Canister	Module		Inlet	Outlet	
			Inside	Outside			
Upper	I	194	121	51	37	25	48
	II	222	134	54	39	-	-
	III	210	130	52	39	25	51

[참고문헌]

- [1] F.P. Incropera, D.P. Dewitt. Fundamentals of Heat and Mass Transfer, 5th Edition, 2002, John Wiley & Sons, New York.
- [2] R.L. Street, G.Z. Watters, and J.K. Vennard. Elementary Fluid Mechanics, 7th Edition, 1996, John Wiley & Sons, New York.

감사의 글

본 연구는 (주)한국수력원자력으로부터 수탁사업의 일환으로 수행되었음.

지하처분연구시설(KURT) 내 심부 조사공 물리검층

양영근, 김경수*, 고용권*, 신형욱, 이철희, 김상수, 박운성
(주)아시아지오컨설턴트, 경기도 성남시 중원구 상대원1동 190-1

*한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

younggeun@asiageo.com

1. 서론

물리검층은 시추공주변의 각종 물성들을 심도에 따라 연속적으로 측정할 수 있는 물리탐사방법이며 원위치상태에서 자료를 획득할 수 있는 장점이 있다. 물리검층은 지표탐사와 동일한 원리를 시추공내에 적용한 것으로 지표탐사에서 수행되는 대부분의 물리탐사는 시추공내에서도 가능하다. 본 연구는 향후의 KURT 확장 및 심부지질환경의 중장기적 연구를 목적으로 지하 500m 까지 굴진된 시험시추공에서 암반의 물리적 성질 즉, 신선한 암반과 단층대의 물성 비교를 위해 7 가지 (시추공영상촬영, 음파검층, Suspension-PS검층, 밀도검층, 전기비저항검층, 전기전도도 및 온도 검층) 물리검층을 수행하였다.

시험 시추공은 한국원자력연구소 부지 후면의 산자락에 총 연장 255m의 지하 터널 안에 위치하고 있으며 기반암은 신선한 흑운모 화강암이다. 시추공 상부 200m까지 1차 굴진 후, 2차로 500m까지 굴진하였는데 200~220m 부근까지는 단층파쇄대 구간으로 시추시그라우팅 작업을 수행하여 시험공을 완성하였다. 각각의 물리검층에 따라 속도값, 밀도값, 전기비저항값, 전기전도도값, 온도값 등을 획득하였으며, 시추공영상촬영을 통해 절리 및 단층대의 주방향과 분포상태를 파악하였다.

각각의 물리검층을 간단히 소개하자면 시추공영상촬영은 광학적 촬영방법으로 광원과 Camera가 부착된 Probe를 시추공 내에 삽입한 후 Core Mirror를 이용하여 공벽을 360°촬영하며, 이때 Probe에 내장되어 있는 자기센서에 의해 자북을 기준으로 촬영하게 된다. 이에 대한 영상자료를 해석함으로써 암반의 불연속면(단층, 절리, 암맥, 층리, 엽리 등) 특성 및 방향성과 경사방향, 균열 내 충전물의 유무, 균열면의 풍화상태, 균열의 형상(Roughness, Type), 균열의 벌어진 정도(Aperture Width)를 정밀하게 측정해 낼 수 있으며 암중의 변화와 Dyke, Vein의 관입상태, 그리고 암석이 가지고 있는 일차구조와 구성광물의 입자 상태와 크기까지 파악할 수 있다.

완전파형 음파검층은 수신기에 도달하는 전체 파형(full-waveform)을 연속적으로 측정하여 P파 및 S파 등의 정보를 제공하는 검층으로, 밀도검층과 함께 시추공의 원위치 동탄성계수 등을 산출할 수 있다. Suspension-PS 검층은 시추공에서 P파 및 S파의 속도분포를 측정하는 것으로 발전기와 수신기를 일련의 Probe에 연결하여 시추공 내의 각 심도별로 구간 전파시간을 측정함으로써 원지반의 P파 및 S파의 속도를 구하게된다. 완전파형 검층에 비해 진원의 주파수가 낮아 해상도가 다소 떨어지나 지반의 S파 속도가 시추공 유체의 속도보다 낮은 곳에서도 S파 속도를 직접적으로 구할 수 있는 장점이 있다(김영완, 2004).

밀도 검층은 감마선의 컴프턴산란 효과를 이용하여 지층의 체적밀도를 구하는 검층 방법으로 검출장비로는 Scintillation type의 감마 검출기와 Co⁶⁰ 감마 인공소스, 그리고 공경 측정장치(Caliper)로 구성되어 있다. 전기비저항 검층은 검층기에 부착되어 있는 두 개의 전극 중 하나의 전극을 사용해서 지층 속으로 전류를 흘려 보내며 다른 또 하나의 전극을 사용하여 전위를 측정함으로써 비저항을 결정하게 된다. 짧은 이극법(Short normal:16°), 긴 이극법(Long normal:64°) 그리고 전류집중식(Focused)이 있다. 전기전도도 검층은 공내수의 전도도를 측정하여 지하수의 이동 및 전기비저항 검층의 보조 자료로 활용되며 온도 검층은 시추공내의 수직 온도분포를 측정할 뿐만 아니라 지하수의 흐름을 파악하고 온천이나 지열개발의 기초자료로 활용되고 있다. 이번 연구에 수행된 물리검층에서는 시추공영상촬영과 밀도 검층을 제외한 다른 검층들은 공내수가 존재해야 조사가 가능하다.

2. 물성 획득 및 결과

시험시추공에서 수행된 다양한 물리검층 자료 중에서 결정질 암반의 불연속면을 인식하는 효과

적인 속도 검층, 전기비저항 검층, 밀도 검층 분석결과 중에서 이상대를 위주로 다음 표 2.1 분석 결과에 나타내었다. 결과표에서도 나타나듯이 300m 부근을 기준으로 상부는 불연속면이 다수 존재하는 연·경암 구간이 존재하고 하부는 물성값이 높게 나타내는 극경암 구간으로 구분되고 있다. 구간별로 살펴보면 심도 46.0 ~ 52.0m 구간은 상부 단층 파쇄대 구간으로 단층점토가 관측되고 속도값 및 전기비저항값이 상대적으로 낮게 나타나고 있으나 밀도값은 크게 변화가 나타나지 않고 있으며, 심도 116.7 ~ 119.0m 구간은 치밀한 암맥이 분포하여 매우 높은 물성값을 나타내고 있다. 단층 및 절리파쇄대로 판단되는 153.0 ~ 159.0m, 200 ~ 224.0m 구간은 속도값이 상대적으로 낮게 나타나고 있으며 전기비저항값과 밀도값도 낮은 값을 나타내고 있다. 또한, 다수의 절리가 좁은 간격으로 분포하고 있으며 단층대에 나타나는 단층점토가 관찰되고 있다. 전기비저항 검층의 경우 하부 250m 지점부터 아래로 최대값을 나타내고 있는데 밀도와 SPS검층에서는 심도 300m 하부는 매우 높은 물성값을 나타내며 코아자료와 다른 검층 자료 결과에서 같이 매우 신선한 경암층으로 관찰되고 있다.

표 2.1 시험공 DB-1 물리검층 결과 개요

Depth(m)	SPS		Full-wave sonic		전기비저항		밀도 (g/cm ³)	Remark
	V _p (m/s)	V _s (m/s)	V _p (m/s)	V _s (m/s)	SH-N (ohm-m)	LO-N (ohm-m)		
46.0~52.0	4,850	2,810	4,700	2,690	2,110	2,080	2.35	단층, 파쇄대
116.7~119.0	5,950	3,130	5,890	3,400	7,190	6,420	2.72	암 맥
153.0~159.0	4,960	2,190	4,800	2,660	641	890	2.15	단층, 파쇄대
200.0~224.0	4,310	1,860	3,600	1,860	550	440	2.27	절리파쇄대
300.0~493.0	5,700	3,050	-	-	11,960	11,930	2.53	극경암

3. 결론

터널 내에 굴착된 시험 시추공에서 수행된 각각의 검층 결과에서 단층대로 확인된 150 m 부근과 220 m 부근의 속도 및 밀도, 전기비저항 값은 상대적으로 낮은 값과 다수의 절리가 관찰되었고 전기 전도도와 온도는 220 m 부근에서 뚜렷한 변화를 보였다. 또한, 심도에 따른 절리 분포 및 단층대가 확인되었고 전체구간과 구간별 절리의 주방향이 파악되었으며 심도별 암반의 물성값들을 얻었다. 시추공 심도 300 m를 기준으로 상부 구간은 다양한 물성 변화와 연암과 경암 정도의 물성을 나타내는 특성을 보이는 반면, 상부 구간은 거의 물성치의 변화를 보이지 않으며 극경암에 가까운 특성을 갖는 것을 확인하였다.

또한, 단일 공에서 다양한 물리검층을 수행함으로써 암반에서의 연속적인 물성과 단층대와 신선한 암반에 대한 물성자료를 얻을 수 있었다. 본 연구결과는 암반의 상태와 수리지질학적인 특성을 판단하는 기초자료로 활용되고 향후 종합적인 해석을 통한 동적 지반정수 산출 및 주성분 분석의 기초 자료로 활용될 것이다.

사 사

본 연구는 교육과학기술부 원자력연구개발사업에 의해 수행되었다.

참고 문헌

김영완, 2004, SPS 검층을 이용한 지반 특성연구, v

휴믹산이 Am-카올리나이트 흡착 반응에 미치는 영향 연구

이명호, 이규환, 박경균, 정의창, 송규석

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045 (덕진동 150-1)

mhlee@kaeri.re.kr

1. 서론

토양 및 지하수 환경 내에서 용존 유기물(dissolved organic matter)은 중금속 및 방사성 핵종 등의 금속이온과 착물을 형성함으로써 오염물질의 변환 및 거동에 중요한 영향을 준다. 휴믹 물질(humic materials)은 동물과 식물의 분해과정에서 생성되는 자연산 고분자물질로서 토양에서 흔히 발견되는 대표적인 용존 유기물이다. 휴믹 물질은 주로 -COOH, -OH 등의 산성 작용기를 가진 다 전해질성(polyelectrolyte) 물질이며 일반적으로 2-10 meq g⁻¹의 산도를 가진다. 따라서 휴믹 물질은 토양환경에 노출된 금속이온에 대해 높은 친화력을 가지고 가용성의 이온교환처럼 행동하는 휴믹 콜로이드를 형성하며 자연환경에서 악타나이트 이온들과 결합하는 중요한 역할을 한다 [1]. 휴믹산은 자연수 pH 영역에서 가용성이며 착물 및 콜로이드 형성 능력을 가지고 있다. 휴믹산과 방사성 물질 등을 포함한 독성 금속이온과의 가용성 착물을 형성하여 독성물질의 이동에 휴믹산이 중요한 역할을 한다. 실리카, 헤마타이트 등의 무기물과 3가 악타나이트 흡착에 대하여 많은 연구가 보고되었으나, 자연 유기물 존재하에 아메리슘(Am)과 카올리나이트(kaolinite)의 흡착 반응에 대한 연구는 거의 보고되지 않고 있다.

본 연구에서는 다양한 pH 영역에서 방사성 폐기물 저장시설 부지에 존재할 수 있는 주요 점토 광물인 카올리나이트에 아메리슘(Am)과 휴믹산이 흡착하는 반응을 조사하였다.

2. 실험 및 결과

본 연구에서 사용한 카올리나이트는 점토광물협회로부터 구입하였고, Aldrich 회사에서 생산되는 휴믹산을 화학적으로 순수 정제하여 실험에 사용하였다. 0.1 M NaClO₄ 용액에 휴믹산 50 mg 및 0.1 M NaOH 1.72 mL를 첨가하여 용액량이 10 mL가 되도록 0.1 M NaClO₄ 용액으로 조절하여 휴믹산 기준용액(stock solution) 농도를 5 g/L로 조제하였다. Amersham에서 구입한 ²⁴¹Am를 희석하여 농도가 1 × 10⁻⁵ M Am(ClO₄)₃으로 조제하여 흡착실험에 사용하였다. NaClO₄·H₂O(Merck)에 증류수를 사용하여 0.01 M 및 0.1 M 농도로 조절하여 흡착실험에 사용하였다.

흡착실험은 상온에서 실시하였다. 희석된 HClO₄ 혹은 NaOH를 사용하여 pH를 3에서 10으로 조절한 0.01 M 혹은 0.1 M NaClO₄ 용액 10 mL 및 카올리나이트 40 mg을 취하여 30 mL 폴리에틸렌 원심분리관에 첨가한 후 25 °C로 조절된 항온 진탕기에 넣고 48시간 교반(예비평형)하였다. Am(III) 기준용액 10 μL(Am 농도: 1 × 10⁻⁸ M) 및 휴믹산 기준용액 10 μL(휴믹산 농도: 5 mg/L)를 첨가하여 약 3일 동안 항온 진탕기에서 교반하였다. 반응 후 시료용액을 초고속 원심분리기(10,000 rpm, 60분)를 사용하여 원심분리 한 후, 상등액에 남아 있는 휴믹산의 양을 UV/VIS 분광광도계(Varian, Cary 5)를 사용하여 254 nm 파장의 흡광도를 측정하였다. 또한 원심분리 후, 상등액을 5 mL 및 섬광체(Ultima Gold AB) 15 mL를 취하여 20 mL 폴리에틸렌 바이알에 넣은 후, 상등액에 남아 있는 Am 방사능 농도를 액체섬광계수기(Packard TR 2770)를 사용하여 측정하였다.

Am과 카올리나이트 및 Am과 휴믹산과의 흡착반응 결과를 그림 1(a)에 나타내었다. 전자의 흡착반응에서는 pH 증가에 따라 Am의 흡착률이 증가하며, pH가 3인 조건에서 Am의 70% 이상, pH가 6 이상인 조건에서는 Am이 거의 100% 흡착된다. Am과 화학적 성질이 유사한 Eu의 경우에 pH 변화에 대한 Eu의 흡착성이 Am 경우와 비슷한 경향을 나타내었다고 보고되었다 [2]. 그러나 우라늄(U)의 경우에는 염기성 영역인 pH 8 이상인 조건에서 흡착성이 현저하게 감소한다 [3]. Am과 휴믹산의 흡착반응 결과는 pH 3에서 약 40%의 Am(III)이 휴믹산에 흡착되고, pH가 증가함에 따라 Am(III)의 흡착률이 현저하게 감소한다. pH 6 이상에서 대부분 Am은 휴믹산과 가용성 착물을 형성하므로 Am-휴믹산 흡착률이 감소하는 것으로 볼 수 있다.

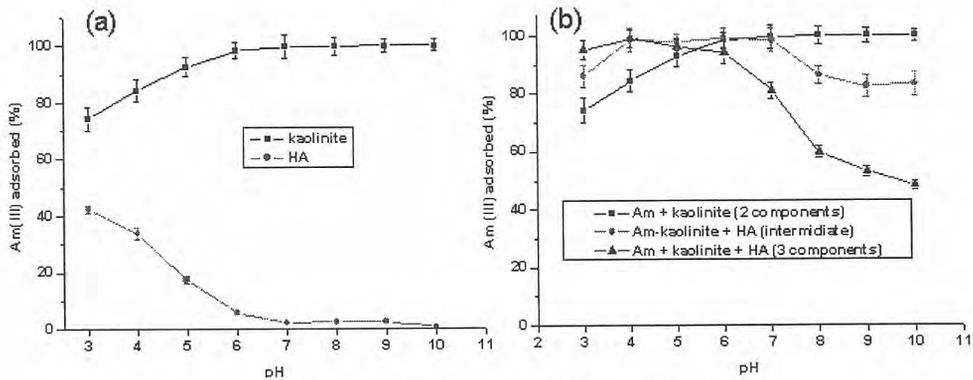


Fig. 1. Am(III) sorption onto kaolinite as a function of pH without HA(a) and with HA(b).

그림 1(b)에서 원 부호로 보인 것과 같이 카올리나이트에 Am이 흡착된 시료에 휴믹산을 첨가한 경우 pH 6 이하인 산성 영역에서는 Am 흡착률이 휴믹산이 없을 경우(그림 1(b)의 사각형 부호)와 비교하여 10% 이상 증가되었으나 염기성 영역 (pH 8 이상)에서는 pH 증가에 따라 Am의 카올리나이트 흡착률이 감소하고, pH가 9 이상인 조건에서 카올리나이트에 흡착된 Am의 20% 정도가 카올리나이트로부터 탈착되었음을 알 수 있다. 따라서 pH가 8이상인 염기성 영역에서 카복실기 등의 다양한 반응기를 함유한 휴믹산이 카올리나이트에 흡착된 Am의 소량과 반응을 하여 가용성 착물을 형성하는 것으로 추정 할 수 있다. 또한 예비평형 상태의 카올리나이트 용액에 휴믹산과 Am을 동시에 첨가한 경우(그림 1(b)의 삼각형 부호)에는 산성영역(pH 3-5)에서 휴믹산을 첨가하지 않은 경우에 비해 약 20% 정도 흡착률이 증가하고, 중성 및 염기성 영역 (pH 7 이상)에서는 휴믹산 첨가에 따른 Am 흡착률이 휴믹산을 첨가하지 않을 경우에 비해 크게 감소한다. 또한 산성영역에서는 카올리나이트와 휴믹산이 쉽게 흡착되는데, 이는 흡착된 휴믹산이 카복실기 등의 반응 자리(reaction site)를 함유하고 있어서 Am이 카올리나이트에 흡착되는 것을 도와주기 때문이다. 반면에 중성 및 염기성 영역에서는 휴믹산의 카복실기와 카올리나이트 표면과의 정전기적 반발력 증가로 인해 휴믹산이 카올리나이트에 흡착하기 보다는 용액 중에 착물 형태로 존재하는 것이 열역학적으로 안정하다. 따라서 염기성 영역에서 휴믹산이 존재할 때 카올리나이트에 대한 Am 흡착률이 약 50%로 측정되며, 나머지 Am은 휴믹산과 결합하여 americium humate 착물 형태로 용액에 존재함을 알 수 있다.

3. 결론

연구 결과로 지하수 환경 중의 Am 거동은 지하수의 pH 영역이 산성이면 대부분의 Am이 휴믹산 등의 유기산과 결합하여 침전물을 형성하므로 이동성이 저하되나, 중성 및 염기성 영역에서는 유기산과 가용성 착물을 형성할 수 있기 때문에 이동성이 활발해 질 가능성이 있다는 것을 알았다.

감사의 글

본 연구는 교육과학기술부 원자력기술개발사업의 지원으로 수행되었다.

참고문헌

- [1] J. Buffle, "Complexation reactions in aquatic systems", Ellis Horwood Limited, (1988).
- [2] M. J. Kang, P. S. Hahn, Korean J. Chem. Eng. **21**, 419-424 (2004).
- [3] A. Krepelova, S. Sachs, G. Bernhard, Radiochim. Acta **94**, 825-833 (2006).

심부지하수내 분포하는 대수층/단층대의 구간별 지화학적 상관관계 분석

안상원, 신선호, 김건영, 배대석, 최병영, 고용권
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045번지
swan@kaeri.re.kr

1. 서론

결정질 암반에서 지하수의 유동체계는 지역적인 단열체계 특성에 지배된다. 지하수 흐름에 의한 핵종의 거동은 핵종을 운반하는 지하수의 화학성분과 지하수와 접촉하는 광물특성에 좌우된다. 이들의 상관관계를 알기 위해서는 모암에 따른 수리지화학적 특성규명이 우선되어야 하며, 여기에는 지하수의 화학적 특성, 지하수의 체류시간, 지하수와 접촉하는 모암 및 단열층전광물의 특성규명이 필수적으로 요구된다(한국원자력연구소, 2003).

본 연구에서는 KURT내 설치된 관측공을 대상으로 전반적으로 분포하는 화강암질암(화강암 및 화강편마암)을 대수층으로 하는 심부지하수의 수리지구화학적 특성을 통계적으로 파악하고 그 원인이 되는 물-암석 반응을 통해 나타나는 지화학적인 특성을 이용하여 대수층과 단층대 구간의 단열체계 특성에 따른 화학성분의 상관관계를 규명해 보고자 하였다.

2. 연구방법

연구지역은 한국원자력연구원 부지 안에 위치한 연구용 터널인 KURT(KAERI Underground Research Tunnel)로, 그 안에 설치된 DB-1공을 이용하여 실험을 진행하였다. Aquastic televiewer를 이용하여 관찰한 DB-1공의 단열의 발달정도에 따라 표 1. 과 같이 구분하였다.

표 1. DB-1공의 대수층구간과 단층구간의 분류

FZ No.	From	To	Description
DB-01-1	3	25	Fracture zone
DB-01-2	43.5	59.5	Fracture zone
DB-01-3	92	116	Fracture zone
DB-01-4	156	159	Fault (N8W/82SW)
DB-01-5	183	194	Fracture zone
DB-01-6	201.5	226	Fault(Low angle)
DB-01-7	234	244	Fracture zone
DB-01-8	279	293	Fracture zone

표 1.과 같이 DB-1공을 대수층이 존재하는 6개 구간과 단층대가 존재하는 2개 구간에 대해 이중 패커를 설치하고 각 구간에 대해 수리시험을 시행하였다. 자분정인 DB-1공에서의 원활한 수리시험을 위하여 투명 아크릴관을 설치한 후 자동수위측정 장치를 부착하여 수위변화를 통한 수위회복 정도를 관찰하였다. 수위회복이 이루어진 구간에 대해서는 현장에서 지화학 실험을 실시하여 측정치를 관측하였다. 현장측정항목은 수소이온농도(pH), 산화-환원전위(Eh), 전기전도도(EC), 용존산소량(DO), 온도를 관측하였고, 각 항목에 대한 측정값이 안정화 되면 시료채취를 실시하였다. 시료채취를 통해서 양이온, 음이온 및 미량원소를 분석하였고, 탄소와 황에 대한 동위원소도 측정하였다.

3. 결론

그림 1.은 대수층 6개 구간과 단층대 2개 구간에서 실시한 지화학 실험에 대한 현장측정 결과값이다. 대수층의 경우 pH는 약8.5~9.0의 전체적으로 약알칼리 상태를 볼 수 있었다. Eh의 경우 천부에서는 약176~410RmV 정도의 산화환경 상태를 보이다가 200m이상의 심부지하수에서는

약-55~-190RmV 정도의 환원환경 상태로 지하수의 환경이 변화된다. EC는 천부에서 약138~156 $\mu\text{S/cm}$ 범위의 값을 보이다가 200m 이상의 심부로 이동하면서 약159~173 $\mu\text{S/cm}$ 범위의 값을 나타내어 일반적으로 화강암이 분포하는 지하수의 전기전도도 값을 보인다. 었다. 용존산소량인 DO는 심도가 증가함에 따라 대기와 지하수가 거의 접촉하지 않아 25m 이상에서는 0.71~0.01mg/L로 물속에 녹아있는 용존산소량이 거의 없음을 알 수 있게 해준다.

단층대의 경우 전체적으로 대수층에서 얻어진 현장측정 값과 유사한 경향을 보이고 있다. 156m~159m 구간에서 pH값이 9.4로 상부의 대수층구간 보다 높게 나타났으며, Eh의 경우 약 374RmV의 산화환경을 보이고 있다. EC값의 경우 145 $\mu\text{S/cm}$ 로 상부의 대수층 측정구간의 값보다 낮게 측정되었으며, DO는 주변 대수층구간과 같이 용존산소량이 0.19mg/L로 거의 존재하지 않는다. 201.5m~226m 구간의 단층대는 Eh의 경우 -106.9RmV의 환원환경 값을 보여주고 다른 항목은 주변 심부대수층구간과 비슷한 값을 나타내었다.

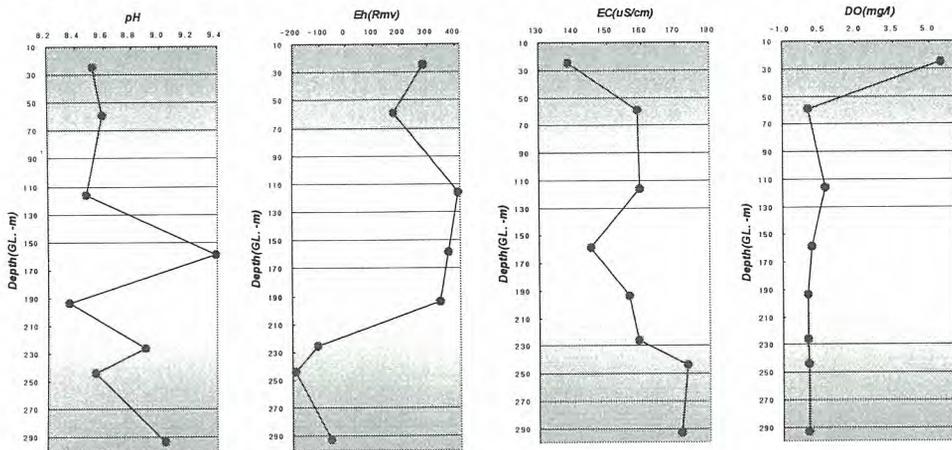


그림 1. DB-1공의 현장측정결과(pH, Eh, EC, DO).

현장실험으로 얻어진 지구화학적 자료와 샘플링을 통하여 현재 양이온, 음이온, 미량원소, 동위원소 분석이 이루어지고 있으며, 얻어진 결과값을 통하여 각 대수층과 단층대에서 사이의 지하수성분의 특성을 분석하고 이들의 상관관계에 대한 연구가 진행될 예정이다.

4. 참고문헌

- 1) 한국원자력연구소(2003) 고준위폐기물처분기술개발, KAERI/RR-2333/2002, 과학기술부, 589p.

지화학적 관점에서 고찰한 핵종이동에 대한 이해

백민훈

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045

mhbaik@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성폐기물을 인간과 환경으로 격리하여 안전하게 지하에 처분하기 위해서는 지하에 건설될 처분시스템의 성능평가 및 환경과 인간에 대한 안전성 평가를 통한 안전성 확보가 필수적이다. 특히 처분안전성 평가에서는 과학기술적으로 적절하고 타당한 가정 하에서 개발된 모델을 이용하여 처분시스템의 인공방벽 및 주변 암반의 천연방벽에서 유출된 핵종들의 거동을 예측하는 것이 가장 중요한 부분이라고 하겠다. 그러나 이러한 모델의 사용은 단순화된 가정, 제한된 변수 값들, 모델개발의 한계 등으로 인해 많은 불확실성을 포함하고 있다[1]. 특히, 고준위폐기물 처분과 관련하여 이러한 불확실성의 원인 중에서 가장 중요한 것들 중 하나가 바로 유출된 핵종들(특히, 악티늄 핵종들)의 복잡한 지화학적 반응특성에 기인한 것이라 하겠다. 따라서 본 연구에서는 핵종들의 다양한 지화학적 반응특성과 이들 반응들이 핵종이동 및 안전성 평가에 미칠 수 있는 영향과 역할들을 조사·정리하여 향후 안전성 평가의 불확실성 감소에 필요한 정보를 제공하고자 한다.

2. 본론

지하환경(특히, 지하수)에서 방사성 핵종의 다양한 거동 특성을 이해하기 위해서는 우선 핵종들의 화학적 특성에 대한 이해가 필수적이다. 일반적으로 핵분열생성물(Fission Product)이 주요 핵종들인 중·저준위 방사성폐기물과는 달리 사용후핵연료를 포함하는 고준위폐기물에서는 고독성, 장반감기의 악티늄 핵종들이 매우 중요하다. 사용후핵연료에 포함된 악티늄 핵종들의 함량은 약 1% 미만으로 매우 작지만, 환경에서 방사능적 독성(Radiotoxicity)은 수 백 만년의 기간 동안 지배적인 역할을 한다[2].

그림 1에 악티늄 핵종들의 주요 산화상태를 나타내었다. 몇몇 산화환원조건에 민감한 핵종들(즉, U, Np, Pu 등)의 지화학적 거동은 주어진 수용액 조건에서 pH에 의존적인 산화환원 전위(Eh)에 의존하게 된다[2]. 한 예로, 수용액이 중성의 pH에서 강산화 상태가 아니라면, Np는 Np(V)로 안정화되지만, 동일한 조건에서 Pu는 Pu(IV)가 지배적이기는 하지만, 불균등화반응(disproportion)에 의해 Pu(III), Pu(IV), Pu(V), Pu(VI) 등 4가지 상태로 존재하게 된다. 반면에 Am의 경우는 수용액의 산화환원 전위나 pH와 상관없이 Am(III)로 안정화되어 존재하게 된다.

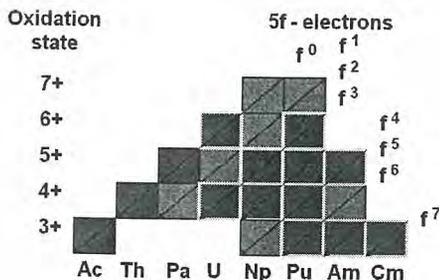


그림 1. 악티늄 핵종들의 산화상태 및 산화수

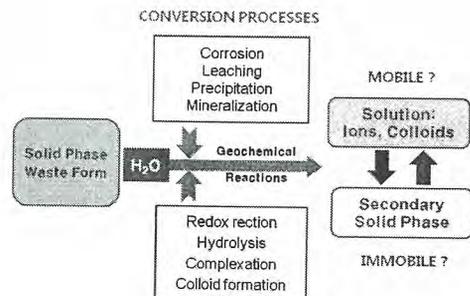


그림 2. 핵종유출 및 이동과 관련된 지화학반응들

지하 환경에서 방사성폐기물 처분장으로부터 유출된 핵종들의 지하매질을 통한 이동은 지하수에서의 핵종들의 화학적 특성뿐만 아니라 주어진 조건에서 화학종의 안정성 및 광물, 암석, 인공방벽 등 다양한 매질과의 지화학반응 특성에 의존한다. 그림 2는 핵종유출 및 이동과 관련된 다양

한 지화학반응들을 도식적으로 보여주고 있다. 보편적으로 지하매질에서 유동적인 화학종은 이온과 콜로이드라 할 수 있다. 이러한 화학종들의 유동성은 다양한 지화학적 변수들에 의해 영향을 받게 된다. 대표적인 지화학적 변수들로는 지하수 조성, pH, Eh, 탄산염 농도, 콜로이드, NOMs(Natural Organic Materials), 미생물(Microbes) 등이 있다. 이러한 변수들의 변화에 따라 핵종들은 산화환원, 침전-용해, 복합화, 콜로이드 형성, 광물화 등 다양한 지화학적 반응들을 수반하게 된다. 따라서 이러한 지화학적 변수들의 영향 및 역할을 이해하고, 특성화하고, 정량화 하는 것이 처분 안전성 평가에 내재된 불확실성을 줄일 수 있는 방안이라고 하겠다.

아울러 유출된 핵종들은 지하수를 따라 이동하면서 다양한 지하매질과 매우 복잡한 상호작용을 하게 되는데, 암석 및 토양 등은 다양한 광물들의 복합체이므로 지하매질과 핵종들의 상호작용은 매우 복잡하다. 특히, 고준위폐기물 처분장과 같이 수 십 만년 이상의 장기적인 관리기간이 필요한 경우, 광물들은 지하수와의 반응 등 다양한 작용에 의해 변화하게 되므로, 처분 안전성 평가를 위해 이를 정확하게 이해하고 정량화하는 것은 매우 힘든 일이다. 그러나 이러한 어려움에도 불구하고 자연 우라늄광이나 다른 고대의 유물들을 활용한 자연유사(Natural analogue) 연구를 통해 어느 정도의 정보를 얻을 수 있다. 특히 핵종이동에 영향을 미칠 수 있는 다양한 지화학적 상호작용들(그림 3 참조)에 대해서는 보다 심도 있는 실험적/이론적 연구와 함께 안전성 평가에 반영할 수 있는 정량적 평가방법이 개발되어야 할 것이다.

최근에는 콜로이드 및 미생물과 같이 핵종/지하매질과의 복합적인 지화학적 상호작용을 유발하는 매체들의 역할과 중요성에 대한 연구들이 다수 수행되고 있다. 비록, 이들 매체들이 핵종이동에 미치는 영향을 정량적으로 평가할 수 있는 충분한 자료와 평가 방법론들이 아직은 제시되고 있지 못하지만, 그 중요성은 점차 확대되고 있는 추세이다. 특히, 레이저분광법이나 X-선분광법과 같은 첨단 분석방법의 발달과 함께 그동안 많은 가정을 통해 무시되어 왔던 미시적 과정들에 대한 미시적 접근법은 처분이라는 거시적인 문제를 좀 더 과학적으로 풀어갈 수 있는 중요한 방법론을 제시하고 있다고 하겠다.

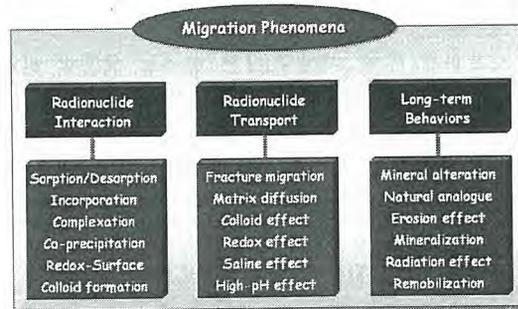


그림 3. 핵종이동과 관련된 다양한 지화학적 상호작용들

3. 결론

지하매질을 통한 핵종이동 특성을 규명하기 위해서는 고준위 폐기물의 화학적 특성과 지하 처분환경에서 핵종들의 복잡한 지화학적 반응들에 대한 이해가 필요하다. 또한 처분 안전성평가의 불확실성을 저감하기 위해서는 핵종이동에 영향을 미칠 수 있는 다양한 지화학적 반응특성들을 고려할 수 있는 정량적 평가방법의 개발이 필요하다.

사사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

- [1] H. El-Ghonemy, L. Watts, L. Fowler, Treatment of uncertainty and developing conceptual models for environmental risk assessments and radioactive waste disposal safety cases, Environ. International, Vol.31, p.89-97, 2005.
- [2] J. I. Kim, Significance of Actinide Chemistry for the Long-Term Safety of Waste Disposal, Nucl. Eng. Technol., Vol.38, p.459, 2006.

암반손상대를 고려한 지하처분 연구시설의 2차원 거동해석

김진섭, 권상기, 조원진

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

kverity@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성폐기물처분장이나, 원유의 지하저장 비축기지 그리고 지하 발전소 등과 같은 지하 구조물의 개발에 있어 시설 주변의 추가적인 균열발생 및 장기 변형은 구조물의 구조적 안정성 및 장기거동 해석에 있어 중요한 이슈가 된다. 이 중 암반손상대(Excavation Damaged Zone; EDZ)는 굴착 이후의 응력 재분포에 의해 주변 암반의 역학적·수리적 물성변화를 초래하여 추가적인 균열발생 및 지하수의 주요 공급로 역할을 하는 인자이다. 본 연구에서는 암반의 역학적 특성 중 손상대 영역에서의 암반 변형계수 변화에 초점을 두어 현장실험을 수행하였으며, 이 결과를 바탕으로 암반손상영역을 세분화하고 상용 소프트웨어인 FLAC2D를 이용하여 터널거동 변화에 대한 전산해석을 수행하였다.

2. 실험 및 결과

현장실험은 한국원자력연구원 내에 위치하고 있는 지하처분연구시설(KAERI Underground Research Tunnel, KURT)을 대상으로 Goodman jack 시험을 통해 현장 암반의 변형계수를 측정하였다. KURT 내에서 실험이 수행된 구간 및 각각의 실험결과를 아래의 그림 1과 표 1에 나타내었다.

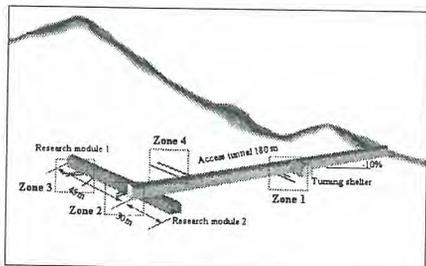


그림 1. Experimental site(KURT) and test area for EDZ study

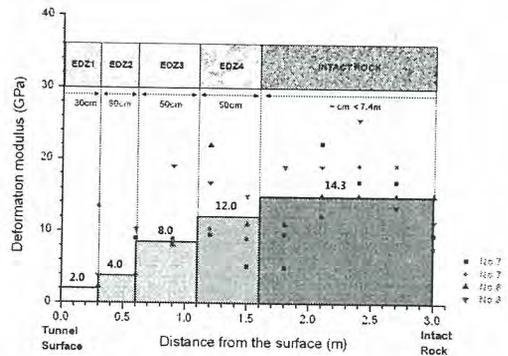


그림 2. Departmentalization of EDZ with a consideration of Zone 4 field data

표 1. Averaged deformation modulus(E_m) of rock mass and the ranges of EDZ in KURT

Parameters		Zone 1	Zone 2	Zone 3	Zone 4
Ave. E_m of Intact rock	Ver.(GPa)	12.2	12.6	17.3	13.9
	Hor.(GPa)	15.9	14.3	15.6	14.2
Ave. E_m of EDZ	Ver.(GPa)	7.8	12.8	8.3	6.1
	Hor.(GPa)	4.9	12.8	3.7	10.7
Range of EDZ(m)		0.6~0.9	Around 0.6	0.6~0.9	1.5~1.8

실험결과 손상대 구간은 KURT 주변에서 전체적으로 0.6~1.8m에 이르렀으며, 손상대 구간에서의 변형계수는 주변 암반에 대해 약 40%에 해당되었다. 터널의 전체 거동에 암반손상대의 영향을 분석하기 위하여 터널 입구로부터 약 150m 지점에서 전산해석을 수행하였다. 이 위치는 그림 1에서 Zone 4에 해당되므로 Zone 4의 변형계수 현장 측정값을 바탕으로 그림 2와 같이 손상대를 총 4구간으로 세분화하였다. 지표면까지의 암반 토피고를 포함하여 터널 크기 및 지보패턴 등 기타 제반사항

은 실제 설계도의 자료를 반영하였다. 또한 모델 입력값인 RMR 값과 점착력 그리고 인장강도는 선
 행연구로 수행되었던 S. Kwon 등(2008)과 이창수 등(2006)의 실험결과를 바탕으로 $E_m=2RMR$
 -100 (Bieniawski Z.T., 1978)과 $\sigma_{cm}=0.5\exp(0.06RMR)$, $C_m=0.25\exp(0.05RMR)$ (Trueman, 1998)의 관
 계식을 이용하여 추정하였다. 전산해석을 통해 암반손상대의 존재 유무에 따른 터널의 암반변위와
 각 지점 별 최대 주응력(Max. principle stress)을 해석하여 아래 표 2에 나타내었다.

표 2. Displacement and Max. principle stress of KURT according to the tunnel type

Parameters		KURT	
		w/o EDZ	w/ EDZ
Displacement ($\times 10^{-3}m$)	Crown	0.35	0.55
	Wall_L	0.57	0.86
	Wall_R	0.39	0.65
	Invert	0.53	0.95
Max. principle stress (MPa)	Crown	-2.98	-1.39
	Wall_L	-1.70	-0.33
	Wall_R	-1.74	-0.32
	Invert	-1.19	-0.99

(-) compression

암반손상대를 고려하지 않은 경우에는 터널 천단에서의 변위가 0.35mm이었으며, 손상대를 고려
 함으로써 터널 변위는 0.55mm로 58% 증가하였다. 그리고 천정부의 최대 주응력은 -2.98MPa에서
 손상대 영역으로 인해 -1.39MPa로 인장응력이 약 53% 감소되어 이완되었음을 확인할 수 있었다.
 암반손상대를 고려함으로써 전체적으로 축점별 평균 약 65%의 추가변위가 발생하였으며, 최대 주응
 력은 58%가 본 실험조건에서 각각 감소되었다. 또한 손상대 영역을 고려하지 않은 경우에는 터널
 좌우측 측벽 하단부에 일정 영역에서 소성영역이 발생하였으나, 손상대가 발생함으로써 소성영역은
 터널 측벽부와 천단부 그리고 터널 바닥근에 약간의 추가 소성영역이 발생되었음을 확인할 수 있
 었다. 하지만 두 경우 모두에서 전단파괴 영역은 발견되지 않았다.

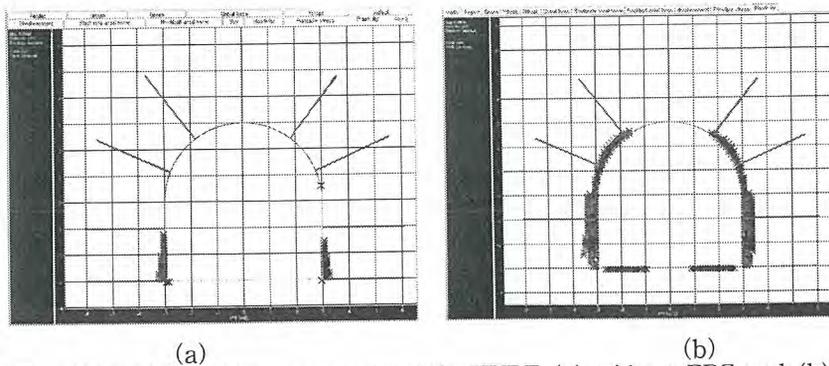


그림 3. Comparison of plasticity zone produced in KURT (a) without EDZ and (b) with EDZ (cross marks in figures mean plasticity indicator)

3. 결론

손상대 영역의 고려는 터널의 추가변위 및 응력이완 그리고 소성영역의 증대를 야기하므로 보
 다 정확한 터널 거동해석을 위해서는 손상대 영역을 고려해 주어야 할 것이며, 고준위폐기물의 장기
 처분을 위해서는 추가적으로 손상대에서의 열적 거동특성 및 지하수와의 상호작용에 대한 후속 연
 구가 필요할 것으로 판단된다.

사 사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

화강암의 열전도도에 대한 물성인자 영향 분석

조원진, 이재완, 권상기

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045, 305-600

wicho@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위폐기물 처분장은 지하 수백 미터 깊이에 있는 심부 지층에 건설된 여러 개의 처분동굴들과 이를 연결하는 터널로 구성된다. 현재 제안되고 있는 고준위폐기물 처분장의 설계개념에 따르면, 처분동굴 바닥에 수직으로 처분공을 굴착하고, 그 속에 방사성폐기물을 밀봉한 처분용기를 넣은 후 처분용기와 처분공의 암반 벽 사이의 공간은 완충재(buffer material)로 충전시킨다. 처분동굴 내의 처분공들이 모두 폐기물로 채워지면, 처분동굴과 연결터널들은 뒷채움재(backfill material)로 채운 후 폐쇄한다. 고준위폐기물 처분장이 폐쇄된 후, 완충재 및 근계영역(near-field) 완충재의 팽윤과 이로 인한 응력변화가 동시에 일어난다. 이 열-수리-역학적 복합거동(coupled thermal, hydraulic and mechanical behavior)은 고준위폐기물처분장의 설계 및 장기 성능평가에 중요한 영향을 미치므로 이를 규명하기 위한 많은 연구가 수행되고 있다. 근계영역 암반의 열전도도는 열-수리-역학적 복합거동을 좌우하는 중요 인자로서, 고준위폐기물처분장의 설계 및 장기 성능 평가를 위해 암석의 열전도도에 대한 지식이 요구된다. 이 연구에서는 한국원자력연구원의 지하처분연구시설(KURT)의 부지에서 채취된 화강암의 열전도도를 측정하고, 화강암의 열전도도에 미치는 중요인자들의 영향을 분석하고자 하였다.

2 시료 채취

한국원자력연구원(Korea Atomic Energy Research Institute, KAERI)에 위치한 지하처분연구시설 부지의 암종은 우리나라에서 고준위폐기물처분장 대상 암종으로 고려되고 있는 화강암이다. 부지에 대해 경사시추조사가 실시되었다 (Kwon et al., 2006). 경사시추는 하향경사 10%로 지하처분연구시설 진입터널의 진행방향과 동일하게 252m 시추하였다. 경사 시추공을 따른 암반의 분류는 RMR이 41보다 큰 영역은 전체 범위의 85%이었으며, RMR이 81보다 큰 영역은 전체 범위의 약 24%였다. 지하처분연구시설의 모양은 복운모 화강암으로서 국지적으로 흑운모가 우세한 흑운모 화강암의 양상을 보이며, 시설의 일부 구간에서는 편리가 발달한 편상 흑운모 화강암의 양상을 보이기도 한다. 시추 코어에서 관찰되는 일부구간에서는 세립의 황철석의 산출과 함께 열수변질양상이 관찰되며 일부 단열대에서는 산화철광물이 세맥상으로 산출된다. [김건영 등, 2007]. 화강암의 열전도도 측정을 위한 시료는 경사시추공에서 얻은 암석 코어로 부터 채취하였다.

3. 실험 및 결과

경사 시추공으로부터 얻은 여러 지표면으로부터의 심도의 화강암 암석 코어 14개로부터 각 1개의 시료를 채취하여, 총 14개의 시료에 대해 유효공극률(effective porosity)과 밀도를 ASTM C 97-02 방법으로 측정하였다. 열전도도를 측정하기 위해, 경사 시추에서 얻은 원통형 암석 코어 시료를 150×40×20 mm 크기의 직육면체형 시편으로 가공하였다. 화강암의 열전도도는 건조 조건과 포화 조건에서 측정하였다. 건조조건에서 측정하기 위해 화강암 블록을 대류오븐 내에서 110°C로 48 시간 동안 건조시킨 다음, 테시케이터에서 측정온도까지 냉각시켜 사용하였다. 포화 조건에서의 열전도도 측정을 위해 화강암 블록을 증류수에 48시간 담근 후, 꺼내어 표면을 종이 타월로 닦아 물기를 제거한 직후 측정하였다. 모든 측정은 25 °C에서 행하여졌다. 화강암의 열전도도 측정

에는 순간열전도측정계(Kyoto Electronics, QTM-500)가 사용되었다.

그림 1에서 보는 바와 같이 화강암의 열전도도는 건조조건에서 일반적으로 시편의 유효공극률이 증가할수록 감소한다. 이것은 암석을 구성하는 광물들의 열전도도가 큰데 반해 공극을 채우고 있는 공기의 열전도도는 실온에서 $0.03 \text{ W/m}^\circ\text{C}$ 정도에 불과하기 때문으로 생각된다. 암석의 구성 광물의 열전도도는 실온에서 $1 \sim 7 \text{ W/mK}$ 로 매우 차이가 큰데 반해, 화강암의 열전도도는 유효공극률이 비슷한 경우에는 차이가 크지 않다. 이로부터 화강암에 있어서는 열전도도에 미치는 구성광물의 영향이 그다지 크지 않다고 판단된다. 물론 포화된 조건에서 유효공극률 변화에 따른 화강암의 열전도도 변화를 그림 2에 나타내었다. 이 그림에서 보는 바와 같이 포화 화강암의 열전도도는 유효공극률의 증가에 따라 큰 차이가 없고, $3.2 \sim 3.4 \text{ W/mK}$ 사이의 값을 나타낸다. 이것은 물의 열전도도가 실온에서 0.6 W/mK 정도로 상당히 커서, 화강암 시편에서 관측되는 유효공극률 정도에서는 공극이 물로 충전되어도 열전도도에 큰 영향을 주지 않기 때문인 것으로 추정된다. 건조조건에 비해 포화조건에서 열전도도가 증가하는 정도는 공극률이 작은 경우보다 공극률이 큰 경우에 더 크다.

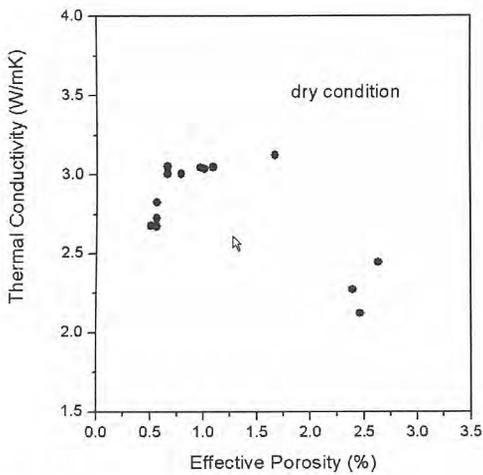


Fig. 1. Thermal conductivities of the granite samples under dry condition as a function of the effective porosity

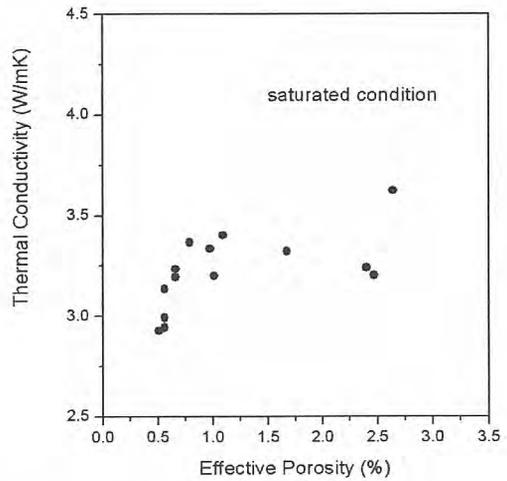


Fig. 2. Thermal conductivities of the granite samples under saturated condition as a function of the effective porosity

4. 결론

건조 조건에서 화강암의 열전도도 값은 $2.1 \text{ W/mK} \sim 3.1 \text{ W/mK}$ 사이의 범위에 있었으며, 포화 조건의 경우에는 $2.9 \text{ W/mK} \sim 3.6 \text{ W/mK}$ 사이로 동일 암석시편에 대해 건조 조건에서 측정된 값보다 큰 값을 나타내었다. 화강암의 열전도도는 건조조건에서는 공극률의 증가에 따라 감소했으나, 포화조건에서는 큰 영향이 없었다. 이 결과는 고준위폐기물처분장 설계 및 열 해석, 열-수리-역학적 복합거동 해석을 위한 입력변수로 사용될 수 있을 것이다.

참고문헌

김건영, 고용권, 최종원, 최병열, 신선호, 2007. 한국원자력연구원 지하처분연구시설의 암석, 광물, 지하수, 지화학 특성. 2007 한국방사성폐기물학회 추계학술대회 논문요약집, 196-197.

Kwon, S., Cho, W.J. and Hahn, P.S., 2006. Concept development of an underground research tunnel for validating the Korean reference HLW disposal system. Tunnel. and Underground Space Tech., 21, 203-217.

산화환경에 따른 다양한 구리의 부식 거동

이민수, 최희주, 이지현, 최종원, 김형준*

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

*포항산업과학연구원, 포항시 남구 효자동 산32

minm@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위 방사성 폐기물의 영구처분을 위한 Canister 재료로서 구리가 유망하다[1,2]. 구리 용기는 큰 크기로 제작이 힘들다는 단점이 있기 때문에, 직접 내부 용기 표면에 구리를 두껍게 코팅하고자 하는 연구가 원자력연구원과 RIST가 공동으로 진행하고 있다[3]. 코팅동이 일반동과 마찬가지로 우수한 내부식성을 가진다면 처분용기 재료로서 적용이 가능하리라 본다. 초기분석으로서 코팅동은 일반 동에 비해서 단단하고 연성이 없는 것을 알 수 있었다. 물리적으로는 코팅에 사용된 구리입자가 물리적으로 압착만 되어 있을 뿐 완전히 용융되어 합쳐지지 않은 열역학적으로 불안정한 상태이다. 따라서 일반 구리가 Homogeneous 하다면 코팅동은 Heterogeneous 한 상태에 가깝다. 이러한 물리적 특성의 차이로 말미암아 코팅동이 다른 압출동 및 단조동과 부식거동에서 어떻게 다른지 직접적인 환경 부식시험으로 비교분석할 필요성이 있다. 이에 본 연구에서는 코팅 조건을 달리한 세가지 코팅동과 함께 압출동, 단조동에 대해 다양한 환경에서의 부식거동을 조사하여 코팅동의 내부식 성능을 비교 검토하였다.

2. 실험

실험에 사용된 구리시편은 3종의 코팅동과 압출동 및 단조동 총 5종을 사용하였다. 코팅동은 저품위 구리입자를 사용한 경우와 고품위 구리입자를 사용한 경우로 차이를 두고, 코팅 모재로서는 스테인리스와 주철 두가지로 하여 제작한 것을 사용하였다. 부식 환경으로는 산도가 높은 10% 염산용액, 고온 습공기 및 바닷물 세가지로 설정하여 시험을 실시하였다. 실험에 사용된 시편의 크기는 8.6 x 20 x 1.0 mm 로서 전체 표면적이 약 400 mm²이 되도록 하였다. 아래 사진에 5종의 구리편의 부식 상태를 나타내었다. 초기 부식에서는 부식속도에 따라서 표면 변색이 적색에서 어두운 갈색으로 점차 변해가는 양상에서 차이를 보였지만, 시간이 흐름에 따라서 색으로는 부식 차이의 구분이 힘들었다. 최종적인 부식율은 시편의 감손 정도로서 가늠하였다.

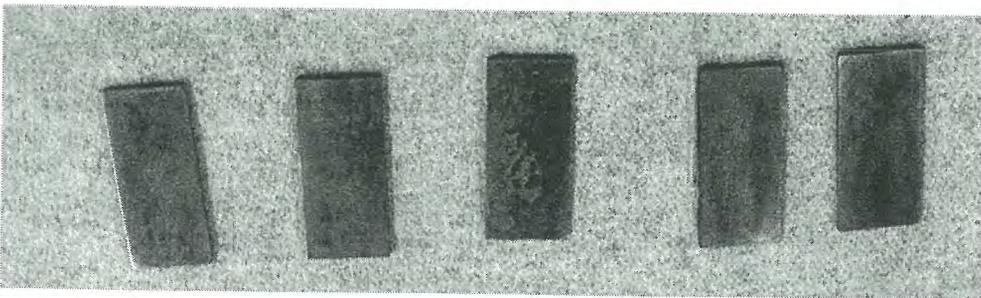


그림 1. 3일 동안 70 °C 고온 습공기 상태에 둔 구리 시편의 표면 부식 모습. (좌로부터 1. 창성구리-STSS 모재, 2. Tafa 구리-STSS 모재, 3. 창성구리-주철 모재, 4. 압출동, 5 단조동)

3. 결론

10% 염산용액에서의 부식시험결과에서는 저품위의 구리입자를 사용한 코팅동(창성구리)이 높

은 부식율을 나타내었으며, 모재로서는 주철모재를 사용한 경우가 나쁘게 나타났다. 하지만 고품위 코팅동(Tafa 구리)은 일반 압출동과 대등한 결과를 나타내었다.

고온 습공기 부식거동에서는 비슷한 결과를 얻을 수 있었으며, 단조동이 다른 동에 비해 낮은 부식율을 보이고 있었다.

한편 바닷물을 이용한 시험은 현재 3개월 실험 결과를 두고 볼 때, 저품위 구리 코팅동의 부식율이 높게 나타났으나, 고품위 코팅동은 다른 압출동이나 단조동에 비해 우월한 내부식성을 보이고 있었다.

이상의 결과로서 볼 때, 코팅동이 일반동에 비해 우수한 내부식성을 가지는 것으로 볼 수는 없었다. 하지만 고품위의 코팅동은 일반 환경 부식에서도 다른 동에 비해 내부식성이 좋은 것으로 나타나고 있다. 한편 압출동에 비해 단조동이 내부식성이 좋은 것으로 해석되었다.

REFERENCES

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)

국내 방폐장의 운영중 주민선량평가 프로그램 개발현황

임종대, 정의영, 김생기, 윤호택

김창락*, 윤정현*, 황원태**

한국수력원자력(주), 서울특별시 강남구 영동대로 411

*원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1

**한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

jongdae@khnp.co.kr

1. 서론

경북 경주에 건설되고 있는 우리나라 중·저준위 방사성폐기물 처분시설(이하 처분시설)의 운영 중 불가피하게 기체상 및 액체상의 방사성유출물에 의한 주민선량을 주기적으로 평가하여 교육과학기술부(이하 교과부)고시 제2008-31호 제16조의 제한치를 준수하는지를 확인하고 그 결과를 교과부고시 제2008-28호에 따라 반기마다 보고하기 위하여 주민선량 평가프로그램(Radiological Dose Calculation Program/RADCAP)을 개발 중에 있다. 동 프로그램은 동시에 개발 중인 처분시설의 기상자료 분석프로그램(MetInfo) 및 선량계수 제공프로그램(Handbook of Dose Coefficient)과 자동 연계되어 선량평가에 활용될 예정이다.

본 논문에서는 현재 원자력발전기술원에서 개발 중에 있는 처분시설의 운영중 주민선량평가 프로그램의 개발현황을 소개코자 한다.

2. 개발현황

가. 주민선량 평가프로그램

처분시설의 기체상유출물은 교과부 고시2008-8호에 정의한 바에 따라 지표면방출에 해당한다. 대기확산평가에서 고려하는 플룸(plume)의 주요 물리적 현상은 이동에 따른 확산, 방사능붕괴, 건물의 와류효과, 건·습침적에 따른 공기중 핵종농도의 감소, 건침적 등을 고려한다. 기체상 및 액체상 유출물에 의한 인체의 피폭경로는 부지가 위치한 지형학적 특성상 국내 원전의 주민선량평가에서 고려하고 있는 피폭경로와 동일하다. 평가 모델식은 미국 원자력규제위원회의 규제지침 1.109와 규제기관에서 발간한 “원자력발전소 주변주민 피폭선량 계산지침”에 근거한다. 개인선량은 처분시설로부터 제한되지 않은 지역(unrestricted area)에 거주하면서 최대피폭을 받게 되는 가상적 특정인에 대해 평가하며 집단선량은 동 시설로부터 반경 10km 이내 주민에 대해 평가한다. 여러 지점에 대해 평가된 개인선량 중에서 가장 높은 값을 선택하고 이 중에서 가장 피폭영향이 높은 연령군에 대한 값과 교과부고시 제2008-31호 제16조에 제시된 선량기준치와 비교한다. 다만 처분시설이 위치한 부지의 특수성으로 해안방향으로는 주민이 거주하지 않기 때문에 선량기준치와의 비교대상에서 제외한다.

나. 기상자료 분석프로그램

처분시설 부지내 40m 및 10m 높이의 2개 기상관측탑에서 측정되는 풍속, 온도 등의 10분 평균값을 저장하여 기체상 유출물의 대기중 이동 및 확산 평가에 활용한다. 기상자료 분석프로그램은 기간별 통계 및 과거 자료와의 비교, 측정된 기상자료에 대한 오류 확인 및 이상치에 대한 자동표시가 가능하고 추이분석, 풍속등급별 발생빈도를 그래픽으로 구현할 수 있도록 구성되어 있다. 그림 1에 기상자료분석프로그램(MetInfo)의 화면구성과 분석결과의 예를 보여준다.

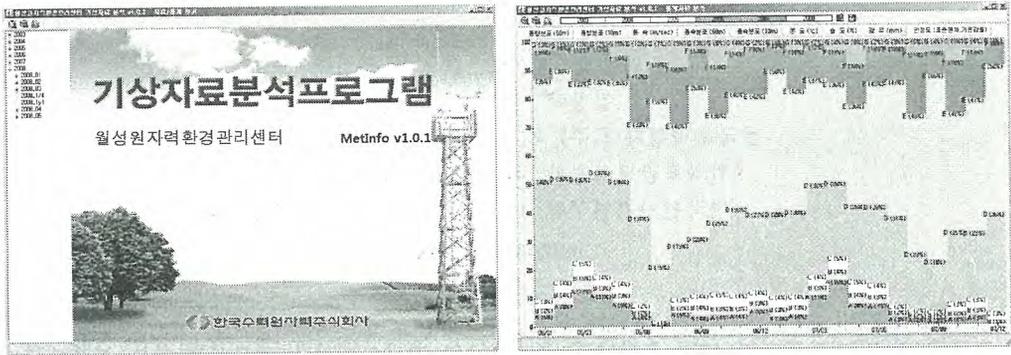


그림 1. 기상정보분석프로그램(MetInfo) 화면구성 및 분석결과

다. 주민선량 평가프로그램

주민선량 평가프로그램은 크게 6가지 모듈(환경유출물관리, 기상자료분석, 대기확산평가, 기체유출물에 의한 선량평가, 액체 유출물에 의한 선량평가, 결과관리)로 구성된다. 평가에 대해 일련의 과정은 평가기간만 입력되면 자동으로 자료를 불러와 결과를 출력하고 분석기간에 따른 결과를 관리할 수 있도록 구성할 예정이다. 그림 2는 주민선량평가프로그램(RADCAP) 주민선량 평가과정의 예를 보여준다.

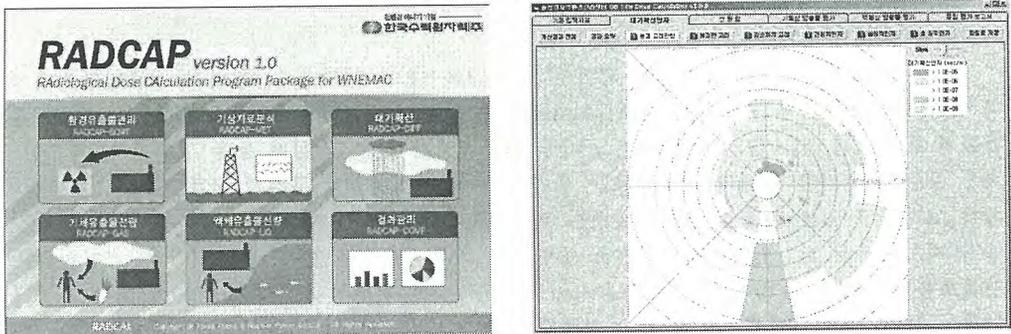


그림 2. 주민선량평가프로그램(RADCAP)의 화면구성 및 평가결과

3. 결론

처분시설의 주민선량 평가프로그램은 현재 원전 등에서 사용하고 있는 주민선량 평가프로그램을 분석하여 처분시설 부지특성에 적합하고 사용자 편리성을 고려한 프로그램을 원자력발전기술원에서 개발 중에 있으며 2009년 하반기부터 처분시설 시범운영시 주민선량 평가에 사용할 계획이다.

참고문헌

- [1] 교과부고시 제2008-8호, 제2008-28호, 제2008-31호 및 관련 법령
- [2] U. S. NRC Regulatory Guide 1.109, 1.111, 1.23
- [3] 한국원자력연구소 “고리주변 환경중합평가 및 관련모델 개발” KAERI/NSC-397/89(1989)

불균질 대수층에서의 지하수 개발가능량에 대한 수치해석적 연구

류일호¹, 한병각², 구민호³, 서병민⁴

¹한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045번지

²한국지질자원연구원, 대전광역시 유성구 과학로 92

³공주대학교, 충남 공주시 신관동 182번지

⁴호서대학교, 충남 천안시 안서동 산120-1번지

rih79@kaeri.re.kr

1. 서론

우리나라의 연평균 강수량('69~'98)은 내륙의 경우 1,271mm 로 1인당 강수총량은 2,705m³으로 세계평균 26,800m³의 1/10정도에 불과하다. 이렇게 부족한 수자원 확보를 위하여 지하수 개발이 늘어나고 있는 추세이다. 현재까지 지하수 개발가능량을 산정하기 위한 다양한 연구들이 진행되어 왔지만 대부분의 연구들이 자연상태와 같은 불균질한 대수층에 대한 모형은 아니었다.

본 연구의 목적은 지하수 개발가능량이 함양량의 범위 내에서 결정된다(건설교통부·한국수자원공사, 2002)는 선행연구와는 달리 함양량이 아닌 우물의 위치 및 수에 따라 개발가능량이 달라짐을 제시하는데 있다. 본 연구에서는 자연상태와 유사하도록 대수층 특성이 완벽하게 파악된 2차원 불균질 모델을 개발하였고 함양량과 수위강하를 일정하도록 고정시켰다. 그리고 개발모델에서 관정의 위치 및 수를 변수로 지정하고 각각의 경우에 개발가능량을 산정하여 관정의 위치 및 수가 지하수 개발가능량과 밀접한 관련이 있음을 규명하고자 하였다.

2. 본론

지하수 개발가능량이란 물 순환체계가 파괴되지 않고 지하수 장해를 일으키지 않는 범위 내에서 지속적으로 대수층으로부터 양수할 수 있는 지하수량에 해당하며, 유역 또는 각 지방자치단체에서 지하수를 관리하거나 지하수의 개발·이용계획을 수립할 때 필수적인 기본지표로 활용된다.

본 연구에서는 수리전도도(K)값이 로그-정규분포를 보이는 임의장(Fig. 1)을 사용하였다. 또한 이를 이용해 자연 상태와 유사한 불균질 대수층을 개발(Fig. 2)하여 함양량과 수위강하를 각각 일정하도록 고정했을 때 관정의 위치 및 수에 따른 개발가능량을 수치해석적으로 분석하였다.

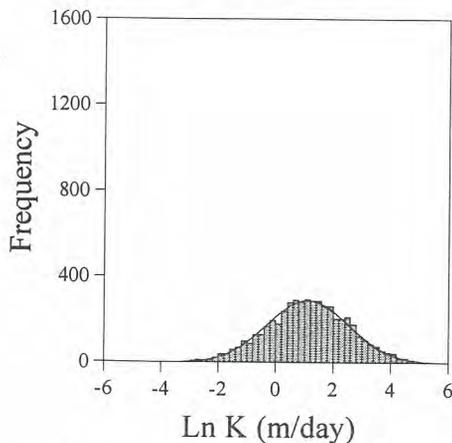


Fig. 1. Frequency diagrams of random numbers generated ($\ln K=1.1$).

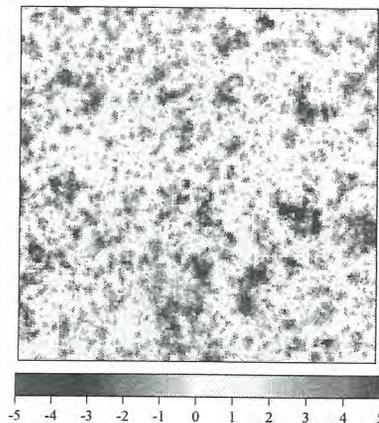


Fig. 2. Hydraulic conductivity K distribution by color-filled cells ($\ln K=1.1$).

3. 결론

본 연구에서는 지하수 개발이 늘어나고 있는 최근 국내 실정에서 무분별한 개발로 인한 지하수 자원 고갈 및 지하수위 강하로 인한 문제점들을 최소화 할 수 있는 적정 개발가능량에 대한 수치 모의를 실시하였다. 모의 결과 불균질 대수층 매질의 수리특성에 따라서 적정 개발가능량 및 양수로 인한 영향반경의 차이가 크게 나타나는 것을 확인하였다. 또한 지하수 개발이 늘어남에 따라 특정 지역 내에 설치된 우물의 수 또한 많아지게 된다. 이때에 우물의 개수 증가로 인한 우물간섭 효과 때문에 관정별 평균 양수량 및 개발가능량이 감소하는 것으로 나타났다. 그러므로 최적의 개발가능량을 산출하기 위해서는 지하수 함양량 이외에 대수층의 수리적 특성 및 주변 하천의 특성, 사용 목적, 채수량 등이 고려한 우물 개발이 최적의 개발가능량을 산출하는 방법으로 판단된다.

4. 참고문헌

- (1) 건설교통부, 한국수자원공사, 2002, 지하수관리 기본계획 보고서.
- (2) 한정상, 1995, 지하수개발과 관리대책, 수자원 개발과 보존대책, 한국수자원공사, p.39-103.
- (3) 전선금, 구민호, 김용제, 강인옥, 2005, 국가지하수 관측망의 양수시험 자료를 이용한 국내 대수층 특성의 통계적 분석, 한국지하수토양환경학회지, 10(6), 32-44.
- (4) 서병민, 2005, 불균질도가 높은 대수층내에서의 비에르고덕 용질이동에 관한 수치 시뮬레이션, 지질공학, 15(3), 245-255.
- (5) Prickeet, T.A., 1967. Designing pumped well characteristics into electrical analog models. *Ground water*, 5(4), 38-46.

제3분과

사용후핵연료 및 핵연료주기 (Oral)

빈 면

고온산화처리에 의해 상분리된 희토류 우라늄산화물의 환원 및 산화반응 특성

이재원, 양문상, 이정원, 류호진, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
niwlee@kaeri.re.kr

1. 서 론

UO₂ 핵연료의 연소중에 핵분열생성물로 희토류(RE: rare-earth) 원소들이 생성되며, 연소후에 UO₂ 기재에 고용된 상태로 남아있게 된다. 희토류 원소는 핵분열생성물 총 양의 약 30%로서, 연소시 중성자 흡수율의 약 50%를 차지한다. 연소된 UO₂의 재활용에 있어 불순물인 RE를 제거한다면 재활용 핵연료내 핵분열성 물질의 에너지 효율을 더욱 높일 수 있다. 이를 위하여 단일성분 희토류(Ce, Nd, Sm, Ed, Gd)에 대한 고온산화처리에 의한 상분리 연구를 앞서 수행하였고, 열적으로 분리된 2개 상의 입자들은 서로 화학적으로 결합된 형태를 보였다. UO₂(형석구조, 밀도: 10.96 g/cm³)가 산화반응에 의해 U₃O₈(사방정구조, 밀도: 8.4 g/cm³)로 상변태가 일어날 때 약 30%의 부피팽창이 일어나며 이때 발생하는 인장응력에 의해 입자의 파쇄가 일어나게 된다. 따라서 본 연구에서는 복합성분의 희토류(RE: Y, La, Ce, Pr, Nd, Sm, Eu, Gd)에 대한 고온산화처리에 따른 상분리 거동을 해석하고, 저온 환원·산화반응을 이용하여 결합 입자들을 건식방법으로 떼어내기 위한 기초 실험을 수행하였다.

2. 실험

복합성분의 희토류 원소의 분리거동 실험을 위해 희토류 원소의 조성은 60,000 MWD/tU 연소도와 5년간 냉각된 사용후 핵연료를 ORIGEN-2 코드로 계산하여 이에 상당하는 조성의 (U_{0.9662}RE_{0.0338})O₂ 소결체를 제조하였다. 소결체를 500℃에서 5시간동안 산화하여 분말로 만든 후에 1,150~1,400℃에서 산화 열처리를 하였다. 환원 및 산화반응은 각각 500℃ 및 700℃에서 5시간동안 수행하였다.

3. 결과 및 토론

고온산화처리에 의해 생성된 RE 농도가 높은 (U_{1-y}RE_y)O_{2-x} 입자의 조성을 EPMA로 분석하여 그림 1에 나타내었다. EPMA 분석 결과, 모든 희토류 원소들은 (U,RE)O_{2-x} 입자에 고농도로 분포되었음을 알 수 있었다. (U_{1-y}RE_y)O_{2-x} 입자내 RE 농도는 산화처리 온도증가에 따라 감소하였는데 이러한 현상은 U₃O_{8-w} 상내 RE 양이온의 고용도는 1,150~1,400℃에서는 0.003 mol로 일정하기 때문에, 산화 열처리 온도의 증가에 따라서 U₃O_{8-w} 입자에서 (U_{1-y}RE_y)O_{2-x} 입자로의 U 양이온이 두입자의 계면을 통해 농도 구배에 따른 확산에 의해서 이동하여 (U_{1-y}RE_y)O_{2-x} 상내에 U 양이온의 농도는 증가하고 RE의 농도는 감소하게 되는 것으로 판단된다. 그림 2는 1,150 및 1,400℃에서 산화 열처리한 분말, 이의 환원분말 및 산화분말을 SEM으로 관찰하여 나타난 것으로 환원분말(그림 2.(a-2),(b-2))의 경우, U₃O₂ 입자에 특징적인 띠가 형성되어 있으며 산화분말(그림 2.(a-3),(b-3))에서는 층상으로 U₃O₈ 입자가 파쇄되어 있음을 알 수 있었다. 고온산화처리 후에 환원·산화분말의 X선 회절면의 강도(그림 3.(d))는 순수한 U₃O₈의 회절면의 강도(그림 3.(a))와는 다른 형태를 보인다. 이러한 파쇄형상은 형석구조인 UO₂의 (111) 회절면에 사방정 구조인 U₃O₈의 (001)면이 적층성장에 의한 것으로 여겨진다. SEM 관찰결과에 의하면 1,150℃보다 1,400℃에서 고온산화처리를 한 경우에 U₃O₈ 입자에 결합된 (U,RE)O_{2-x} 입자가 크기 때문에 환원·산화처리를 할 경우에 (U,RE)O_{2-x} 입자가 더욱 잘 떨어져 나간 형태를 보였다. 환원 반응에 의해서 U₃O₈ 입자는 30% 부피수축이 일어나며, U₄O₉(형석구조, 밀도: 11.2 g/cm³)는 UO₂로 상변태시에 2%의 부피수축이 일어나지만 두 입자의 파쇄와 같은 변형은 없었다. 분리대상인 RE 농도가 높은 (U,RE)O_{2-x} 입자는 저온 환원·산화반응 동안 알갱이 형태로 그대로 유지되었다.

4. 결 론

복합성분 희토류 원소들 모두 RE 농도가 높은 (U,RE)O_{2-x} 입자에 고농도로 분포하였으며, (U,RE)O_{2-x} 입자는 저온 환원·산화반응 동안 입자형태를 유지하였고, U₃O₈ 입자로부터 떨어져 나왔다. 고온 산화 열처리 온도가 높을수록 U₃O₈ 입자의 파쇄 형상을 통하여 (U,RE)O_{2-x} 입자가

떨어져 나올 확률이 높음을 알 수 있었다.

사 사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

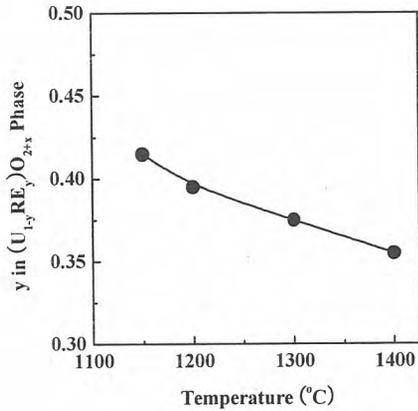


그림 1 열처리 온도에 따른 RE 농도 변화.

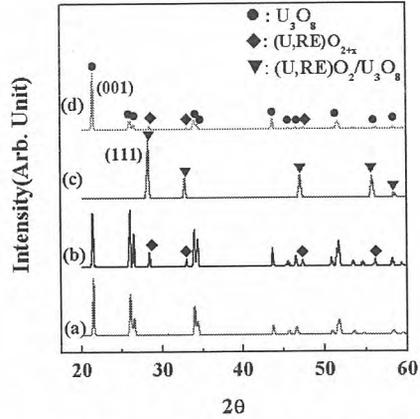
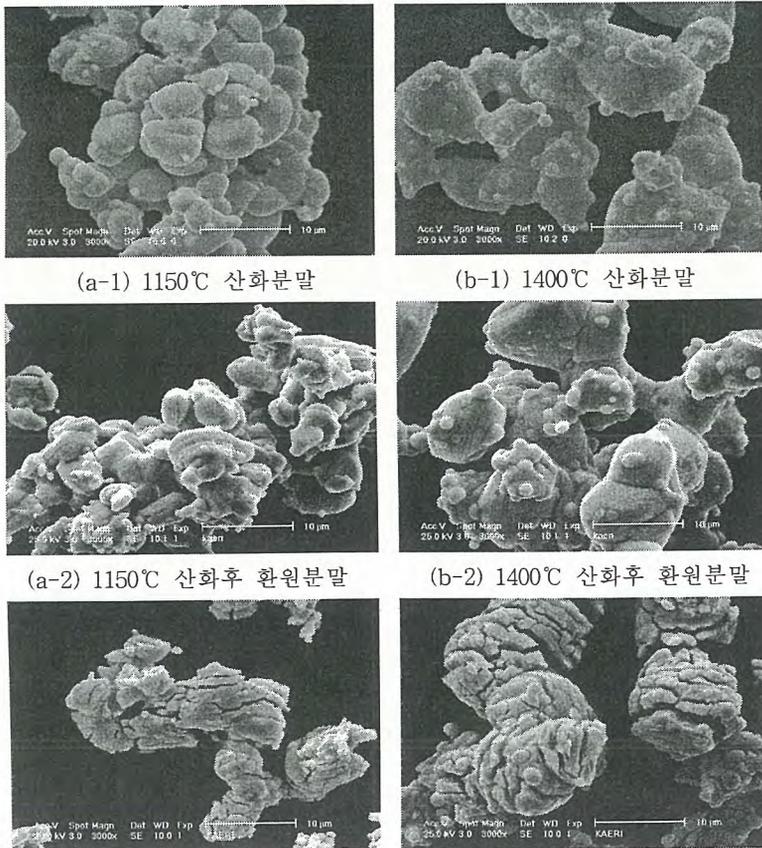


그림 3 환원 및 산화분말의 X선 회절형태.



(a-3) 1150°C 산화후 환원·산화분말 (b-3) 1400°C 산화후 환원·산화분말

그림 2 고온산화처리, 환원 및 산화처리 분말 형상.

전해정련공정 모니터링 적용을 위한 LiCl-KCl 고온용융염에서 란탄족이온의 4f-5d 전자전이 특성 및 응용

조영환, 박용준, 임희정, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
yhcho@kacri.re.kr

1. 서론

사용후 핵연료에서 란탄족원소는 우라늄의 핵분열과정에서 발생된다. 용융염기반의 사용후핵연료 관리 차세대 공정에서 란탄족원소의 전기.화학적거동에 대한 체계적인 이해가 필요하다. 이를 위해 다양한 전기화학적, 분광학적 연구가 이루어지고 있다. 전자흡수 분광법은 용융염매질에서 란탄족이온의 화학적거동을 효과적으로 측정할 수 있는 방법이다. 본 연구에서는 실시간 UV-VIS 분광법을 고온용융염매질에서의 적용을 위한 제반 실험적 고려사항을 확인하고, 실험장치 고안 및 분광기 구성에 반영하였다. 이를 이용하여 란탄족이온의 산화-환원종의 분광학적 특성을 규명함과 동시에, 전해정련공정내에서 주관심대상이온의 화학적거동 실시간 모니터링 적용 가능성을 제시하고자 하였다.

2. 실험 및 결과

란탄족원소의 전자전이에 의한 흡광은 4f 궤도 전자전이에 의해 일어난다. 그런데 4f-4f간 전이는 양자역학적으로 선택규칙에 의해 금지된 전이이기 때문에 흡수띠의 세기가 매우 낮아 측정이 어렵다. 또 다른 전이는 4f 궤도 전자가 바로 위의 5d 궤도로 전이하는 4f-5d 전이인데 이는 양자역학적으로 허용된 전이이므로 흡수띠의 관측이 용이하다. 단점은 흡수가 일어나는 에너지영역이 UV 영역에서 일어나기 때문에 일반 UV-VIS 분광계로는 단파장 영역에서 한계가 있을 수 있다는 점이다. 그러나 이 같은 단점을 극복할 수 있다면 f-d 전이는 높은 민감도와 선택성으로 다른 측정법으로 얻을 수 없는 많은 장점을 제공한다.

본 연구에서는 파이로프로세스의 전해환원(electro-refining) 공정 관점에 있어서 란탄족이온의 화학적 거동 규명 및 반응성 실시간 측정에 초점을 맞추고 전자흡수분광법을 적용하였다.. 본 연구실험은 불활성 Ar 기체로 채워진 Glove-Box 조건에서 수행하였다. Glove-Box 와 일체형 Furnace 를 제작하였고, Quartz cell 반응용기에 란탄족이온을 함유하는 LiCl-KCl 을 녹여서 UV-VIS 스펙트럼을 측정하였다. 분광기는 광섬유다발를 통해 빛을 유도하여 반응cell 에 입사시키고, 통과하여 나온 빛을 다시 모아 광섬유를 통해 분광검출기로 보내 스펙트럼을 얻었다. 2가 란탄족이온의 흡광은 UV 영역에서도 일어나기 때문에 광섬유 및 윈도우창은 Quartz 재질을 사용해야 한다. 그림1은 본 연구에 사용된 Glove-Box 일체형 반응기.분광기를 나타낸다

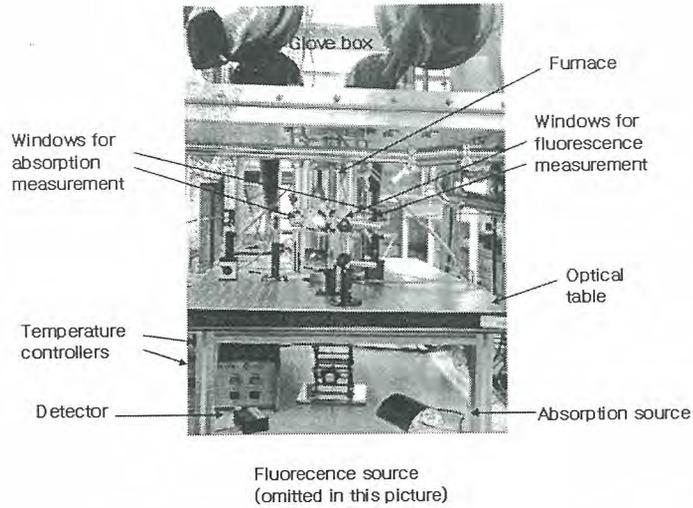


그림1. 고온 용융염내 란타늄이온 거동 및 분광측정 시스템

본 연구결과 Eu(II), Sm(II), Yb(II) 및 Ce(III)와 같은 +2 및 +3가 이온의 4f - 5f 전자전이에 의한 흡수스펙트럼을 얻을 수 있었다. 흥미로운 것은 출발물질을 각각 Eu(III), Sm(III), Yb(III) 을 사용하였음에도 불구하고 2가 환원종의 흡수스펙트럼이 관측된다는 점이다. 이들 이온의 몰흡광계수 $\epsilon > 10^4$ L/cm.mol 로서 측정감도가 매우 높다. 따라서 4f - 5d 전이의 특성 및 단파장쪽 UV분광계의 적절한 조합을 이용할 수 있다면, 고온용융염매질에서 더욱 다양하고 심층적인 특성규명 및 측정이 가능해질 것으로 판단된다.

3. 결론

고온 용융염매질에서 Eu(II), Sm(II), Yb(II) 및 Ce(III) 이온의 4f-5d 전자전이에 의한 흡수스펙트럼을 얻었다. 이들 4f-5d 전자전이를 측정함으로써 고온용융염매질에서 란타늄이온의 거동에 대한 심층적인 정보를 제공할 수 있다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

- [1] J.C. Krupa, "High-energy optical absorption in f-compounds", J. Solid State Chem. 178, 483 (2005)
- [2] L.V. Pieterse, M.F. Reid, R.T. Wegh, S. Soverna, A. Meijerink, "4fⁿ4fⁿ⁻¹5d transitions of the light lanthanides: Experiment and theory", Phys. Rev. B65, 045113 (2002)

전해제련 시험장치 제작 및 우라늄의 액체음극 전착특성 평가

백승우*, 윤달성, 김시형, 심준보, 권상운, 김광락, 김정국, 정홍석, 안도희
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1450 (덕진동 150)
swpaek@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후 핵연료의 핵확산저항성 처리기술인 pyroprocessing 공정은 계속적으로 증가하는 사용후 핵연료의 양을 줄여 처분부하를 감소시킬 목적으로 개발되고 있다. 이러한 공정 중 전해정련 공정에서 고체음극을 이용하여 순수한 우라늄을 회수한 후 용융염 내의 TRU 원소 및 악티나이드계 원소를 회수하기 위한 전해제련공정은 TRU 원소와 악티나이드계 원소를 동시에 전착 회수할 수 있으므로 핵확산 저항성의 측면에서 중요한 공정으로서 생각되고 있다. 전해제련 공정에서는 액체카드뮴음극(LCC, Liquid Cadmium Cathode)을 사용하지만, 우라늄과 TRU 원소를 동시에 회수하는 실험결과에 따르면, 용융염과 액체음극 계면에서 수지상 우라늄(dendrite)이 발생하여 음극 도가니 외부로 성장하는 것으로 보고된 바 있다. 이러한 현상의 문제점은 액체음극 표면에 발생한 우라늄 덴드라이트가 고체음극으로 작용하기 때문에, 우라늄 석출만 진행되고 다른 TRU 원소가 전착 회수되지 않는다는 것이다. 따라서 여러 가지 운전조건에서 우라늄 덴드라이트의 생성을 억제하는 것이 액체금속 음극 성능향상의 핵심기술이 되고 있다. 본 연구에서는 액체음극 표면에서의 우라늄 덴드라이트의 생성을 억제하기 위한 액체음극 구조의 성능 평가를 위한 실험장치를 제작하였고 이를 이용하여 용융염중 우라늄의 액체카드뮴음극 전착에 대한 특성실험을 수행하였다.

2. 실험 및 결과

LCC의 우라늄 전착특성실험을 위해 설계/제작된 실험장치를 Fig. 1에 나타내었다. 이 장치는 Ar 분위기하의 산소와 수분이 모두 5 ppm 이하로 유지되도록 하였으며 용량이 같은 2개의 전해조로 구성되어 있다. 전해조는 직경이 15 cm 인 알루미늄 도가니이며 LiCl-KCl 용융염 약 3 kg 까지 사용할 수 있다. LCC assembly는 각각 직경 5-7 cm 인 도가니를 사용할 수 있으며 카드뮴을 약 1 kg 까지 충전할 수 있다. 본 실험장치의 특성은 전체 전해조의 상하 이동이 자유롭고, 탈부착이 용이하다는 점이 있으며, 특히 LCC assembly의 경우 LCC를 전해조로부터 완전 분리할 수 있으므로 LCC 교환이 용이하고 특히 LCC 계면의 육안 관찰을 할 수 있다는 점이다.

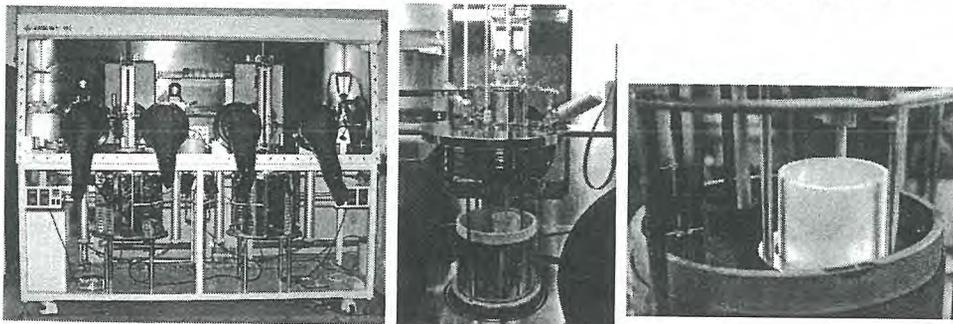


Fig.1 LCC에 의한 전해제련 실험장치

LCC를 이용한 우라늄의 전착실험은 500℃의 LiCl-KCl 용융염 2.5 kg 과 350g LCC를 이용하여 수행하였다. 우라늄 덴드라이트의 파쇄시험을 위하여 사용된 교반기는 paddle 과 harrow 형의 두 종류를 사용하였으며 회전속도는 최대 200 rpm 범위에서 실험을 수행하였다. 우라늄의 전착 실험을 위하여 양극으로는 우라늄 펠렛을 넣은 바스켓을 사용하였으며 폴리브테늄 선을 액체음극의 리드선으로 사용하였다. 우라늄 전착실험은 정전류실험으로 수행하였으며 50-200mA/cm²의 전류밀도 범위에서 실험을 수행하였다. LiCl-KCl 용융염의 초기 우라늄 농도는 산화제로 CdCl₂를

첨가하여 우라늄 금속과의 반응에 의해 4 wt% UCl_3 의 농도로 맞추었으며 전착 실험의 진행에 소모되는 UCl_3 는 양극 우라늄 금속의 용출에 따라 일정하게 유지되었다.

양극은 우라늄이고 음극은 액체 카드뮴일 때 4 wt% UCl_3 용융염에서의 전류밀도와 음극 전위의 관계를 Fig.2에 나타내었다. 전류의 변화에 따라 전압은 선형으로 변화하며 전류밀도 50 mA/cm^2 일때의 음극전위는 -1.55 V, 전류밀도 200 mA/cm^2 에서는 -2.18 V를 나타내고 있다. Fig.3 은 전류밀도 50 mA/cm^2 , LCC 교반 100 rpm 일 때 정전류 실험에서 얻어지는 음극전위의 변화를 나타낸다. 액체음극에서 환원된 우라늄의 카드뮴 중의 용해도(2.35 wt% in Cd at 773K)까지 음극 전위가 감소하다가 용해도를 초과한 후 전위가 서서히 증가하는 것을 보여준다. 이러한 현상은 용해도를 초과 시점부터 환원 전착된 우라늄이 우라늄 덴드라이트를 형성하여 파쇄/침전되지 않고 액체음극 표면에서 서서히 성장하는 전형적인 과정을 보여준다. 초기 음극전위는 전류밀도-음극전위 관계(Fig.2)에서 보여준 -1.55 근방에서 시작하는 것을 확인하였다. Fig.4에 전류밀도 50과 200 mA/cm^2 일 때 액체음극 교반에 따른 음극전위의 변화를 비교하여 나타내었다. 낮은 전류밀도(50 mA/cm^2)에서는 환원된 우라늄이 액체 카드뮴에 용해된 후 덴드라이트가 형성되지만 높은 전류밀도(200 mA/cm^2)에서는 반응초기부터 덴드라이트가 형성되는 것을 알 수 있다.

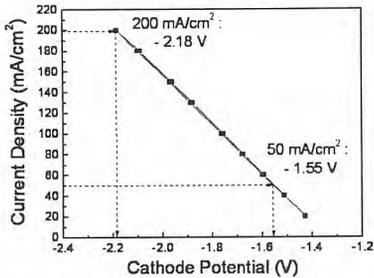


Fig. 2 전류밀도- 음극전위 관계

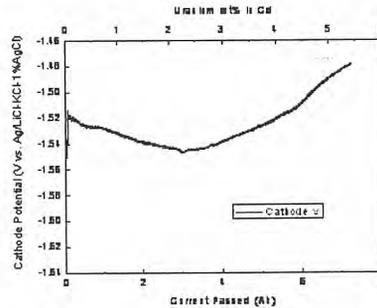


Fig. 3 전류밀도 50mA/cm²에서 음극전위의 변화

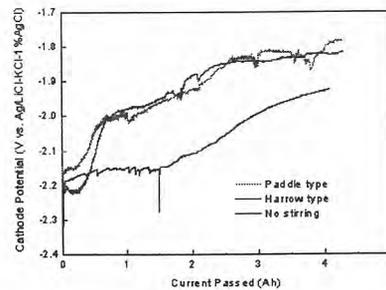
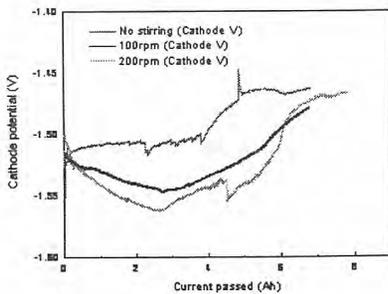


Fig. 4 전류밀도 50mA/cm² 와 200mA/cm² 일때 액체음극 교반에 따른 음극 전류밀도변화

3. 결론

본 연구에서는 고효율 전해제련 액체음극 구조개발을 위해 다양한 기능을 갖는 전해제련 실험 장치를 제작하였으며, 이를 이용하여 전류밀도, 교반기구조, 교반기 회전 수 등의 변수에 따라 용융염 중 우라늄의 액체음극 전착에 대한 특성실험을 수행하였다. 액체음극에서 성장하는 우라늄 덴드라이트를 파쇄 침전시키기 위해서는 전류밀도와 반응온도 등의 운전조건 및 교반 임펠러의 형태 변경과 교반기 운동방향 등의 음극구조에 대한 개선이 필요하다.

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

알카리 용액에서 탄산염 이온과 과산화수소의 존재 및 pH 변화에 따른 우라닐 이온의 침전물 특성 변화

김광욱, 김연화, 이세윤, 조기수, 이일희, 이재원, 송기찬, 송규석

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진대로 1045

nkwkim@kaeri.re.kr

1. 서론

pH 조절에 의한 금속이온의 침전은 폐기물 발생의 최소화 및 조업의 단순성 등의 특징으로 인해 오랜 전부터 사용되어 온 분리 방법이다. 최근 고 알카리 탄산염 용액 계에서 pH 조절에 의한 U의 침전을 이용하여 사용후핵연료로부터 U만을 회수하는 방안이 연구되고 있다[1]. 그러나 고농도 탄산염 용액계에서의 U의 용해 및 침전 특성에 관한 연구는 매우 부족한 상태에 있으며, 특히 우라닐 이온에 리간드로 작용하여 U 용액 화학특성을 크게 변화시킬 수 있는 peroxy 이온을 제공하는 H₂O₂가 용액에 존재 하는 경우에 있어 U 침전에 관한 자료는 더욱 부족한 상태이다.

본 연구에서는 수용액에 탄산염 이온과 과산화수소의 존재 유무와, 이때 용액 pH 변화에 따른 U의 침전물 특성을 연구하였으며, 각 경우의 침전반응과 침전물 구조를 평가하였다.

2. 실험 및 결과

본 연구에서는 U의 침전을 연구하기 위한 수용액으로는 0.5 M Na₂CO₃ 용액, 또는 0.5 M Na₂CO₃ + 1.0 M H₂O₂, 또는 증류수를 사용하였으며, 여기에 분말의 UO₂ 또는 UO₂(NO₃)₂·6H₂O를 용해시켰다. 준비된 U 용액의 pH 조절을 위해서 NaOH와 HNO₃를 사용하였으며, 침전물이 생성된 조건에서 용액 내 침전물의 입도 분포 및 침전 후 용액의 U 농도가 측정되었다. 이후 용액으로부터 분리된 U 침전물에 대한 증류수에 의한 세척과 건조 후 XRD, SEM, IR, TG-DT 분석이 수행하였다.

Fig.1은 여러 조건에서 제조된 U 용액의 pH 조절에 따른 용액에서 U의 농도 변화가 나타나 있다. 0.5 M Na₂CO₃ + 1.0 M H₂O₂를 사용한 용액에서는 pH 3-4에서 그리고 pH 13 이후에서 침전물이 관찰되었으며, H₂O₂가 없는 0.5 M Na₂CO₃ 용액에서는 pH 14에서 침전물이 관찰되었고, 증류수에 UNH를 용해시킨 경우는 pH 5 이후 침전물이 관찰되었다.

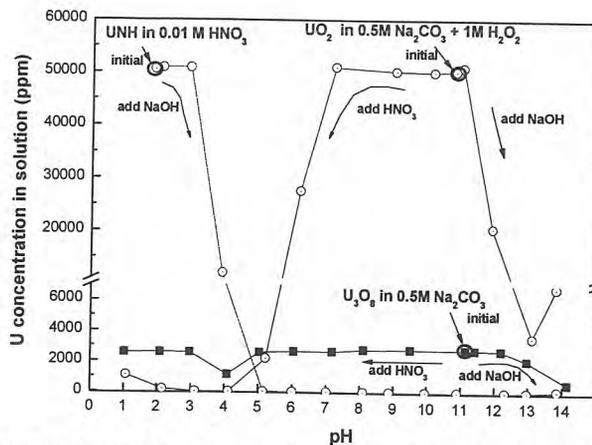
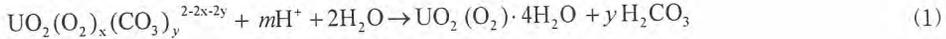
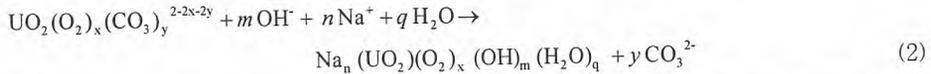


Fig.1 여러 조건에서 제조된 U의 용액에서 pH 변화에 따른 용액의 U 농도 변화

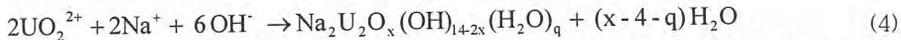
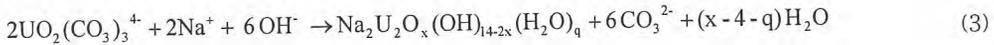
H₂O₂가 존재하는 탄산용액에서는 U은 $UO_2(O_2)_x(CO_3)_y^{2-2x-2y}$ 이온 형태로 존재하고, H₂O₂가 없는 탄산용액에서는 U은 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$ 이온 형태로 존재하는 것이 확인되었다. $UO_2(O_2)_x(CO_3)_y^{2-2x-2y}$ 이온이 pH 3과 pH 13 이후에서 발생하는 침전은 각각 식 (1)과 식(2)의 반응식처럼 표현될 수 있었으며, 이때 각 침전물은 $UO_4(H_2O)_4$ 와 clarkeite 형태인 $Na_2[(UO_2)(O_2)]_2(OH)_2(H_2O)_{8.17}$ 로 확인되었다. 이때 각 침전물 입자 크기는 각각 0.1 μ m와 0.2 μ m 정도였다.



여기서 m = 4, 6, 8 at y = 0, 1, 2, and x/y = 1/2, 2/1, 3/0



$UO_2(CO_3)_3^{4-}$ 이온과 UO_2^{2+} 이온이 pH 14에서 발생하는 침전 반응은 각각 식 (3)과 (4) 처럼 표현될 수 있었으며, 이때의 침전물은 각각 $Na_2U_2O_x(OH)_{14-2x}(H_2O)_q$, $Na_2U_2O_{6.53}(OH)_{0.94}(H_2O)_{1.26}$ 의 clarkeite형태로 확인되었다. 이때 각 침전물 입자 크기는 각각 0.3 μ m와 0.5 μ m 정도였다.



$UO_4(H_2O)_4$ 와 $Na_2U_2O_x(OH)_y(H_2O)_z$ 형태의 침전물은 약 600°C에서 각각 U_3O_8 과 $Na_2U_2O_7$ 의 안정된 형태로 변환이 되었고, 이 결과를 보이는 소결온도에 따른 XRD 결과가 Fig.2와 Fig.3에 각각 나타나 있다.

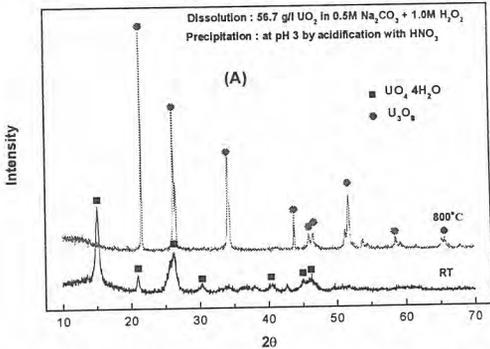


Fig.2 $UO_4(H_2O)_4$ 의 소결에 따른 XRD

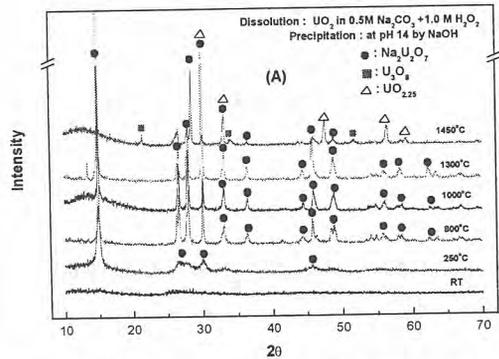


Fig.3 $Na_2U_2O_x(OH)_y(H_2O)_z$ 의 소결에 따른 XRD

- [1] K.-W. Kim, Y.-H. Kim, S.-M. Kim, Y.-H. Kim, E.-H. Lee, H.-S. Seo, D.-Y. Chung, H.-B. Yang, J.-K. Lim, K.-J. Joe, E.-H. Lee, Proceeding of 7th International Conference on Nuclear and Radichemistry, NRC 7, Budapest, Hungary Aug 24-29, 2008.

파이로공정 회수우라늄의 방사성 특성 분석

박창제, 강희영, 이주찬, 방경식, 최우석, 서기석
 한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
cjpark@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로공정에서 회수되는 우라늄은 천연우라늄에 비해 충분히 농축도가 높아 기존 중수로 원자로에 재활용이 가능하다. 이러한 회수우라늄에 대한 방사성 특성을 ORIGEN-ARP 코드를 이용하여 분석하였다. 또한 MSFIELD 코드를 통해 간단한 1차원 모델에 대해 감마선 등가선량 계산도 수행하였다.

2. 계산방법 및 결과 고찰

본 연구에서 파이로공정 회수우라늄의 기준핵연료는 우리나라에서 이용된 사용후핵연료를 대상을 조사하여 산술 평균 개념을 도입하여 산출하였다. 분석한 결과 이산화우라늄 핵연료의 농축도는 대략 3 wt%로 17X17 형의 핵연료집합체로 선정하였으며 30,000 MWD/tU 연소후 10년 냉각된 상태로 배치당 기준양을 20 kg으로 정하였다. 파이로공정에서 회수 우라늄의 순도는 목표치가 99.99%이다. 이를 바탕으로 불순물이 TRU만 존재하는 경우와 TRU와 FP가 같이 존재하는 경우를 비교하였다. 또한 결과를 초기 우라늄의 방사성 특성과 회수된 우라늄만의 방사성 특성도 같이 비교하였다. 따라서 다음 4가지 경우에 대해 방사능과 감마 스펙트럼 및 중성자 스펙트럼 등을 비교 평가하였다.

- Case 1) 초기 우라늄 3wt% 10년 냉각
- Case 2) 회수된 우라늄 100%
- Case 3) 회수된 우라늄 99.99% + TRU 0.01%
- Case 4) 회수된 우라늄 99.99% + TRU & FP 0.01%

표 1은 각 경우의 총 방사능과 총 감마 스펙트럼 및 중성자 스펙트럼을 보여주고 있다. 초기 우라늄의 경우 방사능을 가지고 있지 않지만 자연 붕괴되면서 자핵종이 가지는 방사능으로 인해 20kg 기준으로 5.56E-02 Ci 와 3.61E+08 photons/s, 2.83E+02 neutrons/s 가 방출되는 것으로 산출되었다. 한편 회수우라늄의 경우 U-237이 발생하여 방사능을 높이는 효과가 있지만 핵분열로 인해 농축도가 줄어들어 상대적으로 초기 우라늄을 자연 붕괴한 경우와 비교하여 약간 낮은 방사능 특성을 보였다. 회수 우라늄의 경우 20kg 기준으로 4.64E-02 Ci 와 2.78E+08 photons/s, 2.72E+02 neutrons/s 를 보였다. 한편 TRU가 0.01% 함유된 경우 (Case 3)는 TRU의 영향으로 총 방사능이 1.71E+01 Ci로 증가하였고 감마와 중성자 스펙트럼도 마찬가지로 9.20E+09 photons/s와 3.47E+04 neutrons/s로 Case 2와 비교하면 각각 32배와 127배 정도 증가하였다. 특히 중성자 스펙트럼의 경우 TRU 핵종에서 중성자 방출핵종이 많아서 상당량 증가하는 것을 알 수 있다. TRU와 FP가 함유된 경우 (Case 4)는 우선 Head-end 공정에서 I, Xe, Tc, Cs 등이 제거되었다고 가정을 하였다. 이 경우는 상대적으로 강한 중성자 방출원 TRU의 함량이 줄어들고 상대적으로 감마 방출원인 FP가 증가하여 전체적인 방사능은 1.31E+01 Ci로 TRU만 함유한 Case 3보다 약 23% 감소하는 것으로 나타났다. 감마 및 중성자 스펙트럼은 6.59E+10 photons/s 및 1.80E+04 neutrons/s 로 우라늄만 존재하는 경우인 Case 2와 비교하면 각각 236배 및 65 배 증가하는 것으로 나타났다. 그림 1은 회수우라늄의 여러 경우에 대해 에너지에 따른 중성자 및 감마 스펙트럼 변화를 보여주고 있다. 그림 1에서 보듯이 중성자 스펙트럼의 경우 우라늄만 있는 경우는 차이는 그다지 크지 않은 것으로 나타났다. 그러나 TRU가 불순물로 있는 경우는 Case 3은 0.01%, Case 4는 0.005% 존재하기 때문에 Case 3가 높게 나타났다. 감마 스펙트럼의 경우는 Case 4가 Case 3보다 높게 나타났는데 이는 감마선 방출 핵종이 상대적으로 많은 FP를 0.005% 함유하기 때문이다.

본 연구에서는 차폐성능도 함께 비교하기 위해 MSFIELD 코드를 이용하여 공기중에서 회수우라늄의 감마선에 대한 등가선량을 계산하여 그림 2에 도시화 하였다. 그림 1의 감마 스펙트럼에서 확인하였듯이 Case 4의 경우가 상대적으로 높은 등가선량을 보이는 것을 확인할 수 있었다. 특히, 선원에서 10 cm 공기상태에서 떨어져 있는 경우 Case 1, Case 2, Case 3 그리고 Case 4의 경우 각각 1.61E-01 mSv/h,

1.55E-01 mSv/h, 6.34E+00 mSv/h 및 4.42E+01 mSv/h로 나타났다. 불순물을 함유한 경우 회수우라늄에서 차폐체가 필요하며 적당한 차폐가 이루어 진다면 원격 작업요건에서 핵연료집합체 제조등이 용이할 것으로 판단된다. 본 연구 결과를 바탕으로 추후 보다 상세한 차폐 설계 연구가 진행될 예정이다.

Table 1 Radioactivity Characteristics of Recycled Uranium from the Pyroprocess

	Case 1	Case 2	Case 3	Case 4
Total activity (Ci)	5.56E-02	4.64E-02	1.71E+01	1.31E+01
Gamma intensity (photons/s)	3.61E+08	2.78E+08	9.20E+09	6.59E+10
Neutron intensity (neutrons/s)	2.83E+02	2.72E+02	3.47E+04	1.80E+04

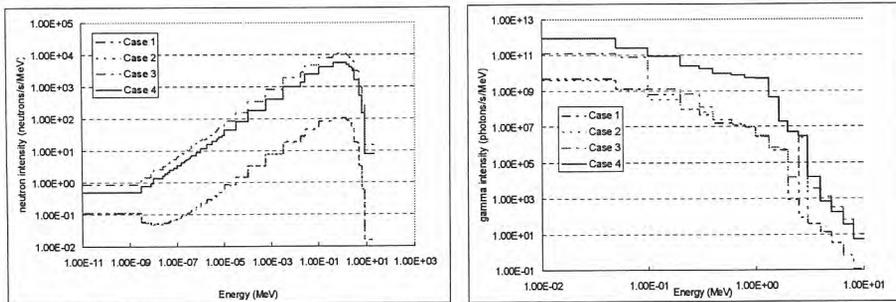


Fig. 1. Neutron and gamma spectrum variations for the various cases

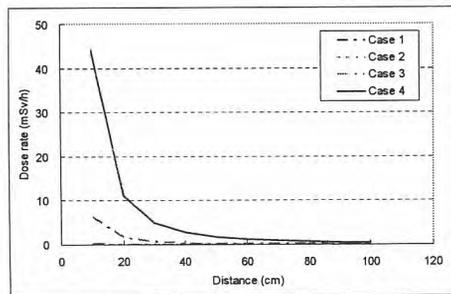


Fig. 2. Equivalent dose rates in the air environment

3. 결론

파이로 공정의 회수 우라늄에 대한 방사능 특성 분석을 수행하여 총 방사능, 감마 및 중성자 스펙트럼에 대한 결과를 TRU 및 FP 를 불순물로 함유한 경우에 대해 비교 평가하였다. 또한 이러한 자료를 바탕으로 간단한 1차원 모델에 대해 MSFIELD 코드를 이용하여 차폐계산을 수행하여 차폐 해석의 기초 자료를 생산하였다.

참고문헌

1. C.J. Park, K.H. Kang, H.J. Ryu, G.I. Park, K.C. Song, "Feasibility Study on the Reuse of Recovered Uranium from a Pyroprocess into CANDU Reactors," American Nuclear Society Annual Meeting, 2008.6.8-12, U.S.A.(2008)
2. I.G. Gauld, S.M. Bowman, J.E. Horwedel, and L.C. Leal, ORIGEN-ARP: Automatic Rapid Processing for Spent Fuel Depletion, Decay, and Source Term Analysis, ORNL/NUREG/CSD-2/V1/R7, 2004.
3. MicroShield - user's manual, Grove Software, 2007.

SFR 금속핵연료의 원격제조 공정 현안 분석

류호진, 이도연, 조광훈, 오석진, 이종탁, 박장진, 박근일, 이찬복
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
hiryu@kaeri.re.kr

1. 서론

GEN-IV 고속로의 금속핵연료는 U-Pu-Zr 삼원계 합금을 기본 조성으로 하여 장수명 핵종인 Am, Np 등 마이너악티나이드를 함유하고 있다. 이는 핵분열을 통하여 장수명 핵종인 마이너악티나이드를 반감기가 짧은 핵분열 생성물로 변환하면 사용후핵연료 처분 부담을 크게 경감할 수 있기 때문이다. 그러나 마이너악티나이드를 함유한 금속핵연료의 원격 제조 공정에는 다음과 같은 문제들이 시급히 해결되어야 할 현안으로 대두되고 있다. 첫째로 용탕에서 Am의 증기압이 매우 높아 Am의 휘발을 억제할 수 있는 용해 주조 방법의 개발이 필요한 실정이다. 또한 Am은 산화성이 U이나 Zr, Pu보다 높아 용해 중 슬래그로 떠올라 핵연료심 성분에는 포함되지 않을 수도 있다. 또한 기존 금속 핵연료 제조 방법은 원료 금속을 유도용해로에서 도가니 속에서 용해한 후 석영관 몰드를 이용하여 감압 사출 주조를 하는 것으로 알려져 있다. 따라서 도가니 및 석영관에 잔류하는 장수명 핵종 폐기물의 발생을 최소화하는 것이 필요하다. 마지막으로 마이너악티나이드를 함유하는 금속핵연료의 원격제조에 대한 경험이 부족하여 제조 공정 및 시설의 원격 운영성에 대한 자료가 부족하다. 본 연구에서는 위와 같은 원격제조 공정의 현안들에 대한 기술 현황을 분석하고 그동안 도출된 방안들을 참고로 제시하고자 하였다.

2. Am 휘발 및 산화 분석

아메리슘은 악티나이드 원소중에서 가장 높은 평형 증기압을 가지고 있으며 휘발성이 비슷한 원소로는 Mn 등이 있다. 이렇게 휘발된 아메리슘은 핵연료 성분에서 빠져나와 제조 시설을 장수명 핵종으로 오염시키는 문제를 초래하게 된다. 통상적인 TRU 함유 금속핵연료의 용해 주조 온도에서 시스템 압력에 따른 U, Pu, Zr, Np, Am의 성분비 변화를 계산한 결과, 압력이 낮아질수록 Am의 증발이 더욱 활성화되어 Am 성분의 비율이 증가하는 것을 알 수 있었다. 따라서 진공을 활용하는 기존의 감압 사출주조를 적용하기 위해서는 Am의 증발을 억제할 수 있도록 진공도 조건을 최적화해야 할 것으로 판단된다. 또한 중력 주조, 원심 주조, 연속 주조와 같은 새로운 주조 방법을 도입하거나 분말 야금법에 의한 금속 핵연료 소결체 제조 방법도 고려할 필요가 있다. 만일 용탕 위에 얇은 슬래그 막을 형성한다면 휘발성이 높은 아메리슘이 포화 증기압에 도달하는 것을 억제하여 아메리슘의 휘발을 감소시킬 수 있을 것으로 기대된다.

또한 아메리슘은 열역학적으로 산화성이 높아 제조 분위기에 미량 존재하는 산화성 기체 또는 수증기와 반응하여 산화물을 형성하고 슬래그로 용탕위에 떠올라 주조된 금속핵연료에 포함되지 않을 가능성이 있다. Am의 산화성을 비교해보면 Np이나 Cm은 산화성이 그리 높지 않은 반면 Am은 Nd, Ce, Y와 같은 희토류와 유사한 산화 경향을 나타내고 있다. EBR-II 금속핵연료 제조 공정에서 Y 및 희토류 원소들은 용해주조 후 금속핵연료에 포함되지 않고 skull에 95% 이상 포함되어 있는 것으로 분석된 바 있다. Am도 희토류와 동일한 산화거동을 나타낼 수 있기 때문에 TRU 함유 금속핵연료의 제조공정에서 Am의 산화 거동도 휘발 거동 못지 않게 중요하게 고려되어야 할 것으로 판단된다. 또한 용해될 금속 핵연료 성분에 아메리슘 보다 열역학적으로 산화성이 높은 희토류 원소를 첨가한다면 제조 분위기 기체에 미량 존재하는 산화성 기체 또는 수증기와

먼저 반응하여 산화되어 아메리슘의 산화를 최소화 할 수 있을 것으로 기대된다.

3. 금속핵연료 제조 공정폐기물 처리 기술 분석

금속핵연료 제조공정 중 발생하는 공정폐기물은 연료심 제조공정에서 발생하는 폐 석영몰드 (quartz mold), 불순물 함유 핵연료 잉곳, 핀, 연료봉, 용해 주조로 도가니, 용해 주조로 배기체 처리장치, 소듐 함유 액체폐기물 등이 있다. 몰드 재질로 석영을 사용할 경우 용해 주조 공정에서 폐 석영몰드 폐기물 발생량이 가장 많고 금속 핵물질이 혼입되어 있어 반드시 처리해야 할 폐기물이다. 일반적으로 흑연에 지르코니아가 코팅된 용해주조로 도가니에는 핵연료물질(우라늄, TRU, 지르코늄)이 함유되어 있어 핵연료 물질은 약 500℃에서 산화시켜 우라늄, TRU, 지르코늄의 회수가 가능하다. 개발 우선 분야는 폐기물 양과 중요성으로 볼 때 폐석영 몰드 처리로 판단되며 각 폐기물 공히 처리 및 처분 절차의 개발이 필요하다. 폐 석영 몰드로부터 금속 핵연료 물질을 건식으로 회수하는 공정은 매우 중요하다. 우라늄, 지르코늄 금속이 약 500℃에서 U_3O_8 , ZrO_2 로 산화된다는데 착안하여 그림 1과 같은 건식 처리공정을 제안할 수 있다.

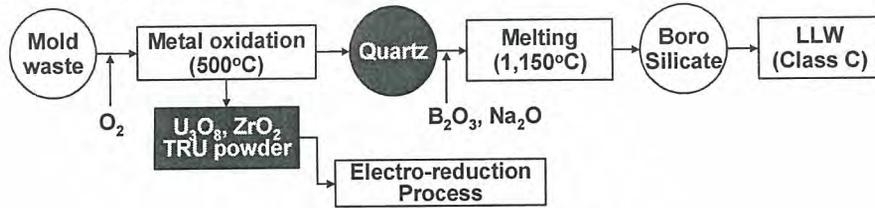
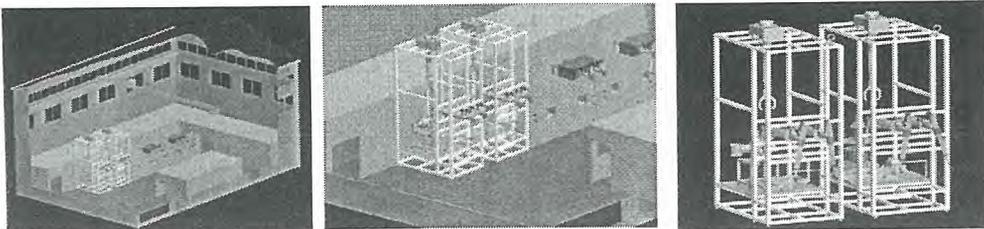


그림 1. 폐 석영 몰드의 처리 공정도

4. MA 함유 금속핵연료 원격 제조 기술 분석

TRU 함유 금속핵연료 원격제조 기술은 기존 미국 INL에서 개발한 EBR-II의 제조경험을 참고할 수 있지만, IFR 주기에서 사용한 금속 핵연료에는 Pu 만이 포함되어 있어 MA 원소들을 함유한 연료심 제조장치는 새롭게 개발하여야 한다. 따라서 현재 개발 중인 SFR 금속 핵연료 원격 제조 공정 흐름도를 바탕으로 연료심 및 연료봉 제조 단계별로 원격 운영기술을 평가하고 주요 평가항목을 도출하였다. 원격 연료심 제조 mock-up 시험 시설 구축의 목적은 설계/제작한 진공 감압주조로를 대상으로 주조 공정개발과 연계하여 장치의 원격 운영성을 평가하는 것이다. 용해주조 장치 설계자료를 바탕으로 핫셀에 설치할 경우를 대비해서 원격 운영성을 평가하기 위하여 그림 2와 같은 시험 시설을 설계하여 구축 중에 있으며, 본 시설을 이용하여 원격 조작을 위한 작업시야 확보성, 핫셀내 장치 설치 위치 적정성, 운전방식에 따른 원격 운영성 등에 대한 자료를 확보할 수 있다.



(1) 시설 배치도

(2) 차폐창 배치

(3) 가변형 이동식 핫셀창

그림 2. SFR 핵연료 원격 제조 mock-up 시험 시설 개요도.

파이로시설의 핵물질 계량 및 안전조치 설계 방안 분석

신희성, 이태훈, 박광준, 안성규, 주준식, 정정환, 엄성호, 김승현, 홍종숙, 김호동

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 대덕대로 1045

shinhs@kaeri.re.kr

1. 서론

안전조치(Safeguards)란 원자력의 평화적 이용에 수반되는 핵물질, 장비, 시설 등이 핵무기나 기타의 핵폭발장치의 제조에 전용되지 못하도록 검증하는 일련의 활동을 의미하며, 안전조치의 주요 대상은 평화적 목적의 원자력활동에 수반되는 핵물질, 장비, 시설, 기술 및 이들에 의하여 파생되는 물질 등이라고 규정하고 있다. 안전조치(Safeguards)를 행하는 구체적인 주요 수단은 사찰(Inspection)이며, 해당국가가 제공한 핵물질 보고서를 확인하고 검증하는 것으로서, 핵물질 계량(Accounting), 격납(Containment) 및 감시(Surveillance) 등을 통하여 이루어진다. 그러나 현재 국내에서 연구가 활발히 진행되고 있는 파이로공정에 대한 안전조치 접근방안은 세계적으로 정립되지 않는 상태다. 이에 따라 IAEA는 한국에 회원국지원 프로그램(member state support program : MSSP)을 요청하였고, 정부의 승인을 거쳐서 파이로시설의 안전조치에 대한 한-IAEA 양자간 MSSP를 2008년 8월부터 3년간의 수행하기로 합의하였다. 이 공동연구는 기준파이로시설을 설정하고, 개념적인 안전조치 설계 및 안전조치성 분석을 수행하는 것이 주요내용이다. 이를 수행하는 첫 단계로 본 연구에서는 핵물질 계량방안에 주안점을 두고, IAEA로부터 시설부록(facility attachment)을 받음으로써 안전조치 접근방안이 정립된 차세대 종합공정 실증시험시설(Advanced spent fuel Conditioning Process Facility : ACPF)에 적용한 안전조치 설계 및 핵물질 계량기술을 기준으로 공학규모 파이로시설에 적합한 핵물질 계량 및 안전조치 설계(design of safeguards approach) 방안을 도출/분석하였다.

2. 본론

실험실 규모인 ACPF는 사용후핵연료를 분말화 및 전해환원 공정을 통하여 사용후핵연료의 금속전환을 실증하는 시설로서 단일 물지수지역(Mass Balance Area : MBA)이 설정되어 있으며, 이 시설의 입출입 지점에 4개의 유동(flow) 주요측정지점(Key Measurement Point : KMP)이 설정되어 있고, 시설 내부의 단위공정 위치에 5개의 재고(inventory) 주요측정지점(KMP)이 설정되어 있다[1]. ACPF에 비해 공학규모 파이로시설은 대용량으로서 사용후핵연료 수납/저장시설, 파이로공정시설, 우라늄과 TRU 잉곳 제조/저장시설, 폐기물 저장시설이 독립시설로 운영될 것임으로 각 시설에 별도의 MBA를 설정해야 하고 시설간의 입출입 지점에 유동 KMP를 설정해야 한다. 파이로공정시설은 공기셀과 알곤셀로 분리되며, 공기셀에는 사용후핵연료 절단 및 탈포복/분말화 공정이 있고, 안전조치 관점에서 사용후핵연료 분말혼합공정을 추가해야 하고, 이들 각 단위공정 위치에 재고 KMP를 설정해야 한다.

ACPF의 핵물질 계량관리를 위해서 개발된 중성자 동시 계수기(ACP Safeguards Neutron Counter : ASNC)[2]는 피동형 중성자 계수기로서, 사용후핵연료와 그의 변환물질을 대상으로 하며, 핵물질에 포함되어 있는 주요한 중성자 선원인 Cm을 측정하고 Cm 비율(U-235/Cm 혹은 Pu/Cm 비율)을 사용하여 특수핵분열성물질(special fissionable material : U-235, Pu)의 양을 결정하는 ACPF 전용 핵물질 계량장비다. 공학규모 파이로시설에는 전해정련/제련공정이 추가되며, 이 공정에서는 우라늄이 먼저 회수되고, 나머지 TRU는 정제되어 SFR의 핵연료로 만들어진다. 회수되는 우라늄의 계

량을 위해서는 능동형중성자 계수방법을 도입해야 하며, TRU에 포함되어 있는 Pu의 측정시, Cm 비율이 일정하게 유지될 경우에는 기존의 피동형 중성자 계수방법을 사용할 수 있고, 이 비율이 일정하게 유지되지 않을 경우에는 직접 측정방법이 도입되어야 한다. 핵물질량이 미량 포함되어 있는 폐기물에도 능동형 중성자 계수방법이 적합하며, 사용후핵연료 수납시설에는 감마-중성자 통합측정시스템이 적합하다. 이외 개발 중에 있는 레이저유도분광기(Laser Induced Breakdown Spectroscopy)와 중성자 자체 흡수도 측정(Self Indication Neutron Resonance Densitometry : SINRD) 방법 등이 성능 입증 결과에 따라 파이로시설의 유용한 핵물질 계량장비로 활용될 수 있을 것이다.

Cm 비율을 사용하여 핵물질을 계량하는 ASNC와 같은 피동형 중성자 계수방법에서는 시료 내의 핵물질의 균질한 분포를 전제한다. 사용후핵연료 경우에는 이 균질의 지표가 연소도이다. 적은 양의 사용후핵연료를 취급하는 ACPF에서는 연소도가 균질한 연료봉을 택할 수 있고, 또한 연소도가 균질한 연료봉 중심부분만을 시료로 취할 수 있기 때문에 시료의 연소도 불균질 문제를 쉽게 극복할 수 있다. 그러나 연간 10 톤의 사용후핵연료를 처리하고 배치당 100 kg 정도를 취급하는 공학규모 파이로시설에서는 배치 내 시료의 불균질이 핵물질 계량에 미치는 영향이 매우 크기 때문에 분말혼합공정이 반드시 필요하고, 혼합공정을 통해 균질화된 분말에 대해 모든 수단을 동원해 정확한 핵물질 계량이 수행되어야 한다. 이를 통하여, 발전소에 제공하는 핵물질량을 정밀 검증해서 파이로공정에서 형질변경이 시작되기 전에 발전소와 파이로시설의 인수/인도 차이 (Shipper-Receiver Difference)를 결정할 수 있고, 이를 IAEA의 인정을 받아 정보의 연속성 (Continuity Of Knowledge : COK)을 유지할 수 있다. 또한, 파이로공정에 입력된 사용후핵연료의 초기재고량을 확정하여 파이로공정의 물질수지 기준값으로 활용할 수 있고, 특수핵분열성물질 (U-235, Pu)의 초기값을 확정하여 핵물질 계량관리의 기준값으로 활용할 수 있을 것이다. 아울러, 정확한 핵물질량 계량으로 미계량물질량(Material Uncounted For : MUF)을 저감시켜 빈번한 재고조사로 인한 파이로공정 작업 중단 등의 부담을 최소화할 수 있을 것이다.

3. 결론

ACPF에 적용한 안전조치 설계 및 핵물질 계량기술을 분석하고 이를 기준으로 공학규모 파이로 시설에 적합한 핵물질 계량방안 및 안전조치설계(design of safeguards approach) 방안에 대해서 살펴보았다. 이를 통하여 공학규모 파이로시설에 대한 MBA 및 KMP를 설정하였고, 발전소와 파이로 시설간의 SRD 결정 및 파이로시설의 사용후핵연료 기준값 결정을 위해서 분말화공정시스템이 반드시 필요함을 확인하였으며, 파이로의 단위공정별 발생하는 핵물질의 특성에 따라서 적합한 핵물질 계량방안을 도출하였다. 아직 파이로공정 안전조치기술로 IAEA 공인된 기술이 없기 때문에 한-IAEA 양자간의 회원국지원 프로그램(MSSP)을 통하여 IAEA의 파이로시설 안전조치 기술기준을 마련하고, 파이로시설의 안전조치 설계와 핵심적인 핵물질 계량 개발을 병행해 나가야 할 것이다.

사 사

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

- [1] 김호동 외, 사용후핵연료 관리.이용 기술개발, 한국원자력연구원 보고서 KAERI-RR-2772/2006.
- [2] T. H. Lee, H. D. Kim, K. J. Jung, S. W. Park, Development of a Neutron Coincidence Counter for the Advanced Spent Fuel Conditioning Process, J. Korean Phys. Soc., Vol. 48(2), p. 218, 2006.

KAERI와 GEH의 파이로 개발전략

유길성, 김호동, 박성원

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045 (덕진동 150-1)

yougil@kaeri.re.kr

현재 전세계적으로 고유가에 따른 에너지 문제와 화석연료 사용에 따른 CO₂ 배출로 지구 온난화 문제의 심화 등, 앞으로의 에너지 개발은 친환경적이어야 한다는 데에는 이견이 없다. 따라서 친환경적인 신재생에너지의 집중적인 개발로 이러한 문제들을 해결하는 것이 가장 바람직한 방향이지만, 아직까지는 현재 사용 중인 에너지원들에 비해 신재생에너지의 경제성이 낮아 이를 위한 장기간의 연구투자가 필요한 실정이다. 따라서 현 단계에서 가장 값싼 에너지원의 하나로 입증되어 있고, 또한 환경문제에서도 비교적 자유로운 원자력 에너지에 대한 세계적인 관심이 집중되고 있으며, 미국, 중국, 인도, 유럽, 아시아 등 전세계적으로 원자력 발전소의 추가 및 신규 도입계획이 속속 발표되고 있다. 그러나 원자력 또한 이의 활발한 이용을 위해서는 고준위 방사성 폐기물의 처리문제가 가장 중요한 문제로 떠오르고 있으며, 그 중에서도 사용후핵연료의 관리문제는 가장 시급히 해결해야 할 문제로 부각되고 있다.

한국원자력연구원도 이러한 사용후핵연료의 관리문제를 해결하기 위한 연구 과제를 수행해오고 있으며, 그 중 하나가 파이로(Pyroprocess) 공정개발이다. 1997년부터 관련연구가 착수되어, 2001년부터는 약 6년간에 걸쳐 파이로의 전처리 공정 및 전해환원 공정에 대한 실험실 규모 실증시설인 ACPF(Advanced spent fuel Conditioning Process Facility)를 개발한 바 있다. 또한 최근 몇차례 공청회에서 발표된 교육과학기술부의 미래 원자력시스템 연구개발 Action Plan에서는 향후 파이로 기술의 상용화를 위해 2016년까지 약 10톤/년 규모의 공학규모 파이로 실증시설(ESPF)을 건설하고 이를 기초로 2025년까지 100톤/년 규모의 파이로 상용시설(KAPF)을 건설하여 여기서 나온 우라늄 및 TRU 물질을 이용해 2030년까지 개발 예정인 소듐냉각 고속로에 필요한 핵연료를 제작, 공급 하는 실증계획을 제시한 바 있다.

미국의 GEH(General Electric-Hitachi)도 지난 약 30년 가까이 소듐냉각 고속로를 기본으로한 Pyroprocess 사용후핵연료 처리시설을 개발해 오고 있다. 최근에는 미 정부의 GNEP 프로그램과 관련하여 GEH의 핵연료주기 개념을 적용한ARC(Advanced Recycling Center) 개념설계를 미 정부에 제의한 바 있다.

본 연구에서는 KAERI와 GEH의 핵연료주기개발 기본전략들을 나뉠대로 비교, 분석해 보았다.

빈 면

제3분과

사용후핵연료 및 핵연료주기 (Poster)

빈 면

고온진공 회전로형 휘발성 산화실험 장치제작

이재원, 조광훈, 이영순, 이해원, 박장진
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
niwlee@kaeri.re.kr

1. 서론

고온 휘발성 산화공정은 크게 약 400~700°C에서 산화탈피복을 통해 핵연료 펠렛 또는 분말덩어리를 산화하여 분말화 하는 단계와 1000~1200°C, 약 1 torr 이하의 진공에서 입자조질 및 휘발성 핵분열생성물을 제거하는 단계로 구성되어 있다. 진공상태에서는 휘발물질이 응축되지 않으며 휘발속도가 빨라서 휘발시간을 단축시킬 수 있다. 고온 1000~1200°C에서 진공을 유지한 상태에서 회전로형을 이용하여 핵분열생성물을 제거한 예가 없다. 또한 한국원자력연구원에서 개발한 핵분열생성물 배기체 포집기술은 고온화확흡착법에 의한 것으로 회전형 산화휘발장치와 고정형 배기체 포집장치간의 배기체의 응축을 방지할 필요가 있다. 전해환원공정에서 산화우라늄의 분말형태는 전해환원 반응속도와 충진율을 높이기 위해서는 미소결정들이 화학적으로 결합하여 다공성이 있는 구형 응집체 형태가 바람직 할 것으로 사료된다. 따라서 본 연구에서는 산화우라늄분말의 입도제어가 가능한 고온진공 회전형 휘발성 산화실험 장치를 제작하였다. 또한 고정형 알루미늄 관형로와 U_3O_8 분말을 이용하여 입도제어 가능성을 실험하였다.

2. 고정형로와 U_3O_8 분말 이용 입도제어 가능성 실험

단순하게 열처리를 하여 입자성장이 가능한지 확인하기 위해서 고정 수평형 알루미늄 관형로를 이용하여 공기분위기 및 진공하에서 연소도 80,000MWd/tU에 해당하는 $(U_{0.963}Nd_{0.037})_3O_8$ 분말의 입자성장을 관찰하였다. 공기분위기하 온도 500~1200°C에서 입자성장을 SEM으로 관찰한 결과를 그림 1에 나타내었다. $(U_{0.963}Nd_{0.037})_2O_2$ 소결체를 500°C에서 산화처리 하여 생성된 분말은 "Pop Corn" 형상을 보이며(그림 1.(a)), 900°C에서의 입자형상은 500°C에서와 같은 거친 표면은 없어지나 한 개의 입자내에 균열에 의해 생성된 미세입자들이 붙어 있는 형태를 그대로 유지한다(그림 1.(b)). 그러나, 1000°C에서는 이러한 미세입자들이 각각 하나의 등근 입자로 변형되며 목형성(neck formation)에 의해 입자성장이 시작되며(그림 1.(c)), 1100°C 이상에서는 온도가 증가됨에 따라서 표면에너지가 낮추기 위해서 입자는 비교적 원형에 가까우며, 치밀한 표면을 가진다(그림 1.(d)). 또한 온도증가에 따라서 입자가 보다 크게 성장함을 알 수 있었다. 진공하에서도 $(U_{0.963}Nd_{0.037})_3O_8$ 분말의 입도성장이 가능한지를 알아보기 위해서 $(U_{0.963}Nd_{0.037})_3O_8$ 분말을 1 torr의 진공을 유지하면서 상온에서 1200°C 까지 승온시켜 1시간동안 열처리를 하였다. SEM 관찰한 결과(그림 2)에 의하면 열처리 시간은 틀리지만 공기분위기와 동일하게 입자성장을 관찰할 수 있었다.

3. 고온진공 휘발성 산화실험 장치제작

200gU/batch의 SIMFUEL을 산화처리, 50 mmL 절단 핵연료 피복관 5개를 산화탈피복이 가능하도록 휘발성 산화실험 장치를 설계하였다. 휘발성 산화처리로는 약 1200°C(Inconel 재질)에서 1 torr 이하의 진공도를 만족하며, 휘발성 산화처리로의 회전속도는 최대 60 rpm 되도록 설계하였다. 그림 3.(a)은 고온진공 휘발성 산화공정 실험장치도를 나타낸 것으로 휘발성 산화처리로(산화탈피복로, 산화처리로), 산화처리로의 회전부, 진공유지 및 배기체 처리장치와 연결부, 온도센서 및 반응성 가스 주입구로 4개의 모듈 구성하였다. 회전부인 산화처리로의 진공을 유지하고 고정형인 배기체 처리장치와의 접속을 위해서 고정형 실린더(반응로 Guide)를 추가 설치하였으며, 고정형 실린더에 배관을 설치하여 배기체 처리장치와 접속하도록 하였다. 회전부와 고정부간의 진공은 가열로의 단열재 외측에 삽입된 내열성 O-ring에 의해서 유지된다. 회전부와 고정부간에 고온 내열성 베어링을 설치하여 회전부의 원활한 회전과 장치무게에 의해 생기는 응력을 분산시킬 수 있도록 하였다. 그림 4는 제작된 산화실험 장치의 사진이며, 산화처리로 내부에서 분말을 유동시켜 분말간의 접촉을 원활하여 분말입자가 성장할 수 있도록 등축방향으로 6개의 lifter blade를 설치하였다. 그림 5는 휘발성 산화실험 장치와 배기체 처리실험 장치를 연결한 고온 휘발성 산화공정 시스템을 나타낸 것이다. 두 장치의 연결부에는 휘발성 핵분열생성물의 응축을 방지하기 위해서 가

열기를 설치하였다. 분말 입도제어 실험시에는 두 장치를 분리할 수 있도록 하였다.

4. 결론

U₃O₈ 분말은 약 1000~1200℃에서 분말간에 소결에 의해서 응집되므로 고온진공 회전로형 산화실험 장치를 이용하여 분말을 회전시킬 경우, 구형에 가까운 분말이 생성될 것으로 사료된다.

사 사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

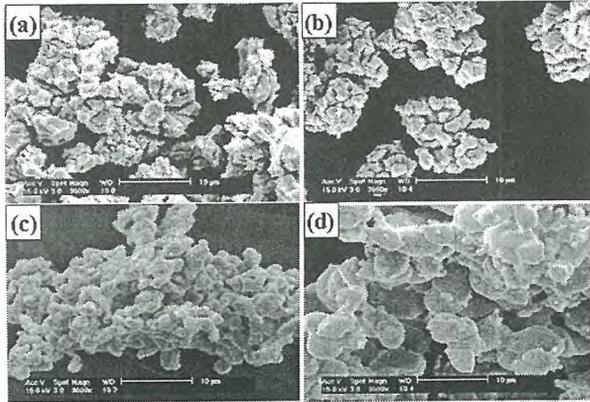


그림 1 온도에 따른 우라늄산화물 분말의 입자성장;
(a) 500°C/5hrs, (b) 900°C/16hr, (c) 1000°C/16hr,
(d) 1200°C/hr

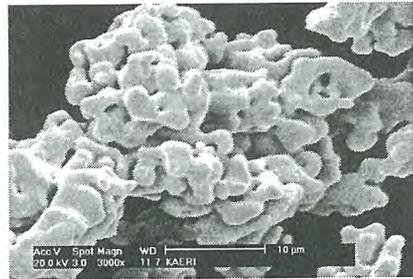
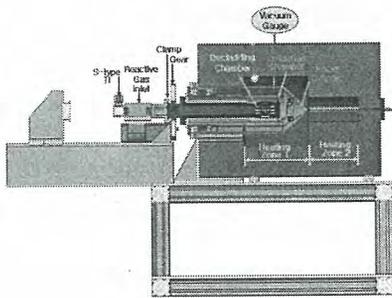
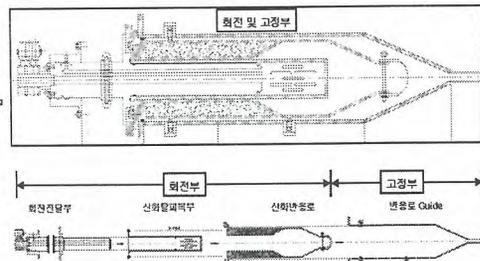


그림 2 진공분위기하에서 입자성장
(1torr, 1200°C/1hr)



(a) 전체도



(b) 회전부와 고정부

그림 3 휘발성 산화실험 장치 설계도면

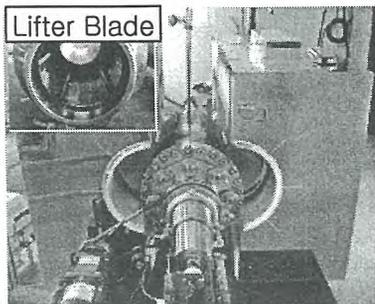


그림 4 휘발성 산화실험 장치

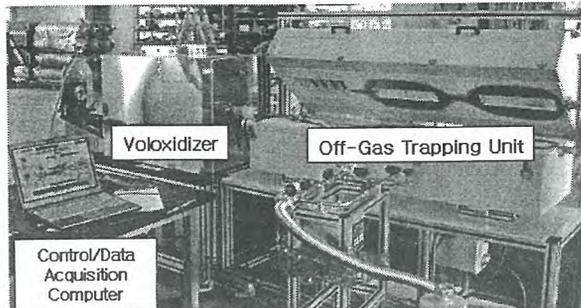


그림 5 고도 휘발성 산화공정 시스템

전해환원용 구형 분말 제조를 위한 조립기술 분석

이재원, 이정원, 이영우, 박근일, 송기찬, 박장진
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
 niwlee@kaeri.re.kr

1. 서론

고도 휘발성 산화공정에서는 열처리분위기에 따라서 O/U가 다른 3종류의 U_3O_8 , UO_{2-x} , UO_2 분말 제조가 가능하며 분말형태는 전해액의 침투가 용이하고 전해환원 반응속도를 증가시키기 위해서는 미소결정들이 화학적으로 결합하여 다공성을 갖는 응집체 형태가 바람직 할 것으로 예상된다. 또한 전해환원공정은 회분식이기 때문에 공정용량을 증대시키기 위해서는 충전율이 높은 산화우라늄 분말이 요구된다. 충전율을 높이기 위해 구형 응집체를 갖는 산화우라늄분말을 제조할 필요가 있다. 이러한 분말의 제조는 고체상 물질을 취급할 때 가장 편리한 형태인 작은 성형체를 만드는 조립(granulation)기술에 의해서 가능할 것으로 여겨진다. 따라서 본 연구에서는 다공성 구형 응집체를 제조하기 위해 적합한 조립기술을 분석하였다.

2. 조립기술 분석

조립기술은 크게 혼합조립, 강제조립, 열이용 용융·분무조립으로 구분된다. 열이용 조립은 분말을 용융액 및 슬러리 상태로 만들어 조립하는 방법으로 고온 및 냉각공정이 필요하기 때문에 적합하지 않다. 분말상태로 조립하는 방법인 혼합조립 및 강제조립의 형식과 특징을 표 1에 나타내었다. 혼합조립에 있어 분말간의 작용하는 결합력으로는 액체의 모세관(capillary) 흡입력, 점결제의 부착력, Van der Waals력, 극부적인 용착 또는 반응에 의한 결합력을 이용하는 것이 있다. 혼합조립형식으로는 전동형, 유동층형, 원심전동형, 원심전동유동층형, 교반형 등이 있다. 강제조립은 분말에 외력을 가하여 강제 조립하는 방법으로 압축성형, 압출조립, 파쇄조립형이 있다.

전동조립은 분말용기를 회전시켜 용기 중간에 분말과 점결제를 연속 또는 회분식으로 공급하여 중력 전동하는 분말의 표면을 적서 입자끼리 결합하여 조립체를 만든다. 전동형 조립장치에 의해서 수 mm ~ 수십 mm의 구형에 가까운 조립체를 얻을 수 있다. 조립기구는 점결제를 첨가하여 가습시켜 분말 응집체를 생성시켜, 이의 주변에 있는 분말이 부착하여 중력 전동의 압밀작용에 의해서 강도를 갖는 성형체가 형성된다. 유동층은 분말의 유동을 이용하여 조립하는 방법으로 유동층의 하부에서 공기를 공급하여 분말을 유동시키며 분말층에 점결제를 분무상으로 공급하여 조립한다. 유동층형 장치의 분말에 가하는 혼합작용은 전동형보다 강력하여 단위 용적당 처리능력이 큰 것이 특징이다. 그러나, 유동층형은 압밀작용이 강하지 않아 밀도가 낮고, 공극율이 큰 부정형의 과립이 얻어지므로 조립체의 강도도 약하다. 원심전동 및 원심전동유동층형은 유동층형의 연질·부정형의 과립조립과 같은 결합을 해결할 수 있는 중질 및 구형의 조립이 가능하다. 또한 처리능력이 큰 장치도 개발되어 있다. 이러한 형태의 장치로 대표적인 것은 하부에 회전 원판에 의해 분말에 원심 회전 작용을 가하여 여기에 점결제를 공급하여 조립을 하는 CF-GRANULATOR, 회전원판 및 공기류를 조합한 SPIR-A-MOTION (원심전동과 회전분류층의 복합작용)을 분말에 가하여 여기에 점결제를 분무하여 조립하는 SPIR-A-FLOW가 있다. 특히 CF-GRANULATOR는 진구 입자의 조립에 적합하며, SPIR-A-FLOW는 유동화 조건을 변화시켜 경질에서 중질 과립, 부정형에서 구형입자까지 넓은 범위의 조립이 가능하다. 조립속도가 빨라서 대량생산에 적합하나, 회분식 조립기술로 전동형의 연속식에 비해 생산속도가 낮다. 교반형은 가습된 분말에 기계력(혼합, 혼련 작용)을 가하여 조립하는 방법으로 조립체의 형상은 불규칙하고 입도분포가 넓으며 장치내부에 부착물이 잔류하는 등의 결함이 있다. 교반형의 조립장치는 건조기를 요하는 것이 많으며, 대형으로 조립된 습윤 조립체에 대한 취급상의 문제도 있다. 강제 조립형에 의한 조립체는 불규칙하고 유동성 낮아 분말의 충전율을 높일 수 없다.

조립기술의 특성을 분말처리 조건, 공정조건, 작용력의 종류, 조립체 특성에 따라서 구분하여 간략하게 표 2에 나타내었다. 혼합조립법중 유동층 및 교반혼합형식은 조립체의 유동성은 좋으나 불규칙하기 때문에 충전율이 낮게 된다. 원심전동유동층형식은 유동화를 위해 기체의 가열과 냉각의 보조장비가 필요

하며, 원심전동형은 회전식 공정으로 분말처리량이 낮다는 단점이 있다. 전동형식은 입도분포가 넓으나 처리량도 높기 때문에 전해환원공정의 구형 분말제조에 있어서 가장 적합한 조립법인 것으로 사료된다. 그러나, 점결제의 CO₂, H₂O로의 완전연소 등 배기체 처리측면에서 검토를 수행할 예정이다.

3. 결론

조립기술 중에서 점결제 분무와 증력 전동의 압밀작용에 의해서 분말을 조립하는 전동형 조립기술이 조립체의 형상, 입도, 경도, 공극율, 충진을 측면에서 전해환용용 산화우라늄 구형 분말 제조기술에 적용가능성 가장 높음을 보였다.

사 사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

표 1 조립 형식 분류

조립법/형식	장치형식	조립법의 특징	
혼합조립	전동조립	회전팬	경사진 회전팬안의 공급분말에 액체 점결제를 산액하여 응집조립체를 생성하고, 또 회전팬의 분급효과를 이용하여 비교적 크게 성장한 조립체를 림(rim)에서 배출한다.
		회전드럼	경사진 회전 원통에 습윤 분말을 공급하여 이것이 원통 안에서 전동운동을 하는 동안에 응집 조립체가 된다.
		회전원추	회전 원통의 조작방식이 같으나, 머리를 절단한 원추형에 의한 응집 조립체의 분급효과를 이용하여 비교적 크게 성장한 조립체를 배출한다.
	유동층조립	유동층	열풍으로 분말을 유동화시켜 유동분말에 액체 점결제(수용액, 콜로이드액 등)를 산액하여 응집 조립한다.
		유동분류층	유동층의 경우와 같으나 층안의 분말에 순환류를 유지하고, 또 분급효과를 이용하여 비교적 크게 성장한 조립체를 배출한다.
		분류층	분류층의 장점을 이용하여 굵은 입자에 수용액, 콜로이드 액 등을 분무하여 부착시키고, 동시에 건조하면서 조립한다.
	원심 유동층	원심전동	회전판의 원심전동작용과 점결제를 분무하여 조립한다.
		원심유동	회전판의 원심전동작용과 통기에 의해 유동화작용을 가하여, 여기에 점결제를 분무하여 조립한다.
		SPIR-A-Flow	회전판, 교반 날개 및 통기에 의해 spir-a-flow를 분말에 가하여, 여기에 점결제를 분무하여 조립 및 건조를 한다.
	교반조립	Back mill	분말과 액체 점결제를 혼합하여 flock 모양의 분말응집체를 출구의 파쇄기구에 의해서 분다.
Han-Cell		분말과 액체점결제를 고속으로 교반·혼합하여 세립상의 응집조립체를 만든다.	
아이리히		회전용기 안의 분말에 액체 점결제를 첨가하면, 회전혼합자에 의해서 교반하여 응집조립체를 만든다.	
강제조립	압축형	압축 roll	분말을 적당한 점결제로 혼합한 것을 압축 롤에서 판상으로 성형하여 이것을 후공정에서 파쇄 처리한다.
		브리켓팅롤	회전롤 표면의 몰드에 분말을 넣고, 압축하여 브리켓을 만든다.
	압출조립	타정	절구안에 정용량의 분말을 충전하여 이것을 상하 절구공 사이에서 압축 성형하여 정을 만든다.
		Screw	저온의 분말을 스크루로 수송하여 원통상 다이에서 압출한다.
		회전다공 dies	저습의 분말을 회전다이와 롤 사이에 투입하여 이것을 롤에 의해 다이에서 압출한다.
	파쇄조립	회전 blade	저습의 분말을 원통상 다이 안에 투입하여 이것을 회전허들에 의해 다이에서 압출한다.
		회전 knife(중)	회전 knife로 분말의 응집체를 파쇄하여 스크린에서 배출시킨다.
		회전 knife(중)	고속 회전 knife로 분말의 응집체를 파쇄하여 원통상 스크린에서 배출시킨다.
		회전 bar	각 주상 또는 원주상의 회전 바(bar)로 분말의 응집체를 파쇄하여 스크린에서 배출시킨다.

표 2 조립장치 및 조립체 특성

분류	조립법	분말처리 조건			공정조건				작용력 종류						조립체 특성									
		원료	점결제	가열냉각	연속	회분	상태	처리량	부착	응집	마찰	냉각	가열	결정화	표면장력	압축력	전단력	형상	입도 (mm)	입도분포	유동성	용해성	경도	공극율
혼합조립	전동형	분	O	X	◎	O	F	대	O	O								구	2~20	광	O	△	◎	소
	유동층형	분	O	O	O	◎	F	대	O	O		O	O					불규칙	0.1~2	광	O	◎	O	대
	원심전동형	분	O	X	X	O	F	중	O	O								진구	0.1~2	협	◎	O	◎	소
	원심전동 유동형	분	O	O	X	O	F	대	O	O		O	O				O	불규칙~구	0.05~2	협	◎	◎	◎	소~대
	교반혼합형	분	O	X	O	◎	F	중	O	O		O	O				O	불규칙	0.05~2	광	△	O	O	중
강제조립	압축형	분	OX	X	O	X	P/F	대	O	O	O	O	O		O			Flake	0.5~10	광	△	O	O	소
	압출형	분	O	X	O	X	P/F	중	O	O		O	O		O	O		원통	0.5~10	협	△	△	O	중
	파쇄형	분	X	X	O	X	P	중								O		불규칙	0.1~1	광	△	O	O	대

F : Fenicular, P : Pendular

고온산화처리에 의해 상분리된 희토류 함유 산화우라늄의 오존산화반응 특성

이재원, 양문상, 박장진, 송기찬, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
njwlee@kaeri.re.kr

1. 서론

희토류 원소가 고용된 (U,RE)O₂ 소결체를 500℃에서 (U,RE)₃O₈ 상의 분말로 만든 후 1,150℃ 이상으로 고온 산화열처리를 하면, RE 농도가 높은 (U,RE)O_{2+x} 상과 RE 함량이 매우 낮은 U₃O₈ 형태 상으로 분리된다. 산화 우라늄은 상자성(paramagnetic)을 갖는 물질로써 자화율의 크기는 UO₂ > U₄O₉(UO_{2.25}) > U₃O₈ > UO₃의 순이다. (U,RE)O_{2+x}의 자화율은 대부분 RE의 농도가 증가함에 따라서 증가하게 된다. 따라서 고온 산화처리에 의해 생성되는 혼합상 분말의 분리를 위한 방법의 하나로 상자성의 미립자 분말을 분리할 수 있는 고구배 자기분리 기술이 고려되고 있으며, 자기분리 효율은 두 상간의 자화율 차이가 클수록 증가할 수 있다. 오존은 강산화제로 저온에서 금속분말의 산화처리에 이용되고 있다. 따라서 본 연구에서는 고온산화처리에 의해 생성된 혼합상의 분말을 오존 산화반응에 의해서 선택적으로 U₃O₈ 상만을 UO₃ 상으로 전환시켜 자화율 차이가 큰 혼합상의 분말을 제조하고자 하였다.

2. 실험

오존발생기는 고농도의 오존을 발생시킬 수 있는 고주파 무성방전방식, 배오존분해기는 열분해방식으로 선정하였다. 오존농도가 높은 조건을 얻기 위해서 오존발생에 필요한 동력과 1 atm의 상온에서 산소유량에 따른 오존농도를 측정하였다. 오존농도는 동력의 증가와 유량이 감소함에 따라서 증가하였으며 최대농도는 유량 50 ml/min에서 6.6 vol.%였으나(그림 1), 산화반응로의 관경이 40 mm로 크기 때문에 균질한 반응을 위해 유량이 100 ml/min에서 오존농도가 6.2 vol.%인 조건을 본 실험에 적용하였다. 오존의 반감기는 120℃에서 1.5시간 매우 기나 250℃에서 1.5초로 극히 짧다. 따라서 실험온도 범위를 175~225℃로 하여 반응시간에 따른 U₃O₈ 분말 및 고온산화처리 혼합상 분말의 산화거동 실험을 하였다. U₃O₈ 분말은 UO₂(ADU 공정)분말을 500℃에서 산화시켜 제조하였고, 혼합상의 분말은 연소도 60,000 MWd/tU에 해당하는 (U,RE)O₂ 소결체를 제조하여 이를 500℃에서 산화시켜 (U,RE)₃O₈ 분말을 만든 후에 다시 1,150℃에서 16시간 공기분위기하에서 열처리하여 제조하였다.

3. 결과 및 토론

U₃O₈ 분말을 175~225℃에서 2~6시간동안 오존처리를 한 결과 반응시간에 따라서 무게가 증가하였으며 UO₃ 분말의 특징색인 오렌지색으로 변색이 일어났다. 그림 2는 온도에 따라서 6시간동안 반응시킨 후에 U₃O₈이 UO₃로 전환되는 율을 나타낸 것으로 200℃에서는 모두 UO₃ 상으로 전환되었다. 반면에 225℃에서는 전환율이 낮는데 이는 오존이 온도증가에 따라서 반감기가 낮은 것에 기인한 것으로 여겨진다. X선 회절분석 결과에 의하면 사방정 구조인 U₃O₈ 상(이론밀도: 8.4 g/cm³)의 분말은 오존과 반응하여 단사정계 구조의 ε-UO₃ 상(이론밀도: 8.54 g/cm³)과 유사한 상으로 상변화가 일어났음을 알 수 있었다(그림 3.(c)). 1,150℃에서 산화 열처리하여 생성된 RE농도가 높은 (U,RE)O_{2+x}와 U₃O₈의 혼합상(그림 3.(b)) 분말을 200℃에서 6시간동안 오존처리를 하여 생성된 분말을 X선 회절분석을 하였다. 그림 3.(d)은 X선 회절분석 결과로 아래 반응식과 같이 U₃O₈만이 선택적으로 반응하여 UO₃로 상변화가 일어나고 (U,RE)O_{2+x}는 최대 산화도를 갖는 (U,RE)O_{2.25}로 산화된다.

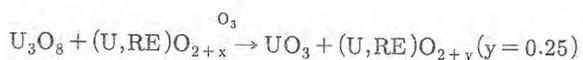
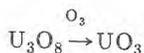


그림 4는 오존산화처리 후의 분말형상을 SEM으로 관찰한 것으로 작고 둥근 입자는 $(U,RE)_4O_9$, 큰 입자들은 U_3O_8 로 오존처리에 의해서 입자형상은 거의 변화가 없음을 알 수 있었다.

$(U,RE)_4O_9$ 의 자화율과 유사할 것으로 예상되는 U_4O_9 의 자화율은 $7.15 \times 10^{-6} \text{ g/cm}^3$ 로 U_3O_8 의 자화율($0.95 \times 10^{-6} \text{ g/cm}^3$)보다 약 7.5배 높고, UO_3 의 자화율($0.1 \times 10^{-6} \text{ g/cm}^3$)보다 71.5배 높다. 따라서 고온산화처리에 의해 생성된 서로 붙어 있는 혼합상의 입자들을 저온 환원/산화반응에 의해 떼어내고 이를 오존처리를 하여 자화율 차이가 큰 분말을 만들어서 자기분리를 하면 분리효율을 높일 수 있을 것으로 여겨진다.

4. 결 론

고온산화처리에 생성된 혼합상 분말을 오존처리를 할 경우에 U_3O_8 만이 선택적으로 반응하여 자화율이 매우 낮은 UO_3 로 상변화가 일어나므로 자화율 차이가 매우 큰 혼합상의 분말을 얻을 수 있었다.

사 사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

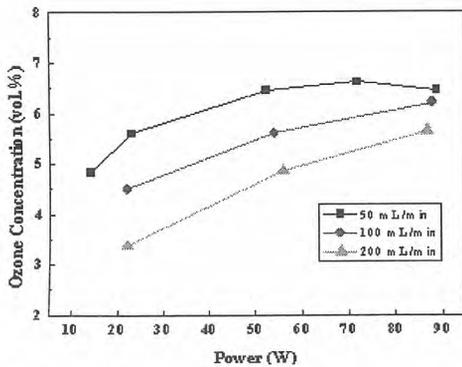


그림 1 동력 및 유량에 따른 오존농도.

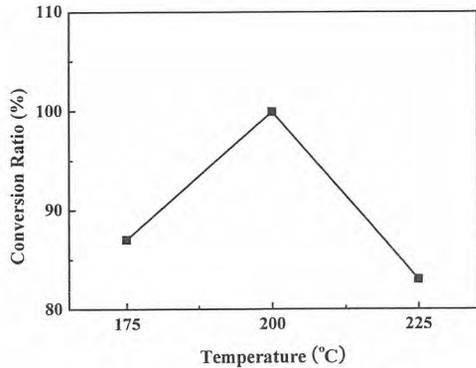


그림 2 반응온도에 따른 전환율.

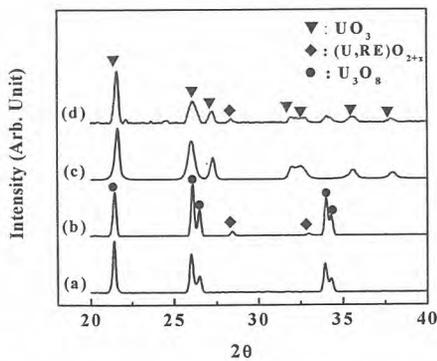


그림 3 오존처리에 따른 상변화; (a) 순수 U_3O_8 분말, (b) 고온산화 혼합상 분말, (c) U_3O_8 분말 오존처리 (d) 고온산화 혼합상 분말 오존처리.

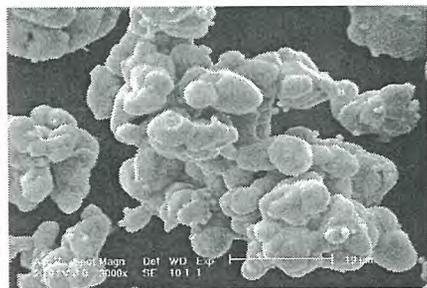


그림 4 오존처리후 분말형상.

Si/Al 몰비에 따른 Ar과 Air 분위기하 세습 포집특성

김지현, 신진명, 박장진, 송기찬

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

jihyun9775@nate.com

1. 서론

고도 휘발성 산화공정은 파이로프로세싱의 중요한 전처리공정으로서 탈피복, 분말화, 핵종제거, 입도제어, 배기체처리 등의 기능을 갖고 있다. 이 중 주요 휘발핵종인 세습의 휘발 및 포집조건을 수립하기 위해 다양한 분위기(Ar, 공기, 진공 등) 및 온도에서 실험을 수행하고 있다. 배기체 처리 관점에서 공정분위기, 석탄회필터 내 Si 및 Al 성분은 세습 포집특성에 영향을 미칠 수 있다. 따라서 본 실험에서는 Ar과 Air 분위기하 Si/Al 몰비에 따른 세습의 포집특성을 TGA 및 XRD 등을 이용하여 분석하였다.

2. 실험 방법

세습의 고정화재료로서 SiO_2 (Aldrich사, 99.6%)와 Al_2O_3 (Aldrich사, 99.8%)를 사용하였고 기체상 세습의 공급원으로 CsNO_3 (Aldrich사, 99%)를 사용하였다. 실험에 사용된 열중량분석기(Setaram, 92-12)는 Fig. 1에 나타낸 것으로 열중량분석을 수행하기 전 장비 내로 냉각수를 흘려보낸 다음 TGA 장치에 장착된 micro balance와 전기부품을 보호하기 위해 비활성 가스인 Ar 가스를 20 ml/min로 주입한다. 그 다음 TGA 분석용 알루미늄 도가니에 수분을 제거시킨 CsNO_3 50 mg과 $\text{SiO}_2+\text{Al}_2\text{O}_3$ 80 mg을 혼합한 시료를 넣고 도가니를 TGA 저울에 장착한다. Carrier gas를 일정하게 20 ml/min로 TGA furnace를 통과하도록 흘려보내며 995 °C까지 20 °C/min 승온속도로 가열한 후 40분 동안 등온을 유지시켜 TGA 분석을 수행하였다. TGA 온도 profile은 Fig. 2에 나타내었다. Ar과 Air 분위기에서 Si/Al 몰비에 따라 세습과 반응하여 생성된 결정구조를 확인하기 위하여 10~70° 주사범위에서 XRD(X-ray diffractometer, D-5000, siemens Co.) 분석을 수행하였다.

2. 실험 결과 및 고찰

Fig. 3은 Ar 분위기에서 Si/Al 몰비에 따른 세습의 화학흡착 거동 및 포집량에 대한 TGA 결과를 나타내고 있으며 Fig. 4는 공기 분위기에서의 TGA 결과를 보여주고 있다. 분위기 가스와 상관없이 같은 패턴의 세습 포집곡선을 보여주고 있으며 Si/Al 몰비가 낮을수록 더 많은 세습 포집량을 갖는 것을 알 수 있었다. 그리고 Ar 분위기에서 Si/Al 몰비가 1.5인 경우에 가장 많은 세습 포집량을 갖는 것을 알 수 있었다. 세습 포집 후 시료를 XRD 분석한 결과 Fig. 5와 Fig. 6에 제시된 것처럼 세습은 분위기 가스에 상관없이 pollucite 형태로 포집되었음을 확인 할 수 있었다. 본 실험결과 Si/Al 몰비가 감소할수록 세습 포집량은 증가함을 알 수 있었다.

3. 결론

Si/Al 몰비를 1.5~3.0으로 변화시키면서 포집실험한 결과 몰비가 감소할수록 세습포집량이 증가하였으며 Ar 분위기하 Si/Al 몰비 1.5에서 0.87 g-Cs/g- $\text{SiO}_2+\text{Al}_2\text{O}_3$, Air 분위기하 0.76 g-Cs/g- $\text{SiO}_2+\text{Al}_2\text{O}_3$ 으로 나타났다. 향후, 세습 포집 후 석탄회필터의 처분관점에서 분위기별 세습 포집량의 변화에 따른 고온 열적 안정성, 내 침출성, 고화처리방법 등에 대한 추가 연구가 필요하다고 판단된다.

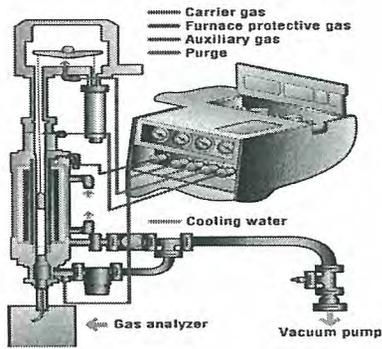


Fig. 1. Schematic diagram of thermogravimetric analyzer

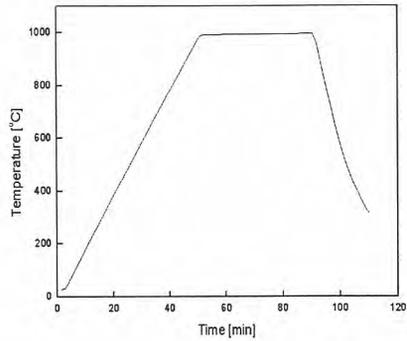


Fig. 2. Temperature profile for trapping cesium

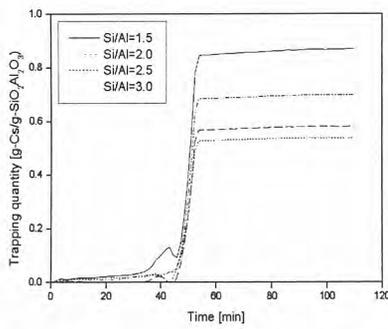


Fig. 3. TGA curves for Cs trapping quantity to time according to Si/Al mole ratio in Ar condition

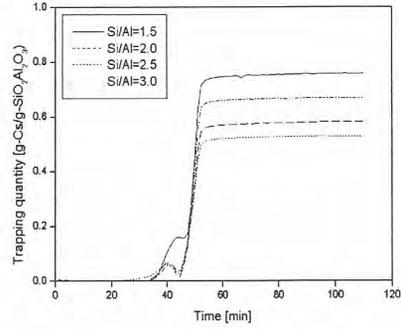


Fig. 4. TGA curves for Cs trapping quantity to time according to Si/Al mole ratio in air condition

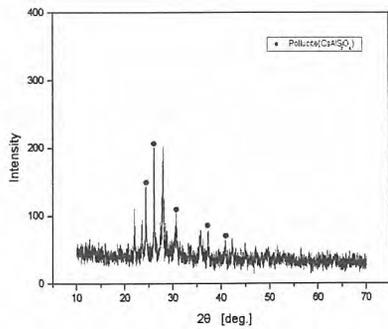


Fig.5. XRD pattern after trapping gaseous cesium in Ar condition.

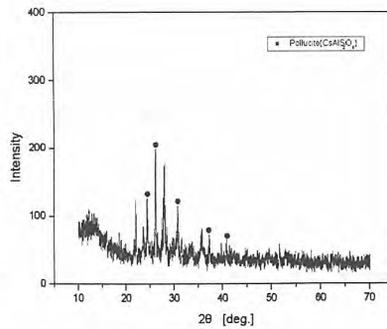


Fig.6. XRD pattern after trapping gaseous cesium in air condition.

사용후핵연료 무게와 로드컷 길이에 따른 고효율 탈피폭/분말화 일체형 장치의 스케일 업 설계 연구

김영환, 정재후, 박병석, 황정식, 윤지섭, 김호동
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045

yhkim3@kaeri.re.kr

1. 서론

탈피폭/분말화 일체형 장치는 절단 사용후 핵연료봉인 로드컷(연료봉+펠릿)을 탈피폭과 분말화를 동시에 처리하고, 차세대 공정장치의 “전기 금속환원 장치”에 U_3O_8 의 균질화 된 미세분말을 만들어 공급하는 산화 장치이다. 또한, 본 장치의 전 공정(Pre-process)인 사용후핵연료봉 절단 장치를 이용하여 핵연료봉을 일정한 간격으로 절단하고 절단된 로드컷(Rod-cuts)을 분장치 속에 투입한다. 투입된 연료봉내의 펠릿(pellets)을 분말화 하기위하여 가열장치의 유틸리티를 이용하여 일체형 장치에 고온 열과 공기를 공급하면서 UO_2 펠릿을 균질화된 U_3O_8 으로 분말화하고, 헐(Hull)로부터 분말을 분리하는 장치이다. 또한 산화공정 중에 공기분위기와 진공 상태에서 핵분열성 물질을 제거한다. 탈피폭/분말화 일체형 장치의 사용후핵연료 무게와 로드컷 길이에 따른 탈피폭/분말화 일체형 장치의 스케일 업(Scale-up)설계 연구목적은 고효율 탈피폭/분말화 일체형 장치의 스케일 업용 데이터를 얻기 위한 것이다. 이를 위해서 사용후핵연료 5kg, 20kg, 50kg, 100kg의 무게 변화량과 로드컷의 3cm, 5cm, 7cm, 10cm의 길이에 대한 변화량에 따라서 로드컷이 차지하는 볼륨을 예측할 수 있는 이론식을 도출하고, 장치크기를 도식화하였다. 이론식 값들의 도식화를 위해 3D모델링 프로그램(Solid works)을 사용하였다. 도식화 결과, 사용후핵연료 무게와 로드컷의 길이에 따라서 탈피폭/분말화 일체형 장치의 반응부와 장치크기를 예측 할 수 있었다. 또한 이론적으로 도출된 결과 값에 대해 검증실험을 수행하였다. 본 과제 수행을 통해 획득한 3차원 스케일 업 모델 데이터는 향후, 고효율 탈피폭 분말화 일체형 장치의 설계 및 특성 파악을 위한 재활용 가치로 역할을 할 것이다.

2. 로드컷 볼륨 예측 이론식 도출

볼륨 크기를 예측하기위하여 1~20cm 길이를 가진 각각의 소량(20~100개)의 로드컷에 대한 벌크(Bulk)볼륨과 컴팩트(Compact)볼륨을 비이커를 이용하여 측정하고 볼륨 상수 값을 실험적으로 얻었다. 또한 (Spent fuel) 펠릿의 크기(고리 1호기 14x14, 45,000 MWD/MTU)를 고려하여 무게별로 펠릿 개수를 계산하고, 볼륨상수 값을 반영하여 의 무게별 연료봉 체적을 계산하였다. 또한 회전반응부 크기를 알기 위하여 연료봉체적, U_3O_8 체적에 안전계수 값(1.5)을 적용하여 로드컷 볼륨 예측 이론식을 도출(식1)하였다. 100kg의 장치크기를 산출하기위하여 기존에 제작된 S/F 20kg용 시험 장치와 이론으로 산출된 반응기크기의 비로 장치의 지름 크기와 길이 크기 비 그리고 지름 크기 비를 계산하였다.

$$V_t = f_i \times L \times n \times \frac{\pi}{4} d^2 \quad (1)$$

(V_t : 이론체적, f_i : 벌크 팩터, d : 로드컷 직경, L : 로드컷 길이, n : 로드컷 수)

3. 회전반응부 크기 및 장치 크기 3D 도식화

회전반응부 크기 및 장치 크기의 3D 도식화를 수행하기 위해, 솔리드 워크스(SolidWorks) 프로그램을 사용하였다. 3D 모델링의 목적은 로드컷 볼륨 예측 이론식을 이용하여 반응부의 체적과 분말을 수집하는 반원형 분말 트레이(Tray) 및 분말수집기(Collector)의 볼륨을 S/F 무게별, 로드컷 길이별로 3D도식화를 위한 것이다. 특히 반응부의 체적을 구하기 위하여 고정조건

으로 내경 300mm에서 로드켓을 반응기에 50%로 채웠을 때를 가정하였다. 분말 반원형 트레이 볼륨의 3D 도식화를 위해서 분말이 트레이 밑 부분까지 쌓일 때를 고정조건으로 하였다. 이 목적은 각 대상에 대한 분말받침부의 반경을 결정하기위한 것이다. 또한 분말배출밸브 상부의 분말콜렉터(Collector)의 볼륨의 고정조건은 분말 배출구 직경을 100mm 하였다. 상기 3D 도식화를 수행하는데 있어 신뢰성 높은 형상 값을 얻기 위해 로드켓 볼륨 예측 이론식을 바탕으로 3차원 형상 모델링을 구현하였다.

4. 이론적 3D 도식화 체적의 실험적 검증

도식화의 검증실험을 수행하기위해서 S/F의 이론적 볼륨을 고려하여 5kg, 20kg, 50kg, 100kg의 아크릴 용기를 제작하였으며, 로드켓 길이별, S/F 무게별, 로드켓 수량을 100개에서 4740개까지 제작하였다. 로드켓의 재질은 SUS304를 사용해서 실제 지르카로이(Zry-4)튜브의 크기와 동일한 사이즈(OD:10.7mm)로 제작하였다. 또한 아크릴 반응기의 표면에는 볼륨을 측정할 수 있게 스케일을 표시하였고, 반응기크기별로 계산된 로드켓의 수량을 상부에서 쏟아 부었으며, 쌓인 로드켓의 볼륨을 측정하였다

5. 결론

볼륨예측 이론식을 도출하기위하여 S/F 펠릿의 분말화 체적팽창 계수를 2.7로 반영하였다. 또한 S/F 펠릿의 무게변화에 따른 로드켓의 길이별 수량을 계산하고, 로드켓 길이 3cm, 5cm, 7cm, 10cm의 벌크 팩타(Bulk factor)를 각각 2.1, 2.4, 2.7, 3.2로 고려하여 볼륨예측 이론식을 도출하였으며, S/F 무게별, 길이별, 회전반응부의 볼륨을 계산하였다. 또한 장치 전체크기는 반응부의 이론적으로 계산된 볼륨과 기존에 실험용으로 제작된 20kg용 S/F 탈피복/분말화 일체형 장치의 크기 비를 고려하였다. 그 결과, 장치 길이, 높이, 폭의 크기비가 각각 2.77, 5.6, 4.38로 조사되었다. 이론식을 검증하기위하여 아크릴 용기(5kg, 20kg, 50kg, 100kg)와 로드켓 튜브를 제작하여 S/F 무게별, 로드켓 길이별로 볼륨을 측정한 결과(그림1), 그림2와 같이 잘 일치됨을 알 수 있었다. S/F 무게별, 로드켓 길이별, 회전반응부의 크기 및 장치 크기의 이론식 도출과 3D 도식화, 검증실험 결과들에 의해서 최적화된 장비를 예측함으로써 시간 및 시행착오에 의한 손실을 최소화하고 장비의 효용가치를 극대화 할 수 있을 것이다.

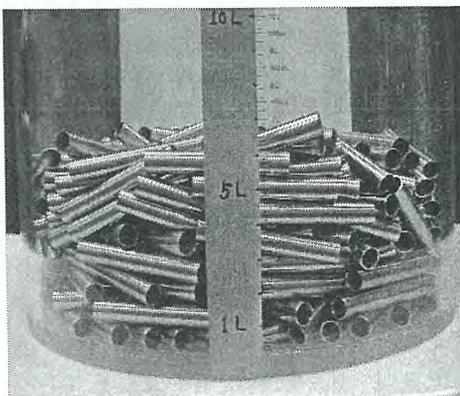


그림 1 로드켓 길이 70mm의 볼륨(S/F 20kg)

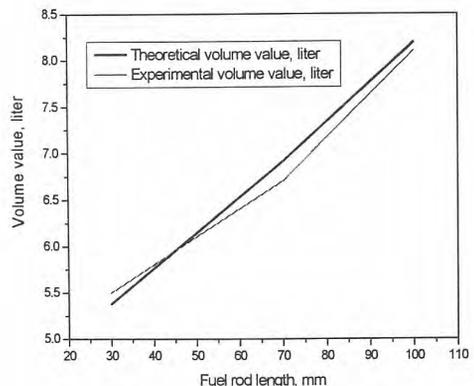


그림 2 로드켓 길이 70mm의 이론값과 실험값 (S/F 20kg)

Hull의 잔여분말 자동분리 장치 설계

정재후, 김영환, 박병석, 황정식

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

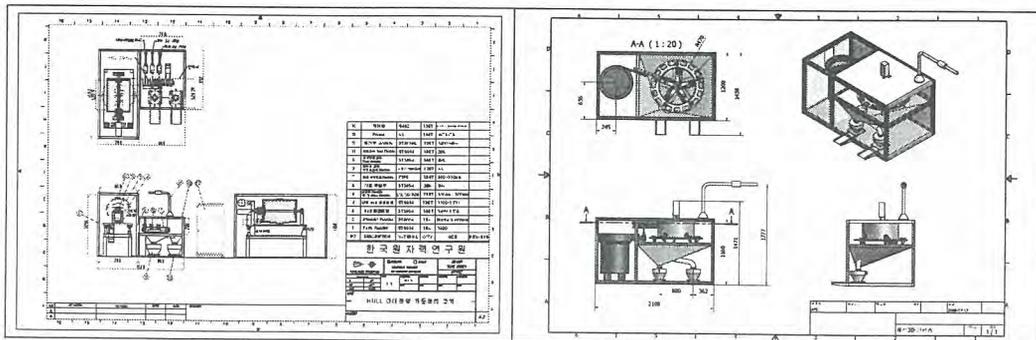
nihjeong@kaeri.re.kr

1. 서론

본 연구에서는 hull의 잔여분말 자동분리 장치의 설계에 관한 것으로, 설계 목적은 공학규모인 high-throughput 탈피복/분말화 장치의 1차 분리된 hull에 묻어 있는 잔여 분말을 99 % 이상 분리하기 위한 것이다. 이 장치는 탈피복/분말화 일체형 장치에 의해서 사용후핵연료로부터 1차적으로 연료와 hull을 분리한 다음, 분리된 hull은 다시 hull에 남아있는 잔여 분말을 회수하기 위해 2차로 hull로부터 분말을 분리하는 장치이다. 상세 메커니즘의 흐름도를 보면, hull에 묻어있는 분말을 분리하기 위하여 1차로 분리된 hull은 컨베이어 벨트에 의해 파츠피더 메커니즘으로 옮겨지게 된다. 옮겨진 hull은 분말 분리 메커니즘인 brush에 의해 hull의 내·외부에 묻어있는 분말을 분리한다. 분리된 잔여 분말은 분말 용기에 담겨져 1차 회수한 분말과 함께 모여지고, hull은 hull 용기에 담겨져서 처분하게 된다. 설계 방법으로는 hull의 잔여분말 분리 방안을 도출, 메커니즘의 요건을 도출하여 분석하였다. 또한 향후 분리장치 제작, 구동시험/보완, 분리도/회수율 평가 등을 수행할 예정이다. 본 설계과정을 통해 획득된 장치의 설계 자료는 향후 공학규모인 high-throughput 탈피복/분말화 장치의 연속식(continuous method) 메커니즘을 개발하는데 도움이 될 것이다.

2. 장치의 설계 사양 및 요건

Hull의 잔여분말 자동분리 장치는 2차로 hull에 묻어있는 잔여분말을 분리하는 장치이며, 설계 주요 부는 hull 내·외부 잔여분말 제거부(100 kg 회전부 및 분리 brush module), hull feeding부(parts & straight feeder), hull 내·외부 청정처리부(hull crimping jig 회전부, brush 전·후진 module), hull과 분말수집 및 배기부(hull 및 분말 회수 용기), 전기 제어부(motor, drive, encoder, rpm motor, position sensor), 잔류가스 배기부(metal 소결 filter, regulator) 등으로 구성된다. 장치의 크기는 L(길이) 1,500, H(높이) 1,120, W(폭) 800 mm, 그림 1, 2는 장치의 설계도 및 3D 그래픽과 hull의 잔여분말 자동분리 공정도를 나타낸 것이다. 설계 요건인 용량 100 kg, 연료봉 길이 50 mm, 분말 회수율 99 % 이상, 최종 분말 입도 2~100 μ m 이내 이다. 운전 조건은 1회에 12 시간 이상 연속 운전, hot-cell 내에서 사용이 가능해야 한다. 분리 장치 고장시 유지·보수를 고려하여 부품들을 module type으로 일정한 크기 및 용량(MSM : Master Slave Manipulator, 및 조작기) 등을 고려하여 설계한다. 작업 공정을 원활하게 하기 위해서는 시계확보 및 보수 공간이 중요, 시계확보를 위한 방법으로는 육안과 카메라가 있지만, 가급적 작업자가 납 유리창을 통해서 직접 확인 가능하도록 설계한다. 교반 모터 결합방법은 축면결합 예와 상단결합 예와 같은 방법으로 한다면 시간을 줄일 수 있다. 장치의 탈부착 및 유지·보수는 MSM 및 crain의 동작에 근거하여 플랜지, 배관 및 축 이음에 맞게 원격 취급이 용이하도록 설계한다. 그림 2는 장치의 유지·보수를 고려하여 부품들의 module type 탈부착 방법을 나타낸 것이다.



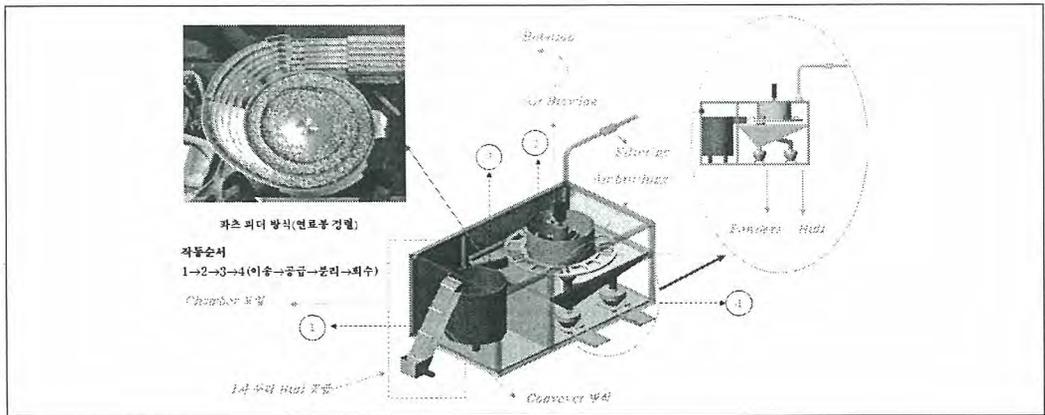


그림 1. 장치 설계도 및 3D 그래픽과 hull의 잔여분말 자동분리 공정

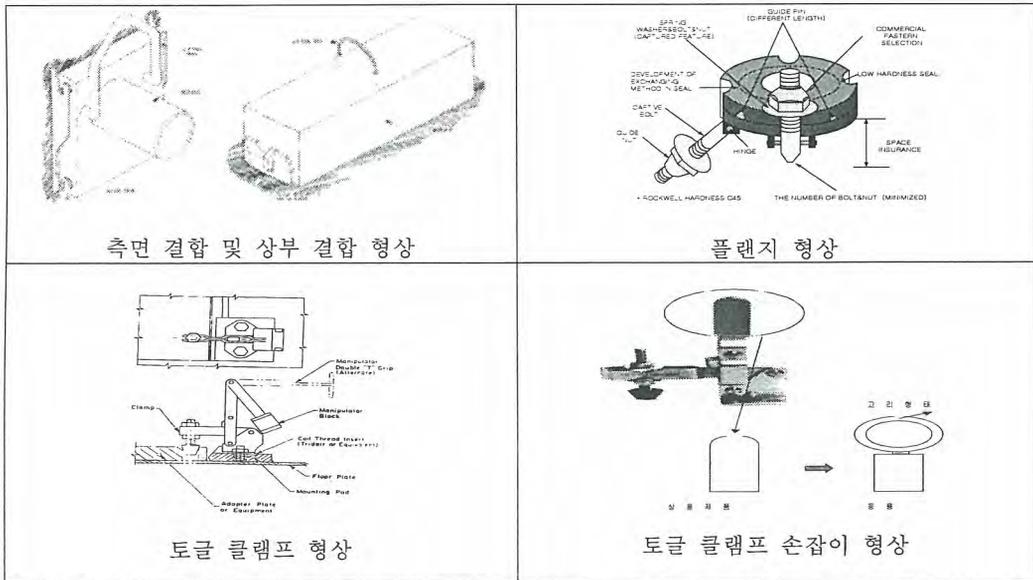


그림 2. 유지·보수를 위한 부품들의 module type 탈부착

3. 결론

본 연구에서는 hull의 잔여분말 자동분리 장치 설계에 관한 것으로, 1차 분리된 hull에 묻어 있는 잔여분말을 회수하기 위하여 분리 메커니즘인 brush와 hull 내·외부 잔여분말 제거부, hull feeding부, hull 내·외부 청정처리부, hull과 분말수집 및 배기부, 전기 제어부, 잔류가스 배기부 등을 이용하여 자동 분리하도록 설계하였다. 이 장치는 작업 공정시 장치의 고장을 고려하여 부품들을 module type으로 설계하여 유지·보수가 용이하도록 하였으며, 탈부착시 MSM이나 crain을 이용하여 원격 취급이 용이하도록 부품들을 일정한 크기 및 용량을 갖도록 설계하였다. 따라서, 이와 같이 설계를 한 후 장치를 제작, 구동시험 및 보완 등을 통하여 분리도/회수율 평가를 수행할 예정이다. 또한 획득한 자료들은 향후 공학규모인 high-throughput 탈피복/분말화 장치의 연속식 (continuous method) 메커니즘을 개발하는데 활용될 수 있다.

고온 용융염 전해환원공정에서 초합금의 부식거동

조수행, 오정국, 이종현, 허진목, 김응호, 이한수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

nshchol@kaeri.re.kr

1. 서론

산화물 사용후핵연료의 금속전환공정은 고온 용융염 LiCl-Li₂O계에서 우라늄산화물을 전해환원하는 공정으로 음극에서 우라늄금속으로 환원되며, 양극에서 산소가 발생된다. 이러한 전해환원공정은 650℃ 이상의 고온에서 부식성이 강한 용융염상에서 이루어지고, 산소가 발생되어 용융염 취급장치는 가혹한 부식환경에 놓이게 됨으로 이에 적합한 용융염 취급장치 재료개발이 요구된다. 따라서 본 연구에서는 산소가 발생하는 고온 LiCl-Li₂O 용융염계 분위기에서 고온용 재료로서 우수한 기계적 성질 및 내부식성을 지닌 합금으로 알려진 Inconel 713LC의 조성을 기반으로 하여 제조한 초합금의 부식거동을 고찰하였다.

2. 실험방법

본 연구에 사용한 실험재료는 상용 합금 Inconel 713LC을 기반으로 하여 진공주조로 제조한 초합금을 사용하였으며, 이들의 화학조성은 Table 1에 나타내었다. 시편의 크기는 70mm (L)×15mm (W)×2 mm (T), SiC paper(#2000)로 일방향 연마하여 증류수와 아세톤으로 탈지시킨 후 건조하여 사용하였다. 부식실험은 부식환경온도; 650℃, 부식시간; 72 ~ 168시간, Li₂O 농도; 3wt%, 혼합가스 농도; Ar-10%O₂ 분위기하에서, 혼합용융염 LiCl-Li₂O를 MgO 도가니에 넣고 아르곤 분위기에서 가열하였으며, 용융염의 온도가 650℃에 도달하면 시편을 용융염에 침지시킨 후 용융염 중에 알루미늄나 튜브(6φ)를 통해 혼합가스를 공급하였다. 주어진 부식반응시간에 도달하면 시편을 용융염으로부터 분리시킨 후 아르곤 분위기에서 로냉하였다. 실험 종료 후 부식된 시편을 증류수에서 세척하여 용융염을 제거하였으며, 부식생성물의 분석, 미세조직 관찰을 위해 XRD, SEM과 EDS를 사용하여 분석하였다.

Table 1. Chemical compositions of tested alloys(wt%)

Alloy	Ni	Cr	Fe	C	Si	Mn	Ce	Nb	Al	Co	Ti
N-105	78.42	11.88	0.20	0.07	0.54	0.04	-	2.19	5.39	<0.08	0.70
N-108	76.50	12.74	<0.10	0.05	1.79	<0.01	0.04	1.75	6.38	<0.08	0.44
N-109	74.80	12.69	<0.10	0.05	2.43	<0.01	0.84	2.15	5.93	<0.08	0.52
N-110	75.70	12.58	<0.10	0.05	2.48	<0.01	0.91	2.10	4.81	<0.08	0.38

3. 결과 및 고찰

Fig. 1은 LiCl-3%Li₂O, 650℃, 72 ~ 168시간동안 부식실험 한 시편의 부식속도를 나타내었다. 모든 합금은 반응시간의 증가에 따라 부식속도가 증가하는 경향을 나타내었다. 부식속도는 N-109<N-110<N-105<N-108 순으로 나타났다. Table 2에는 부식생성물 결과이며, N-105와 N-108은 3일 및 7일 동안 부식생성물, NiO, Cr₂O₃, NiCr₂O₄의 변화는 없었다. N-109와 N-110도 3일 및 7일 동안 부식생성물, NiO, Al₂TiO₅의 변화는 없었다.

Table 2. Corrosion products of tested alloys

Alloy	3-day test	7-day test
N-105	NiO, Cr ₂ O ₃ , NiCr ₂ O ₄	NiO, Cr ₂ O ₃ , NiCr ₂ O ₄
N-108	NiO, Cr ₂ O ₃ , NiCr ₂ O ₄	NiO, Cr ₂ O ₃ , NiCr ₂ O ₄
N-109	NiO, Al ₂ TiO ₅	NiO, Al ₂ TiO ₅
N-110	NiO, Al ₂ TiO ₅	NiO, Al ₂ TiO ₅

Fig. 2에 650°C, LiCl-3%Li₂O, 72시간 부식실험 한 주조합금 N-105의 부식층 단면조직과 구성원소의 mapping 분석결과를 나타내었다. Fig. 2에서 보는 바와 같이 부식층은 치밀하고 연속적이거나 간헐적으로 기공이 형성되었으며, 외부부식층은 Cr, Ni-산화물이 주류를 이루고 있는 것으로 나타났다. 외부부식층에 생성된 Cr₂O₃은 NiO와 고상반응을 일으켜 NiCr₂O₄의 스피넬형 산화물을 생성하는 것으로 생각된다. 외부부식층 직하에 Ni-rich가 나타났는데, Ni은 산화층/산화층간의 계면이나 산화층 직하에 농축되어 산소이온의 내부 확산을 저지하는 것으로 알려져 있다. Fig. 3은 650°C, LiCl-3%Li₂O, 72시간 부식실험 한 주조합금 N-109의 부식층 단면조직과 구성원소의 mapping 분석결과를 나타낸 것이다. Fig. 3에서 보는 바와 같이 주조합금 N-109는 다른 주조합금들보다 외부부식층의 두께, 연속 및 치밀한 정도가 높게 나타났다. 외부부식층은 (Al,Ti), Ni-산화물로 구성되었으며, 특히 산화성이 강한 Ti는 고온에서 Cr₂O₃ 층을 통과하여 산화층 내에 존재하는 원소로 Cr성분보다 외부확산속도가 빨라 표면산화층을 형성하는 것으로 판단된다. 이는 Table 2의 부식생성물과 일치하고 있다. 또한 외부부식층 직하에 산소활성원소인 Si이 우선 산화되어 부식층을 형성한 것과 동시에 Ni-rich로 산소이온의 내부확산 저지로 인해 부식속도에 영향을 미칠 것으로 예상되며, 이는 Fig. 1의 부식속도 결과에서 알 수 있다.

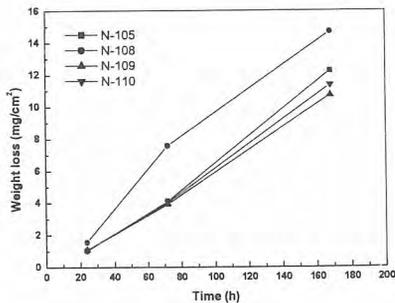


Fig. 1. Weight loss of the alloys corroded at 650°C, as a function of time.

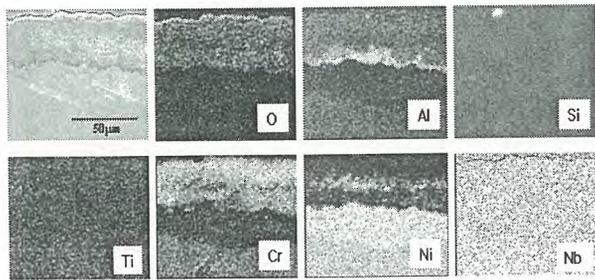


Fig. 2. Cross-sectional SEM image and elemental distribution of N-105 corroded at 650°C for 72 h.

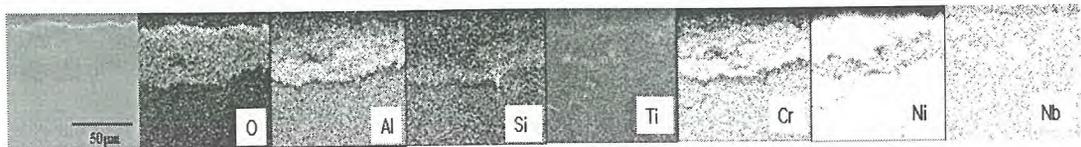


Fig. 3. Cross-sectional SEM image and elemental distribution of N-109 corroded at 650°C for 72 h.

니켈기 초합금의 주형제질에 따른 미세조직 특성

이중현, 조수행, 오정국, 조춘호, 박성빈, 김응호, 이한수
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
 ionglee@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료의 전해환원공정은 Li_2O 를 포함한 고온의 LiCl 용융염 내에서 핵연료성분을 금속화시키는 공정으로서 고온의 산화성 분위기로 인하여 대부분의 구조용 재료가 장기 건전성을 확보하지 못하고 있는 실정이다. 저자 등에 의한 기존의 연구결과, 입수 가능한 상용재료의 경우 부식속도가 빨라 공업재료로서 요구되는 내식성을 만족하지 못하여 새로운 합금 조성을 갖는 구조재의 개발이 요구되게 되었다. 따라서 본 연구의 목적은 사용후 핵연료의 전해환원 분위기에서 우수한 내식성을 갖는 합금개발에 있으며, 합금제조시 주형의 제질에 따른 냉각 거동을 전산해석을 통해 분석하고, 이에 따른 미세조직의 변화를 관찰하는데 있다. 또한 as-cast 합금과 열처리에 따른 석출물들의 거동을 분석함으로써 특성 향상을 위한 열처리 조건을 수립하고자 하였다.

2. 실험 및 결과

Table 1. Material properties for the solidification analysis

	Heat capacity, J/kg $^{\circ}\text{C}$	Melting temperature, $^{\circ}\text{C}$	Latent heat, J/kg	Thermal conductivity , W/m $^{\circ}\text{C}$	Initial condition, $^{\circ}\text{C}$
Alloy(S)	400	1255	0	27.2	
Alloy(L)	900	-	297000	320	1500
Metal mould	434	-	-	60.5	100
Sand mould	960	-	-	1	100
Hot top	960	-	-	1	100

주조시 응고해석을 위하여 CFX를 이용 냉각속도를 계산하였으며, 계산에 이용된 물성을 표 1에 나타내었다. 계산결과 금형을 사용할 경우 그림 1 a)에 나타낸 바와 같이 응고 개시 후 16초까지 잉곳 중심부에 액상이 잔류하였으며, 사형주조의 경우 그림 1 b)와 같이 867초 이후까지 액상이 잔류하였다. 따라서 금형주조의 경우 빠른 냉각속도로 인하여 편석이 제거될 것으로 판단되나 응고수축에 의한 중심부 결함이 우려된다. 사형의 경우 느린 냉각속도로 인하여 용탕의 충전이 원활히 이루어져 중심부 결함은 제거될 것으로 보이나 편석의 발생이 일어날 것으로 판단된다. 한편 잉곳의 중심부와 주형측 부위에서의 냉각속도를 관찰한 결과 금형주조와 사형주조에서 큰 차이를 발견할 수 있는데, 이러한 냉각속도의 차이에 의하여 재료 내의 용질원소의 편석이 크게 좌우될 것으로 여겨진다. 실제 주조 후 잉곳의 단면을 관찰한 결과 금형주조의 경우 중심부 수축결함이 관찰되었으며, 사형주조에 의해 제조된 잉곳의 경우 내부 결함을 관찰할 수 없었다. 또한 조직분석 결과 금형주조의 경우는 합금원소의 고용도가 양호한 반면 사형주조의 경우 용질원소의 편석이 관찰되었다. 따라서 니켈합금의 주조시 내부 편석 제거를 위해서는 초기 주조시 냉각속도가 중요한 요소 중의 하나임을 알 수 있었다.

한편, 용질원소의 재분배를 위한 잉곳의 열처리 결과 1000 $^{\circ}\text{C}$ 이하에서는 열처리 효과거 거의 나타나지 않았으며, 열처리 온도 증가에 따라 용질의 재분배가 관찰되었고, 1170 $^{\circ}\text{C}$ 까지 온도를 증가시킨 경우, Si, Ce을 비롯한 용질원소가 균일하게 분포됨을 확인하였다.

3. 결론

니켈합금 주조공정을 위하여 금형과 사형을 사용한 경우의 비교 평가를 통하여 고용도 증가를 위해서는 금형주조가 유리함을 알 수 있었고, 사형주조의 경우 수축결함을 제거할 수 있었으나

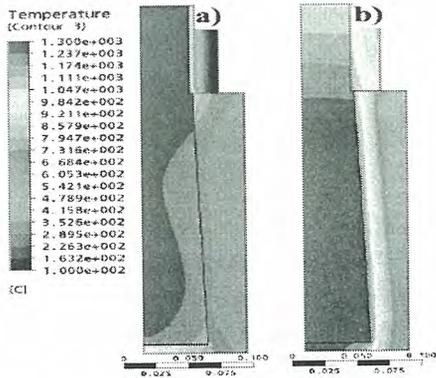


Fig. 1. Calculated temperature distribution of the ingot with mould materials at 16 sec (a) and 867 sec (b) at the onset of a cooling
a) Metal mould b) Sand mould

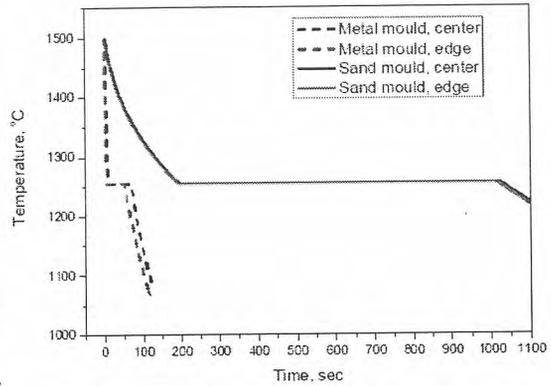


Fig. 2. Calculated temperature profile at the center of the ingot with mould materials

용질의 편석이 심하게 관찰되었다. 용질의 재분배를 위한 열처리결과 1170°C에서 열처리 효과를 관찰 할 수 있었으며 균일한 미세조직을 확보하기 위하여 주조시 냉각속도의 제어 뿐만 아니라 열처리 공정도 중요한 요소임을 알 수 있었다.

사 사

본 연구는 교육과학기술부 원자력연구개발사업의 일환인 I-NERI과제(Project Number : 2006-003-K)를 통하여 수행되었으며, 이에 감사드립니다.

Pellet type UCl_3 제조 장치 및 방법

우문식, 강희석, 이한수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

mswoo@karei.re.kr

한국원자력연구원에서는 사용후 핵연료로부터 건식 전해정련장치를 이용하여 우라늄 및 TRU를 회수하는 기술을 90년대 중반부터 개발하고 있다. 전해정련을 위한 전해질로 사용되는 LiCl-KCl 용융염은 초기 전해조의 Cell 전위의 안정성(stabilization)을 유지하기 위하여 salt내에 약 9wt% UCl_3 가 필요하다. 현재 한국원자력연구원에서는 1kg-U/batch의 전해정련장치 및 석출물회수 장치를 제작하여 실증실험을 완료하였다. 실증장치에 사용된 UCl_3 의 제조는 반응기 salt층에서 직접 U 금속과 $CdCl_2$ 를 반응시켰다. 그러나 공학규모의 전해정련장치에 공급될 UCl_3 의 경우 다량이 필요하게 되며, 기존의 제조방법으로는 많은 Cd 금속 폐기물이 발생하게 된다. 본 연구에서는 UCl_3 제조 반응기에서 염소(Cl_2)가스와 Cd 금속 간 기-액 반응을 시켜 $CdCl_2$ 를 제조하고, 제조된 $CdCl_2$ 와 U 금속 간 반응으로 UCl_3 를 제조하였다. 즉 UCl_3 제조 반응식은 다음과 같다.

- Cd 층 반응식 : $Cd + Cl_2 \rightarrow CdCl_2$
- Salt 층 반응식 : $3CdCl_2 + 2U \rightarrow 3Cd + 2UCl_3$

UCl_3 제조장치의 구성은 Cl_2 가스 발생장치, UCl_3 제조 반응기(반응기 ID 8.5 x H 25cm), 배기체 가스 흡수장치, 염소가스 측정 장치 등으로 구성되어있다.

UCl_3 제조 실험은 LiCl- KCl (41:59mol%) 716g, Cd:789g, U 1.349g을 600°C에서 Cl_2 가스 공급속도를 12.7m/min로 6시간 반응시켜 제조하였다. 제조된 LiCl-KCl- UCl_3 용융염을 전해정련 장치에 정량적으로 UCl_3 용융염을 주입하기 위하여 소량의 Pellet 형태로 제조할 필요가 있다. 본 장치는 기존의 UCl_3 제조 장치에 Ar 가스를 이용한 용융염을 이송하는 장치 및 용융염을 일정한 형태로 제조하는 pelletizer로 구성되어있다. 용융염 이송장치는 염소화 반응기로부터 이송관으로 용융염을 유도하는 유도관과 이송관의 보온장치로 구성된다. pelletizer는 반응기내에 온도를 일정하게 유지하는 전기로와 pellet의 형태를 결정하는 격벽이 설치되어있다. 장치 이송관은 450°C에서 운전되며, pelletizer의 경우 내부온도를 약 100°C로 유지하며 운전하게 된다.

LiCl-KCl 공용융염과 희토류 염화물의 휘발 거동

박성빈, 조동욱, 오규환, 이종현, 이운상, 황성찬, 강영호, 이한수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

sbpark@kaeri.re.kr

1. 서론

고온건식공정(Pyroprocess)는 사용후핵연료를 처리하는 대안으로 주목을 받고 있는 공정이다. 고온건식공정 중 전해정련(electrorefining)공정은 용융염을 매질로 사용하여 핵분열생성물로부터 순수한 우라늄을 전기화학적으로 회수하는 중요한 공정이다. 전해정련공정을 거치면서 우라늄이 고체전극에 전착되는데, 고체전극에 전착된 우라늄 석출물은 약 30~40 wt%의 용융염을 포함하고 있다. 이 석출물로부터 순수한 우라늄을 회수하여 금속 잉곳으로 용이하게 제조하기 위해서는 용융염을 먼저 제거하는 것이 유리하다. 전해정련공정의 우라늄 석출물에 포함된 염은 LiCl-KCl 공용융, UCl_3 및 TRU 염화물과 희토류 염화물로 구성되어 있다. 염을 구성하는 각 성분들의 증기압의 차이가 있으므로 염증류공정에서 각 성분의 휘발거동을 고찰할 필요가 있다. 이번 연구에서는 LiCl-KCl 공용융염과 희토류염화물로 이루어진 혼합염에 대한 휘발거동을 알아보려고 하였다.

2. 실험 및 결과

염증류장치는 알루미늄 증류관, 가열시스템, Ar 분위기제어시스템, 진공펌프, 휘발된 염을 포집하는 응축시스템으로 구성되어 있다. 일정량의 용융염을 염증류장치에 장입하여 가열과 진공 휘발을 통해 회분식 조업으로 염증류 과정을 수행하게 된다. 용융염의 휘발 특성은 각 성분의 증기압과 온도에 크게 의존한다. Fig.1은 LiCl, KCl, UCl_3 , $PuCl_3$ 및 희토류 염화물의 증기압을 나타낸 그림이다. $PuCl_3$ 의 경우 $SrCl_2$ 와 유사한 유사한 증기압을 나타내므로 $SrCl_2$ 를 $PuCl_3$ 의 대체물질로 생각할 수 있다. 염증류실험은 700 °C, 50 mTorr 하에서 진행되었다. 초기 염 10g을 염증류장치에 장입한 후 700 °C, 50 mTorr에서 1시간동안 증류한 후 휘발된 염을 회수하였다. 초기증류 후 도가니의 잔류염을 동일한 조업조건에서 1시간동안 증류하여 휘발된 염을 회수하였다. 그리고 다시 위와 같은 방법으로 잔류염을 1시간동안 증류하여 휘발된 염을 회수하였다. 회수된 염을 ICP 분석법을 통해 정량분석을 수행하였으며 그 결과를 Table 1에 나타내었다. 결과로부터 희토류염화물들이 LiCl-KCl 공용융염보다 증기압이 낮지만 상대적으로 양이 많은 LiCl-KCl 공용융염과 함께 공휘발됨을 확인할 수 있었다. 그리고 첫 번째 증류에서 회수된 염의 성분을 살펴보면 희토류염화물의 조성이 초기 희토류염화물의 조성보다 증가함을 알 수 있었다. 두 번째 및 세 번째 증류에서는 희토류염화물들의 조성이 1%보다 낮음을 확인할 수 있었다. 이로부터 희토류염화물들이 초기에 LiCl-KCl 공용융염과 함께 공휘발이 잘 이루어짐을 알 수 있었다. 특히 $SrCl_2$ 의 경우 다른 희토류염화물보다 증기압이 낮지만 같이 공휘발이 이루어짐을 알 수 있었다. $SrCl_2$ 의 증기압이 $PuCl_3$ 의 증기압과 유사한 특성을 보여주고 있으므로 $PuCl_3$ 도 LiCl-KCl 공용융염과 공휘발할 것이라는 것을 유추할 수 있다.

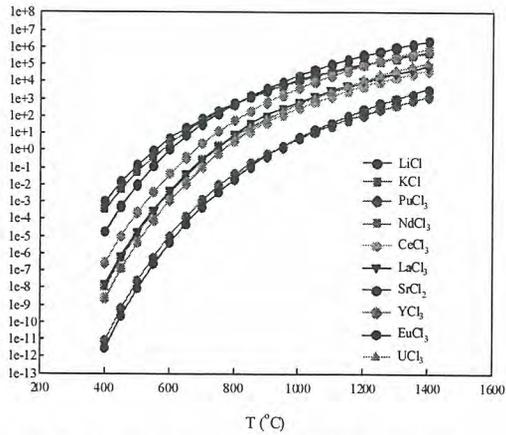


Fig.1. Vapor pressures of the elements.

Table 1. Analysis of the recovered salt after the salt evaporation at 700 °C, 50 mTorr.

Element	Initial weight percentage (%)	1st Evaporation (1 hr)	2nd Evaporation (1 hr)	3rd Evaporation (1 hr)
LiCl-KCl	96	85.7	95.5	98.1
NdCl3	1	2.3	0.7	0.4
CeCl3	1	2.3	3.0	0.6
LaCl3	1	3.3	0.5	0.7
SrCl2	1	3.4	0.3	0.2

3. 결론

본 연구에서는 LiCl-KCl 공용용염과 희토류염화물의 염증류에 대한 휘발거동을 고찰하여 보았다. 이들 혼합염들이 700 °C, 50 mTorr 조업조건에서 공휘발함을 확인할 수 있었으며 PuCl₃의 대체물질인 SrCl₂의 휘발거동을 통해 PuCl₃도 공휘발할 수 있음을 유추할 수 있었다.

YSZ 코팅층에 따른 흑연재의 우라늄과의 건전성 평가

조춘호, 이운상, 김응수, 이한수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

ex-kaeri@kaeri.re.kr

사용후 핵연료의 건식처리공정은 산화물 핵연료의 금속화 및 전해정련 공정을 거쳐 순수한 수지상의 우라늄을 회수하며, 재활용 혹은 중간저장을 위한 우라늄 주조공정이 수반된다. 우라늄은 산화성이 강하여 진공 분위기에서 용해하며 흑연도가니를 사용할 경우 반응하기 때문에 지르코니아, 이트리아, 알루미늄 등을 사용하여 코팅을 한다. 본 연구에서는 8%의 yttria가 포함된 YSZ가 사용되었으며 코팅층은 50~200 μ m 범위의 두께로 Metco사의 YSZ 파우더를 사용하여 플라즈마 용사법으로 코팅하였다. 코팅시 용사 거리는 64mm로 용사 속도는 2.7kg/hr의 조건에서 코팅되었다. 우라늄 용해 시 YSZ의 코팅층에 따른 우라늄과의 온도 조건은 1350~1450 $^{\circ}$ C에서 2시간 유지하였다. 실험 후 각 샘플들은 SEM/EDX를 통해서 반응층의 특성들을 분석하였다. 따라서 실험결과 우라늄 용해에 따른 코팅층의 최적 두께 및 온도 조건들을 도출하고자 한다.

그림1.은 용사 코팅된 재료와 우라늄과의 반응성 실험에 대한 공정으로 시료는 각 두께 별로 2개씩 총 8개가 장착되었다.

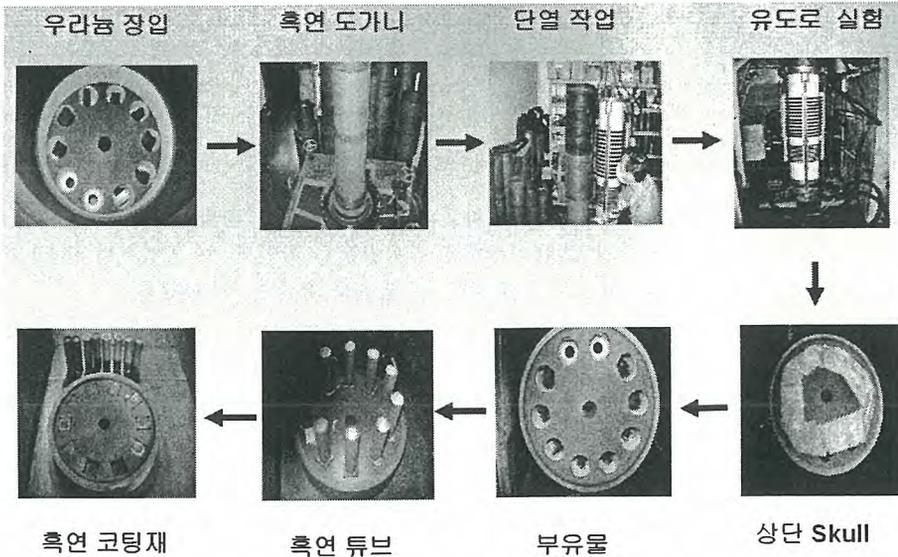


그림1. 우라늄과의 반응성 실험에 대한 공정도

그림2는 반응성 실험 후 각 샘플들을 SEM/EDX를 사용하여 반응층들을 조사한 결과로서 (a)는 가장 얇은 두께의 80 μ m로 코팅된 재료의 우라늄과의 반응성 실험으로 코팅층에 우라늄과의 반응층도 형성되지 않았으며 또한, 흑연재와의 접착성도 그대로 유지하고 있음을 알수 있다. (b)는 가장 두꺼운 160 μ m로 코팅된 재료의 우라늄과의 반응성 실험으로 (a)처럼 코팅층이 우라늄과의 반응성도 나타나지 않았으며 1350 $^{\circ}$ C의 고온에서도 흑연재와도 분리되지 않고 접착성에 대한 건전

성을 그대로 유지하고 있음을 알 수 있다.

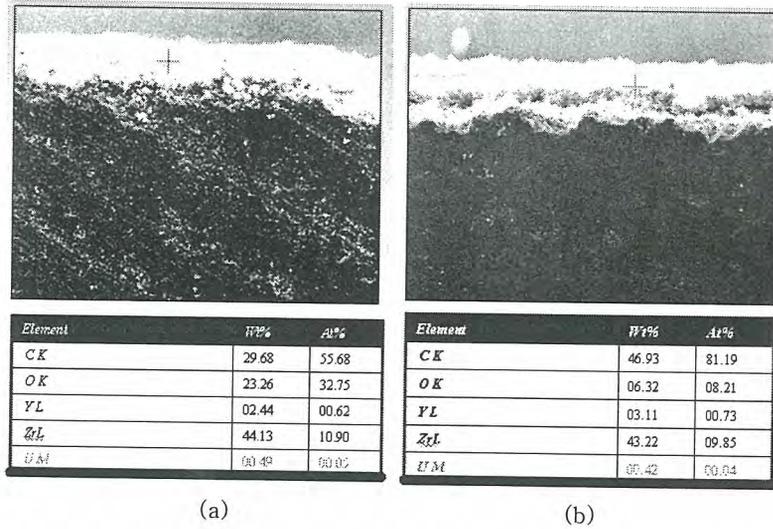


그림2. (a) 80 μ m, (b) 160 μ m YSZ 층에서 우라늄과의 반응 후 EDX분석 결과

- 결론 및 향후 계획

우라늄 잉곳 제조시 graphite 도가니를 사용할 경우 일반적으로 세라믹 재료로 코팅을 한다. 본 연구에서는 그 중에서도 건전성이 좋은 YSZ 세라믹재 코팅층을 가지고 각각 80 μ m, 110 μ m, 130 μ m, 160 μ m 두께로 1350 $^{\circ}$ C에서 2시간 우라늄과의 반응실험이 수행되었다. 실험 후 모든 시료들이 흑연재와 YSZ 코팅층들은 분리되지 않고 그대로 접착성을 유지하고 있었으며 SEM/EDX으로 분석된 시료들은 우라늄과의 반응층도 형성하지 않고 그대로 건전성을 유지하였다. 한편, 진행 중인 2차 실험은 앞의 1차 실험보다 높은 1400 $^{\circ}$ C에서 2시간 유지한 상태의 실험이 진행 중으로 앞의 결과와 비교하여 최적의 온도 및 두께들을 일부 도출할 수 있을 것으로 판단된다.

LiCl-KCl 공용염/카드뮴 계에서 CdCl₂의 자발 형성에 관한 고찰

심준보*, 한광선, 김시형, 백승우, 권상운, 김정국, 김광락, 정홍석, 이한수, 안도희

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

nibshim@kaeri.re.kr

1. 서론

국내 누적된 경수로 사용후핵연료의 감용 및 미래의 선진 핵주기 시스템에 활용하기 위해 개발되고 있는 파이로 공정 (Pyroprocessing)에서 U과 초우라늄 원소(TRU) 등의 악티늄족 원소를 회수하는 주요 단계에 전해 정련 및 제련기술이 활용된다. 여기서 전해제련 기술은 전해정련에서 U을 회수한 후 LiCl-KCl 공용염에 들어있는 U, TRU 및 란탄족 금속의 일부를 카드뮴 액체음극을 사용하여 공석출시켜 회수하기 위해 요구된다. 그리고 파이로 공정에서 나오는 폐기물 양 및 폐기 처분되는 악티늄족 원소의 양을 최소화하기 위해 용융염폐기물을 처리하기 전에 먼저 폐 용융염 내 존재하는 잔류 악티늄족 원소를 회수 (Residual Actinides Recovery; RAR)하는 공정이 필요하다. 이 RAR 방안으로 해외의 관련 연구에서는 전해회수, 환원추출 및 산화물 형성 등의 여러 가지 방법이 고려되고 있는데, 최근에 KAERI에서는 액체 카드뮴 전극 및 CdCl₂ 산화제를 활용하는 Hybrid 개념을 도출하였으며 이에 관한 기술적 타당성을 확인하는 연구가 수행되고 있다.

본 논문에서는 전해제련 및 RAR 단계에서 사용되는 LiCl-KCl 공용염/카드뮴 계에서 일어나는 CdCl₂가 자발적으로 형성되는 현상에 대하여 Cyclic Voltammetry 측정을 이용하여 확인하였으며, RAR 단계에서 CdCl₂의 이용 및 역할이 중요하므로 이와 같은 현상의 원인에 대하여 검토하였다.

2. 실험 및 결과

○ LiCl-KCl 공용염/카드뮴 계에서 Cyclic Voltammetry에 의한 CdCl₂의 생성 확인

파이로 공정의 전해정련 및 제련기술 연구 과정이나 실제로 공정을 적용하는 단계에서 용융염 속에 UCl₃를 형성시키기 위하여 아래와 같이 CdCl₂와 금속우라늄을 반응시켜 UCl₃를 제조한다.



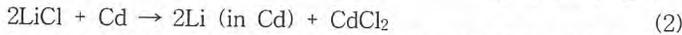
CdCl₂는 <표 1>에서 보듯이 Gibbs 자유에너지의 절대 값이 비교적 작아 열역학적으로 불안정한 화합물이며 따라서 Cd²⁺ 이온은 쉽게 환원되면서 다른 금속을 산화시키는 성질이 있어 위의 식과 같이 산화제 (염화물 형성)로 활용된다. 이와 같은 성질을 활용하여 RAR 단계에서 란탄족 금속이 과잉으로 석출된 카드뮴 잉곳과 CdCl₂를 반응시켜 란탄족 염화물을 형성시킬 수 있다. 위의 반응식을 적용하여 용융염 속에 형성된 UCl₃ 및 NdCl₃를 Cyclic Voltammetry (CV) 측정에 의해 확인할 수 있다. <그림 1>에서 보듯이 시간이 지남에 따라 UCl₃가 형성되면서 UCl₃의 CV피크 크기는 증가되고 이 때 CdCl₂의 피크는 감소되어 반응 종료 시에는 CdCl₂ 피크가 모두 사라졌다. <그림 2>는 이 용융염에 NdCl₃ 시약을 첨가한 뒤 얻은 CV 그래프이다. 그리고 카드뮴 액체음극을 준비하기 위해 용융염에 순도 99.999+급의 카드뮴 잉곳을 넣었으며 <그림 2>에서 볼 수 있듯이 시간이 지남에 따라 점차로 CdCl₂에 해당하는 CV 피크의 크기가 증가함을 관찰하였다. 또한, 용융염에 금속 염화물을 형성시키기 전에 먼저 고순도의 LiCl-KCl 공용염 시약과 카드뮴 잉곳만을 넣어 용융시켜 일정 시간이 경과한 뒤 CV 그래프를 얻은 결과 CdCl₂가 용융염 속에 형성되어 존재함을 확인하였다.

○ CdCl₂의 자발 형성 및 반응에 관한 고찰

열역학적인 관점에서 볼 때 위의 실험에서 관찰된 CdCl₂가 자발적으로 공용염 속에서 생성된다는 것은 쉽게 동의하기 어렵다. 공용염을 구성하는 LiCl 및 KCl은 CdCl₂에 비해 Gibbs 자유에너지의 절대 값이 훨씬 크며 따라서 매우 안정한 화합물이기 때문에 파이로 공정에서 전해질로 사용된다 (표 1). 그리고 실험에 사용된 염화물 및 카드뮴은 고 순도의 시약이다. 그럼에도 불구하고 LiCl-KCl 공용염/카드뮴 계에서 <그림 2>와 같이 CdCl₂의 CV 피크가 검출되었으며, 특히 시

간 경과에 따라 점점 CdCl₂ 생성 양이 많아지고 있는 것으로 보아 CdCl₂가 자발적으로 생성되는 것으로 판단된다. 카드뮴은 증기압이 커서 500 °C의 온도에서 용융염 속에는 카드뮴 증기가 존재하게 된다. 그러나 CdCl₂가 CV 그래프에서 피크 형태로 검출된다는 것은 카드뮴이 이온 상태로 용융염 속에 존재한다는 것을 의미하며, 즉 CV 측정 시에 전기화학 반응에 의해 전자의 수수가 일어나는 환원/산화 Couple 피크의 형태를 보여주는 것이다. 또 다른 CdCl₂ 형성에 대한 근거는 RAR 실험에서 CdCl₂ 산화제를 넣었을 때 나타나는 란탄족 금속염화물이 다중피크 형태를 보이는 결과와 동일하게 CdCl₂ 자발생성 피크 크기의 증가와 더불어 NdCl₃는 다중피크 형태로 변한 것으로부터 확인할 수 있다.

용융염 속에 CdCl₂가 자발적으로 생성되는 이유에 대해 아래와 같이 추론하여 보았다. 용융염은 양이온과 음이온의 당량수가 서로 일치하여 항상 전기적인 중성도 (Electro-neutrality)를 유지하고 있어야 한다. 이로부터 CdCl₂의 형성에는 Cl 이온을 잃은 양이온 짝이 있어야 함을 알 수 있다. 금속 염화물이 들어있지 않은 순수한 용융염 속에는 LiCl 및 KCl 만이 들어있고 LiCl이 KCl에 비해 Cl 이온을 잃기가 쉽기 때문에 이 현상을 아래 반응식 (2)와 같이 생각하여 보았다.



열역학적으로 Gibbs 자유에너지 값의 차이에서 볼 때 위 반응식의 정방향 반응은 진행되기 어렵다. 액체 카드뮴에 대한 여러 가지 원소의 용해도를 보여주는 자료로부터 Li는 다른 원소에 비해 카드뮴 속에 용해도가 큰 원소임을 알 수 있다. 따라서 새로 넣어 준비한 카드뮴은 다른 원소를 받아들일 수용태세가 되어있고 위의 (2)의 반응식에 의해 Li이 카드뮴 속에 용해되어 들어가고 카드뮴 금속이 전하를 잃고 염화물을 형성할 수 있을 것으로 추측하였다. 반면에 금속이 전착된 카드뮴에서는 CdCl₂의 자발생성 현상이 현저히 낮아지는 실험결과를 얻었는데 이는 카드뮴의 포화 용해도에 기인하는 것으로 판단된다. 본 논문에서 CdCl₂의 자발생성 원인에 대해 추론하였으나 앞으로 좀 더 명확히 규명하기 위해 여러 가지로 확인 연구를 할 필요가 있다.

표 1. 염화물 형성 Gibbs 자유에너지 값

Free Energies of Formation of Chlorides at 500 °C, kJ/g-equiv.Chlorine			
Compound	-ΔG _f ⁰ (KJ/g-equiv.-Cl)	Compound	-ΔG _f ⁰ (KJ/g-equiv.-Cl)
KCl	363.76	AmCl ₃	266.38
LiCl	345.27	CmCl ₃	264.99
		PuCl ₃	261.41
LaCl ₃	293.62	NpCl ₃	242.91
CeCl ₃	287.37	UCl₃	232.35
NdCl₃	281.45	ZrCl ₂	194.18
GdCl ₃	273.02	CdCl₂	136.30
YCl ₃	272.50	FeCl ₂	124.36
		NbCl ₅	107.62
		MoCl ₃	67.96
		TcCl ₃	44.33
Ions in salt phase		Metals in Cd phase	

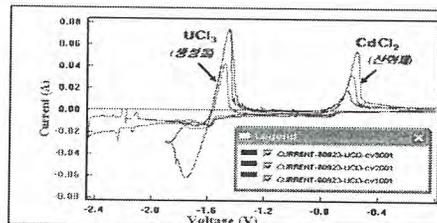


그림 1. CdCl₂ 산화제에 의해 형성된 UCl₃ CV피크

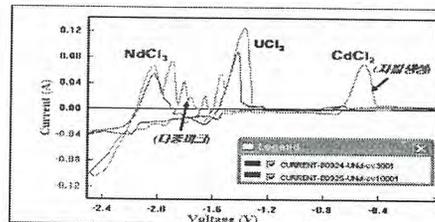


그림 2. CdCl₂가 자발적으로 형성된 CV피크

3. 결론

LiCl-KCl 공융염/카드뮴 계에서 CdCl₂가 자발적으로 생성되는 현상을 Cyclic Voltammetry 실험에 의해 확인하였으며, Li이 카드뮴 속에 용해되어 들어가고 카드뮴 금속이 전하를 잃고 염화물을 형성하는 것으로 추론하였다. 앞으로 확인 과정을 거쳐 좀 더 명확히 규명할 필요가 있다.

감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

LiCl-KCl/Cd계 전해분리 해석

김광락, 김정국, 백승우, 권상운, 김시형, 심준보, 안도희, 정홍석
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
krkiml@kaeri.re.kr

1. 서론

핵확산 저항성에 적합한 분리개념을 갖는 용융염 기반의 파이로프로세싱 기술을 이용하여 원전 폐기물의 부피를 감축하고, 우라늄 및 TRU 등의 유효자원을 회수하여 원자로시스템에 재활용함과 동시에 고준위폐기물의 처분에 따른 환경 위해도를 효율적으로 감축시킬 수 있다.

용융염 전해환원공정에서 금속으로 환원된 사용후핵연료는 고체 음극을 사용하여 수회의 용융염 전해정련 배치를 거치는 동안 대부분의 우라늄을 회수할 수 있다. 반면 전해질에는 용융염에 활성이 높은 TRU 그리고 희토류(RE) 원소 및 기타 핵분열 생성물이 누적 잔류된다. 이러한 용융염에 잔류된 TRU 원소는 카드뮴과 같은 액체음극에서는 열역학적으로 미소한 활성도 계수에 의한 금속염의 환원전위가 비슷하게 되어 공전착 회수가 가능성이 매우 높으므로 핵확산 저항성을 나타낸다. 이 기술은 고체음극대신 액체 카드뮴 음극(LCC: Liquid Cadmium Cathode)을 사용하며, LCC 표면에 우라늄 전착물을 견어내기 위하여 특별한 교반 및 수지상 파쇄 구조의 전극장치를 통해 공학규모로 구현이 가능한 전해제련 시스템으로 주목받고 있다.

본 연구에서는 악티나이드 및 희토류의 다성분 금속염의 전해제련 시스템의 설계, 운전 및 거동 예측을 위해 용융염-액체음극 전해를 모사할 수 있는 정전류 전해모델을 설정하고, 물질전달 및 열역학적인 자료를 기반으로 전해특성을 살펴보았다.

2. 이론 및 결과

해석대상 전해제련 시스템의 구성은 안정된 비활성 고체양극, 용융염 전해질 그리고 액체 Cd 음극으로 이루어졌으며 전해질과 액체음극은 충분히 교반되는 유동조건을 가정하여 전해질 및 LCC Bulk에서 금속염 및 금속 이온의 농도가 균일하다고 가정하였다.

모델은 용융염-액체음극 양쪽 계면에서는 Bulk와는 다른 농도 분포를 나타내는 확산층 두께 (0.002 cm)를 가정하고, 전극반응속도는 전극계면의 확산층에서 이온의 이동 속도에 의해 지배되는 확산제한모델을 적용하였다. 확산층의 농도 구배로부터 이동된 이온의 물질수지 그리고 전극표면의 전기화학적 반응에 의한 활성화 과전위 그리고 전극반응 속도를 고려하였다. 금속염에 녹아 있는 이온의 농도 과전위는 다음과 같이 Nernst 식으로 나타낼 수 있고 용융염에서 금속염의 활성도 계수는 1로 가정하였다.

$$E^c = E^o + \frac{RT}{nF} \ln \frac{\gamma_i^{Salt} X_i^{Salt}}{\gamma_i^{Cd} X_i^{Cd}}$$

음극에서의 환원전위는 다음 식과 같이 전극표면에서의 활성화 과전위의 합으로 나타낼 수 있다.

$$E_i = E^c + \eta_i$$

주어진 전류에서 양극에서는 산화/환원 전위가 높은 비활성 고체 양극을 가정하여 염소발생을 고려하였으며, 전극 표면에서의 염소발생에 의한 분극저항은 무시하였다. 용융염 전해질과 액체음극 계면(LiCl-KCl/Cd)에서의 금속염의 환원반응에 참여하는 개별 원소들의 전극표면에서의 전극반응은 전기화학계의 반응속도론으로 널리 사용되는 Butler-Volmer 전극반응식을 사용하였다.

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

여기에서 금속염에 대한 대칭인자(α_i)는 0.5 그리고 교환전류밀도($I_{o,i}$)값은 $1 \times 10^{-4} \text{ A/cm}^2$ 를 사용하였다. 전해질-액체음극 계면 확산층에서의 원소들의 전하이동이 확산에 의해 제한되며 농도구배를 선형으로 가정하였다. 벌크와 경계면 확산층에서 유동의 연속성에 의한 물질수지 그리고

Faraday 전하이동 속도식을 고려하여 개별 금속이온의 전하이동에 차지하는 전류량의 합은 외부 전류와 같게 하였다. 전극 계면에서 전극반응에 참여하는 이온의 농도분포 변화를 전해시간에 따라 전해질에 녹아있는 이온의 농도와 물질수지에 의해 계산할 수 있었다.

모델은 평형전위, 과전위 및 전극전위의 함수인 연립 비선형식으로 표현되어 전체적으로 전하이동에 따른 활성화 분극이 전극전위의 증가와 관련됨을 그림 1, 2에서 확인할 수 있었다. 따라서 전극반응에 참여하는 원소들의 전하이동은 외부전류에 따라 전기화학적 활성화 전위 또는 확산계수에 따라 전류밀도가 결정된다. 전해조건에 따라 원소들의 전하이동과 관련되어 차지하는 전류값에 의해 다성분 금속염의 전해특성을 알 수 있었으며, 전극전위 및 확산계수에 의해 제한되는 전착거동을 예측할 수 있는 모사능을 확인하였다.

3. 결론

본 연구에서는 핵확산 저항성에 적합한 분리개념을 갖는 LiCl-KCl/Cd계의 다성분 금속염의 전해제련 특성을 해석하였다. 전극반응에 참여하는 원소들의 전하이동은 외부전류에 따라 전기화학적 활성화 전위 또는 확산계수에 따라 전류밀도가 결정되었다. 전해조건에 따라 원소들의 전하이동과 관련되어 차지하는 전류 값에 의해 다성분 금속염의 전해특성을 알 수 있었으며, 전극전위 및 확산계수에 의해 제한되는 전착거동을 예측할 수 있는 모사능을 확인하였다.

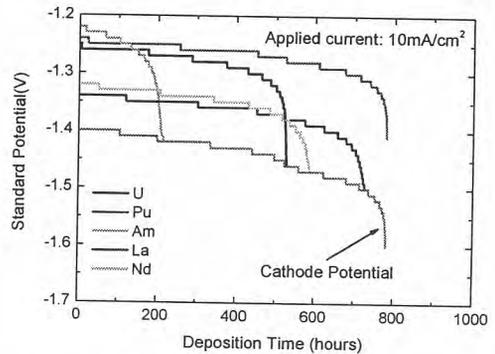
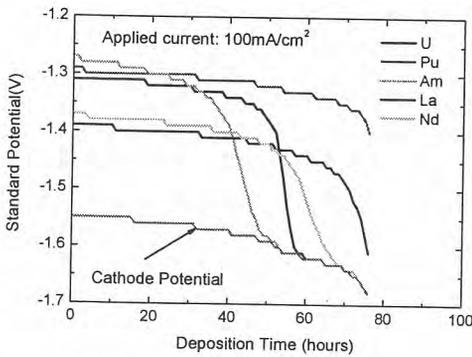


그림 1. 금속염 환원전위 및 전극전위(100mA/cm²) 그림 2. 금속염 환원전위 및 전극전위(10mA/cm²)

디지털 목업을 이용한 PRIDE에서 유지보수 장비의 설계에 대한 요건 분석

김성현, 박희성, 이종광, 이효직, 최창환, 박병석

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

hyun@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 효율적이고 안전하게 사용후핵연료의 처리방안을 마련하고자, 해마다 누적되어온 사용후핵연료를 감량시키면서 재활용할 수 있는 Pyroprocess 기술을 개발하고 있다. 이를 실현하기 위해서는 공학규모의 Pyroprocess 공정장치가 설치되고, 일괄공정으로 실험하기 위한 시설을 필요하며 이를 위한 시설을 설계 중에 있다. 본 공정의 실증을 위한 목업 시설은 여러 개의 안을 가지고 개념설계를 수행하였다. 이 시설은 공정장치의 일괄공정운전을 통하여 2016년 ESPF(Engineering Scale Pyroprocess Facility)을 건설하기 위한 설계요건의 확보를 목적으로 하고 있다. Pyroprocess 목업의 후보시설로서 변환시설을 재활용할 예정이며 이를 위한 개념설계를 바탕으로 상세설계를 진행 중에 있다. 본 연구에서는 시설의 개념설계를 바탕으로 디지털 목업의 환경을 구성하고 시설에 설치될 원격유지보수 장비에 설치, 작업영역의 공간 분석 및 유지보수 장비와 공정장치들에 대한 설계 요건을 분석하였다.

2. 디지털 목업을 이용한 유지보수 장비의 설계요건 분석

Pyroprocess 목업시설은 현재 연구원내에 있는 변환시설에 설치하는 것을 목표로 상세설계중에 있으며 공정장치의 운전환경에 따라 선택된 개념설계는 그림 1과 같다. 최종 선택된 개념설계에서 1층은 셀간 이동과 알콘 순환정제, 환기설비 등의 부대설비를 설치하고 2층은 에어 분위기 및 알콘 분위기 공정셀을 배치하는 개념을 가지고 개념설계를 수행되었다. Pyroprocess 목업 시설의 셀은 내부 기준으로 에어 셀 (9.3(L) x 4.7(W) x 6.3(H)m)과 알콘 셀 (30(L) x 4.7(W) x 6.3(H)m)로 나누어져 있다.

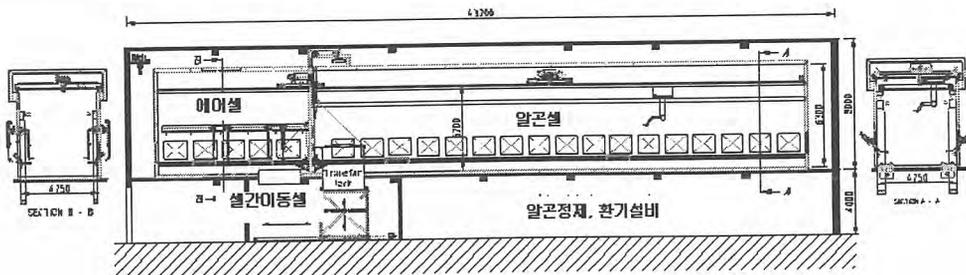


그림 1. Pyroprocess 목업 시설.

Pyroprocess 목업의 에어셀에 설치되는 원격조정기(Mechanical Master-Slave Manipulaor)는 모사차 폐창과 같은 수로 설치하지 않고 구조물에 장착되어 이동이 가능한 구조로 설치하도록 하였다. 알콘셀에는 벽이동형 서보조작기와 천정이동형 서보조작기가 설치된다. 알콘셀은 외부와 기밀을 유지가 필요한 셀이기 때문에 에어셀에 설치된 원격조정기와 다르게 벽이동형 서보조작기는 마스터 조작기와 슬레이브 조작기가 분리되어 전기식으로 움직인다. 또한, 벽면을 따라 이동이 가능한 이송장치에 장착되어 공간 이동성을 갖는 서보조작기로 구성하였다. 벽이동형 서보조작기는 기계식 원격조정기를 서보화하여 마스터와 슬레이브가 서로 독립적으로 벽을 이동하는 구조이다. 천정이동형은 이송장치인 트롤리에 텔레스코프를 장착하고, 이의 말단에 회전관절을 갖는 서보조작기를 설치하여 공간상에서 이동한다. 에어 셀에서 공정장치를 조작할 수 있는 높이는 원격조정기의 작

업영역과 작업자의 시야에 따른 밀접한 관계를 갖는다. 원격조정기의 설계요건은 작업높이 (operating height)에 따라 셀내의 작업가능 요건을 만족하여야 하며 본 연구에서는 원격조정기의 두가지 모델을 대상으로 모델링하고 셀에서 원격조정기의 작업영역을 그림 2와 같이 분석하였고 이의 결과를 이용하여 원격조정기의 설계요건이 도출할 수 있었다.

알곤 셀에서의 천정이동형 서보조작기가 셀내를 원활하게 움직일 수 있는 공간 및 이송장치의 텔레스코프 관(telescopic tube)의 이동거리에 따른 설계요건을 분석하였다. 또한 원격장비의 고장시 반출에 대한 필요한 공간 및 벽이동 서보조작기의 설치위치에 대한 설계 요건을 분석하였다. 양팔형 서보조작기의 유지보수에 관련된 절차와 이송 공간에 대한 셀내의 공간분석을 수행하였다.

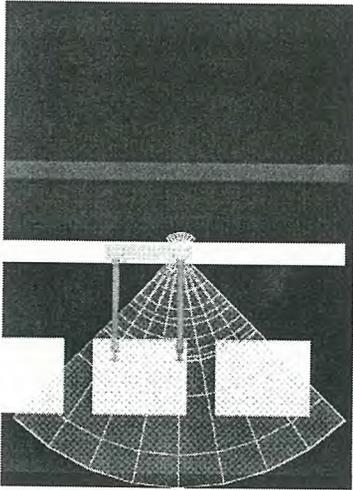


그림 2. 에어셀의 원격조정기 작업영역.

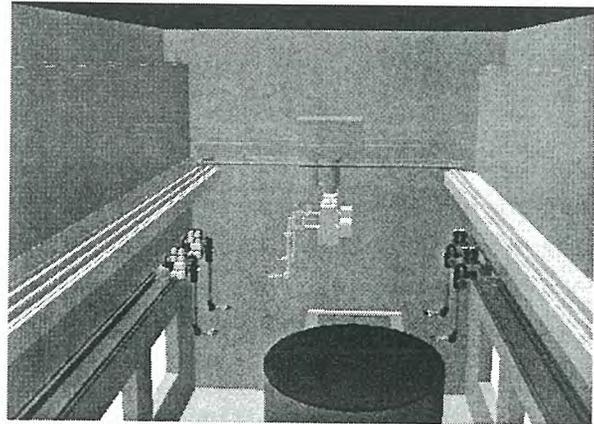


그림 3. 알곤셀에서의 원격취급장비.

3. 결론

PRIDE의 개념설계를 바탕으로 원격취급 장비의 모델링을 수행하여 디지털목업을 구축하였다. 공정셀 내에 설치될 원격조작기, 벽이동형 서보조작기의 작업영역 분석 및 원격 유지보수 장비의 유지보수를 위한 해체/이송 관련에 대한 공간분석을 수행하여 설계요건을 도출하였다. 공정장치는 운전 및 유지보수의 절차에 대한 개념을 설계에 적용하고, 공정장치에 대한 유지보수장비의 작업 영역 및 원격 조작성에 대한 분석을 수행함으로써 검증할 수 있다. 따라서 설계에 반영된 결과를 검증하기 위하여 PRIDE의 공정장치 배치 및 원격 운전/유지보수성은 시나리오에 의해 그 래픽 전산모사로 검증할 예정이다.

아르곤셀 설계방안

홍동희, 유길성, 정원명, 이은표, 조일제, 권기찬, 이원경, 구정희.
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
ndhhong@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 종합시험 시설의 아르곤셀은 공정의 특성으로 인하여 불활성(아르곤) 분위기를 유지하여야 하며, 외부에 방사성물질의 확산을 방지하기 위하여 셀은 항상 부압을 유지하여야 한다. 아르곤셀의 일정한 압력을 유지하기 위하여 압력에 따라 아르곤가스를 공급하고 방출하는 시스템을 구축하여야 하며, 차폐창 등을 통하여 유입 될 수 있는 외부의 공기에 오염된 아르곤가스의 순도를 유지하기 위하여 아르곤 정제설비를 설치하여 오염된 아르곤가스를 순환시켜 정제하여야 한다. 또한, 순환시스템에 공정장치의 운전으로 인하여 셀 내부에서 발생하는 열량을 냉각장치를 설치하여 냉각함으로써 아르곤셀 내부의 온도를 일정하게 유지하여야 한다.

본 연구에서는 아르곤셀의 설계를 위하여 필요한 기본적인 요건들을 자료 분석을 통하여 정립하고, 셀의 운영 중에 영향을 미칠 수 있는 요인을 분석 하였다.

2. 아르곤셀 설계요건

공정장치가 설치 운영되는 아르곤셀은 아르곤공급계통, 정화계통, 냉각계통 및 배기계통으로 구성되며 시스템설계를 위한 요건은 표 1과 와 같다.

표 1. 아르곤셀 요건

계통	설계요건	비고
아르곤공급계통	<ul style="list-style-type: none"> ○ 탱크용량은 아르곤셀에 1회 충전 할 수 있는 양으로 함 ○ 아르곤의 순도는 99.999% 이상으로 하며, 공급시스템은 One-through로 함 ○ 주공정설비로 공급되는 아르곤가스의 압력은 3 kg/cm² 로 함 ○ 비상시를 대비하여 비상공급 시스템을 설치. 	
아르곤정화계통	<ul style="list-style-type: none"> ○ 셀의 공기 유입량(Leak Rate)은 셀 체적의 0.02 %/day 로 함 ○ 셀 유지조건은 산소농도 50 ppm, 수분 농도 50 ppm이하로 함 ○ 정화계통은 정화기 2 대를 설치하여 1대는 Stand-by 기능을 함 	
냉각계통	<ul style="list-style-type: none"> ○ 셀의 온도를 일정하게 유지하도록 아르곤가스를 순환하여 냉각시키며, 냉각방식은 공냉식으로 함 ○ 아르곤셀 내부 온도는 25 ~40℃를 유지함 ○ 냉동기는 Module식으로 설치하여 열 부하에 따라 운전되고 Stand-by 기능도 갖도록 함 	
아르곤배출계통	<ul style="list-style-type: none"> ○ 셀의 적정압력의 유지를 위하여 압력이 높을 경우 아르곤 가스를 강제 배출하고, 압력이 낮을 경우 아르곤을 공급함. ○ 알곤셀의 모든 배기구에는 HEPA Filter를 설치하여 오염물질의 외부 유출을 방지 함 ○ 배기 및 과압 방지계통 배관을 통해 외부공기가 셀로 역류되는 것을 방지하기 위해 실 포트(Seal Pot)를 설치함. ○ 셀에 과도하게 압력이 상승하거나, 압력이 급격히 저하 시 셀의 구조물 손상을 방지하도록 안전밸브를 설치함 	

3. 아르곤셀 시스템의 구성

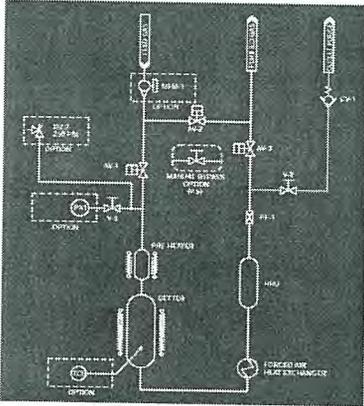


그림 1 정화시스템 Flow diagram

아르곤가스 정화시스템은 셀내 유입된 산소로 인하여 오염된 아르곤가스를 순환시켜 그림 1에서 보는 바와 같이 정화장치를 통과하면서 산소가 수소와 반응하여 H_2O 로 변환되고, 건조제를 사용하여 수분을 제거함으로써 H_2O 및 O_2 를 일정하게 관리하는 시스템이다. 정화장치는 셀의 오염도에 따라 다양하게 운전이 가능하면서도 stand-by 기능을 할 수 있도록 모듈 형태로 설치하여야 한다. 또한, 아르곤셀은 운영중에 가열로를 $500\text{ }^{\circ}\text{C}$ 이상으로 가열하고, 조명을 위하여 백열등을 지속적으로 사용함으로써 셀 내부 온도와 압력이 상승한다. 셀 내부 온도의 급격한 상승은 셀 압력을 상승 시킬 수 있으므로 셀은 항상 일정한 온도($25\sim 40\text{ }^{\circ}\text{C}$)를 유지하여야 한다. 따라서 셀의 온도 상승을 방지하기 위하여 순환시스템을 이용하여 냉각하여야 한다.

3. 아르곤셀 압력변화 요인

기상관측 자료에 의하면 대전지방의 대기압은 하루에도 많은 변화가 있으며, 월중에도 최고치와 최저치는 많은 차이가 난다. 이는 시설운영 시에 셀의 압력을 일정하게 유지하기 위하여 아르곤셀에서 아르곤을 방출하거나 유입하여야 함을 의미하므로 충분히 고려하여야 한다.

또한, 온도 변화는 계절에 따라 많은 변화가 있으며, 일 중에도 차이가 많다. 외부기온이 떨어질 경우에도 아르곤셀은 보온 등의 수단을 강구하여 외부기온에 의한 영향은 크게 미치지 않는 것으로 예상되나, 기온의 변화에 따른 셀 내부 열량의 증가 및 내부에서 발생하는 열량은 냉각시스템으로 조절되어야 한다. 그러나 셀의 냉각기능에 이상이 생길경우에 대비하여 아르곤을 방출하거나 유입하여 셀의 압력을 조절하는 방안도 강구 하여야 한다.

4. 결론

본 연구에서는 파이로 종합시험시설의 아르곤셀 아르곤가스 정화 및 냉각시스템을 국내, 외의 유사시설과 장치 제작업체를 통하여 확보한 자료들을 사전에 분석하여 우리의 공정에 적합한 설계 요건을 설정하여 경제적이고 효율적인 시설의 설계를 수행하고자 하였다.

또한, 분석한 자료들은 2008년 중에 엔지니어링 회사와 협력하여 기본 및 상세설계를 완료하고 2009년에 시설을 구축하여, 아르곤정제 및 냉각시스템에 관한 추가적인 연구가 수행되면 향후 불활성 분위기에서 수행하는 공정 시스템에 유용하게 활용될 것으로 예상된다.

5. 참고자료

- 1) ANL-7959 Hot Fuel Examination Facility/North Facility Safety Report, February 1975, Argonne National Laboratory
- 2) The EBR-II Fuel Cycle Story, Charles E. Stevenson, American Nuclear Society

Radiological Safety Evaluation on Development of PRIDE Facility

L.J. Cho, K.C. Kwon, W.M. Choung, E.P. Lee, D.H. Hong, W.K. Lee, G.S. You

Korea Atomic Energy Research Institute, 1045 Daedeok-daero, Yuseong-gu, Daejeon, 305-353, Korea,
hyilje@kaeri.re.kr

1. Introduction

Pyroprocess technology is currently being focused in many countries and this technology will be able to significantly increase the efficiency of uranium utilization, supply energy for an even longer period of time, and reduce the long-term radioactivity of high-level radioactive waste with decreasing the environmental burden. Pyroprocess is one of the most attractive technology for treating spent nuclear fuel and the feasibility of pyroprocess has been convinced through many laboratory scale experiments. Hence the development of the technology for industrialization is current key issue, KAERI has started the project for development of PRIDE (PYroprocess Integrated DEMonstration facility) for pyroprocess carrying out the experiments using natural uranium or depleted uranium to accelerate the scale-up research. The PRIDE facility will be a large scale pyroprocess R&D facility focusing to demonstrate the integrated pyroprocess technologies. By the operation of this facility, pyroprocess engineering technology for industrialization can be enhanced.

2. Radiological Safety Evaluation

For purpose of radiological environmental assessment, normal operation conditions and only those accidents that have the worst consequences are evaluated. The worst accident scenario is given for metal fire due to large breach in the argon cell, accidental release of fume, release of all argon cell atmosphere, and release of radioactive materials into environments. The inventory of radioactive material in accident case is assumed to 500 kgU, release fraction of material in airborne from fire is 0.03, receptor respirable fraction is 1, elevation of release is assumed at ground level, meteorology based on 3 year accumulation of on-site data, and nearest site boundary location of KAERI for distance to receptor for dose evaluations.

In this work Monte Carlo simulations are also performed to estimate the radiation doses absorbed in different positions of windows installed in PRIDE. Dose estimates are performed using the MCNP5 with 3 different tallies for comparing the accuracy results and absorbed dose distribution. f4 flux tally with the dose conversion factor DE/DF for photons, f4 tally with the KERMA approximation, and f6 heating tally.

3. Conclusion

Conceptual design of the PRIDE facility has been completed, and facility layouts were developed. Preliminary radiological safety analyses for safety showed the low environment effect with maximum facility inventory (10 tU) in normal operation condition and with 500 kgU in accident case. Absorbed dose profiles of inner side shielding windows were estimated, which will be used to set the requirements of windows and instruments, etc and optimize the shielding structure.

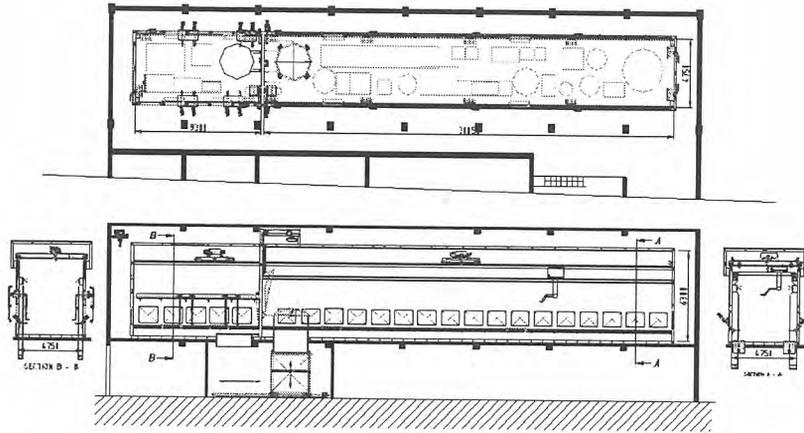


Fig. 1. Plant layout of 2nd floor of PRIDE facility

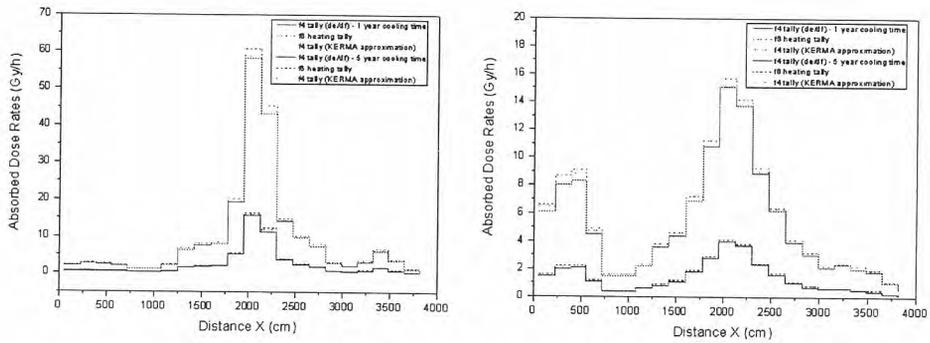


Fig. 2. Comparison of the absorbed dose rates using several tally at front and rear side window

파이로 시설의 원격 시뮬레이션을 위한 시스템 아키텍처

박희성, 최창환, 김성현, 이효직, 박병석

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

parkhs@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원은 미국의 AFCI에서 추진하고 있는 시뮬레이션 및 모델링(simulation and modeling) 개념과 유사한 ACPF 디지털 목업(digital mock-up)을 개발하여 파이로 공정의 핵 물질 흐름을 시뮬레이션하고 가시화하는 등 선진국과 대등한 기술수준을 확보하기 위한 노력을 기울이고 있다. 사용후핵연료를 처리하는 Pyro 공정은 작업자가 핫셀 외부에서 조작기(Master-Servo Manipulator)나 천정 이송형 서보조작기(BTSM: Bridge Transform Servo Manipulator) 그리고 크레인(Crane)을 이용하여 원격으로 운전 및 유지보수를 해야 하기 때문에 사고 발생 시 작업자의 조작기 숙련도는 공정시설의 안전성과 우라늄 회수율을 결정짓는 중요한 요인 중 하나이다. 특히 납 차폐 유리창을 통해 핫셀 내부를 관찰하면서 작업을 해야 하는 환경은 시각 정보를 제한시키며, 조작기 미숙으로 인해 운전 및 유지보수 상황이 악화될 경우 조작기와 공정 장치 간 충돌이 발생하면서 또 다른 손실을 초래하게 된다. 본 과제에서는 이러한 문제점을 해결하기 위해 3차원 그래픽을 이용한 여러 시뮬레이션[1, 2] 방법을 사용한 경험이 있으나 그래픽에 의존한 시뮬레이션은 실제 환경을 대변할 수 없다는 결론을 내리고 되었으며, 이러한 이유로 인하여 현재 보다 더 과학적인 방법으로 시뮬레이션할 수 있는 기술 개발이 필요하게 되었다.

본 논문에서는 핫셀에서의 원격 업무 효율성을 높이기 위해 컴퓨터 그래픽을 이용한 디지털 파이로 공정 시설 및 공정장치 그리고 기타 도구와 장비들의 가상환경 설계를 위한 소프트웨어 아키텍처를 제안하고자 한다. 또한 아키텍처 기반에서 햅틱(haptic) 장비를 이용하여 작업자가 물리적인 힘 반향을 통해 실제와 동일한 계 조작기를 운전하면서 원격 작업의 접근성 및 운전성을 시뮬레이션 할 수 있는 방법을 설명하고자 한다.

2. 아키텍처 설계 및 예비 실험

파이로 시설의 원격 작업성을 시뮬레이션하기 위해서는 가장 먼저 파이로 시설과 공정장치들을 3차원 그래픽으로 묘사되어야 하며, 원격 작업을 효과적으로 수행하기 위해서는 카메라의 생성 및 탈 부착 기능 등이 필요하다. 또한 모델링된 공정장치들을 편집할 수 있는 기능이 구비되어야 하며 햅틱 입력장치와 연결시키기 위한 인터페이스 기능이 추가되어야 한다. 설계된 공정장치 파일을 불러 들여서 원하는 위치에 위치에 공정장치를 배치 시킬 수 있어야 하며, 조인트들 간의 조립과 조작기와 공정장치 간 조립을 위한 메이트(mate) 기능이 있어야 된다. 마지막으로 햅틱을 이용한 조작기의 원격 운전성을 분석하기 위해서는 3차원 그래픽과 햅틱 렌더링이 정의되어야 하며, 이 둘의 관계가 정상적으로 정립되어야만 작업자가 정상적으로 힘 반향을 느낄 수 있다. 파이로 시설 가상환경 구축을 위한 아키텍처 개념도를 그림 1에 나타내었다. 그림 2는 3차원 그래픽과 햅틱 렌더링의 관계를 보여주고 있다.

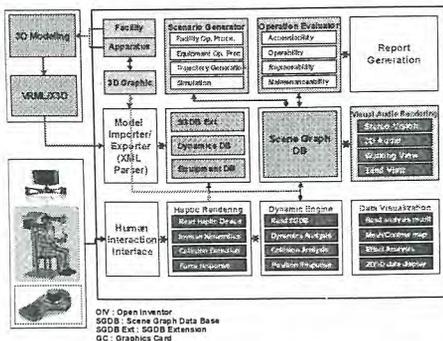


Fig 1. Schematic diagram for establishment of a virtual environment

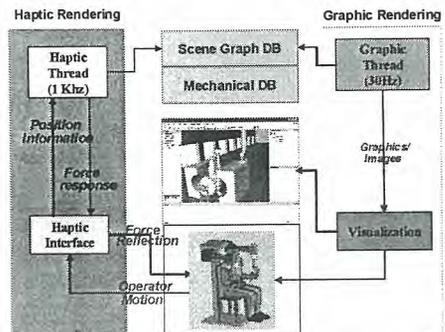


Fig 2. Relationship between graphic and haptic rendering

파이로 시설 및 공정장치의 모델링은 객체지향언어인 오픈 인벤터(Open Inventor) 기반 하에서 3차원 캐드 데이터를 포함하고 있는 VRML 파일을 이용하여 가상환경을 구축하였으며, 조작기의 조인트 정보와 기계적인 물성치 데이터는 Scene graph DB를 이용할 수 있도록 하였다. 또한 사용자 정의 좌표(User define coordination)를 만들어 사용자가 파이로 디지털 목업 내부의 원하는 장소에 공정장치 및 공구 등을 배치할 수 있도록 설계 하였다. 가상 환경 하에서 핫셀 내에 있는 공정장치들을 유지보수하는 과정을 햅틱으로 시뮬레이션 하기 위해 햅틱 렌더링과 그래픽 렌더링의 관계를 정립시켰다. 또한 사용자가 사용할 입력 장비(조이스틱(Joystick)이나 햅틱 그리고 헤드 트랙커(Head Tracker)) 및 출력 장비 들을 플러그-인(plug-in) 상태로 만들어 쉽게 선택할 수 있도록 하였다. 햅틱 구동에 사용된 소프트웨어는 Open Haptics를 사용하였으며, 사용자 그래픽 인터페이스 프로그램은 CodeJock Toolkit 을 이용하였다. 그림 3은 프레임 워크 기반으로 제작된 파이로 시설의 가상환경을 보여주고 있다.

이와 같은 방법으로 설계된 디지털 목업 환경에서 가상의 조작기가 원격 접근 및 조작을 정상적으로 수행하는지를 확인하기 위해 햅틱 장비와 작업자 간 인터페이스에 대한 예비 실험을 수행하였다. 예비 실험을 위한 실험 대상으로 파이로프로세스 전처리 단계인 분말화(Vol-Oxidizer) 장치를 선정하였으며, 2006년 7월 당 과제에서 원격 운전성을 평가한 결과 원격 운전성의 난이도가 가장 높은 “펠렛 용기 이송과 펠렛의 분말화 장치 인입구에 투입”에 대한 실험 자료를 대상으로 실험하였다. 사용자 정의 좌표를 이용하여 분말화 장치를 배치한 모습과 햅틱을 이용한 원격 접근성을 분석한 결과를 그림 4에 나타내었다.

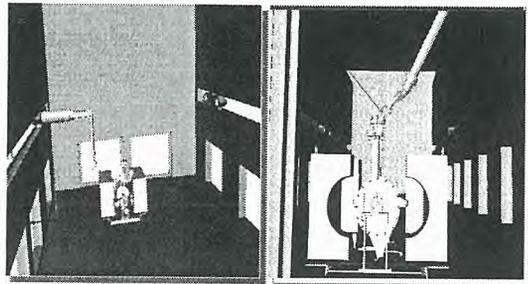
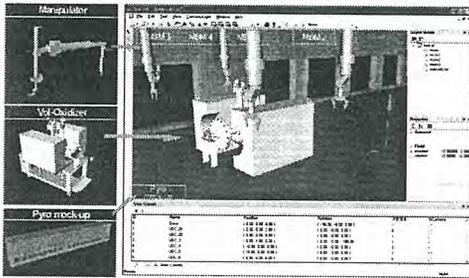


Fig 3. Digital mock-up and devices of Pyroprocess using Graphic User Interface Fig 4. Scene of Deployment of Vol-Oxidizer and grasping a lever with manipulator

3. 결론

파이로 시설 설계 단계에서 목업 내 공정장치들이 정상적으로 배치되었는지를 검증하고, 유지 보수 단계에서 원격 접근성과 운전성을 분석하기 위한 시스템 아키텍처를 구축하였다. 수천 개의 노드로 구성된 분말화 공정장치와 가상의 목업 시설 및 조작기를 VRML 형태로 읽어 들인 후 사용자 정의 좌표 기능을 이용하여 디지털 목업 내 사용자가 원하는 위치에 신속하게 배치시킴으로써 설계된 시스템이 정상적으로 구동하고 있음을 확인하였다. 이로써 파이로 시설 설계 단계에서 공정장치들이 잘못 배치됨으로써 발생하는 설계 재구성에 따른 시간 낭비와 경제적 손실을 최소화 시킬 수 있는 기반 기술을 확보하게 되었다.

REFERENCES

- [1] Tai-Gil Song, et al., "Development of the Interface Module for an Effective Application of a Digital Mock-up", Pro. of the ICAS 2005, KINTEX, Gyeonggi-Do, KOREA, June 2-5, (2005)
- [2] Soon-Hyuk Hong, et al., "A Real-Time Graphic Simulator to Monitor Spent Nuclear Fuel Dismantlement Devices", Pro. of the 2001 IEEE/RSJ Int. Conf. on Intelligent Robots and Systems, Maui, Hawaii, USA, Oct. 29-Nov. 03, (2001)

핵물질 안전조치를 위한 Remote LIBS 설계 평가

김승현, 주준식, 정정환, 신희성, 김호동
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 대덕대로 1045
kimsh76@kaeri.re.kr

1. 서론

Laser induced breakdown spectroscopy(LIBS)는 1980년 초반에 미국의 Radziemski 박사에 의해 개발된 측정 장치이다. 시료 표면에 안정된 고출력의 레이저를 조사시켜 표면에서 플라즈마를 발생시키면, 플라즈마 속에서 시료는 충분히 vaporization되어, atomization 및 ionization된다. 일정 수명 이후 에너지를 방출하면서 다시 ground state로 돌아가는데, 이 때 방출되는 에너지는 원소의 종류 및 여기 상태(1st, 2nd excited state등)에 따라 고유의 파장을 방출하게 되고, 표준 시료를 이용해 미리 획득한 각 원소별 고유 파장과 비교함으로써 미지의 sample에 대해 정성 및 정량분석을 하는 기술이다.

이 장치의 장점은 비교적 간단한 장치 구조와 간단한 조작법으로 다원소 시료에 대해 실시간으로 현장에서 분석이 가능하다는 점이다. 이 연구는 이러한 장치의 특성을 살려, 핵물질 안전조치 목적 하에 LIBS의 특성을 파악하고, optical fiber를 이용해 원격제어가 가능한 Remote LIBS 개발을 평가해 봄으로써, Hot-cell등의 고방사능 환경에서 민감핵물질의 계량을 실행하려는데 그 목적이 있다.

2. 본론

세계적으로 Remote LIBS는 현재 5~6개 제품이 개발 중에 있다. 최근에는 IAEA의 사찰에 이용할 목적으로도 그 이용이 주목받고 있으며, 그 개발에 대한 연구가 활발히 진행 중이다. 이에 현재 개발 중인 Remote LIBS 장비와 유사한 성능을 가진 LIBS(그림 2. 참조)을 이용하여, 기본 금속을 대상으로 장비에 대한 성능 평가를 실시해 보고, 이를 바탕으로 Remote LIBS에 대한 개념설계를 실시하였다.

- LIBS를 이용한 Fundamental metal(Fe, Ni, Zn, Nd)의 정량분석

LIBS를 이용한 정량분석에서는 재현성 높은 plasma를 발생시키는 것이 중요하며, 실험을 통하여 재현성 측면에서 최적의 측정 조건을 산출했다. 산출된 조건하에서 plasma 주변의 공기를 600 mtorr이하의 vacuum 상태로 조절하고, plasma sphere을 inner sphere과 outer sphere로 분리하여, 상대적으로 안정적인 outer sphere을 측정하였다. 이와 같은 방법으로 SUS 300 series의 Fe와 Cu alloy sheet 3종에서의 Ni과 Zn, 자체 제작한 (Cu+Nd) 이원소합금에서의 Nd에 대한 반-정량분석을 시도하였다. 전체적으로 10%이내의 측정오차를 획득하였으며, 그림 1은 이에 대한 결과를 보여준다.

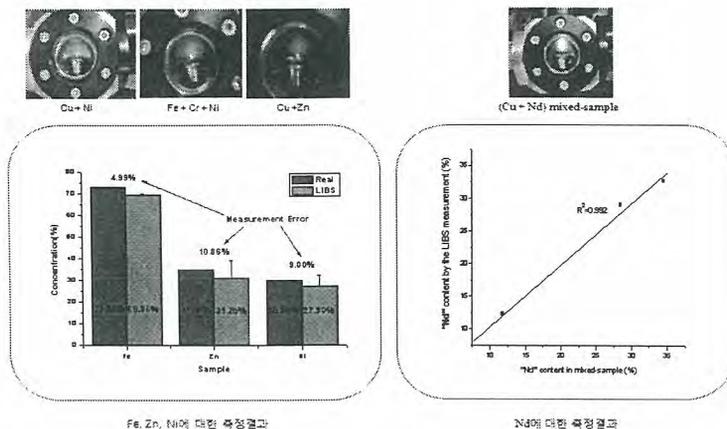


그림 1. Fe, Zn, Ni에 대한 측정결과와 실제 플라즈마 발생

- Remote LIBS에 대한 개념 설계

기본적인 성능테스트를 바탕으로, 그림 2와 같은 Remote LIBS를 계획하였다. 세계적으로 정성분석만을 하는 Remote LIBS는 완성단계에 있는 것도 있지만, 안전조치 관점에서 Uranium이나 Plutonium에 대한 정량분석은 필수적이다. 이러한 이유로, 정량분석이 가능하도록 simplicity vacuum chamber를 전면부에 도입을 하였으며, plasma를 inner sphere과 outer sphere로 구별할 수는 있는 600 mtorr이하의 진공상태를 6초간(laser 50회 조사를 기준)만 유지하게 제작한다며, 기본 성능테스트의 결과와 같이, 해당 원소에 대해 10%이내의 측정오차로 정량분석이 가능할 것이라는 결론을 얻었다.

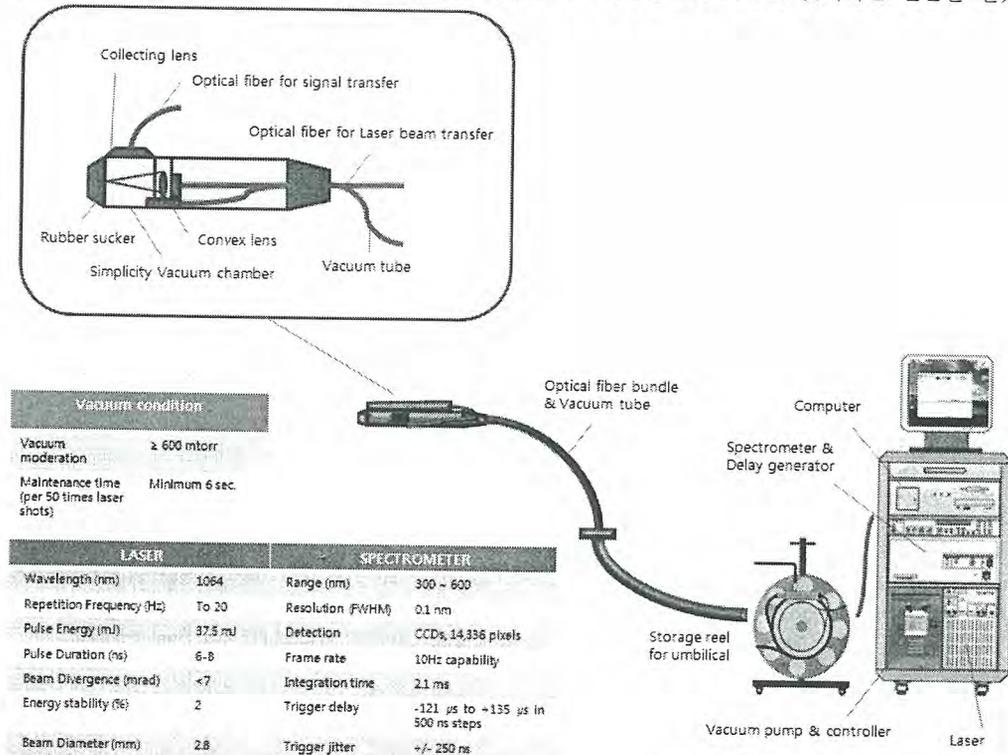


그림 2. 개발 계획 중인 Remote LIBS

3. 결론

Remote LIBS는, 최근 핵시설에 대한 사찰의 목적으로 현장에서 실시간으로 민감핵물질을 계량하기 위해 그 개발이 활발하게 진행 중이며, Optical fiber를 이용하여 Hot-cell과 같은 협소한 고방사능 공간에서도 그 활용이 가능하다. 또한, 비교적 간단한 조작으로 정성 및 정량분석이 가능한 장비를 저렴하게 구축할 수 있는 장점도 가진다.

LIBS를 이용한 핵물질의 안전조치는 다음의 두 가지 측면에서 검증이 가능하다. 첫째, 중성자 검출기를 통한 핵물질 계량에서 중요한 요소인 Cm ratio을 Cm에 대한 직접적인 정량분석을 통해 검증할 수 있으며, 둘째 standard source를 이용한 측정을 통하여 측정 데이터의 통계적 분포를 산출하고 이와 비교함으로써 현장에서 Uranium 및 Plutonium에 대한 반-정량분석을 실시하는 것이다. 실제 Remote LIBS 제작 시에는 simplicity vacuum chamber의 진공 유지력이 가장 중요한 요소로 작용할 것으로 보이며, 600 mtorr을 6초 이상만 유지할 수 있도록 제작한다며, standard source를 통해 획득한 정규분포곡선과 상호 비교함으로써, 현장에서 민감핵물질에 대해 기본 성능테스트와 같은 10% 이내의 측정오차를 갖는 정량분석으로, 신속한 안전조치가 수행될 수 있을 것으로 판단된다.

앞으로 기본적인 성능테스트를 더 보완하여, 계획된 remote LIBS를 구축할 것이며, 향후 보완하여 정량분석이 가능하며, 휴대가 용이한 carrier 정도 크기의 LIBS도 제작할 계획을 가지고 있다.

Study on the Proliferation Resistance of the Advanced Spent Fuel Conditioning Process

H-L Chang, W-I Ko and H-D Kim

Korea Atomic Energy Research Institute, Yuseong-gu, Daejeon 305-353, Korea
hlchang@kaeri.re.kr

1. Introduction

The Advanced Spent Fuel Conditioning Process (ACP) under development at Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) is employing an electrolytic reduction process. The purpose of the ACP process is to reduce significantly the volume and heat load of spent nuclear fuel (SNF), as well as recover more than 99% of the actinides in metallic form from oxide-spent fuels, thereby decrease the burden of final disposal in terms of disposal size, safety, and economics. Since the proliferation resistance (PR) is a key factor for the success of the ACP, the proliferation resistance of a conceptually designed ACP facility has been examined using the metrics developed by the Nuclear Energy Research Advisory Committee's Task Force on Technology Opportunities for Increasing the Proliferation Resistance of Global Civilian Nuclear Power System (TOPS) [1].

2. Process Model Description

A pilot-scale ACP facility with a batch size of 20kg and an annual throughput of 30 MTHM was conceptually designed to analyze the PR of the ACP process [2]. It is assumed that the designed facility is administratively isolated from reactors and interim spent-fuel storage facilities. The main process of the facility uses the electrolytic reduction (ER) technology, which has no need of the lithium recovery system. It is also assumed that this facility operates 220 days/year and that the facility closes material balances once every 3 months (or once after 54 days of operation). The process consists mainly of three parts: spent fuel handling area (spent fuel disassembling and rod extraction), main hot cell (decladding, reduction, smelting, casting, etc.), and U/TRU-metal handling area (loading metal rods into storage cask and temporary storage). The reference spent fuel used in the facility is Korean Yong-Gwang Unit 1&2 PWR's standard 17×17 assemblies with a minimum 10 years of cooling time after 43,000 MWD/MTU of final burn-up.

3. Proliferation Resistance Analysis and Discussion

The TOPS methodology assesses proliferation resistance by defining and applying three objective barriers: material, technical and institutional barriers. Protection levels are achieved through a combination of these three barriers, i.e., intrinsic features of the material qualities, technical impediments, and extrinsic features related to materials accounting, security, adherence to international norms, etc.

Material-barrier attributes are those features of materials that relate to the inherent desirability of the material by potential proliferators. The International Atomic Energy Agency (IAEA) considers all materials above 1 Sv/hr at one meter to be "high radioactive" or "self-protecting [3]." U.S. Department of Energy (DOE) also considers whole body doses above 0.15 Sv/hr at one meter to cause a significant reduction in risk of theft and 1 Sv/hr at one meter to essentially rule out theft as a principal risk consideration [4]. The ACP facility produces two disposable final products that contain fissile material: the metallic form of spent fuel and the ceramic form of salt waste. The radioactivity of the metallic form of the spent fuel is about 25% of those of the initial spent-fuel feed to the process [2], and the presence of some fission products (FPs) in the U-metal of 20 kg (batch size) leads to a whole body dose rate of about 0.16 Sv/hr at one meter. The whole body dose rate of the ceramic salt waste recycled 5 times is above 4 Sv/hr. Therefore, it is reasonable to classify all ACP stages into very high level of radiological barrier except the U-metal product, for which the radiological barrier is lower than the other stages.

The chemical barrier refers to the extent and difficulty of chemical processing required for separating the weapon-usable material from accompanying diluents and contaminants. Since plutonium is co-deposited in the U-metal products together with minor actinides and some FPs, the final product of the ACP requires further chemical processing to separate pure fissile elements, and this results in longer warning times in the event of diversion. The ceramic salt waste contains most of FPs, residual actinides, and reductant so that highly

complex processing would be required to extract uranium or plutonium from this waste form. The presence of a significant amount of FPs in the ACP metallic form of spent fuel and ceramic materials renders chemical processing much more difficult. The metal form is somewhat less resistant to fissile material recovery, but still roughly equivalent to the initial spent fuel processed. Therefore, the chemical barrier for metal form was classified into a medium level, whereas the others into a high level. Because of the intense gamma rate from FPs in SNF, the effectiveness of the detectability barrier is very high. The intense neutron emission rate from curium in spent nuclear fuel can be a useful signature to measure and track special nuclear material. In addition, within the current equipment configuration and design of ACP, it is not possible to produce material that is directly usable for producing a plutonium-based explosive device by adjusting operating parameters. Significant additional steps should be required to create a pathway to produce plutonium. Moreover, these processes require high-temperature furnace operations under controlled atmospheres and must be highly automated with inherent abilities to track and log in-cell operations. The complexity of these operations with highly radioactive materials precludes manual operation. Therefore, the reconstitution options require a highly remote operation in canyons of manipulators in highly shielded hot cell. It is easily presumable that the ACP facility requires considerable engineering expertise, expense, and time (~months to year) to modify to produce significant throughputs (~1 SQ) of special nuclear material (SNM).

While ACP material offers higher levels of intrinsic protection against materials diversion over aqueous technologies, a major difficulty in safeguarding the ACP is the accuracy of accountability data for Pu because the accuracy of spent nuclear fuel nondestructive assay is typically 5 to 10% [5]. The major difficulty is whether the precision of the assay is sufficient to ensure that the safeguards system uncertainty is low enough to allow detection of a significant quantity of the material processed through the plant. Currently curium (Cm) balancing approach based on the intense neutron emission from curium in SNF is the only available method to account for the Pu in the product and waste streams of the ACP, while Cm balancing approach assumes that ^{244}Cm is the only significant neutron emitter and that it remains unseparated from the Pu in the process [6]. Therefore, process monitoring will be critical to ensure that Cm is not separated from Pu at any point in ACP. Heterogeneity in the process streams is another issue that limits accuracy of various measurement techniques in the ACP process. Therefore, with the Pu/Cm inseparability argument verified using the process monitoring, it would be reasonable to classify the safeguards barrier for the ACP facility into Medium.

3. Conclusion

The proliferation resistance of the ACP process has been analyzed using TOPS methodology with focus on the intrinsic and extrinsic attributes for proliferation resistance. The preliminary analysis shows that the resistance of ACP technology to proliferation is better than other conventional SNF treatment technologies. Since the ACP in current study ends with oxide reduction stage and is not capable of separating transuranic elements, it has better proliferation resistance than electrochemical pyroprocessing. It is also not possible to produce weapon-usable material by adjusting operating parameters with the current design of the ACP. In conclusion, the ACP technology is less attractive than other wet processing technologies and has many barriers to mitigate the possible proliferation threats.

References

1. 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.
2. I-S. Kim et al, "Characteristics of Reduced Metal from Spent Oxide Fuel by Lithium," J. KNS, Vol. 35, No. 4, pp 309-317, 2003.
3. International Atomic Energy Agency, "The Physical Protection of Nuclear material," INFCIRC/225/Rev.3, September 1993.
4. U.S. Department of Energy, Guide for the Implementation of DOE Order 5633.3b, Control and Accountability of Nuclear Materials, pp. 1-4.
5. D. Reilly, et al, "Passive Nondestructive Assay of Nuclear Materials," United States Nuclear Regulatory Commission, March 1991, NUREG/CR-5550, LA-UR-90-732.
6. S.Y. Lee et al, "Safeguardability of Advanced Spent Fuel Conditioning Process," The 45th Annual Meeting of the Institute of Nuclear Material Management, Orlando, Florida, USA, July 2004.

NaTPB 및 TPPCI에 의한 Cs 및 Tc(Re)의 침전 거동

이일희, 임재관, 정동용, 양한범, 김광욱

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진대로 1045

nehlee@kaeri.re.kr

1. 서론

본 연구는 탄산염 계에 의한 SF 내 U의 선택적 산화용해 침출 시 공침출 되는 FP 중에서 각 각 장수명 핵종으로 지하에서의 빠른 핵종 이동성과 고방열성 등으로 처분 환경을 저해하는 Tc 및 Cs 을 선택적으로 침전 분리하여 제거하는 것을 목적으로 수행하였다. 침전 모의 FP 용액으로는 Na_2CO_3 용액에서 U과 공용해되는 Cs, Re, Te, Mo 등과 실험 조건에 따라서 미량 용해되는 Zr, Sr, Nd 등이 함유된 7성분 계로 구성하였으며, 0.5M Na_2CO_3 -0.5M H_2O_2 용액으로 이들의 산화물을 산화용해 침출한 후 여과한 여액을 침전 모의 FP 용액으로 사용하였다. 이때 Re은 Tc과 화학적 성질이 거의 유사하여 Tc의 대체물질로 이용하였다.

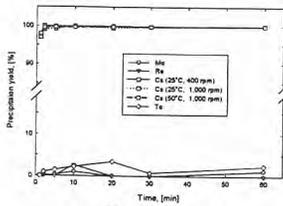
2. 결과 및 토의

그림 1 및 2는 각각 0.01M NaTPB 및 0.005M TPPCI에서 침전 시간 변화에 따른 온도 및 교반속도가 미치는 Cs, Re, Te 및 Mo의 침전율이다. NaTPB-Cs 및 TPPCI-Re 간의 침전 반응은 5분 이내에 종료되는 것 같으며 침전온도를 50°C 까지 증가시켜도 그리고 교반 속도를 최고 1,000 rpm 까지 변화시켜도 침전속도 및 침전율에 거의 영향이 없었다. 이는 TPB 및 TPP⁺의 용해도가 온도 증가에 따라서 다소 증가하지만 그 증가 폭이 매우 미미하고, TPP⁺-ReO₄⁻ 및 TPB⁻-Cs⁺ 간의 침전 반응이 매우 빠르게 진행되어 온도 및 교반 속도 증가에 따라 별 영향이 없었다. 그림 3은 각각 침전 1시간 (25°C, 400rpm), 0.01M NaTPB 및 0.005M TPPCI에 의한 침전 후 용액의 pH 변화에 따른 Cs, Re, Te 및 Mo의 침전율이다. Cs 및 Re은 각각 침전 후 용액의 pH 변화 (pH 6.31~13.2)에 따라 무관하게 NaTPB-Cs은 99% 이상, TPPCI-Re은 99±1% (pH 5.8의 경우 약 92% 침전)가 침전되었다. 반면에 Mo의 침전율은 pH 증가에 따라 급격히 감소하며 pH 5.8에서 TPPCI-Re 침전의 경우는 약 82%, NaTPB-Cs 침전에서는 약 31%가 각각 공침 되었으나, pH 9 이상에서는 Mo가 Cs이나 Re과 전혀 공침되지 않았다. 그리고 Te은 pH 변화에 무관하게 Cs이나 Re과 거의 공침되지 않았다. Mo의 경우 pH 변화 따른 Mo의 이온 구조 및 용해도를 보면 pH 7~8 이상에서는 MoO₄²⁻ 이온으로, pH 6 이하에서는 Mo₇O₂₄⁶⁻ 이온으로 존재하며, 이보다 좀 더 낮은 pH 영역에서는 polymerization 되어 불용성의 침전물이 되고, 용해도는 pH 증가에 따라 서서히 증가하다가 pH 7~8 이상부터 급격하게 증가하는 것으로 알려져 있다. 그러므로 pH 8 이하에서 Mo의 침전율이 증가되는 현상은 TPB⁻나 TPP⁺에 의한 Mo의 침전반응 이라기보다는 pH 감소에 따른 Mo의 용해도 감소 또는 polymerization에 기인하는 것으로 생각된다. 한편 Te의 경우 아직도 불분명한 상태이나, pH 10~11 이상에서는 TeO₂(OH)₄²⁻ 이온, pH 7~10에서는 TeO(OH)₅ 이온, 이보다 좀 더 낮은 pH 영역에서는 Te(OH)₆의 수화물 형태로 존재한다고 보고되고 있다. 그러므로 pH 10 이상에서는 TeO₂(OH)₄²⁻의 2가 음이온으로 존재하여 TPB⁺이나 TPP⁺과 침전 반응이 일어나지 않아 거의 침전되지 않은 것으로 보인다. 그러나 pH 8 이하에서는 TeO(OH)₅ 로 1가의 음이온으로 존재하여 TPP⁺와 결합하여 상당량의 Te이 동반 침전될 것으로 예상하였으나 침전이 거의 되지 않았다. 이에 대한 자세한 원인 규명을 본 연구에서는 수행하지 못했지만 Te과 TPPCI 간의 고유 용해도에 기인할 것으로 추측된다. 그림 4 및 5는 각각 NaTPB 및 TPPCI의 농도를 0.005M~0.05M, Cs은 0.0025~0.05M, Re은 0.0015~0.02M로 각각 변화시키면서, [NaTPB]/[Cs] 및 [TPPCI]/[Re]의 초기 몰 농도 비에 따른 Cs과 Re의 침전율이다. [NaTPB]/[Cs] >1 및 [TPPCI]/[Re] >1 에서 거의 100%의 Cs과 Re이 침전됨을 알 수 있었다. 한편 Mo의 경우 NaTPB

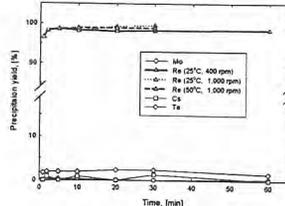
및 TPPCI에 거의 침전이 일어나지 않고 있으며, 본 그림에는 표시하지 않았으나 Te 또한 Mo와 거의 유사한 거동을 보이고 있다. 이는 Mo 및 Te이 고염기성의 탄산염 용액에서 각각 MoO_4^{2-} , $\text{TeO}_2(\text{OH})_2^{2-}$ 의 2가 음이온으로 존재하여, TPB 나 TPP'와는 침전 반응이 일어나지 않는데 기인하는 것으로 판단된다. 그리고 50°C, 1,000rpm에서도 Cs 및 Re의 침전율은 거의 영향이 없음을 확인하였다. 그림 6(A)은 침전 모의 FP 용액 내 NaCl의 농도를 증가시키면서 0.01M NaTPB 및 0.005M TPPCI에 의해 침전되는 Cs과 Re의 침전율이다. 이는 Na^+ 이나 Cl^- 이 과량으로 존재할 때 침전제 NaTPB나 TPPCI에 의한 침전특성 변화를 관찰하기 위한 것이다. TPPCI의 경우 3M NaCl에서 99% 이상, 4M NaCl에서는 다소 감소하지만 98%의 Re이 침전되어 NaCl이 Re의 침전에 별 영향이 없음을 알았으며, Cs 또한 4M NaCl에서 4% 이하가 침전되어 용액 내 Na^+ 나 Cl^- 이온이 과량 함유되어 있어도 TPPCI에 의한 Re의 선택적 제거에는 별 문제가 없을 것으로 판단된다. 그러나 NaTPB의 경우는 3M NaCl에서 99% 이상의 Cs이, 4M NaCl에서는 약 97%가 침전되어 Cs의 침전에는 별 문제가 없으나, 2M NaCl 이상에서는 Re이 공침전되어 4M에서는 약 18%가 공침전되었다. 이 공침이 Na^+ 의 영향인지 Cl^- 에 의한 것 인지를 확인하기 위하여 NaCl 대신 NaNO_3 를 첨가하여 0.01M NaTPB로 침전시킨 결과가 작은 그림 (B)에 나타나 있다. NaCl과 NaNO_3 모두 농도 변화에 따른 Cs과 Re의 침전값이 비슷한 것으로 보아 Re의 공침은 음이온 (Cl^- , NO_3^-)의 영향이라기보다는 Na^+ 에 영향을 받는 것으로 보인다.

3. 결론

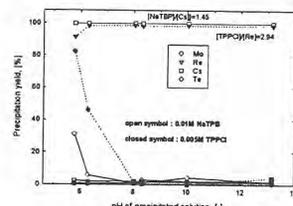
탄산염 계에 의한 SF 내 함유된 U의 선택적 산화 시 공용해 되는 Cs, Te, Tc, Mo 등의 FP 중에서 각각 장수명 핵종으로 지하에서의 빠른 핵종 이동성과 높은 방열성 등으로 처분 환경을 저해하는 Tc(Re) 및 Cs의 선택적 침전 제거를 수행하였다. Cs과 Re의 선택적 침전제로는 각각 NaTBP, TPPCI가 가장 우수 하였으며, NaTPB-Cs 및 TPPCI-Re 침전은 매우 빠르게 (5분 이내) 이루어고 있고, 온도를 50°C, 교반속도를 1000 rpm 까지 증가시켜도 침전 속도에는 별 영향이 없었다. 그러나 침전 용액의 pH는 NaTPB-Cs 및 TPPCI-Re 침전에 가장 큰 영향을 미치는 요인으로, Cs과 Re의 선택적 침전 제거 시 Mo 등의 공침전을 방지하기 위해서는 pH 9 이상에서 수행하는 것이 효과적이었다. 그리고 $[\text{NaTPB}]/[\text{Cs}]$ 및 $[\text{TPPCI}]/[\text{Re}]$ 의 몰 농도 비 1 이상에서는 Cs 및 Re이 각각 99% 이상 침전 제거할 수 있었다.



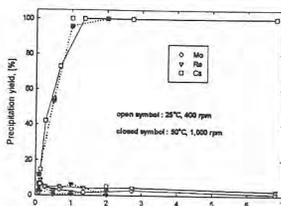
(그림. 1)



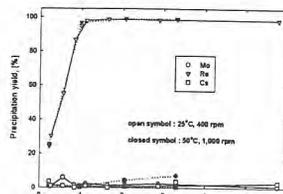
(그림. 2)



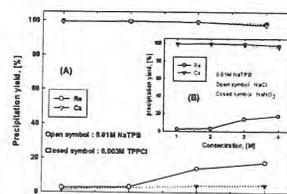
(그림. 3)



(그림. 4)



(그림.5)



(그림. 6)

탄산염 용액계에서 uranyl peroxy-carbonato 착물이온의 분광학적 특성

정동용, 서희승, 양한범, 이일희, 김광욱

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045(덕진동 150-1)

ndychung@kaeri.re.kr

1. 서론

본 연구실에서는 고준위 폐기물 처분장 능력을 증대시킬 수 있고, 핵확산저항성과 친환경성을 동시에 증진시키는 알카리 탄산염 용액계를 이용하여 사용후핵연료로부터 우라늄만을 선택적으로 회수할 수 있는 공정 개발의 가능성을 연구하고 있다. 사용후핵연료 내 우라늄산화물은 우라늄 산화상태가 4가인 UO_2 로 존재하며 탄산염 용액에 매우 낮은 용해도를 갖는다. 그러나 U의 산화수가 6가인 경우 보다 높은 용해도를 얻을 수 있다고 하였다. 앞서 연구를 통해 산화제로 과산화수소를 사용하는 경우 용해도와 용해속도를 획기적으로 증가시킬 수 있음을 확인한 바 있다.[1] 탄산염 용액에서 U(VI)는 UO_2CO_3 , $UO_2(CO_3)_2^{2-}$, $UO_2(CO_3)_3^{4-}$ 등의 착물이 형성되는 것으로 알려져 있다. 이중 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$ 가 가장 안정되게 존재하는 착물이온이다. 탄산염 용액에 우라늄산화물 용해시 과산화수소는 U 4가를 6가로 산화시키면서 peroxy-carbonato 착물을 형성함으로써 용해도를 증가시킨다. 본 연구에서는 이에 대한 연구의 일환으로 우라닐 카보네이트 용액에 과산화수소 첨가시 용액의 분광학적 특성을 살펴보았다.

2. 실험 및 결과

우라늄 용액은 UNH(uranyl nitrate hexahydrate)를 물에 녹여 준비하였고 시약급의 탄산나트륨과 과산화수소를 사용하였다. 용액의 흡수스펙트럼을 측정하기 위해 HP8453 UV-vis 분광광도계를 사용하였으며 측정을 위해 표준 셀을 사용하였다.

탄산염 용액에서 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$ 착물이온이 주요 U(VI)의 화학종이다. 이 착물의 구조와 열역학적 특성들에 대해서는 지금까지 많은 연구가 진행되었다. NEA에서 제시된 formation constant는 $\log K^\circ(298^\circ K)=21.6 \pm 0.05$ 이고[2] 몰흡광도(molar absorptivity), $\epsilon(M^{-1}cm^{-1})$ 은 448nm에서 28 정도이다.

Fig. 1은 0.5M Na_2CO_3 용액에서 우라늄농도가 $5 \times 10^{-4}M$ 일 때 H_2O_2 농도에 따른 전형적인 spectrophotometric titration 결과를 나타낸 것이다. H_2O_2 가 없을 때는 448nm와 462nm등에서 peak를 나타내는 전형적인 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$ 착물이온 흡수스펙트럼을 나타냈지만 H_2O_2 농도가 증가함에 따라 흡수스펙트럼에서 매우 큰 변화를 보이고 있다. Na_2CO_3 농도를 0.05M ~1.0M 일 때도 스펙트럼 변화는 거의 나타나지 않았다. H_2O_2 농도가 증가함에 따라 총 흡수도는 크게 증가하고 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$ 의 흡수스펙트럼 특성은 금방 사라지며 $[H_2O_2][UO_2^{2+}]$ 비가 증가함에 따라 스펙트럼은 넓어지고 300~650 nm범위에서 거의 특색 없는 최대치 형태로 나타났다. $UO_2(CO_3)_3^{4-}$ 착물이온에 H_2O_2 첨가는 용액의 speciation도 변화시킨다. 우라늄의 탄산염 용액은 bright yellow색이나 H_2O_2 를 첨가함에 따라 orange-red 색으로 변화한다. 이는 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$ 와 H_2O_2 간에 반응이 일어남을 뜻하는 것이다. 이때 speciation은 용액의 pH, 탄산염, peroxide, 우라늄 농도 등의 실험변수에 따라 크게 달라진다. U(VI) 농도가 높은 경우 다핵종 U(VI) 착물의 생성을 가져오기도 한다. 일반적으로 다소 낮은 U(VI)농도에서 우라늄 탄산염 착물인 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$ 이온에 과산화수소 첨가 시 아래의 반응이 일어나 uranyl peroxy-carbonato 착물이 된다.

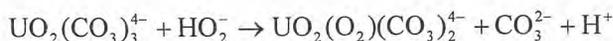


Fig. 2는 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$ 와 $UO_2(O_2)(CO_3)_2^{4-}$ 착물이온의 스펙트럼 특징을 비교한 것이다.

Peroxo-carbonato species의 물흡광도는 $\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$ 보다 매우 높아 340nm 최대 흡수도에서 $1082 \text{ M}^{-1}\text{cm}^{-1}$ 의 값을 나타냈다. $\text{UO}_2(\text{O}_2)(\text{CO}_3)_2^{4-}$ 착물이온은 Charge transfer complex로 전형적으로 매우 넓고 뚜렷하지 않은 매우 높은 물흡광도에 의해 특징지어진다. 부가적으로 높은 대칭분자 (symmetric molecule)들은 일반적으로 비대칭(asymmetric)분자와 비교하여 낮은 물흡광도 값을 갖는데, $\text{UO}_2(\text{O}_2)(\text{CO}_3)_2^{4-}$ 착물이온은 $\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$ 이온보다 덜 대칭적이다. 그러므로 $\text{UO}_2(\text{O}_2)(\text{CO}_3)_2^{4-}$ 의 물흡광도는 더 높게 나타난다.

사 사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

- [1]. D.Y. Chung et al., Abstracts of Proceedings of the Korean Radioactive Waste Society, vol. 6(1), p238.
- [2] Grenthe, I., Fuger, J., Konings, R. J. M., Lemire, R. J., Muller, A. B., Nguyen-Trung, C., Wanner, H., Chemical Thermodynamics of Uranium, NEA-OECD, Eds., North Holland Elsevier Science Publishers B. V., Amsterdam, The Netherlands, (1992).

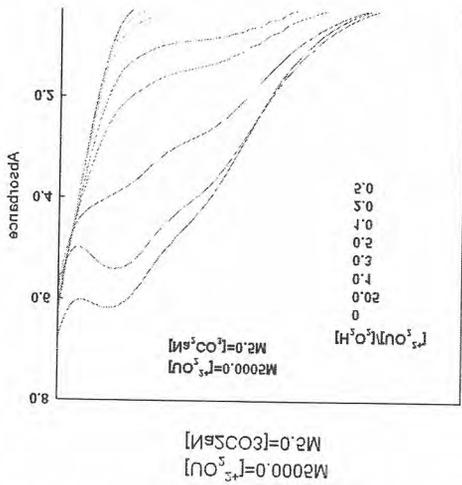


Fig. 1. 과산화수소 농도에 따른 흡수스펙트럼.

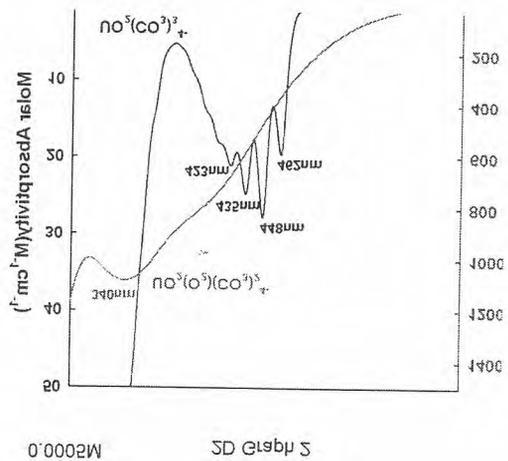


Fig. 2. 두 착물의 물흡광도 곡선.

탄산염 용액계에서 핵분열생성원소의 혼합산화물 용해

양한범*, 임재관, 정동용, 이일희, 김광욱

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150 번지

nhbyang@kaeri.re.kr

1. 서론

핵확산 저항성을 유지하면서 사용후핵연료(SF)의 효율적인 관리 및 재활용할 수 있는 원자력 에너지의 안정적 공급시스템을 구축과 연관된 분리공정 연구가 진행되고 있으며, 최근에는 고준위 방사성폐기물을 탄산염 용액에서 산화용해-침전 분리기술 연구에 대한 관심이 고조되고 있다. PWR 사용후 핵연료중에 함유되어 있는 원소와 함량을 ORIGEN 코드로 계산한 자료에 의하면, 악티나이드 원소(U, Np, Pu, Am)와 핵분열생성물(FP)로 구성되면, FP는 알카리 금속(Cs, Rb), 알카리 토금속(Sr, Ba), 란탄족 원소(La, Ce, Pr, Nd, Sm), 전이원소 (Y, Ru, Rh, Pd, Zr, Mo, Re, Nb)로 이루어져 있다. 사용후핵연료에 함유되어 있는 핵분열생성물 원소중 중요한 원소로는 Zr, Mo, Y, Te, Tc, Cs, Ce, Gd, La, Nd, Pr, Sm, Eu, Ru, Ba, Sr, 및 Pd 등이 들어있다. 이들 핵분열 생성물 원소의 SF에서의 존재 형태는 다음과 같다. Zr, Te, Cs, Ba, 및 Sr은 핵연료에 용해된 산화물 형태와 산화물 침전의 세라믹 (oxide precipitate-ceramic) 형태의 혼합상태로 존재하며, Mo 은 산화물 침전의 세라믹형태와 금속침전물의 합금 (metallic precipitate -alloys) 형태의 혼합상태로, Ce, Gd, Pr, Nd, Pm, Sm, Eu, La 및 Y는 핵연료에 용해된 산화물 형태로, 그리고 Ru, Pd 및 Tc는 금속침전물의 합금 형태로 존재한다. 본 연구팀에서는 탄산염계에서 우라늄의 선택적 용해 침출 및 침전에 의한 SF로부터 우라늄만의 고순도 회수 연구에 대상으로 탄산염에서 우라늄 및 FP의 산화용해 현상, 우라늄과 FP의 분리, 우라늄의 고순도 침전 결정화 연구를 수행하고 있다. 탄산염 용액계에서 사용후핵연료를 용해시킬 때 동반 용해 가능성이 있는 핵분열생성물 원소에 대한 용해도 기초실험을 수행하고 있다. 본 연구에서는 핵분열생성물 원소의 혼합산화물을 대상으로 탄산염 용액계에서 용해 특성을 실험하였다.

2. 실험 방법

본 실험에서는 우라늄과 핵분열생성 원소인 알카리 금속, 알카리 토금속, 란탄족 원소, 전이원소의 산화물을 사용하여 단일성분 및 다성분(15성분)계 혼합산화물을 대상으로 탄산염 용액계에서 용해 특성을 실험하였다. 우라늄 산화물은 $UO_{2.18}$ 분말이며, 평균 입자크기가 $5.4\mu m$ 인 분말 우라늄을 사용하였다. 핵분열생성 원소의 산화물 (Ce, Gd, La, Nd, Pr, Sm, Eu, Y, Mo, Pd, Ru, Zr, B, Sr, Te)은 시약급 시약을 사용하였으며, 산화물 시약이 없는 Cs과 비방사성 물질이 없는 Tc는 Cs_2CO_3 과 Tc 대응 Re_2O_7 을 단일 성분계 실험에 사용하였다. 그리고 단일성분계 Mo 용해실험에서는 3가지 형태의 MoO_2 , MoO_3 , 및 Mo를 대상으로 실험하였으며, U 포함 다성분계 혼합 산화물 (15 성분) 실험에서는 MoO_2 를 사용하였다. 탄산염 용액은 시약급 Na_2CO_3 와 $NaHCO_3$ 를 사용하여 만들었으며, Na_2CO_3 와 $NaHCO_3$ 혼합용액의 pH 조절은 $8 < pH < 12$ 용액은 Henderson-Hasselbalch 식으로부터 $0.5M Na_2CO_3$ 와 $0.5M NaHCO_3$ 용액의 혼합비를 계산하여 원하는 pH의 용액을 만든 후 pH 미터로 측정하여 사용하였다. 그리고 $pH > 12$ 이상의 Na_2CO_3 용액은 $5M NaOH$ 를 사용하여 용액의 pH를 조정 후 pH 미터로 측정하여 사용하였다. 용해 실험조건은 SF중 우라늄만을 선택적으로 용해 침출하기 위한 화학적 산화 용해조건에 맞추어 수행하였다. 용해실험은 항은 진탕기로 $25^\circ C$ 에서 48시간 용해한 다음 고액분리가 되도록 방치한 후 상등액 일부를 $0.22\mu m$ syringe filter로 여과한 용액중 1mL를 $4M HNO_3$ 용액 1mL와 혼합하여 온도변화에 의한 분석 시료의 용해도 변화를 방지시킨 후 ICP로 금속농도를 분석하였다.

3. 결과 및 고찰

0.5M Na₂CO₃ 용액에서 몇 가지 산화제를 선정하여 핵분열생성물원소의 용해도에 미치는 산화제 종류의 영향을 실험한 결과, 산화제가 없는 경우보다 산화제가 공존할 때 핵분열생성물원소의 용해도는 증가하였다. 산화제 중에서는 Na₂S₂O₈과 NaOCl 보다는 H₂O₂ 산화제를 사용한 경우에 핵분열생성물원소의 용해도는 더 크게 나타났다. Na₂CO₃ 용액과 H₂O₂ 산화제를 사용한 용액계에서 pH 영향을 조사한 결과, Mo의 용해도는 pH가 13 이상이 영역에서 급격히 증가하였다. 우라늄과 다성분계 핵분열생성 원소(15 성분)의 혼합 산화물의 용해도에 미치는 Na₂CO₃ 농도 영향, pH의 영향, H₂O₂ 농도 영향에 대하여 실험하였다. 다성분계 핵분열생성물(15 성분)의 실험결과 Mo와 Te 원소의 용해도만 크게 나타났으며 Y를 비롯한 3개의 란탄족원소와 나머지 전이원소는 용해도가 매우 작았다. 단일성분의 Mo에 대한 실험결과와 U과 다성분계 혼합산화물 대상 Mo 용해도를 비교해 보면 다성분계 핵분열생성원소(15 성분)의 혼합 산화물에서의 Mo 용해도는 큰 폭으로 감소하였다. 15성분의 다성분계 핵분열생성물 원소중 용해도가 큰 원소인 Mo와 Te 그리고 난용성 원소의 대표 원소로 Y에 대한 실험 결과를 도시하였다(그림 1, 2, 3). 다성분계 혼합 산화물의 용해도에 대한 Na₂CO₃ 농도영향은 Na₂CO₃의 농도가 증가할수록 Mo 및 Te 용해도는 일반적으로 증가하였으나, Y 및 기타 원소의 용해도는 매우 작았다(그림 1). 그리고 다성분계 핵분열생성물 원소의 혼합산화물을 0.5M Na₂CO₃ 동일한 농도에서 H₂O₂ 농도를 증가시킨 경우, H₂O₂ 농도가 증가함에 따라서 Mo 용해도는 감소하였다(그림 2). 0.5M (Na₂CO₃ + NaHCO₃) 혼합용액에 대하여 Mo 및 Te 용해도는 용액의 pH가 증가할수록 Mo, Te 용해도는 증가하는 경향을 나타내었다(그림 3). 다성분계 혼합 산화물의 용해도에 미치는 H₂O₂ 농도의 영향에 대해서는 다성분계 혼합 산화물중에서 UO₂를 먼저 산화 용해시키고, 그로인해 발생하는 Na₂CO₃ 농도, pH 및 기타 변화되는 현상이 Mo 용해도에 미치는 영향에 대한 추가적인 실험이 요구된다.

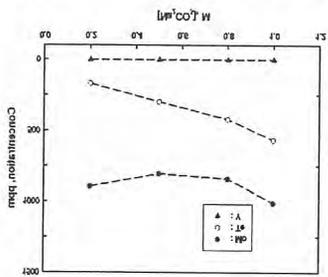


그림 1. 혼합산화물의 용해도에 대한 Na₂CO₃ 농도 영향

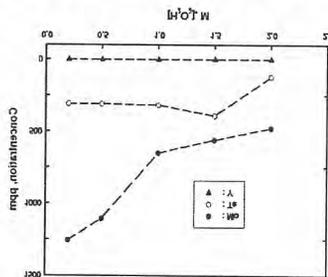


그림 2. 혼합산화물의 용해도에 대한 H₂O₂ 농도 영향

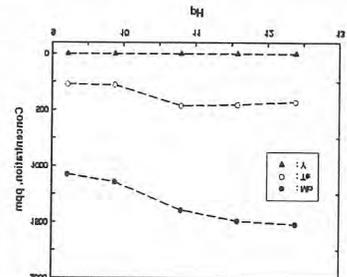


그림 3. 혼합산화물의 용해도에 대한 pH 영향

3. 결론

본 연구에서는 우라늄과 핵분열생성 원소인 알카리 금속, 알카리 토금속, 란탄족 원소, 전이원소의 산화물을 사용하여 단일성분 및 다성분(15성분)계 혼합산화물을 대상으로 탄산염 용액계에서 용해 특성을 실험하였다. 우라늄과 핵분열 원소의 혼합 산화물의 용해도에 미치는 Na₂CO₃ 농도 영향, H₂O₂ 농도 영향 및 pH 영향에 대하여 실험 하여 그림 1, 2, 및 3과 같은 결과를 얻었다. 본 실험에서 확인된 결과는 탄산염 용액계에서 대부분의 란탄족원소 산화물과 전이원소 산화물은 난용성이었으며, 용해되는 핵분열생성 원소는 Mo, Te, Cs, Re (Tc 대응)이었으며, 농도측면에서 보면 우라늄에 비하여 상대적으로 매우 낮은 농도였다. 향후 Mo의 핵연료를 대상으로 용해도 실험을 계획중이다.

사용후연료 금속저장용기의 열적 안전성 평가

이경호, 김형진, 이대기

한국수력원자력 원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1번지

suhong@khnp.co.kr

1. 서론

사용후연료의 저장용기는 연료다발에서 발생된 붕괴열을 제거하여 저장기간 동안 열적 안전성을 확보하도록 설계되어야 한다. 이러한 성능을 확보하기 위해서는 열해석을 통해 저장된 연료다발 피복관 최대온도, 저장용기 구성품 최대온도, 금속구조물의 온도분포, 저장용기 최대내부압력 등을 평가하여야 한다. 설계기준은 미국 NRC NUREG-1536[1]에서 제시된 요건을 적용하여 열적안전성을 평가하였다. 저장용기에 적재된 내용물은 7년 냉각된 24개의 연료다발을 대상으로 하였으며, 연료 다발의 최대연소도, 열발생률 및 농축도는 각각 50,000MWD/MTU, 1.13kW/FA, 5wt%를 적용하였다. 해석모델링에서는 열제거 성능에 영향을 미치는 모든 구성품을 포함 하였고, 3차원 축대칭 모델을 이용한 유한체적법을 적용하였다. 해석코드는 범용 열유동 해석코드인 FLUENT 6.2를 사용하였다.

2. 사용후연료 금속저장용기의 열적 설계기준

항 목	설계기준	항 목	설계기준
연료피복관 최대온도	340℃(10년 냉각기준)	금속셸 최대온도	500℃
중성자차폐체 최대온도	148℃	최대 대기온도	40℃
최대 내부압력	7.8 atm	기타 구성품 최대온도	격납·차폐기능 유지가능 온도

3. 열해석 및 결과

본 해석에 적용된 모델은 24개 연료다발을 저장할 수 있도록 설계된 금속저장용기를 대상으로 하였다. 해석모델은 그림 1,2와 같이 3차원 축대칭, 유한체적모델(Finite Volume Model)을 구성하였다. 열전달 현상에 필수적이고 안전성관련 부품은 해석모델에 모두 포함시켜 상세모델링을 수행하였다. 금속저장용기의 구성은 캐니스터와 원통형 셸(shell), 용기 뚜껑(lid), 바닥판(baseplate) 및 중성자 차폐체(neutron shield)로 구성되어 있다. 구성품의 사양은 아래 표1에 요약하였다.

표1. 금속저장용기의 구성품 사양

품 목	재질	크기/수량	비고
용기뚜껑	탄소강 SA516 Gr 70	직경:2,459mm, 두께 : 60mm	
용기본체	탄소강 SA516 Gr 70	직경:2,459mm, 높이:5,402mm	
디스크	탄소강(SA537-CL2)	간격:170mm/수량25개	내부바스켓 지지
바닥판	탄소강 SA516 Gr 70	직경:2,459mm, 두께 : 260mm	
차폐체	NS-4-FR	두께:100mm	

또한 중성자차폐체 내부에는 탄소강으로 제작된 열전달관이 설치되었다. 이는 중성자 차폐체를 고정시킬 뿐만 아니라 열전달을 촉진시키는 역할을 한다. 바스켓 내부의 연료집합체는 유효열물성치를 갖는 균질모델로 고려하였다. 균질모델의 유효열전도도는 연료집합체 단면의 상세 2차원 모델링에 대한 열해석을 수행하여 단면 최대온도(T_{max})를 도출한 후 다음과 같은 횡단면 유효열전도도 산정식[2]을 사용하여 계산하였다.

$$k_{eff} = 0.2497 \frac{Q}{4L (T_{max} - T_B)}$$

단, k_{eff} : 유효열전도도 [W/m K], Q : 연료집합체당 발생열 [W]
 L : 핵연료집합체의 유효길이 [m], T_{max} : 최대 중심온도 [°C]
 T_B : 바스켓 내부벽 온도 [°C]

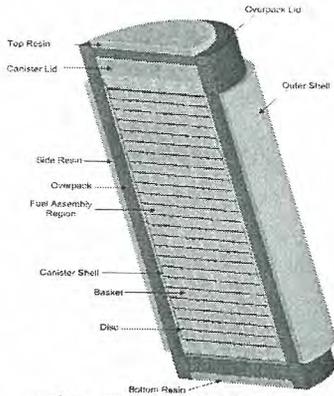


그림 1 금속저장용기 해석모델

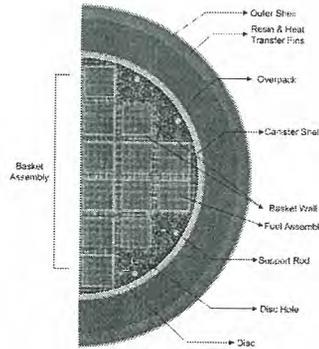


그림 2 금속저장용기 해석모델 단면

금속저장용기의 열해석 결과는 표2에 요약하였다. 결과에는 용기본체, 뚜껑, 중성자 차폐체, 캐니스터, 바스켓 및 연료피복관의 최대온도를 나타내었다.

표2. 금속저장용기의 열해석 결과

구성요소	최대온도 [°C]	허용온도 [°C]	비고
용기본체	173	371	
본체 뚜껑	144	500	metallic seal 허용온도
중성자 차폐체	129	148	
캐니스터	224	427	
바스켓	278	427	
사용후연료 피복관	313	340	

최대압력은 NUREG-1536에서 제시된 요건에 따라 계산을 하였다. 저장된 연료 중 1%가 손상되고, 연료봉내 주입가스 100%가 캐니스터 내부로 방출되며, 손상 연료봉 중 30%가 핵분열성 가스를 방출한다고 가정하여 내부압력 계산을 수행하였다. 또한 건식저장 시스템 최대내부압력에 관련된 요소는 다음과 같다.

- 손상 핵연료로부터 발생하는 핵연료봉 주입가스(backfill gas)
- 손상 핵연료로부터 발생하는 핵분열성 가스 및 저장용기 주입가스

최대내부압력을 계산하기 위해 주입가스인 헬륨의 몰수, 온도 및 캐니스터의 자유체적을 계산하였다. 따라서 정상조건시 금속저장용기내 최대내부압력은 $P=NRT/V$ 식으로부터 5.7 atm으로 계산되었다. 이는 캐니스터 설계압력인 7.8 atm보다 낮게 계산되었다.

4. 결론

본 논문에서 수행한 건식저장 시스템 부품 최대온도는 허용온도 이하로 유지되는 것으로 계산되었다. 격납기능에 중요한 쉘 온도는 144°C로 허용온도 500°C이하로 유지되며, 중성자 차폐체 최대온도는 129°C로 허용온도 148°C이하로 유지되었다. 따라서 쉘 및 중성자 차폐체는 열적 건전성이 확보되며 각각 격납기능 및 차폐기능 저하를 유발하지 않는다.

사용후연료의 피복관 최대온도는 313°C로 허용온도 340°C이하로 유지되므로 저장기간중 손상을 유발하지 않는 것으로 평가 되었다. 최대내부압력은 5.7 atm으로 설계압력 7.8atm이하로 유지되어 안전성이 확인되었다. 상기의 열해석 평가로부터 금속저장용기의 열적 안전성을 입증하였다.

참고문헌

1. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Standard Review Plan for Dry Cask Storage System, NUREG-1536, 1997.
2. SANDIA Report, SAND90-2406, A Method for Determining the Spent Fuel Contribution to Transport Cask Containment Requirements, 1992.

사용후연료 건식저장시스템 콘크리트 수평저장모듈의 열적 거동 분석

김형진, 이대기

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

hedgehog@khnp.co.kr

1. 서론

사용후연료 건식저장시스템은 1980년대부터 안전성이 입증되어 세계적으로 사용후연료 중간저장에 활용되고 있다. 건식저장시스템에는 볼트, 모듈, 콘크리트/금속저장용기 방식 등이 있으며 기술개발 초기 단계인 우리나라에서는 콘크리트 수평저장모듈과 금속저장용기 방식을 대상으로 설계해석 기반기술을 개발중에 있다[1].

본 연구는 콘크리트 수평저장모듈에 대한 열적 거동을 분석하기 위한 것으로 상하부에는 사용후연료에서 발생하는 붕괴열을 제거하기 위하여 공기 입·출구가 설치된다. 사용후연료에서 발생하는 열을 효과적으로 제거하지 못할 경우 구조물의 수명에 영향을 끼칠 수 있으므로 구조물의 높은 냉각효율 및 저장기간 동안 열적 안전성을 확보하기 위해 국제적으로 널리 적용되고 있는 10CFR72와 NUREG-1536의 기준치를 적용하여 모듈의 열적 안전성을 평가했다. 저장대상인 사용후연료는 농축도 5wt%, 최대연소도 50,000MWD/MTU 및 최소냉각기간 7년, 24개의 연료 다발을 대상으로 했다.

2. 평가 및 결과

2.1 해석조건 및 모델링

수평저장모듈의 열적 거동을 평가한 조건은 표 1과 같다[2]. 비정상조건은 공기 유입구의 부분봉쇄(50% 봉쇄) 조건으로 공기 유입량 감소에 따른 저장모듈의 열적 거동에 대한 해석을 수행했다.

해석모델은 수평저장모듈, 24개 사용후연료 집합체가 적재가능한 캐니스터를 대상으로 했다. 연전달 현상에 필수적인 부품은 모두 모델링했으며, 결과는 그림 1과 같다. 열유동 해석은 FLUENT version 6.2를 사용하여 수행했다[3].

표 1. 수평저장모듈 열유동 해석을 위한 조건

구분	공기입구조건	일사량	붕괴열
정상조건	-	고려	최대
비정상조건	50% 봉쇄	고려	최대

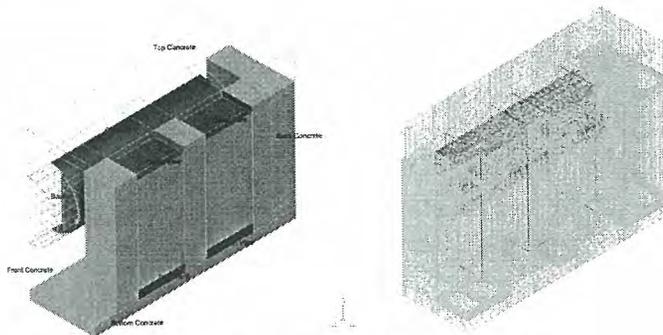


그림 1. 수평저장모듈 열유동 해석 모델

2.2 열전달 특징과 경계조건

수평저장모듈 내부 공기유동은 모듈 내부온도와 외기온도차에 따른 밀도차로 인하여 자연대류현상

이 발생하며, 모듈내 수직공간을 통한 공기 유동이 일어난다. 모듈외부는 대류와 복사를 통해 외부환경과 열교환을 모사했으며, 이를 위해서 모듈의 모든 노출표면에 대해서 대류와 복사를 고려했다.

건식저장시설의 태양열 적용은 10CFR71에 제시된 태양열을 적용할 수 있으며, 저장시설은 열관성이크기 때문에 수송용기에 적용되는 일사량의 24시간 평균값을 취할 수 있다[4,5]. 본 해석에 적용한 일사량은 표 2와 같다.

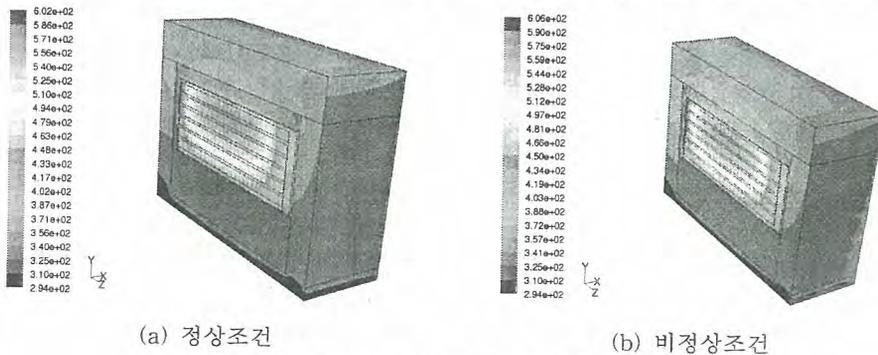
표 2. 표면 형태에 따른 일사량

표면 형태	10CFR71.71에 제시된 일사량[$gcal/cm^2$]	24시간 평균값 [W/m^2]
수평면	800	388
수직면	200	97

2.3 해석결과

그림 2(a)은 정상조건에서의 열해석 결과에 따른 온도분포이다. 정상조건 온도 기준치를 만족하였으며, 핵연료집합체 최대온도 329℃, 출구 최대온도 69.5℃, 출구 평균온도 52.6℃, 콘크리트 최대온도 93℃, 콘크리트 평균온도 52℃로 나타났다. 또한 공기의 온도상승 14.6℃, 공기유량은 0.7624kg/sec였으며, 총방괴열(27.12kW)의 84.5%에 해당하는 22.9kW가 제거되는 것으로 나타났다.

비정상조건에 의한 해석결과 핵연료집합체의 최대온도 333℃,공기의 온도상승 14.6℃, 공기유량 0.3921kg/sec, 콘크리트 최대온도 101℃, 콘크리트 평균온도 56℃, 총방괴열의 74.4%가 제거되는 것으로 나타났다. 비정상조건에서의 온도 기준치를 만족했으며, 해석결과에 의한 온도 분포는 그림 2(b)와 같다.



(a) 정상조건

(b) 비정상조건

그림 2. 수평저장모듈의 최대온도분포

3. 결론

본 논문에서 수행한 열유동 해석을 통해서 수평저장모듈의 열적 거동은 10CFR72와 NUREG-1536의 설계 기준치를 만족하는 것으로 나타났다. 정상 및 비정상조건에 대한 연료봉의 최대온도는 각각의 온도기준치인 340℃, 570℃ 보다 낮게 평가되었으며, 콘크리트의 최대온도는 93.3℃와 343℃ 보다 낮고, 평균온도는 65.5℃와 176℃ 보다 낮게 평가되었다. 즉 콘크리트 구조물의 열적 건전성이 확보되며, 열제거 효율은 각각 84%, 74%로 나타났다.

참고문헌

- [1] 이대기 외, 경수로 사용후연료 건식저장시설 최적 설계기술 개발, KHNP-NETEC (2008)
- [2] Title 10 of the Code of Federal Regulations Part 72 (10 CFR Part 72), Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste, and Reactor-Related Greater than Class C Waste, April 1996.
- [3] FLUENT Computational Fluid Dynamics Software, Fluent, Inc., Centerra Resource Park, 10 Cavendish Court, Lebanon, NH 03766.
- [4] Title 10 of the Code of Federal Regulations Part 71 (10 CFR Part 71), Packaging and Transportation of Radioactive Materials, April 1996
- [5] NUREG-1536, Standard Review Plan for Dry Storage Systems, USNRC, 1997

고온 용융염 내 악틴족 화학종의 전기화학적 측정이 가능한 박막형 전극개발

박용준, 연제원, 신현철*, 민슬기, 조영환, 임희정, 송규석
 한국원자력연구원, 원자력화학연구부, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1

*부산대학교, 재료공학부, 부산광역시 금정구 장전동 산 30

iparkv@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 파이로프로세싱 기술의 성공을 위해서는 용융염내 존재하는 악틴족 및 란타늄 족 화학종에 대한 전기화학적 특성 조사가 필수적으로 요구되며, 현재 한국원자력연구원을 중심으로 다양한 용융염 매질, 온도, 대상 핵물질 원소에 대해서 전기화학적 전위 측정, 확산계수 측정 및 산화환원 반응에 대한 연구가 진행되고 있다. 핵물질 원소에 대한 전기화학적 측정은 방사성 물질을 다루기 때문에 방사성 폐기물을 최대한도로 줄일 수 있는 소형의 반응셀을 사용하는 것이 필수적으로 요구된다. 기존의 전기화학 반응셀은 기준 전극, 작업 전극, 대응 전극을 포함하고 있으며, 이들 전극은 금속 등의 재질로 형성된 금속막대 형태 또는 석영 등의 재질로 만들어진 관형으로 이루어져 있다. 이들 전극의 두께는 수 mm에서 수십 mm의 직경의 크기를 가지며 이들 사이의 물리적 접촉이 되지 않도록 충분한 간격이 있어야 하므로, 기본적으로 반응셀은 20 mm 이상의 직경이 필요하다. 이러한 기존 반응셀을 사용하여 방사성 물질에 대한 전기화학적 거동을 측정할 경우에는 셀의 크기가 크기 때문에 더 많은 용융염 및 방사성 물질이 필요하게 되며, 이에 따라 더 많은 방사성 폐기물이 발생하게 된다. 또한, 전기화학 측정에 있어서 측정 전류의 크기가 커짐에 따라 정전위기와 같은 전기화학 측정 장비에 높은 전류를 공급할 수 있는 부스터의 장착이 보완적으로 필요하게 된다. 따라서, 본 연구에서는 고온의 용융염 내의 우라늄 또는 플루토늄과 같은 방사성 원소에 대한 전기화학적 측정을 위해 필연적으로 요구되는 전기화학 반응셀의 소형화를 위한 해결책을 제공하고자 한다.

2. 실험 및 결과

전기화학 반응셀의 소형화를 이루기 위해서는, 전극의 두께를 최대한 작게 제작하며, 전극간의 물리적 접촉을 최소로 해야 한다. 금속 전극 소재를 직접 사용하는 기존의 방법은 전극의 두께가 얇아지는 경우, 전극 취급 시 및 셀 구성 시 쉽게 휘어짐으로써 전극들 간의 유격이 변화하고, 이는 전기화학 실험의 재현성을 저하시킨다. 또한, 실험 중 전해액의 대류 등에 의해 전극이 흔들리기 쉬워, 실험 결과의 신뢰성에 문제를 일으키며, 흔들림이 심할 경우 주위의 다른 전극들과의 단락이 발생할 수 있다.

이를 해결하기 위해 본 연구에서는 전기화학 반응셀 내부의 전극을 구현함에 있어 무전해 도금법을 사용하여 금속박막을 반응셀 벽면에 코팅하여 형성함으로써 전기화학 반응셀의 소형화를 이루고자 하였다. Fig. 1에서 보이는 바와 같이, 반응셀 벽면에 금속 박막 전극을 코팅하는 경우, 벽면 자체가 전극의 지지대 역할을 하게 되므로, 전기화학 반응에 요구되는 극히 얇은 두께의 전극을 사용하는 것이 가능하게 된다.

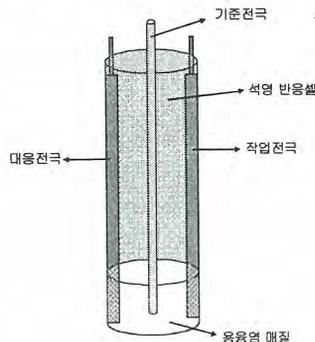


Fig. 1. Conceptual drawing of the electrochemical micro-cell

관형 반응기는 무전해 도금법을 이용하여 석영관 위에 몰리브데늄을 코팅하여, 일 전극을 제조하였다. 우선 기존에 사용되는 방법에 따라 SnCl_2 (0.02 mol/l), PdCl_2 (0.01 mol/l), HCl (0.01 mol/l) 혼합 수용액을 이용하여, 석영관 내벽을 Pd 촉매화시킨 뒤 아래와 같은 조건으로 몰리브데늄 무전해 도금을 실시하였다. 전해액으로는 Mo 발생원으로서 0.1 mol/l의 소듐 몰리브데이트 (sodium molybdate) ($\text{Na}_2\text{MoO}_4 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$), 환원제는 0.3 mol/l의 차아인산나트륨(sodium hypophosphite)($\text{Na}_2\text{H}_2\text{PO}_2 \cdot \text{H}_2\text{O}$), 균염제(retardant)로서 0.5 mol/l의 구연산 나트륨(sodium citrate)($\text{Na}_3\text{C}_6\text{H}_5\text{O}_7$)을 사용하였으며, 수산화나트륨(NaOH)을 이용하여 pH를 8 에서 10 사이로 조절하여, 극소형 전기화학 반응셀을 제조하였다. 위의 방법에 의해 석영관 위에 두께 30 μm 의 몰리브데늄 박막을 형성시킬 수 있었다.

3. 결론

본 연구에서는 고온 용융염내의 U, Pu, Np와 같은 악티늄족 원소의 전기화학적 측정을 위해 방사성폐기물을 최소화할 수 있는 극소형 반응셀을 개발하기위해, 반응셀의 용기로 사용되는 석영관의 내부 벽면에 금속 박막을 균일하게 코팅하기 위하여 무전해 도금법을 사용하였다. 이러한 극소형 전기화학 반응셀이 포함된 용융염 전기화학 측정 장치는 고온 용융염 매질에 포함된 악티늄족 원소 및 란타늄족 원소와 같은 다양한 화학종에 대해 전기화학 및 분광학적 자료를 산출할 수 있고, 석영관 한쪽 끝에 금속 박막을 코팅하여 결과적으로 고온에서 기계적 내구성과 전위 안정성이 향상될 수 있다.

Thermal Conductivity Measuring System for Nuclear Materials

Daegy Park, Heemoon Kim, Sangbok Ahn, Wooseok Ryu

PIE & Radwaste Divison

Korea Atomin Energy Research Institute, 150 Dukjin-dong Yusong Daejon Korea

dgpark1@kaeri.re.kr

1. Introduction

PIE & Radwaste (Post-Irradiation Examination & Radio-active Waste) division at KAERI(Korea Atomic Energy Research Institute) has carried out post irradiation examinations (PIEs) of the nuclear materials and fuels for the Hanaro reactor, CANDU, PWR and newly developed nuclear fuels. IMEF(Irradiated Material Examination Facility) in PIE & Radwaste division has been developing many kinds of PIE technologies. The thermal conductivity is considered to be one of the most important thermo-physical properties for nuclear fuels and materials. The determination of the thermal conductivity of a nuclear material is accomplished by a measurement of the thermal diffusivity and the use of a defining relation for the diffusivity, specific heat capacity and density. The most widely employed technique is the pulse heating flash method proposed by Parker et al[1]. In the flash diffusivity technique, a pulse of energy is incident on one of two parallel of a sample. The subsequent temperature history of the opposite face is then related to the thermal diffusivity. In spite of the many merits in using the pulse heating flash technique, the complexity of the laser flash thermal diffusivity measuring system restricts its use a radioactive environment. Due to a sample's characteristics, the measuring system should be installed in a hot cell or a shielded glove box. Therefore, it is necessary to review, investigate and analyze the related requirement so as to install the measuring system in a hot cell or a shielded glove box. Selected requirement is reflected in the specification of a measuring system and realized requirement is used to solve the related problems.

2. General Requirements of a laser flash thermal diffusivity measurement system for a shielded glove box

Because the measuring system will be operated in radiation environment, the system should be shielded from radioactive radiation and operated using remote control measures(e.g. manipulator or tong). In addition, a radioactive specimen emits volatile fission products during it's use of high temperature test condition. Owing to those characteristics, a measuring system in a hot cell or shielded glove box needs more subsequent functions than ordinary measurement systems. Consequently the following general requirements are needed for its use in the nuclear field. General requirements[2-6]of the laser flash thermal diffusivity measuring system are a remote controllable, a good accessibility and maintainability, a durability for radiation, an easy decontamination, an easy installation in a hot cell or a shielded glove box, and a modular design for an electronic component to prevent it from radiation damage . As seen in table 1 and related figure, the general requirement and it's solution are given.

Table 1 General Requirements and Solutions

	Requirement	Solution	Remark
1	Remote controllable	Grip adoption, Manipulator	Fig 3.
2	Good accessibility and maintainability,	Simple structure design	Fig 1.
3	Durability for radiation,	Selection of proper material, Shielding by lead	Fig 2.
4	Easy for decontamination,	Surface treatment,	Fig 1.
5	Easy installation in hot cell or shielded glove box	Vertical type design to minimize volume	Fig 1.
6	For electronic component to prevent from radiation damage .	Modular type design, Shielding by lead	Fig 2.

3. Technical Requirements of a laser flash thermal diffusivity measurement system for a shielded glove box

There are also technical requirements for a technical and functional performance. Such technical and functional requirements are the following.

- Measurable for a small specimen owing to the limitation of radioactivities.
- Prevention from a contamination by a exhausted gas of a volatile radiation material
- Sample holder and jig of a small and irregular shape.
- Available for a vaccum or protective gas use to protect a sample.
- Non-reaction between a structure material in the furnace and a uranium pellet when heated in a high temperature.
- Air tweezers or equivalent measures to handle a small specimen.
- Closed cooling water circulation system for the furnace. : Fig 3.
- Tool for furnishing LN-2 of the infra-red detector.
- Convenience of operation and sufficient operation area (e.g. specimen loading , fulfilling LN-2) : Fig 4.
- Removal of an interference for each operation (e.g. filter replacement, use of air tweezers)
- Filter selection by considering the period of a replacement, price and capability for filtering a volatile gas (e.g. Cs-137) : Fig 5.



Fig 1. Vertical type design

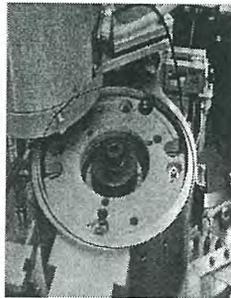


Fig 2. Modular type & lead shielding

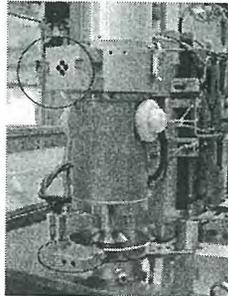


Fig 3. Grip & closed cooling water system

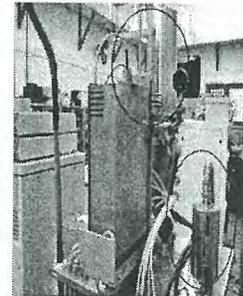


Fig 4. Filter & LN-2 supply system

4. Conclusion

In order to operate in a nuclear radiation environment, the general and technical requirements of a laser flash thermal diffusivity measuring system are reviewed and analyzed. Selected requirements are reflected in the specification of the measuring system and the realized requirements are used to solve the related problems. Taking account of not only the general requirement but also the technical requirement, the measuring system is designed and fabricated. The measuring part except for data acquisition, laser generating part and control unit of the system will be installed in a shielded glove box in the near future.

REFERENCES

1. Parker, W.J., Jenkins, R.J., Buttler, C.P., and Abbott, G.L., "Flash Method of Determining Thermal Diffusivity Heat Capacity and Thermal Conductivity." J. Appl. Phys., 32, Vol 9, 1979(1961).
2. American Glovebox Society " Guideline for Glovebox" AGS-G001 2007
3. 허영희, 주용선 "해의 조사후 시험시설 방문 출장보고서" KAERI/OR-88/89
4. 구정희 외7인 "Design Report for Shielded Glove Box" KAERI/TR-1320/99
5. 박양순 외3인 "Design and Fabrication of Micro X-ray Diffraction System" KAERI/TR-3256/2006
6. 하영경 외5인 "Design and Fabrication of Radiation Shielded Laser Ablation ICP-MS System" KAERI/TR-3248/2006

가변형 영상획득장치를 이용한 거시조직영상의 이미지 분석기법 개선

서항석, 이형권, 권형문, 전용범

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

nhsseo@kaeri.re.kr

원자력발전의 안전성을 유지하고 경제적 이득을 극대화하기 위한 노력의 하나로 핵연료의 연소도를 높이고 연소기간을 연장하기 위한 노력이 전 세계 원자력발전국가들에 의해 계속되어 오고 있다. 이러한 고연소 핵연료 개발의 일환으로 고연소도 핵연료 안전성시험 및 평가기술개발, 고연소도 성능평가체계 구축이 절실히 필요한 실정이다. 따라서 한국원자력연구원 조사후시험시설 납셀에는 폴라로이드 필름을 이용하여 조사후 핵연료 시편의 거시조직사진을 투영하는 시험장치가 설치되어있다. 그러나 거시조직 시험장치는 마운팅을 마친 시편만 사진투영이 가능하며 습기 및 방사선에 의해 노후화되고 렌즈 및 부품이 경화되어 선예도와 해상도가 저하된 상태이다. 이에 따라 조사후시험시설 콘크리트셀에 지배울 페리스코프를 제작·설치하고 시편 표면의 영상획득을 위해 Cool-Snap CCD 카메라를 장착하여 운용하였다. 그러나 페리스코프로는 시편의 배율이 저배율로 고정되어 있어 파단면 및 결합부위를 관찰하기에는 부적절하여 페리스코프 기능을 한 단계 업그레이드된 가변형 페리스코프를 제작하여 시편의 파단면 및 결합부위에 대해 영상획득이 가능하고 또한 Zoom Lens를 이용하여 배율을 확대 조절 할 수 있게 제작 하였다.

- 핫셀용 표면 영상 획득 및 분석 장치

그림 1은 핫셀 내부에 설치하기 전, 지배울 페리스코프 사진이다. 페리스코프는 사용자의 방사선 피폭을 방지하기 위해 납유리 상단의 콘크리트 핫셀 차폐벽을 수평으로 통과하고 핫셀 내의 시편 위치까지 수직으로 설치된다. 그림 왼쪽 부분에 장착된 것이 Cool-Snap CCD 카메라이고 오른쪽 하단 부분은 LED 특수 조명장치이다. 그림 2는 페리스코프를 한 단계 업그레이드시켜 제작한 핫셀용 가변형 페리스코프이다. 그림2의 중앙 부분의 둥근 모양으로 장착된 것이 CCD 카메라이다. 방사선으로부터 보호를 위해 납으로 차폐를 하였으며 설치된 시스템의 CCD 해상도는 1,392 × 1,040 pixel이고, 각 pixel의 크기는 4.65 μm×4.64 μm이다. 이미지 포착 및 분석을 위해 Image-Pro Plus 5.1 프로그램이 사용되었다. 또한 시편 관찰을 위한 광원으로 LED 링 라이트에 의한 광폭 조명기구를 사용 하였으며 모든 작동은 컴퓨터에서 마우스를 이용하여 조작이 가능하다. 배율은 7배에서60배까지 확대 이미지 획득이 가능하며 배율의 변화에 관계없이 Fixed Working Distance(170 mm). Field Diameter:11.20 mm to 3.56 mm를 이용해서 최상의 선명하고 깨끗한 영상을 얻을 수 있다.

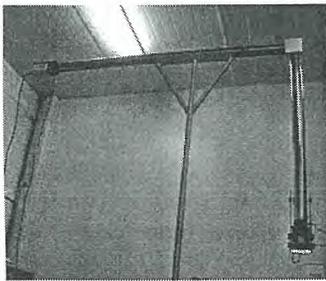


그림1. 핫셀용 지배울 페리스코프

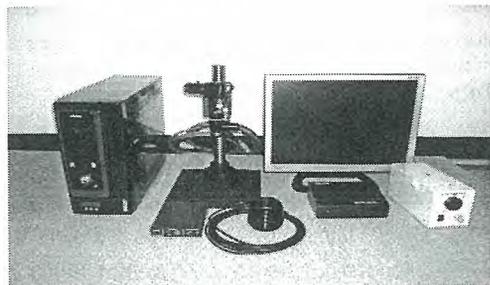


그림2. 핫셀용 가변형 페리스코프

- 거시조직 사진 및 확대 사진

다음 그림은 새로 제작한 가변형 페리스코프에서 획득한 거시조직영상(7X)과 배율을 60X로 확대 투영한 영상이다. 사용된 시편은 일반 볼트이며 그림 3은 사진에서 보듯이 해상도 및 선예도가 뛰어나 나사의 피치를 선명하게 나타내주고 있다. 그림 4는 배율 7X에서 투영한 시편을 이동시키지 않고 고정된 상태에서 마우스를 이용하여 카메라만 상하로 이동하여 시편의 중앙부를 배율 40X로 투영한 영상이다. 배율 7X에서 희미하게 보이던 피치간격을 더욱 선명하게 나타내 주고 있다.

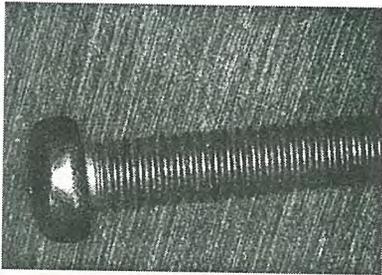


그림 3. 배율 7X의 볼트사진.

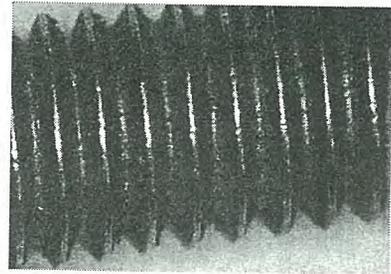


그림 4. 배율 40X의 볼트사진.

- 결론

거시조직사진 투영장치의 핫셀용 저배율 페리스코프를 제작하여 조사후시험시설 콘크리트셀에 설치된 페리스코프는 마운팅을 마친 시편만이 사용이 가능하고 또한 배율이 저배율로 고정되어 있어 시편의 파단면 및 결함부위에 대한 진실을 규명하는데 한계가 있었으나 이번 가변형 페리스코프를 개발함으로써 앞으로 시편의 진실을 규명하는데 많은 도움이 되었다. 특히 가변형 페리스코프는 거시조직사진 투영장치에 비해 뛰어난 선예도와 해상도를 갖고 있고 배율을 저배율에서 중배율로 마음대로 조절할 수 있어 시편의 진실규명이 훨씬 쉬워졌다. 또한 기존 시스템은 이미지 분석에 의한 시편의 제원 측정시 표준자에 의한 보정과 더불어 전자파일로의 전환을 위해 스캔 과정을 거쳐야만 하였으나 핫셀용 가변형 페리스코프는 이러한 과정이 불필요하며 CCD 카메라에 직접 이미지 분석 장치를 연결하여 시편의 제원을 측정할 수 있다. 본 시스템은 사용후핵연료 시편뿐만 아니라 시편 절단 및 마운팅이 어렵고 부피가 큰 시료에 대한 조직시험에도 활용될 예정이다.

사용후핵연료 축방향 연소도 분포를 이용한 사용후핵연료 검사 방법론

문주현, 박병기*, 김신**, 이봉수***

동국대학교, 경상북도 경주시 석장동 707

* 순천향대학교, 충남 아산시 신창면 읍내리 646

** 제주대학교, 제주도 제주시 제주대학로 66

*** 건국대학교, 충청북도 충주시 단월동 322

ihmoon86@dongguk.ac.kr

1. 서론

원전에서 연소된 핵연료집합체는 건전성 확인 등의 목적을 위해 검사된다. 현재, 국내 원전에서는 계획예방정비기간 중 사용후핵연료 집합체 형상에 대해 육안검사 및 초음파검사를 수행하고 있다. 또한 이 검사방법 이외에도 사용후핵연료에 포함되어 있는 Xe^{133} 의 누설 여부를 측정하여 사용후핵연료 집합체의 결함 여부를 판별하는 방법도 있다.¹⁾

육안검사는 원자로에서 사용후핵연료 집합체를 인출하는 과정 중 실시간으로 검사결과를 얻을 수 있다는 장점이 있지만, 확보된 영상정보의 질과 육안 검사자의 판독능력 등에 따라 검사결과와 정확도가 달라지는 단점이 있다. 초음파검사는 육안검사보다 정확한 검사결과를 얻을 수 있다는 장점이 있으나, 사용후핵연료 집합체를 원자로에서 인출하면서 실시간으로 검사할 수는 없으며, 검사를 위해 별도의 장소로 운반해야하기 때문에 운반 중 사용후핵연료 집합체가 추가로 손상될 가능성과 이를 취급하는 작업종사자의 추가적인 방사선피폭 가능성이 높다는 단점이 있다. 한편 Xe^{133} 을 이용한 검사는 사용후핵연료봉 끝단에서 Xe^{133} 의 평균 농도를 측정하고 있기 때문에, 사용후핵연료 끝단의 구조물 내부 물질에 포함되어 있는 방사화생성물 Co^{60} , Co^{58} , Mn^{54} 와 같은 방사화생성물의 강력한 감마 에너지에 의해 Xe^{133} 만을 선별적으로 계측해야 한다는 기술적 어려움과 함께, 결함이 발생한 것으로 판명된 경우 결함위치를 쉽게 판별할 수 없다는 단점이 있다.

따라서 본 연구에서는 사용후핵연료 집합체를 원자로에서 인출하는 과정에서 실시간으로 검사하여, 사용후핵연료 집합체의 결함여부를 보다 용이하게 판별할 수 있는 방법론을 제안하고자 한다.

2. 본론

가. 이론적 배경

사용후핵연료에서 방출되는 방사능은 주로 중성자와 감마선에 의한 것이다. 사용후핵연료에서 방출되는 대부분의 감마방사능은 ^{95}Zr (반감기: 64.0일), ^{95}Nb (35.0일), ^{103}Ru (39.4일), ^{106}Ru -Rh(366.4일), ^{134}Cs (2.06년), ^{137}Cs (30.17년), ^{144}Ce -Pr(284.5일), ^{154}Eu (8.5년), ^{54}Mn (312.2일), ^{58}Co (70.3일), ^{60}Co (5.27년) 등과 같은 몇 개의 핵분열생성물과 방사화생성물에 의한 것이다. 사용후핵연료의 냉각기간이 1년 이상인 경우, 총 감마방사능은 대략 연소도(burnup)에 비례한다. 이러한 사실을 이용하여, 안전조치 목적으로 ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{154}Eu 등의 핵종에서 방출되는 감마 방사능을 계측하여, 사용후핵연료의 연소도와 냉각기간을 예측하는 방법론이 개발되어 사용되고 있다. 하지만, ^{95}Nb 와 ^{95}Zr 과 같은 단반감기 핵종에 의한 감마방사능이 지배적인 상황, 예를 들어, 원자로에서 핵연료집합체를 인출한 직후와 같은 상황에서는 적용하는데 한계가 때문에, 이들 방법은 1년 이상 냉각되어 단반감기 감마 방출 핵종이 붕괴된 사용후핵연료에 대해서만 적용하고 있다. 따라서 이 방법을 사용후핵연료를 인출하는 과정에 실시간으로 적용하기 위해서는 별도의 수정이 필요하다.

반면 사용후핵연료의 총 중성자 선량은 사용후핵연료의 연소도 지표로서 사용이 가능하다. 중성자속에 노출된 우라늄은 중성자를 포획하여 ^{238}Pu , ^{240}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am , ^{242}Am , ^{244}Cm 과 같은 초우란 핵종으로 변환되며, 이들 핵종의 대부분은 자발 핵분열과 (α, n) 반응을 통해 중성자를 방출한다. 10GWd/tU 이상의 연소도에 대해, 총 중성자선량과 핵연료집합체 연소도 사이의 관계를 다음과 같은 실험식으로 근사할 수 있는 것으로 알려져 있다.²⁾

$$neutron\ rate = \alpha(burnup)^\beta \quad (1)$$

여기서 α는 척도인자(scaling factor)이며, β는 3.0~4.5 범위의 값을 갖는다. 식 (1)은 다양한 종류와 경수로 핵연료집합체에 대해 입증되어 왔으며, 계측된 총 중성자선량으로부터 연소도를 추정할

수 있는 근거를 제공하고 있다.

나. 사용후핵연료 검사 방법론

식(1)과 같이 중성자율과 연소도 사이에 비례 관계가 있다는 사실을 이용하여, 사용후핵연료 집합체로부터 방출되는 중성자율을 계측함으로써, 사용후핵연료 집합체의 이상 유무의 판별이 가능한 것으로 판단된다. 먼저, 사용후핵연료 집합체의 축방향 연소도 분포를 구한다. 검사대상 핵연료 집합체와 동일한 설계변수에 대해, 전산코드(MASTER 코드 등)를 이용하여 사용후핵연료 집합체의 축방향 방출 연소도 분포를 구한다. 핵연료집합체 설계변수에 따라 축방향 연소도 분포가 조금씩 달라질 수 있으나, 대략적으로 그림 1과 같은 모양을 가지게 될 것이다. Fig. 1은 국내 웨스팅하우스형 핵연료집합체 16개를 대상으로 축방향 연소도 분포를 구한 것이다.

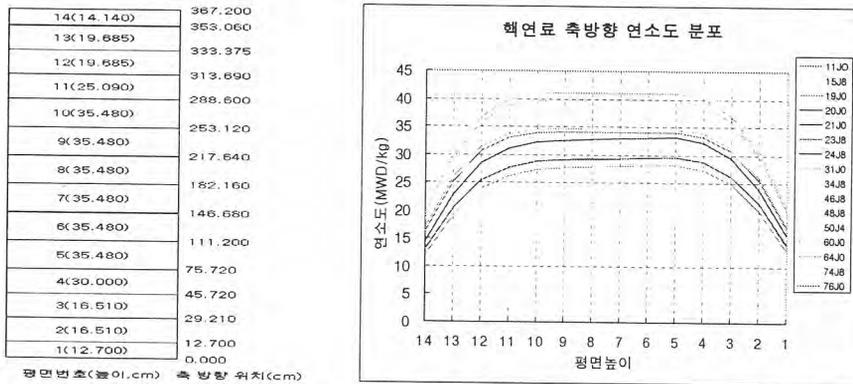


Fig. 1 국내 웨스팅하우스형 핵연료집합체의 축방향 방출 연소도 분포

그 다음 원자로에서 핵연료집합체를 stepwise로 인출하면서 핵연료집합체 측면에서 방출되는 중성자율을 중성자계측기(예: Fission Chamber)를 통해 계측한다. 이 중성자율 계측값을 Fig. 1의 오른쪽 그림과 같이 핵연료집합체 축방향을 x축으로 놓고 그래프를 그린다. 마지막으로 중성자율 계측값 그래프의 모양과 계산을 통해 구한 핵연료집합체 축방향 연소도 그래프의 모양을 비교하여 일치여부를 판단한다. 이때 두 그래프의 모양이 일치하지 않으면 해당 핵연료집합체가 정상적으로 연소되지 않았을 가능성이 높다. 또한 그래프 상 왜곡된 부분이 발견될 경우, 그곳에 해당하는 핵연료집합체 위치에 이상이 있을 가능성이 높다. 계측오류가 있을 경우, 위와 같은 그래프의 불일치나 왜곡이 발생할 수 있지만, 여기에서는 계측오류의 발생은 무시하는 것으로 가정한다.

3. 논의

본 연구에서는 상기의 방법론을 구현하기 위해, 현재 사용후핵연료 집합체로부터 방출되는 중성자를 계측하기 위한 계측센서를 개발하고 있다. 이 중성자 계측센서는 중성자를 흡수하여 (n, α), (n, β) 반응을 일으켜 α 또는 β입자를 발생시키는 중성자 반응물질 (⁶LiF 등)과 발생된 α 또는 β입자와 반응하여 섬광을 발생시키는 섬광물질(ZnS:Ag 등)이 함유 또는 부착된 광섬유로 구성되어 있다. 센서에서 발생한 섬광은 연결된 광섬유를 통해 광전변환기로 전달되며, 이때 섬광량은 조사된 중성자 선량과 일정한 상관관계를 갖는다. 현재 개발된 중성자 계측센서에 대한 예비 성능시험을 수행 중에 있다.

4. 참고문헌

[1] R. E. Womack, "Fuel Rod Leak Detector," U. S. Patent No.4,110,620 (1978).
 [2] J. R. Phillips, et al, "Neutron Measurement Techniques for the Nondestructive Analysis of Irradiated Fuel Assemblies," Los Alamos National Laboratory, LA-9002-MS (1981).

사사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업(과제번호:M20806000028-08B0600-02810)으로 수행되었다.

연소도와 무거운 동위원소 상관관계를 이용한 PWR 고연소핵연료 분석

김정석, 전영신, 박순달, 한선호, 하영경, 송규석

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045(덕진동 150-1)

niskiml@kaeri.re.kr

1. 서론

조사후핵연료 분석결과의 일관성을 확인하기 위하여 무거운원소와 핵분열생성물의 농도 및 동위원소조성 등의 핵연료변수와 연소도 사이의 상관관계 연구가 이루어지고 있다. 이러한 상관관계 연구는 원자로핵연료의 확인, 연소도 및 Pu 생성량의 예측, safeguards 목적 등에 이용되고 있다. 동위원소 상관관계는 3가지 부류, 즉, 무거운 동위원소 및 원소에 기초한 상관관계, 안정한 핵분열생성물에 기초한 상관관계, 그리고 방사성 핵분열생성물에 기초한 상관관계로 나누고 있다. 따라서 상관관계 연구를 위한 변수로는 여러 형태의 동위원소 및 원소의 조성 또는 상대비, 총 및 부분 연소도, 핵분열성 동위원소 및 원소의 감손과 생성량 등이 이용되고 있다.

본 연구에서는 사용후핵연료(고연소 PWR) 시료의 연소도를 Nd 지표원소법으로 측정하기 위하여 시료 및 스파이크(^{233}U , ^{242}Pu , ^{150}Nd)를 첨가한 시료로부터 각각의 원소를 순수하게 분리하고 질량분석하였다. 무거운 동위원소 및 원소에 기초한 상관관계를 이용하여 교차분석하기 위하여 측정 동위원소비를 바탕으로 동위원소희석 질량분석법으로 우라늄과 플루토늄을 정량하고 몇가지 핵연료변수를 산출하였다. 핵연료시료를 연소된 원전별로 나누어 분류하고, 분류된 시료들에 대해 측정된 결과를 모아 상관관계를 나타내었다. 우라늄 동위원소간 상관관계, 플루토늄 동위원소간 상관관계, 우라늄과 플루토늄 동위원소간 상관관계, 우라늄 동위원소와 연소도간 상관관계, 그리고 플루토늄 동위원소와 연소도간 상관관계를 여러가지 방식으로 분석해 보았다. 몇가지 상관관계에 대해 ORIGEN-S 계산치를 이용하여 구한 결과와 비교해 보았다.

2. 실험 및 결과

본 연구의 연소도측정을 위한 제반 절차와 질량분석은 당 연구실에서 확립하여 핵연료 화학 분석에 적용하는 과정에 준하여 수행하였다. U 동위원소간 상관관계로서, 그림 1에는 원전 A로부터의 핵연료시료에 대하여 ^{235}U 의 무게감손율 $[D_5, W_5^0/(W_5^0 - W_5)]$ 에 대한 $^{236}\text{U}/^{238}\text{U}$ 동위원소비의 관계를 나타내었으며, 직선성을 확인하였다. Pu 동위원소간 상관관계로서, 그림 2에는 원전 B로부터의 핵연료시료에 대하여 $^{240}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ 와 $^{241}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ 비사이의 관계를 Code 계산치를 이용한 결과와 함께 나타내었다. 그림 3에는 원전 A, B, C로부터의 핵연료시료에 대하여 $^{242}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}$ 와 $^{240}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ 비사이의 관계를 나타내었으며, 정확한 붕괴보정은 생략하였으나 비슷한 양상을 보였다. U-Pu 동위원소간 상관관계로서, 그림 4에는 원전 C로부터의 핵연료시료에 대하여 $(^{242}\text{Pu}/^{240}\text{Pu})/(^{236}\text{U}/^{238}\text{U})$ 비와 $^{240}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ 비사이의 관계를 나타내었으며, 직선성을 확인하였다. 그림 5에는 U 동위원소와 연소도간 상관관계로서, 원전 A로부터의 핵연료시료에 대하여 $^{235}\text{U}/^{236}\text{U}$ 동위원소비와 Nd-148 방법으로 측정한 총연소도(F_T) 및 우라늄 질량분석결과만을 이용하여 측정된 부분연소도(F_5 , ^{235}U 핵분열에 의한 연소도)와의 관계를 나타내었으며, 전형적인 직선성을 확인하였다. 그림 6에는 Pu 동위원소와 연소도간 상관관계로서, 원전 B로부터의 핵연료시료에 대하여 Pu 동위원소분율을 나타내는 $100 - ^{239}\text{Pu}$ atom%과 총연소도와의 관계를 나타내었다. 표 1에는 상관관계연구에 많이 이용되고 있는 Pu/U 질량비를 몇 개의 시료에 대하여 측정된 결과를 동위원소별로 나누어 나타내었으며, 총량비의 경우 1.198-1.335% 범위이었다 .

3. 결론

동위원소희석 질량분석법에 기초한 Nd 지표원소법으로 고연소핵연료의 연소도측정과 동시에 산출한 무거운 동위원소 조성비를 이용하여 상관관계 연구수행이 가능한 것을 확인하였다. 연소조건 차이를 고려하여 연소된 원전별로 시료를 분류하여 상관관계 연구를 수행하는 것이 보다 효과적이었다. 저연소된 핵연료보다 고연소된 핵연료에 대하여 무거운 동위원소의 상관관계에서의 직선성에 대한 편차가 컸으며, 상관관계에 따른 폭넓은 연구가 필요하였다. 보다 정확한 동위원소

조성 산출을 위하여 성분 동위원소 전반에 대한 질량편차 바이아스 보정이 필요하며, 시료전처리 및 질량분석 수행과정 중에 주변환경으로부터의 오염에 세심한 주의가 필요한 것으로 판단되었다.

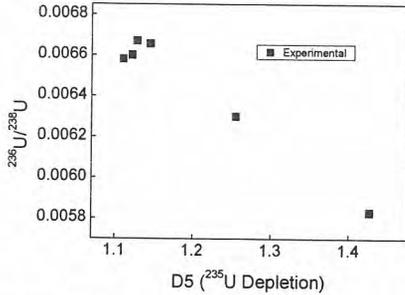


그림 1. ^{235}U 감손율과 $^{236}\text{U}/^{238}\text{U}$ 비와의 관계

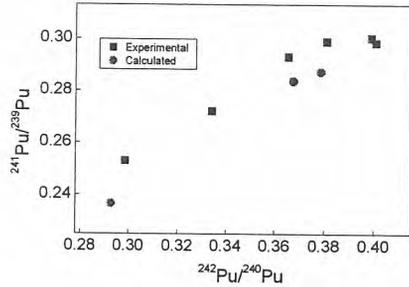


그림 2. $^{242}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}$ 비와 $^{241}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ 비와의 관계

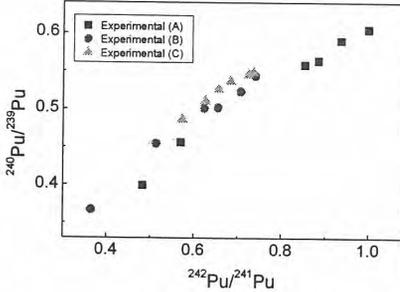


그림 3. $^{242}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}$ 비와 $^{240}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ 비와의 관계

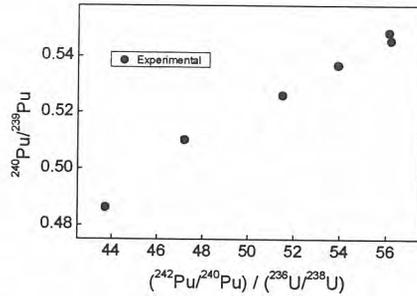


그림 4. $(^{242}\text{Pu}/^{240}\text{Pu})/(^{236}\text{U}/^{238}\text{U})$ 비와 $^{240}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ 비와의 관계

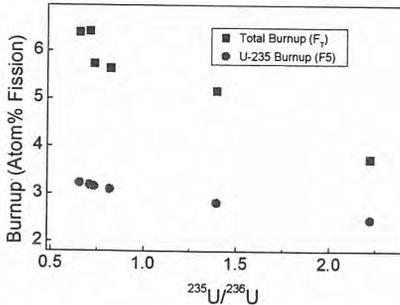


그림 5. $^{236}\text{U}/^{238}\text{U}$ 비와 총 및 부분 연소도와의 관계

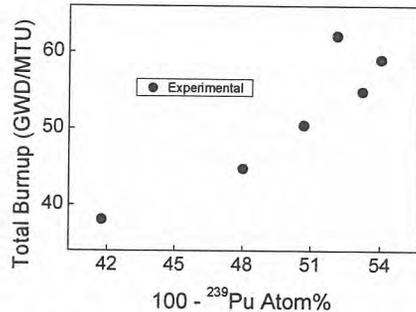


그림 6. $100 - ^{239}\text{Pu}$ Atom%와 총연소도와의 관계

표 1. 고연소 PWR 핵연료시료에 대한 Pu/U 질량비 측정

Mass ratio	Sample			
	S-1	S-2	S-3	S-4
$^{238}\text{Pu}/\text{U}$	0.00041	0.00051	0.00057	0.00050
$^{239}\text{Pu}/\text{U}$	0.00644	0.00655	0.00559	0.00561
$^{240}\text{Pu}/\text{U}$	0.00315	0.00336	0.00306	0.00302
$^{241}\text{Pu}/\text{U}$	0.00164	0.00180	0.00169	0.00169
$^{242}\text{Pu}/\text{U}$	0.00095	0.00113	0.00123	0.00116
Pu-total/U	0.01259	0.01335	0.01215	0.01198

사용후핵연료집합체 내부 위치별 감마 및 중성자 측정기술

엄성호 · 신희성 · 안성규 · 황용화 · 오석진 · 김호동 · 이정원 · 함영수*

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 대덕대로 1045

*로렌스리버모어국립연구소(LLNL), P.O. Box 5012, Livermore, CA 94551

com@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원 조사후시험시설의 풀(수조)에는 지수실험을 목적으로 설치한 사용후핵연료 집합체 대상 중성자 측정실험 장치가 있다. 이 장치는 사용후핵연료 집합체에 쉽게 접근하여 중성자 측정실험을 수행할 수 있고, 약간의 보안을 통하여 간단한 감마선 측정실험도 수행할 수 있다 [1]. 최근 미국의 로렌스리버모어국립연구소(LLNL)에서는 이와 유사한 장비를 개발할 목적으로 DOE 연구과제를 수행하고 있다. 그러나 미국에서는 사용후핵연료 집합체에 접근하여 중성자나 감마선의 측정실험을 수행하기가 용이하지 않아, 원자력연구원의 조사후시험시설의 풀에 저장된 사용후핵연료 집합체를 이용한 실험데이터를 활용하고자 한다. 이에 따라서 기술수출 수탁과제 일환으로, LLNL 전문가 2 인의 참관 하에 조사후시험시설의 풀의 사용후핵연료 집합체를 대상으로 감마와 중성자 측정시험을 수행하였다.

2. 실험방법 및 결과

조사후시험시설의 풀에는 8 개의 사용후핵연료집합체가 저장되어 있다. 현재 설치되어 있는 중성자 측정장치(원래 지수실험 장치)를 사용하여 중성자 측정실험을 수행해 본 집합체는 주로 고리 1 호기의 사용후핵연료인 14x14 타입 집합체이다. 14x14 타입 집합체 중에서는 여러 개의 핵연료봉이 제거된 C15 및 G23 집합체와, 연료봉이 모두 채워진 J14 집합체를 선정하여 실험하였다. 특히 C15 집합체는 핵연료봉이 한 위치에 집중적으로 제거되어 있다. 사용후핵연료 집합체의 전용을 감시하는 기술개발이 목적이므로, C15와 같이 특정부위의 핵연료봉이 집중적으로 제거된 집합체를 대상으로 한 실험은 본 연구의 출발점으로 삼을 수 있다. 즉, 핵연료봉이 집중된 지점에서의 중성자 측정결과와 핵연료가 많이 뿜힌 곳에서의 중성자 측정결과가 어느 정도 차이가 나는지를 실험적으로 확인하여, 이를 근거로 집합체에서 사용후핵연료봉이 몇 개가 제거된 것인지를 감지할 수 있다면 사용후핵연료 집합체의 전용감시 장비로 유용하게 활용할 수 있을 것이다. 사용후핵연료 집합체의 제어봉 가이드 튜브에 중성자 검출기를 삽입하여 축방향으로 위치를 변화 시키면서 중성자의 세기를 측정하고, 또한 가이드 튜브 위치별로의 중성자 세기의 변화 측정을 수행하였다. Fission Chamber 중성자 검출기를 집합체 상부에서부터 1 m 아래로 하강시켜 측정하였고, 측정시간은 5 분으로 설정하였다. 측정 결과는 [그림 1]과 [그림 2]에 제시한 바와 같이 집합체 상부에서 일정한 거리에서 중성자 검출기를 삽입하여 중성자 세기를 측정함으로써 집합체의 축방향 특정 지점 단면에서의 위치별 중성자 세기의 차이를 측정하여 가짜 연료봉 유무를 판정할 수가 있었다.[2]

3. 결론

한국원자력연구원의 중성자 측정장치를 이용하여 LLNL 직원과 함께 실험을 수행하였으며, 사용후핵연료집합체 전용감시 기술개발에 필요한 사용후핵연료 집합체 대상 중성자 측정실험이 가능하다는 것을 확인하였다. 앞으로 다양한 사용후핵연료봉을 대상으로 많은 실험을 수행하여 측정 데이터를 분석하고, 이를 근거로 측정기술을 개선할 나날 계획이며 궁극적으로 중성자 스캐닝에 의한 연소도 측정기술의 기술적 안전성을 입증할 계획이다.

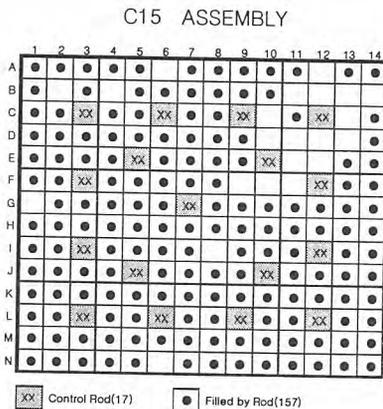


그림 1. C15 집합체 단면.

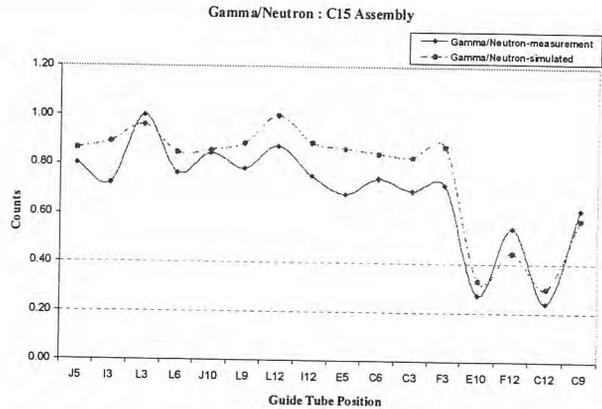


그림 2. C15 집합체에 대한 측정 계수치(실선)와 시뮬레이션에 의한 계수치(점선). 계수값은 각각의 최대값이 1.0이 되도록 표준화하였음.

사 사

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

- [1] 지수실험장치의 구성 및 성능시험, 한국원자력연구소 보고서 KAERI-TR-2199/2002.
- [2] S. Sitaraman, Y. S. Ham, Sensitivity Studies for an In-Situ Partial Defect Detector(PDET) in Spent Fuel using Monte Carlo Techniques, LLNL-CONF-404163, May 27, 2008.

핫셀내 핵물질계량을 위한 플랫폼 타입 밸런스 제작 설치

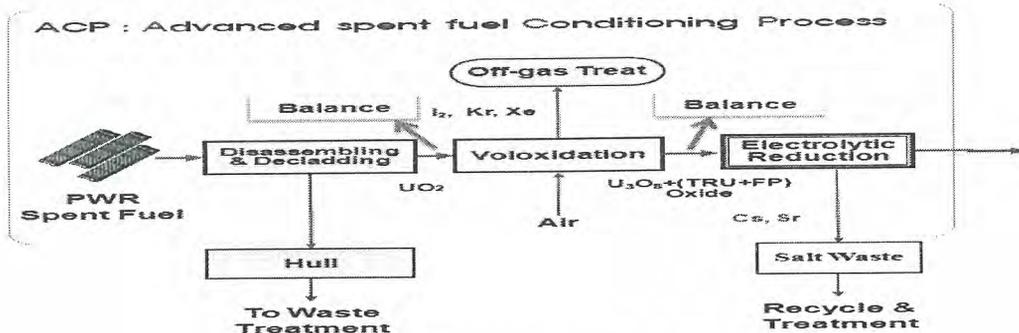
정정환, 김호동, 신희성

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

jwjeong@kaeri.re.kr

사용후 핵연료 차세대관리종합 실증시설(ACPF(Advanced Spent Fuel Conditioning Process Facility))내 원활한 공정이 이루어지기 위해서는 계량시스템의 일환으로 특정핵물질의 중량을 계량할 수 있는 장비가 필요하다. ACP 공정은 고립된 차폐시설내의 핫셀에서 이루어짐으로 타 시설에 비해 전 공정이 원격으로 제어 되어야 하고, 조업조건이 정확해야 하므로 기존의 보장조치 기술보다 더욱 발전된 계량시스템, 측정시스템, 감시시스템 등이 개발되어야 한다. 따라서 계량시스템 중 하나인 특정핵물질의 중량을 계량할 수 있는 밸런스가 현재 ACPF 핫셀내 산업용 상용밸런스가 일반적으로 설치 사용되고 있지만, 계량 시 매번 오차가 있어 정확성 및 신뢰성이 불확실하였다. 따라서 본장치의 중점을 Operator 조업의 편리성, 정확성과 신뢰도에 목적으로 두고 기술 개발을 하였다.

이에 따라 개발 제작 된 본 플랫폼 타입 밸런스는 핫셀 내 방사선구역에서 특정핵물질 계량측정에 관한 장비로서 Indicator Display는 계량치의 편리성과 조정의 용이성에 중점을 두었으며, 계량 Platform 내 장착되어 있는 Load Cell은 산업용으로서 방습이 되며 편심하중의 영향을 받지 않는 구조의 것으로 선택하였다. 또한 핫셀 내부에 설치하여 운용하여야 하기 때문에 Platform의 상판덮개를 SUS316 계열로 제작하여 공정 중에 靑氣性물질이 흡착되더라도 최대한 산화 되지 않게 하였으며 PC와도 양방향 통신을 가능하게하여 Indicator Display 와 동시에 모니터 화면으로 지원된 프로그램을 구동하며 저장할 수 있게 하였고, 내방사선케이블을 연결 사용하였다.



<사용후 핵연료 차세대관리종합 실증시설 공정도>

Indicator Display

본 Indicator Display 장치는 사용자가 저울의 계량값 을 읽는 표시장치로서, 형광표시관을 채용하여 어두운 장소에서도 선명하게 표시하고 직선성정도의 정확성을 높이기 위한 비직선성 보정 및 누적값 메모리가 가능하게 하였다. RS-232C 가 장착되어 계량되는 값이 작업PC 로 양방향 통신이 가능하도록 하고 제공된 응용프로그램을 통하여 수동 및 자동 계량된 값을 합계하여 실시간으로 표시, 저장 할 수 있게 하였다. 또한 계량 Platform에 장착되어 있는 Load-cell 전압의 입력에 따라 중량조정이 가능하여 실험중 작업이 곤란한 장소에서 효과적으로 계각 하였다.이외도 필수항목은 최소, 최대 중량값 설정과 영점, 스판 Calibration 과 선택항목에는 다눈금의 설

정, 중력가속도 보정을 할 수 있는 기능을 첨가 하였다.



<플랫폼 밸런스 테스트 화면>

계량 Platform의 개발 제작

계량 Platform 장치는 핫셀내 배치된다. 사용후 핵연료 차세대관리종합 실증시설(ACPF)내 공정은 차폐셀 내부의 공정장치, 기기, 배관 등에 이상이 생기면 이를 보수 또는 교체하여야 한다. 원격조작에 의한 원격보수 방법은 작업자가 차폐셀 내에 들어가지 않고도 목적을 달성 할 수 있으므로 핫셀의 운전 정지 기간을 최소로 줄일 수 있으며 작업자의 안전도 보장할 수 있다. 작업자가 오직 Manipulator와 그에 따른 Jig 등을 통하여 특수한 작업환경으로 조업을 하여야 하기 때문에 추후 각종 공정기기의 수리 및 보수등을 하고자 할때 원격조작에 의한 원격보수 방법이 필요하게 된다. 따라서 계량 Platform 도 이와 같은 조건의 핫셀내에 배치됨을 고려할 때 원격조작으로 모든 해체 복원이 가능하도록 고안하여 제작하였다. 계량 플랫폼의 상판커버를 탈,부착 및 교체 할 수 있도록 하였고 시중에서 유통되고 있는 것 보다 Size(192(W)×96(H)×165(D) mm)를 축소하여 핫셀내 작업 공간 활용도를 높였다. 계량 플랫폼 상판과 프레임은 SUS16 재질을 사용하여 표면이 산화되는 것을 최대한 방지하여 이에 따른 변색 및 오차를 줄이고, 최대하중 200 Kg에서 편심하중이 되더라도 측정치는 오차가 발생하지 않도록 하였다. 공정 중 특정핵물질을 담은 용기의 이동용이성을 고려하여 이동 및 고정이 가능한 바퀴 4개를 장착하였다. 계량 Platform 신호전달 연결부분인 Connector를 Manipulator 로 탈, 부착이 가능하도록 내방사선용 FFA Type LEMO Connector를 장착하고, 계량 Platform 과 Indicator 를 연결하는 신호케이블도 길이 15M의 내방사선 신호케이블을 사용하여 핫셀 내, 외부를 직경 20mm 까지 관통 할 수 있도록 설계된 Penetration을 통하여 연결하였다. 각종 Test 면에서 Manipulator의 최대 지지하중을 고려하여 분동을 5Kg 3개를 넣어 Calibration Test 및 특정시료에 대하여도 수차례 수행하여 정상적으로 측정이 되는 것을 확인 하였다. 이후 국가표준기관으로부터 측정의 소급성이 확보된 교정성적서를 교부 받았다.

결론 및 향후계획

2008년 7월부터 시행되고 있는 IS 통합체제 내에서 사용후 핵연료 차세대관리종합 실증시설(ACPF)내 계량시스템 중의 일부인 본 장치는 특정핵물질 MBA(Material Balance Area)간 이동재고관리 및 본원 자체물자재고조사, 국가원자력통제기관(KINAC) 및 IAEA 의 사찰수검 검증 및 금속전환 실험 등에서 신뢰성과 정확성, 투명성에 많은 기여를 할 것으로 기대된다. 향후 Indicator 와 응용프로그램을 개선하여 PC에서 여러 개의 계량 Platform에 Interface 할 수 있게 하고 감시시스템(Surveillance system) 및 기 개발된 ASNC(ACP Safeguards Neutron Counter)와 연결하여 통합적인 감시, 계량시스템을 구축할 예정이다.

지상형태 사용후핵연료 장기건식저장시설의 냉각유로 민감도 분석

윤범수, 차정훈, 지준석, 이현우, 김상녕, 최경우*

경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 서천 1동

*한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 34

chamanse@nate.com

2008년 현재 국내에는 20기의 원전이 운영 중이며, 2016년에는 각 원자력발전소 부지의 사용후 핵연료 임시저장시설이 포화상태에 이를 것으로 예상하고 있다. 이에 사용후핵연료 중간저장 시설 도입이 필요한 실정이다. 그러나 건식저장 기술은 다른 분야의 선진기술과 마찬가지로 대부분 대외비로 취급되거나 특허에 의해 보호되어 있어 기본 매뉴얼 등을 제외한 기술개발 자료들의 습득이 어려운 실정이다. 현재 한국원자력안전기술원에서는 이와 같은 사용후핵연료 장기저장 시설에 대한 열적 안전성 해석 방법론을 개발하기 위한 연구를 수행 중에 있으며, 세계적으로 사용화 되어 있는 여러 가지 사용후핵연료 장기 건식저장시설을 검토한 결과 형태를 3가지로 제안하였다. 3가지 제안된 장기건식저장시설 모델은 지상형태, 지하형태, 동굴형태이며, 본 연구에서는 지상형태 장기건식저장시설 모델의 적정 유로면적과 유로면적에 대한 열적 민감도를 분석하였다. 지상형태 장기건식저장시설은 자연대류를 이용한 피동형 냉각시스템을 기반으로 하고 있으며, 그림 [1]과 같이 지상에 설치되기 때문에 일사량과 대기온도에 영향을 받게 된다. 지상형태 장기건식저장시설은 내부 용기와 외부 Over-pack으로 이루어져 있다[1]. 본 연구에서는 지상형태 건식저장시설의 냉각유로에 따른 열적 민감도를 분석하고 적정 냉각유로를 계산하였다. 본 연구에서 사용된 지상형태 사용후핵연료 장기건식저장 시설은 미국에서 상용화 되어 사용되고 있는 Hotec International의 HI-STORM 100 모델과 PWR 사용후핵연료 24개를 저장할 수 있는 24-MPC (Multi Purpose Canister)를 기초로 하였다.

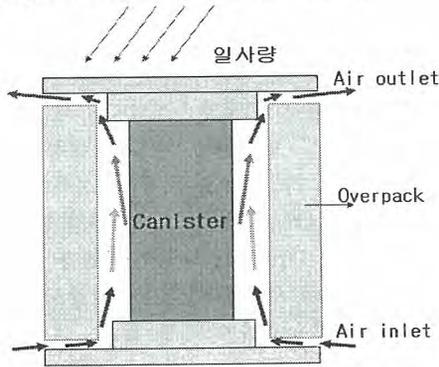
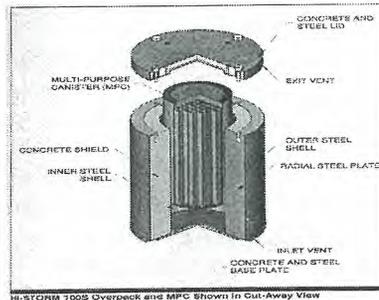


그림 1. 지상형태 건식저장시설 Model



HI-STORM 100S Overpack and MPC Shown In Cut-Away View

그림 2. 미국 Holtec International HI-STORM & MPC

표 1. 지상형태 장기건식저장 시설의 상세제원

시설 (Over-Pack)	높이	587 cm	
	직경	외부	337 cm
		내부	187 cm
	재질	콘크리트	
내부 용기	높이	483.5 cm	
	직경	174 cm	
	재질	Stainless Steel	
	열용량	16.8 kW	
	냉각유로	공기입·출구 4개씩	

표 2. 기준사용후핵연료 제원

단면적	21.4×21.4 cm ²
길이	453 cm
냉각기간	10년
붕괴열량	700 W
방출연소도	55GWD/MtU
초기농축도	4.5 wt.%

표 1은 본 연구에서 사용된 지상형태 건식저장시설의 상세 제원이다. 표 2는 기준 사용후핵연료에 대한 상세 제원이다[2]. 시설에 있는 공기 출입구의 면적을 5cm(Height)×20cm(Width)부터 5cm×60cm까지 10cm단위별로 5개 경우에 대한 내부 용기의 표면온도를 ANSYS 10.0 CFX 코드를 이용하여 계산하였다. 그림 3은 본 연구에서 사용된 지상형태 사용후핵연료 건식저장시설의 해석모델이며, 그림 4는 유로면적에 따른 최대 용기 표면온도의 변화를 나타내고 있다.

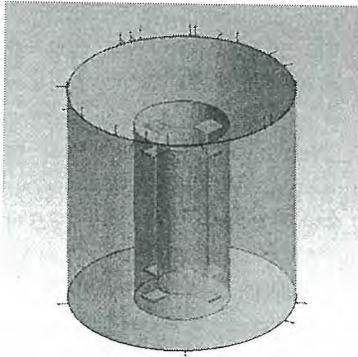


그림 3. 해석모델

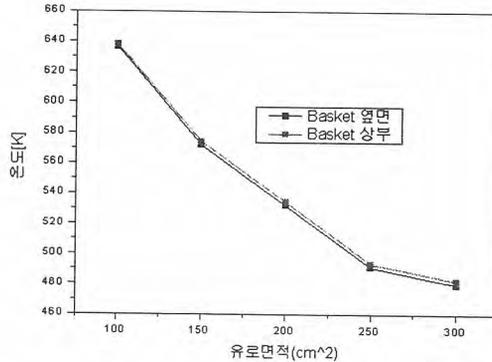


그림 4. 유로면적에 대한 용기표면온도 변화

표 3. Case별 계산 결과

Case	용기 표면 최대 온도 [K]		콘크리트 온도[K]	
	측면	상부면	최대	평균
5×20	636.7	638.3	425.9	325.9
5×30	571.8	574.0	395.6	326.1
5×40	532.1	534.3	381.2	325.4
5×50	491.1	493.3	382.6	324.3
5×60	479.6	482.0	368.3	322.3

NUREG-1567에 따르면 각 10년간 냉각된 사용후핵연료의 초기 장전시 피복재 온도 한계치는 613.15 K 이다[3]. 10년간 냉각되어 700W의 붕괴열을 방출하는 사용후핵연료 24개를 저장하는 용기의 최대표면온도가 500.45 K 일 때, 피복재의 최대온도는 526 K 이므로 [4] 위와 같은 형태의 건식저장시설의 냉각유로의 면적은 이미 250cm²일 때 NUREG-1567에서 제시하는 기준온도에 충분한 여유도를 가지고 있고, 표 3에서 볼 수 있듯이 콘크리트의 온도를 100 ℃ 이하로 해주기 위해서 300 cm²까지 확장해야 함을 알 수 있다. 향후, 본 연구 결과는 사용후핵연료 건식저장시설 설계 및 인허가를 위한 기초 참조 자료로 활용될 수 있을 거라 기대된다.

참고문헌

- [1] 김상녕, 차정훈, 정현철, 유미, "HLW 장기건식저장에 따른 열적 안전성 해석기법 개발", KINS/HR-852, 한국원자력안전기술원(2008).
- [2] 조동건, "심지층 처분시스템 설계를 위한 기준 사용후핵연료 선정 및 선원량 평가", KAERI/TR-3084/2005, 기술보고서, 한국원자력연구원(2005).
- [3] U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Standard Review Plan for Dry Storage Facilities", NUREG-1567, 2000.
- [4] 지준석, 차정훈, 윤범수, 이현우, 김상녕, 최경우, "PWR 사용후핵연료 장기건식 저장용기 열해석", 추계 한국방사성폐기물학회, 2008.

PWR 장기건식저장용기의 열적 안전성 분석

지준석, 차정훈, 윤범수, 이현우, 김상녕, 최경우*

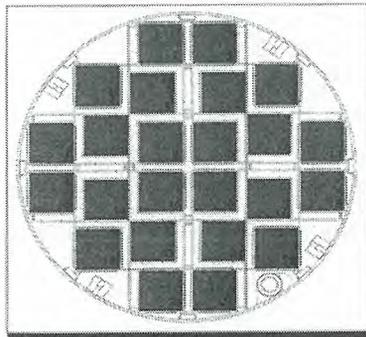
경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 서천 1동

*한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 34

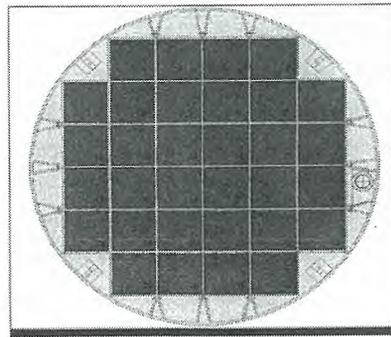
joon74@khu.ac.kr

1978년 고리 1호기를 시작으로 2008년 현재 국내에는 20기의 원전이 운영 중에 있다. 각 발전소가 가지고 있는 사용후핵연료 임시저장시설의 용량은 2016년에 포화상태에 이를 것으로 예상하고 있다. 이에 사용후핵연료 중간저장 시설의 도입이 필요한 실정이다. 그러나 건식저장 기술은 다른 분야의 선진기술과 마찬가지로 대부분 대외비로 취급되거나 특허에 의해 보호되어 있어 기본 매뉴얼 등을 제외한 기술개발 자료들의 습득이 어려운 실정이다. 현재 한국원자력안전기술원에서는 이와 같은 사용후핵연료 장기저장 시설에 대한 열적 안전성 해석 방법론을 개발하기 위한 연구를 수행 중에 있으며, 세계적으로 사용화 되어 있는 여러 가지 사용후핵연료 장기 건식저장시설을 검토한 결과 형태를 지상형태, 지하형태, 동굴형태 3가지로 제안하였다[1].

이러한 건식 저장시설 연구개발의 중점은 최대 허용 피복재 온도이며, 본 연구에서는 시설에 응용될 장기 건식저장용기의 열적 안전성을 분석하는데 초점을 맞추었다. 일반적으로 PWR 사용후핵연료 장기건식저장용기의 내부에는 그림 1과 같이 사각 격자 구조물이 있고 그 안에 PWR 사용후핵연료를 저장하는 형태를 가지고 있다. 또한 저장용기 내부에는 방사선 차폐를 위한 다양한 요소를 갖추고 있다. 본 연구에서는 24개의 표 1과 같은 PWR 기준 사용후핵연료를 저장할 수 있는 저장용기를 대상으로 저장용기의 외부 표면온도 변화에 따라 내부 사용후핵연료 피복재의 온도의 변화를 분석하였다. 그림 2는 본 연구에서 사용된 저장용기 해석모델이다. 저장용기의 1/4을 모델링 하였으며, 내부에는 헬륨 가스가 2기압으로 채워져 있으며 저장용기 내부 격자 지지물과 용기의 재질은 Stainless Steel로 가정하였다.



Cross-Section of MPC-24 Showing Regionalized Loading



Cross-Section of MPC-32 Showing Regionalized Loading

그림 1. 미국 Holtec International MPC 횡단면(수송, 저장겸용)

표 1. 기준사용후핵연료 제원

단면적	21.4×21.4 cm ²
길이	453 cm
냉각기간	10년
붕괴열량	700 W
방출연소도	55GWD/MtU
초기농축도	4.5 wt.%

표 2. 장기건식저장 용기의 상세제원

저장용기	높이	493 cm
	직경	174 cm
	재질	Stainless Steel
	열용량	16.8 kW (24 PWR)

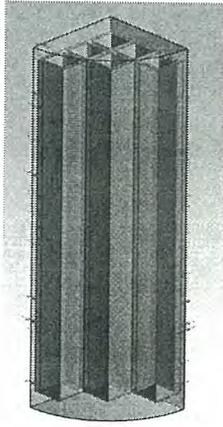


그림 2. 저장용기 내부 해석 모델

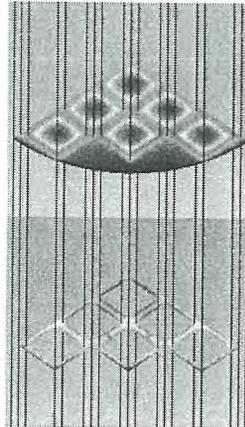


그림 3. 저장용기 내부 온도 분포

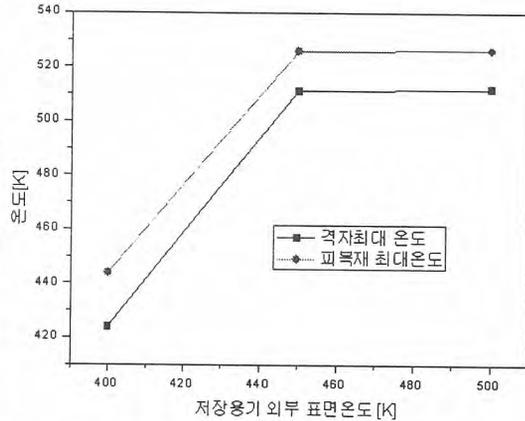


그림 4. 저장용기 외부 표면온도에 대한 피복재 최대 온도 그래프

외부 온도 500 K, 450 K, 400 K에 대한 내부 사용후핵연료 피복재의 온도변화는 그림 4와 같다. NUREG-1567에 따르면 각 10년간 냉각된 사용후핵연료의 초기 장전시 피복재 온도 한계치는 613.15 K 이다[2]. 10년간 냉각되어 700W의 붕괴열을 방출하는 사용후핵연료 24개를 저장하는 용기의 최대표면온도를 500 K 로 유지할 때, 피복재의 최대온도는 526 K 이므로, 사용후핵연료 피복재의 온도 한계에 큰 여유도를 가진다고 볼 수 있다. 본 연구에서는 사용후핵연료의 각 채널의 헬륨 가스의 대류나, 중성자 흡수판과 같은 다양한 방사선 차폐체를 고려하지 않았으나, 이와 같은 현상은 오히려 열적 측면에서 유리 할 것으로 예상된다. 향후, 내부 열량 변화에 대한 민감도를 추가적으로 분석하고 그 결과를 실험이나 타 연구 결과로 검증하여 사용후핵연료 건식저장시설 설계 및 인허가를 위한 기초 참조 자료로 활용될 수 있을 거라 기대된다.

참고문헌

- [1] 김상녕, 차정훈, 정현철, 유미, "HLW 장기건식저장에 따른 열적 안전성 해석기법 개발", KINS/HR-852, 한국원자력안전기술원(2008).
- [2] 조동건, "심지층 처분시스템 설계를 위한 기준 사용후핵연료 선정 및 선원항 평가", KAERI/TR-3084/2005, 기술보고서, 한국원자력연구원(2005).
- [3] U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Standard Review Plan for Dry Storage Facilities", NUREG-1567, 2000.

LCC도가니 내부 교반에 의한 U입자 침전에 관한 Modeling

윤달성, 백승우, 김시형, 권상운, 김광락, 심준보, 김정국, 정홍석, 안도희
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
 vds0127@kaeri.re.kr

1. 서론

LiCl-KCl 용융염 내에서 전기화학적 반응을 이용하여 사용 후 핵연료로부터 우라늄과 TRU등을 회수 할 때, U과 Am을 동시에 회수하기 위하여 액체 Cd음극을 사용한다. 액체 음극으로 회수되는 성분 중에서 U은 수지상(dendrite)을 액체음극 계면에서 형성하여 고체 음극과 같은 역할을 하게 되므로 U만을 선택적으로 회수하는 경향이 있다. 따라서 이러한 수지상 U의 성장을 억제하는 것이 전해제련 공정의 핵심 기술이 되고 있으며, 본 연구에서는 U이 수지상으로 성장하지 않도록 하기 위한 Paddle형, Harrow 형의 교반기를 자체 제작하여 U의 파쇄 실험을 하고 있다. 불투명한 LiCl-KCl-UCl₃ 용융염 내에서 진행되는 공정 특성상, Cd계면에서 형성하는 수지상 U를 육안으로 직접 관찰 할 수 없으며, 이 생성된 수지상 우라늄은 위 교반기들의 교반에 의해 어떠한 거동을 보이는지 규명하기 어려운 점이 있다. 따라서 본 연구에서는 전해제련 실험과 병행하면서 상용전산코드인 Ansys CFX 유동해석 프로그램을 이용하여 각각의 교반기 형태와 교반속도에 의한 수지상 U입자의 성장 및 파쇄 형상을 해석해보고, 이에 따른 수지상 U 침전입자의 이동현상을 규명하고자 한다.

2. 실험 및 결과

본 연구에서 Table.1 에 나타난 각각의 물성 치 및 경계조건을 만족하는 가장 단순화한 모델을 확립하였다. Fig.1과 같이 LCC 도가니 형태를 실제 공정과 같이 디자인하였으며 (도가니 내경:50mm, 도가니 높이:45mm, 교반기 설치높이:10mm, 계면의 높이:23mm), 카드뮴과 LiCl-KCl 용융염 경계면에 Plane을 만들어 수지상 U의 Inlet을 설정하였다.(Fig.2)

Table.1 물성 치 및 경계조건

항목	밀도 (g/cm ³)	점성계수 (cP)	Ref.Temp (°C)	Phase
카드뮴	7.82	1.84	500	Liquid
용융염	1.62	2.23	500	Liquid
우라늄	19.05	-	500	Solid

LCC실험에서 U³⁺ 이온이 Cd계면에 환원되면서 형성되는 수지상 U의 크기와 밀도를 정확히 측정하기가 불가능하므로 Table.2와 같이 운전변수를 두었으며, 교반기 형태는 Fig.3과 같이 Harrow 형과 Paddle 형으로 나누어 시뮬레이션을 수행하였다.

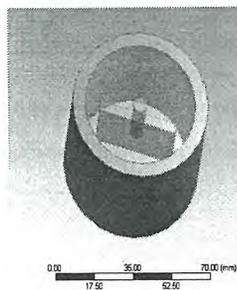


Fig.1 LCC 도가니

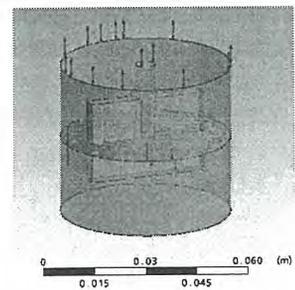


Fig.2 CFX Pre Module

U 입자의 밀도, 크기, 그리고 교반 속도 등의 운전변수에 따라 Cd계면에 생성된 U가 어떤 유동을 보이는지 조사해 보았다.

Table.2 운전 변수

운전변수	
U입자 크기 (μm)	30, 50, 100, 150
U입자 밀도 (g/cm ³)	10, 15, 19
교반 속도 (rpm)	50, 100, 150, 200

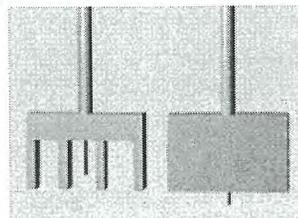


Fig.3 교반기 형태 (Harrow, Paddle)

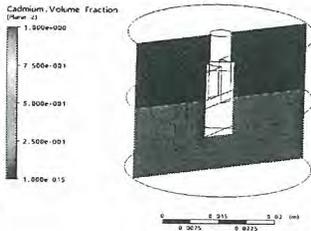


Fig.4 카드뮴 volume fraction

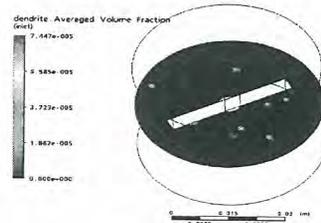


Fig.5 수지상U volume fraction

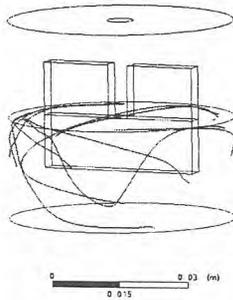


Fig.6 U입자 이동 modeling
 (교반기 형태 : paddle 형
 교반 속도 : 100 rpm,
 U입자 크기 : 30 μm ,
 U입자 밀도 : 19g/cm³)

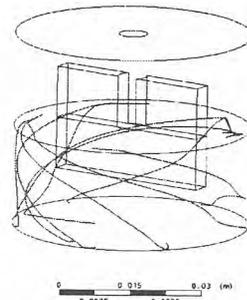


Fig.7 U입자 이동 modeling
 (교반기 형태 : paddle 형
 교반 속도 : 100 rpm,
 U입자 크기 : 100 μm ,
 U입자 밀도 : 19g/cm³)

시뮬레이션 수행 결과로 Fig.4에서와 같이 카드뮴과 용융염 경계면이 바닥으로부터 23mm지점에 잘 설정 되었으며 이 계면에서 Fig.5와 같이 U 입자들이 모사되었다. 이들 U입자의 크기를 운전변수로 설정 하여 해석한 결과 Fig.6과 Fig.7에 나타난 바와 같았다. U입자의 크기를 30 μm 로 했을 경우 수지상이 가라앉지 않고 유동의 움직임에 따라 회전하는 것을 볼 수 있었으며, 입자의 크기가 100 μm 일 경우 유동의 영향을 받으나 바닥으로 가라앉는 속도가 매우 빠른 것을 볼 수 있었다.

3. 결론

LCC 내의 우라늄 전착과 파쇄 실험과 함께 본 연구에서는 CFX 상용코드를 이용하여 LCC음극 내 수지상 우라늄 입자의 거동을 모델링해 보았다. 초기 모사 결과 입자크기에 따라 U입자의 침전거동이 크게 달라짐을 알 수 있었으며, Table.2 와 같이 주어진 변수들의 영향을 모두 파악하면 U입자의 Cd계면에서의 침전 현상에 대한 광범위한 정보를 얻을 수 있을 것으로 생각된다.

향후 CFX 프로그램의 Crystallization 기능을 이용하여 수지상 우라늄의 성장 형태를 모사해 보고 교반기의 교반에 따른 파쇄 거동도 살펴보아야 할 것이다.

사 사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

빈 면

제4분과

방사선 안전 및 환경 (Oral)

빈 면

지하수중의 요오드-129 방사능 분석

강문자, 정근호, 이완로, 박두원, 김희령, 이창우, 최근식

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

munkang@kaeri.re.kr

원자력 분야에서 관심의 대상이 되는 요오드 동위원소에는 요오드-125, 요오드-129과 요오드-131이 있으면 이중 요오드-129는 핵분열물질로 원자력발전 및 핵연료 재처리 과정에서 발생된다. 특히 원자력시설 배기체중에 요오드-131과 함께 포함될 가능성이 높으므로 배기체를 처리하는 활성탄에서의 요오드-129 방사능 분석이 요구된다. 그리고 원전에서 발생하는 중.저준위 폐기물을 처분장에 처분할 때 요오드는 테크네튬과 함께 이동성이 매우 큰 핵종으로 알려져 처분장 주변 환경 모니터링시 포함되어야 하는 핵종이다. 처분장 주변 지하수와 해조류가 요오드-129 방사능 분석 대상이 되고 있다. 요오드-129는 반감기가 1.57×10^7 년으로 매우 길며 27.8, 29.5, 33.6, 34.6과 39.6 keV의 낮은 감마 에너지나 X-선 영역의 에너지를 가지고 있다. 그러므로 다른 핵종들과 함께 존재하거나 분석시 LOD를 낮추기 위해서는 요오드-129를 화학적 방법으로 순수 분리해야 한다. 본 연구에서는 지하수 시료중 요오드-129를 산화.환원법과 음이온교환수지를 이용하여 화학적으로 분리하고 분리된 요오드-129를 LEGe (Low Energy Gamma Spectroscopy) 로 방사능을 측정하는 방법을 소개하고 처분장 주변 지하수중 요오드-129 방사능 분석 결과를 설명하고자 한다.

지하수 시료는 증발 농축하여 전체가 500 ml 이하로 되게 한 후 철, 코발트, 요오드 담체를 첨가하였다. 암모니아 용액으로 pH를 조절하여 철공침시켜 철과 악티늄 핵종 등을 제거하였다. 그리고 수산화나트륨 용액으로 코발트공침을 유도하여 코발트를 제거하였다. 서로 다른 화학종으로 존재하는 요오드를 NaOCl과 $H_2NOH \cdot HCl$, $Na_2S_2O_5$ 을 이용하여 산화.환원시켜 요오드 음이온 (I⁻) 형태로 고정시켰다. 음이온교환수지 칼럼을 준비하여 요오드 음이온을 분리.정제하고 PdCl₂를 첨가하여 용액중의 요오드를 PdI₂로 침전시켰다. PdI₂침전을 필터에 걸러 건조시킨 후 침전의 무게를 측정하여 회수율을 결정하였다. PdI₂ 침전을 플란켓에 고정시켜 LEGe로 측정하여 요오드-129 에너지 영역에서 피크의 counts를 구하였다. 이때 측정시간을 200,000초 이상 하였다. 요오드-129 추적자를 첨가하여 얻은 침전으로부터 분석한 요오드-129 스펙트럼은 그림 1과 같다.

요오드-129 측정시 효율은 정확한 농도의 요오드-129 추적자를 이용하여 PdI₂침전을 얻고 침전의 무게에 대한 측정 효율 그래프로부터 구하였다. 침전무게에 대한 측정 효율 그래프는 그림 2와 같고 4개의 요오드-129 시료로부터 얻은 침전 무게와 효율의 상관관계식은 $y = -0.000121x + 0.015780$ ($R^2 = 0.9886$)로 얻어졌다. 그리고 증류수에 알고 있는 농도의 요오드-129를 spike한 시료에 대해 위에서 설명한 방법으로 요오드 분리 실험을 하고 측정한 결과는 표 1에 나타내었다. Spiked 시료 모두 회수율은 84% 이상 얻어졌으며 방사능이 6.8 Bq/L로 비교적 낮은 농도의 경우 11%의 상대오차를 나타내었고 27.2와 133.3 Bq/L로 spiked 한 시료는 3% 이내의 오차로 결과가 잘 맞음을 알 수 있었다. 이 때 방사능 농도와 MDA (Minimum Detectable Activity)는 다음의 식으로 계산하였다.

$$A = \frac{\left(\frac{G}{t_s} - \frac{B}{t_b}\right)}{\frac{CE}{100} \times \frac{Y}{100} \times V}$$

$$MDA = \frac{4.65 \sqrt{\frac{B}{t_b} \times t_s}}{t_s \times \frac{CE}{100} \times \frac{Y}{100} \times V}$$

여기에서 A는 시료의 요오드-129 방사능 (Bq/L)이며 G는 시료의 gross counts, B는 바탕시료의 counts, t_s 는 시료의 계측 시간, t_b 는 바탕시료의 계측 시간이다. 그리고 CE는 계측 효율 (%), Y는 회수율 (%), V는 시료의 부피 (L)이다. 경주 처분장의 방사선환경 모니터링을 위한 지하수 시료에 대해서도 위의 방법으로 요오드-129 분석을 실시하였고 결과는 표 2에 나타내었다. 지하수 시료의 경우 시료 10 L를 사용하였으며 요오드-129 방사능 농도는 MDA 0.037 Bq/L 이하의 값이 얻어졌다. 그리고 앞으로 지하수와 해조류 시료중의 요오드-129 방사능에 대한 모니터링이 지속적으로 이루어져야 하겠다.

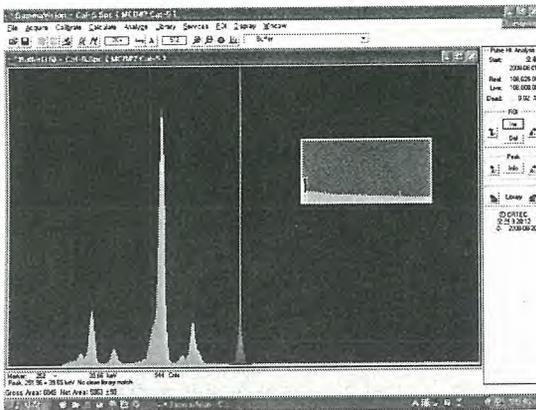


그림 1. 요오드-129의 감마 스펙트럼

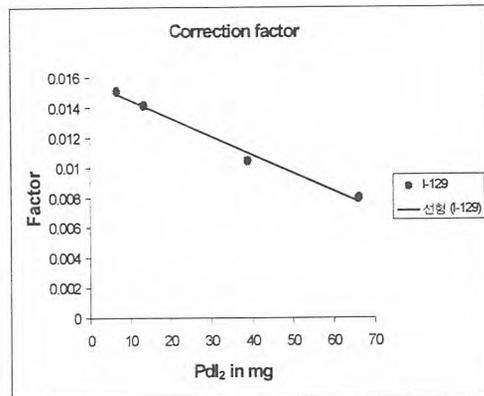


그림 2. 요오드-129 침전 무게에 대한 효율 곡선

표 1. Spiked 시료와 처분장 지하수 시료의 요오드-129 방사능 농도

시료	시료의 부피 (mL)	회수율 (%)	요오드-129 방사능 (Bq/L)	Spike한 방사능 (Bq/L)
Blank	50	87.9		
Spiked 1	50	83.8	6.0±0.48	6.8
Spiked 2	50	87.7	26.9±2.23	27.2
Spiked 3	50	85.7	129.6±7.87	133.3
DB1-1	10,000	15.3	<0.037	
KB-3				
PW2	10,000	16.0	<0.037	

중·저준위방사성폐기물 해상운반시스템

김민철, 정성환, 김종민

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

mchkim@khnp.co.kr

1. 서론

원자력산업이 활발한 각국은 차량, 철도 및 선박 등을 이용하여 여러 운반모드로 사용후연료 및 방사성폐기물 등의 방사성물질을 운반하고 있으며, 안전하고 효율적인 운반을 위하여 체계적인 운반시스템을 운영하고 있다. 우리나라의 경우, 대부분의 원전이 해안에 위치하고 있으며 방사성폐기물 처분장 또한 임해부지이므로 해상운반이 보다 유리하다고 판단된다. 여기서는 현재 각 원전에서 처분장까지의 방사성폐기물을 운반하기 위하여 한국수력원자력(주)에서 준비하고 있는 해상운반시스템의 구성요소에 대하여 분석하였다.

2. 해상운반시스템

해상운반시스템은 그림 1에 나타난 것처럼 방사성폐기물을 적재하는 운반용기, 운반수단인 운반차량, 취급장비, 전용운송선박 및 항만시설 등으로 구성된다. 원전 저장고에서 원전 물양장까지는 전용차량을 이용하여 육상으로 운반하며, 원전 물양장에서 처분시설 물양장까지는 전용운송선박을 이용하여 해상으로 운반하며, 처분시설까지는 전용운반차량을 이용하여 육상으로 운반하게 된다(그림 2 참조).

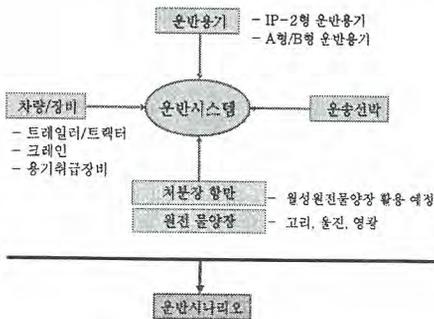


그림 1. 해상운반시스템

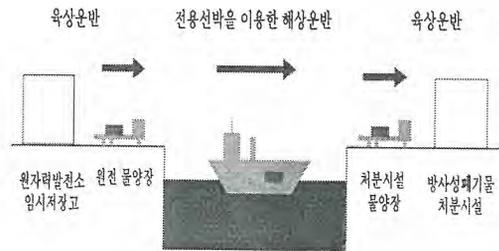


그림 2. 운반모드

3. 해상운반시스템 구성요소

가. 전용운송선박

해상운반의 경우, 국제연합(UN)의 전문기구인 국제해사기구(IMO)에서 제정한 국제규정을 준수하여야 하는데, 방사성물질은 국제해상위험물규칙(IMDG Code)[1]에서 7등급(Class 7)으로 분류되어 무엇보다도 인명의 안전을 우선적으로 고려하여 선박구조, 안전항해 및 위험물 해상운반에 대하여 규정하고 있는 국제해상인명안전협약(SOLAS)[2]을 준수하여야 한다. 특히, 방사성물질의 운반을 위한 운송선박에 대한 구조 및 설비 등은 안전한 해상운반과 해양환경의 보존을 위하여 국제원자력기구(IAEA)와 국제해사기구가 공동으로 결의한 사용후연료, 플루토늄 및 고준위폐기물 운송선박의 안전운반규칙(INF Code)[3]을 따라야 한다. 우리나라에서도 방사성폐기물 전용운송선박을 위하여 국토해양부 및 교육과학기술부에서 고시화하여 준수하도록 하고 있다[4][5]. 현재 한국수력원자력(주)에서 건조하고 있는 방사성폐기물 전용운송선박(그림 3 참조)은 총톤수(Gross Weight) 2,600톤 규모로 IMO의 INF 코드 및 국토해양부 고시에 따라 INF 2등급 선박으로 설계되었으며 파고 2.2~3.2m 이내일 때 최대풍속 24노트에서 안전하게 운항하도록 하였다. 또한, 운송선박은 항해 및 방사선적 안전성을 확보하기 위하여 이중선체

및 차폐벽 구조에다 이중엔진, 이중 레이더, 최신위성통신장치 및 방사선안전관리설비 등을 구비하게 된다. 운송선박은 화물창 4개를 구비하여 운반용기를 최대 150개(200L 드럼 폐기물 1,520개)까지 적재하여 운반할 수 있도록 하였다.

나. IP-2형 운반용기

국제원자력기구는 안전운반규정[6]을 제정, 공포하여 방사성폐기물을 포함한 모든 방사성물질의 운반에 대하여 발생 가능한 위험에 대하여 안전성을 확보할 수 있도록 규제하고 있다. 방사성폐기물의 해상운반을 위하여 개발한 운반용기는 국내 원자력법 및 IAEA 규정의 IP-2형 운반물 기술기준을 만족하도록 설계하였으며, 그림 4에 나타난 것과 같이 200L 드럼 또는 320L 드럼 8개를 각각 적재할 수 있도록 1.6m(폭)×3.4m(길이)×1.2m(높이)의 체원을 구비하고 있다. 방사성폐기물 드럼 8개를 적재한 상태의 운반물의 총중량은 약 6.5톤이며, 운반용기의 허용방사선량률은 관련규정에 따라 용기표면에서 2mSv/h 미만, 용기에서 2m 떨어진 위치에서 0.1mSv/h 미만으로 제한한다. 이러한 운반용기는 현재 300개를 제작하고 있으며, 방사성폐기물 드럼이외의 방사성폐기물을 위한 운반용기는 계속적으로 개발할 예정이다. 또한, 원전 저장고의 내부에서 폐기물드럼을 운반용기에 효율적으로 적재하기 위하여 각 원전의 저장고에 그림 5에 나타난 것과 같은 전용의 드럼적재설비를 제작, 설치하여 사용할 예정이다.



그림 3. 전용운송선박



그림 4. 운반용기

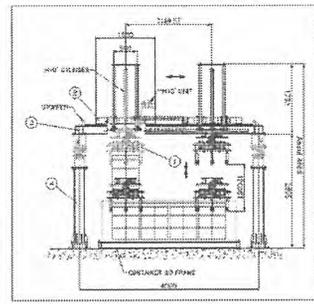


그림 5. 드럼적재설비

다. 항만시설

항만시설은 전용운송선박의 입출항, 정박, 선회장 확보 및 운반물의 선하역 등에 대한 안전성을 확보할 수 있어야 한다. 방사성폐기물의 안전한 해상운반을 위하여 각 원전의 물양장과 방파제 시설을 개보수할 계획을 수립하였으며, 처분장의 항만시설은 처분장 인근에 위치한 월성원전의 물양장을 활용할 예정이다.

4. 결론

해상운반시스템을 구성하는 전용운송선박, 운반용기, 취급설비 및 항만시설 등에 대하여 논의하였다. 이러한 해상운반시스템은 2008년 7월로 예정되어 있는 처분시설의 시범운영 및 시범운영 이후의 정상운전을 위하여 해상운반시나리오에 따라 유기적으로 운영할 예정이다.

참고문헌

- [1] IMO, International Maritime Dangerous Goods Code(IMDG Code), 1994
- [2] IMO, International Convention for Safety of Life at Sea(SOLAS), 1974
- [3] IAEA/IMO, Code for the Safe Carriage of Irradiated Nuclear Fuel, Plutonium and High Level Radioactive Wastes in Flasks on Board Ships(INF Code), 1994
- [4] 국토해양부고시 제2008-118호, 방사성물질 운송선박의 안전기준, 2008
- [5] 교육과학기술부고시 제2008-69호, 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정, 2008
- [6] IAEA Safety Standards Series No.TS-R-1, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials, 2002

MCNP Code를 이용한 방사성 핵종에 의해 오염된 철제에 대한 오염부위 평가 및 방사능 분석법 개발

변종인¹, 윤주용^{1,2}, 임성아²

과학기술연합대학원대학교¹, 한국원자력안전기술원²

komuzul@hotmail.com

1. 서론

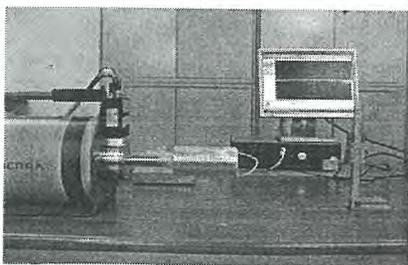
방사성 동위원소 또는 방사성 물질에 의해 오염된 철제는 원자력 및 방사성 동위원소 이용시설 또는 무적선원으로서 생활환경 주변에서 발견될 수 있다. 이때, 선원의 내·외부에 대한 오염부위 평가 및 방사능 분석은 환경복원을 위한 제염작업이나 선원의 발생원을 추적하는 과정에 중요한 정보를 제공할 수 있다. 본 논문에서는 Monte Carlo Simulation Method를 이용하여 철제의 내·외부에 대한 오염부위를 평가하는 방법과 방사능 분석법이 소개된다.

2. 실험 및 결론

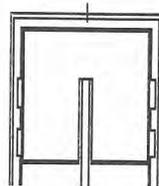
철제시편에 대한 오염부위는 검출기에 대한 시편의 상대적인 위치변화에서 발생될 수 있는 기하학적 구조 및 자체흡수에 의한 효율변화에 의해 평가될 수 있다. 먼저, 시편에 대한 내·외부 오염부위 평가를 수행하기 위해 시편과 검출기에 대한 기하학적 구조 및 물성에 대하여 MCNP Code를 이용하여 시편의 위치에 따른 효율을 결정한다. 이때, 시뮬레이션에 의한 효율은 계측결과에 대한 평가수단으로서 내부와 외부 오염에 대하여 계산되었다. 또한, 검출기에 대한 시편의 상대위치를 변화시켜 효율비를 결정하게 되며, MCNP Code에 의한 효율비와 계측에 의한 효율비를 비교하여 상대편차 이내로 일치되는 효율을 결정한다. 방사능 분석은 결정된 효율을 적용하여 이루어지며, 표면오염으로 평가될 경우 유도된 식 (1)을 이용하여 각 면에 대한 방사능을 결정한다.

$$A_1 = (C_1 - \epsilon_2 I_r (\epsilon_1 C_2 - \epsilon_2 C_1)) / (\epsilon_1^2 I_r - \epsilon_2^2 I_r) / (\epsilon_1 I_r) \quad A_2 = (\epsilon_1 C_2 - \epsilon_2 C_1) / (\epsilon_1^2 I_r - \epsilon_2^2 I_r) \quad (1)$$

이때, A_i , I_r , ϵ_i , C_i 는 각각 방사능, 감마선 방출율, 효율, 그리고 계수율이다. 방법론 증명을 위해 세 개의 철제시편을 이용하였다. 그 중 두 개의 시편은 한국원자력안전기술원에 의해 시중에서 회수



(a)



(b)

Fig 1. The portable HPGe gamma-ray spectrometry system with the iron sample (a) and MCNP modeling for the detector (b).

된 무적선원으로서 철제의 일부를 채취하여 준비하였다. 다른 하나는 외부오염 평가에 대한 방법론을 증명하기 위해 철제시편의 외부에 필터를 붙여 액상의 ^{137}Cs 선원을 흡착시켰다. 방사선 계측을 위해 그림 1의 (a)에서 보이는 Portable HPGe 감마선분광분석 시스템(상대효율 : 30 %)을 이용하였다. 계측방법은 ^{60}Co 으로부터 방출되는 1173.2 keV 와 1332.5 keV 에 의한 축차우연동시합성효과 (Cascade coincidence summing effect)에 의한 효율감소 현상을 배제하기 위해 검출기 중앙으로부터 22 cm 떨어진 지점에 시편을 위치시켜 계측하였다. 검출기와 시편의 거리 결정은 준비된 시편에 비해 기하효율이 높은 표준선원에 의해 결정된 효율과 MCNP Code에 의해 결정된 효율비가 계수율에 대한 표준편차 이내로 만족되는 위치로서 결정되었다. ^{137}Cs 을 흡착시킨 시편에 대해서는 축차우연동시합성효과가 발생하지 않기 때문에 계측효율을 높이기 위해 검출기 표면으로부터 6 cm 거리에서 계측하였다. 시편에 대한 방사능은 내·외부에 대한 오염부위 평가결과에 만족되는 효율을 적용하여 산출하였다. 본 연구에 의한 방사능 결과를 검증하기 위해 시편 중 일부를 취한 후

분쇄하여 왕수에 완전히 분해시켰다. 분해된 시료는 재건고물이 생기지 않도록 주의하면서 증발농축 하였다. 그림 2는 철제시편(a)과 왕수에 의해 분해된 액상선원(b)을 보여준다. 농축된 시료는 산 농도를 낮추기 위해 증류수로 증탕하여 감마선 에너지대 효율이 교정된 용기 (U8 vial)에 충전하였으며, 납으로 차폐된 HPGe 감마선분광분석 시스템을 이용하여 계측하였다.

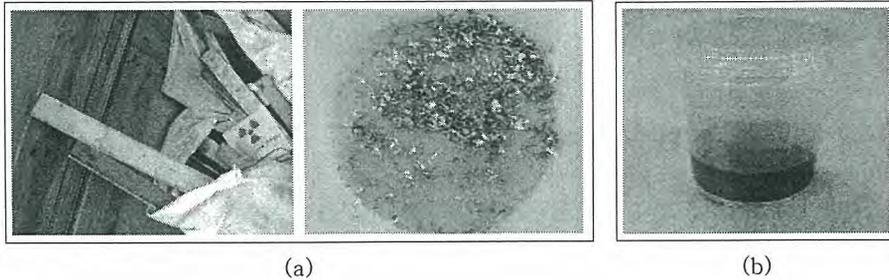


Fig 2. The iron sample (a) and liquefied sample dissolved in aqua regia (b).

Table 1. Comparison of the results by MCNP Simulation and melting method.

Sample	Nuclide	Energy (keV)	F/S Ratio				Radioactivity (Bq/g)			
			By real count		By MCNP		By MCNP		By Melting	
			For S _A	For S _B	Bulk	Surface	S _A	S _B	S _A	S _B
Fe-1	⁶⁰ Co	1173	1.51 ± 0.06	1.54 ± 0.05	1.16 ± 0.03	32.8±1.2	33.7±0.6			
		1333	1.57 ± 0.04	1.54 ± 0.05	1.27 ± 0.04	33.3±1.1	33.2±0.6			
Fe-2	⁶⁰ Co	1173	1.43 ± 0.17	1.37 ± 0.04	1.04 ± 0.03	33.2±0.8	32.3±0.4			
		1333	1.37 ± 0.05	1.31 ± 0.04	1.04 ± 0.04	33.7±0.8	32.4±0.4			

Sample	Nuclide	Energy (keV)	F/S Ratio				Radioactivity (Bq), k=1			
			By real count		By MCNP		By MCNP		Reference	
			For S _A	For S _B	Bulk	Surface	S _A	S _B	S _A	S _B
Fe-3	¹³⁷ Cs	662	1.07 ±0.03	0.675 ±0.031	1.01 ±0.01	0.876 ±0.006	125 ±3	-1.22 ±2.73	124 ±3	0

Table 1 은 본 연구에 의한 방법과 왕수에 의해 분해된 시편을 정량적 방법에 의해 산출된 방사능 비교 결과를 보여준다. 'Fe-1' 과 'Fe-2' 의 경우 내부와 외부오염의 계측결과에 대한 기하효율비(F/S)는 전체오염(Bulk)과 표준편차 범위 내에서 일치함을 보이고 있다. 결정된 오염부위에 대한 효율을 적용하여 방사능을 산출한 결과 액상시료를 정량분석(By Melting)한 결과와 2 % 내에서 일치함을 보였다. 'Fe-3'의 경우 HPGe 검출기에 대한 시편의 면의 방향에 따라 전체 오염 또는 표면오염의 'F/S'에 근접함을 보였다. 전체오염의 경우 시편의 면의 방향에 의존하지 않아야 하므로 표면오염으로 평가될 수 있으며, 식 (1)을 적용한 결과 Table 1 에서 보이는 것처럼 참고 방사능(Reference)과 잘 일치함을 보였다.

3. 결론

Monte Carlo Simulation method를 이용하여 방사성동위원소 또는 방사성물질에 의해 오염된 철제시편에 대한 외부 또는 전체오염 여부를 평가하고 방사능 분석을 수행한 결과 참고 값과 2 % 이내로 일치하는 좋은 결과를 얻었으며, Mathematical method 또는 반실험에 의해 임의로 변화시킨 기하효율에 대한 비율을 결정할 수 있을 때 다양한 시료에 적용될 수 있을 것이다. 또한, 본 방법은 내·외부 오염도 평가에 대한 신뢰성 있는 수치를 제시함으로써, 환경복원을 위한 철제의 제염여부 판단 및 무적선원의 근원을 규명하기 위한 수단으로서 활용될 수 있을 것이다.

Reference

[1] George S. Brady & Henry R. Clauser, McGraw-Hill, Materials Handbook, 13th Edition, (1991).

국내 방사성 폐기물 추적관리시스템 개발

정의영, 백정석, 박세준, 김생기, 윤호택, 이진행, 이경호*
 한국수력원자력(주), 서울특별시 강남구 영동대로 411
 *(주)엑트, 대전광역시 대덕구 신일동 1688-5 벤처타운 장영실관 407호
yvieong@khnp.co.kr

1. 서론

국내 중·저준위 방사성폐기물 처분시설에서 폐기물포장물(이하 폐기물)을 인수시점하는 시점부터 처분시설의 폐쇄후 제도적 관리기간에 이르기까지 폐기물에 대한 이력정보와 폐기물 처분과 관련된 모든 문서들을 실시간으로 종합 관리할 수 있는 폐기물추적관리시스템(Waste Tracking System)을 개발하였다. 본 시스템을 통하여 폐기물발생자(이하 발생자)의 자체검사와 발생지 예비검사에 합격한 폐기물의 인수외뢰, 운반, 인수검사, 사일로 정치, 폐쇄 등에 대한 정보들을 실시간으로 추적 관리할 예정이다. WTS의 구성은 이력관리모듈, 문서관리모듈, 정보제공모듈로 이루어져 있고, 주요설비로 DB용/Web용/GPS용 서버, PDA/ AP/Reader 등의 주변기기, 그리고 DBMS/전자지도 등의 소프트웨어가 있다. 폐기물 정보 인식수단으로는 Barcode와 RFID가 이용된다.

앞으로 처분시설이 운영되면 WTS는 정부, 규제기관 그리고 처분시설 운영자에게 신속한 정보를 제공하며 폐기물에 대한 철저한 정보관리로 처분사업에 대한 대국민 신뢰성 제고에 크게 이바지할 것으로 기대된다.

2. 본론

WTS는 원자력법 시행규칙 제120조(기록과 비치), 제125조(보고)와 교과부 고시 제2008-57호(중·저준위 방사성폐기물 처분시설 운영 등에 관한 기술기준) 등의 법령에서 요구하는 규정을 만족시키기 위해 개발되었다. 본 시스템의 구성은 처분사업자가 발생자로부터 폐기물 인도계획을 통보받은 후부터 처분시설 폐쇄 시까지 폐기물에 대한 특성관련 이력을 실시간으로 추적 관리하는 이력관리 모듈과 원자력법 등 관련법령에서 요구하는 기록 및 보고사항을 관리하는 문서관리 모듈 그리고 규제기관과 경영층 등에 처분정보를 종합적으로 제공하고 국가통합산망(WACID)과 연계하여 정보를 제공하는 정보제공 모듈로 구성된다. 본 시스템의 정보흐름은 그림 1과 같다.

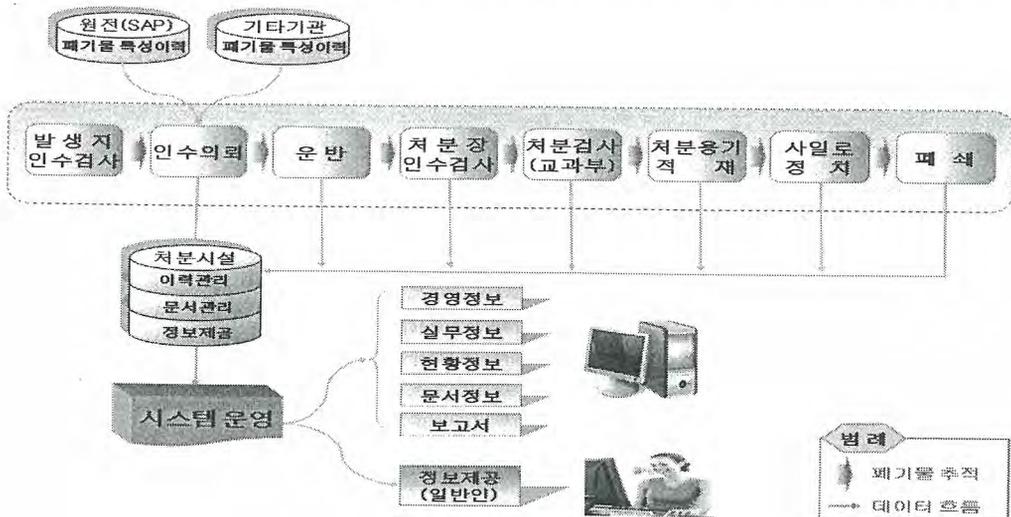


그림 1. WTS 정보 흐름도

WTS에서는 발생지로부터 인수되는 각 폐기물포장물에 대한 정보는 Barcode, 운반용기와 밀봉 선원에 대한 정보는 무선주파수 인식방식(RFID)을 통해서 인식되어 이력관리 모듈을 통하여 DB 화되어진다. 또한 인수된 폐기물을 사일로에 정치하고 처분시설 폐쇄후의 제도적 관리기간까지 수행되는 처분장 인수검사, 처분용기 적재, 사일로 정치 등의 과정에서 생산되는 모든 정보들도 DB화되어진다. DB화 된 모든 정보는 문서관리 모듈을 통하여 용이하게 검색이 가능하게 된다. 그리고 정보제공모 들을 통하여 규제기관, 일반 국민, 그리고 국가통합전산망(WACID)에게 처분정보를 종합적으로 제공하게 된다. 이를 위하여 DBMS, WAS 및 전자지도 등의 소프트웨어 등이 활용되며, WTS 운영용 모든 전 산설비는 처분시설 무정전전원설비(UPS)에 의해 통합 운영된다. 폐기물추적관리시 스템의 하드웨어 구성은 그림 2와 같다.

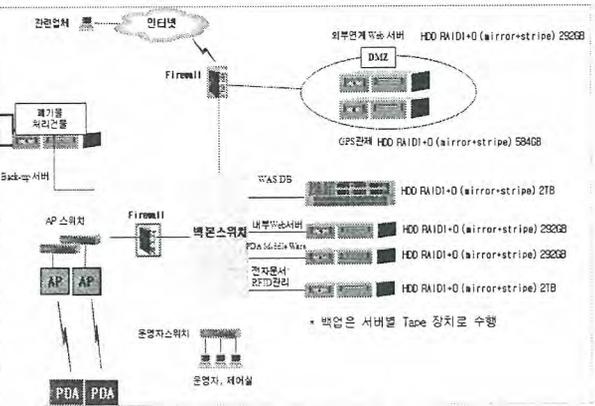


그림 2. WTS 하드웨어 구성도

WTS에서의 관리대상정보는 발생기관에서 폐기물 인수의뢰시 제공하는 폐기물 이력정보 즉 폐기물 종류, 핵종별 방사능 농도, 유리수 및 킬레이트제의 존재유무와 존재량 등 물리적, 화학적, 방사선적 특성 자료와 폐기물 인수후 취득정보 즉 운반 관련정보, 인수검사결과, 폐기물 정치위치, 포장용기별/처분용기별/사일로(처분고)별/핵종별 방사능량 및 총방사능량 등 관련 정보이다. 폐기물에 대한 정보의 공개범위는 방사성폐기물관리법 시행규칙 제6조(정보의 공개범위)에 따라 공개될 것이며, 공단의 홈페이지를 통해, 일반국민, 규제기관, 발생기관 등에 관련 자료가 공개될 것이며 공단의 홈페이지 주요화면은 그림 3과 같다

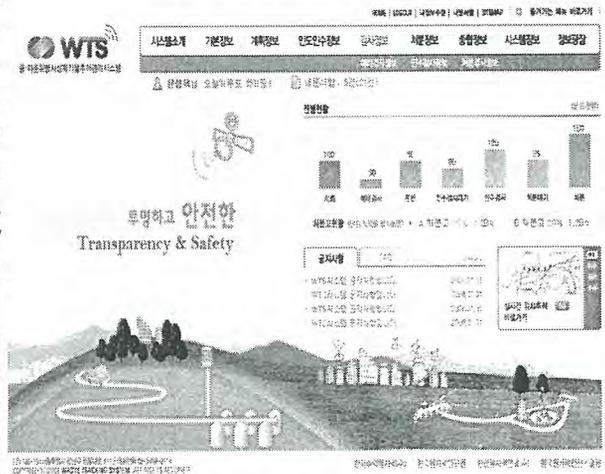


그림 3. WTS 주요화면

3. 결론

본 시스템은 원자력법 등에서 요구하는 법적요건을 충족하고 일반국민, 정부, 규제기관에 신속하고 정확한 정보를 제공함으로써 폐기물 관리에 대한 신뢰성과 투명성을 확보할 것이며 처분시설운영자에게는 인수/운반/처분계획 수립을 위한 기초 자료를 제공함으로써 처분시설운영의 효율성을 제고하고 운반 폐기물에 대한 선박/차량 위치정보의 실시간 추적관리로 안전하고 완벽한 폐기물통합관리시스템 구축에 기여할 것으로 기대된다. 앞으로 WTS 초기 운영에서 나타나는 문제점은 지속적인 유지보수를 통해 시스템을 최적화해 나아갈 계획이다.

환경방사선(능) 장기 경향성 평가

김주열, 이갑복*

(주)미래와도전, 서울시 관악구 신림9동 산56-1 서울대학교 135동

*한국전력공사 전력연구원, 대전광역시 유성구 문지동 103-16

gracemi@fnctech.com

1. 서론

교육과학기술부고시 제2008-28호 제7조(환경영향평가) 제2항에서는, 환경조사 결과를 근거로 해당시설 주변 환경에서 장기적인 방사성물질의 축적경향과 변동을 평가하고, 해당시설로부터 예기치 않은 방사성물질의 방출에 의한 단기적 변동을 평가하도록 규정한다. 하지만 현재까지 환경방사선(능)의 축적경향과 장·단기적 거동 파악은 대부분 정성적이었고, 최근 5년간 평상변동범위(최소치~최대치)와 단순비교 하여서 정량적인 분석 및 평가의 필요성이 대두되었다. 본 논문에서는 과거의 자료 또는 비교지점(대조군)의 자료와 비교하여 유의할 만한 변화가 발견되지 않았음을 정량적으로 확인하는 통계처리 방법을 활용하여 국내 환경방사선(능)의 장기추세 및 축적경향을 분석하였다.

2. 방법 및 결과

일반적으로 환경에서 측정된 자료가 정규분포를 보이는 경우는 극히 드물다. 비모수 분석(nonparametric test)은 모집단의 분포를 모르거나, 모집단이 정규분포가 아닌 경우에 적합하다. 비모수적 검증법의 일종인 Mann-Kendall test는 이전 값과 이후 값의 차이를 부호로 표시하여 부호의 개수의 합의 분포를 파악하여 추세를 평가하는 방법으로서, 관측값을 직접 사용하는 것이 아니라 관측값의 서열 혹은 변동 기울기 등을 이용하기 때문에 결측값과 이상값을 적절히 다룰 수 있고 그 영향에도 민감하지 않다. 본 논문에서는 계절적인 영향을 고려한 Seasonal Mann-Kendall 검증법으로 한국원자력안전기술원의 원자력이용시설 주변 방사선환경조사 및 전국 환경방사능조사 결과를 대상으로 장기 경향성을 평가하였다.

$$K = \sum_{i=1}^{n-1} \sum_{j=i+1}^n \text{sgn}(x_j - x_i)$$

$$\text{where, } \text{sgn}(x_j - x_i) = \begin{cases} 1, & \text{if } x_j - x_i > 0 \\ 0, & \text{if } x_j - x_i = 0 \\ -1, & \text{if } x_j - x_i < 0 \end{cases}$$

$$\text{Slope} = \text{Median} \left(\frac{x_j - x_i}{j - i} \right); \text{Sen's estimator}$$

그림 1은 고리원전 주변 장안읍사무소에서 1998년~2007년 사이 측정된 공간선량율(ERMS) 및 공간집적선량(TLD)의 추세분석 결과를 나타낸다. 공간선량율의 경우 감소경향을 보이고 있으며, 공간집적선량의 경우 추세 없음으로 평가되었다. 엄밀하게 말하면, 「추세 없음(No trend)」이라는 용어는 부적절 할 수 있다. 추세는 존재하지만 일관성 있는 방향성이 없는 것이다. 따라서 「추세는 있으나 통계적으로 유효하지는 않다」는 문구를 사용하기도 하지만, 「추세 없음」이라는 용어도 일반적으로 널리 쓰인다. 그림 2는 부산에서 지난 10년 동안 관측된 공기부유진 ⁷Be 및 전베타의 추세분석 결과이다.

3. 결론

정량적이고 통계적인 수단을 사용하여 환경방사선(능)의 자료를 처리 및 해석하고 그 품질을 보증 및 관리하는 정량적인 평가체계는 원자력이용시설에 의한 영향의 유무를 과학적으로 분석하고, 관측자료의 신뢰도 평가 및 관리, 효율적이고 신뢰성 있는 방사선(능) 환경감시에 필수적이다.

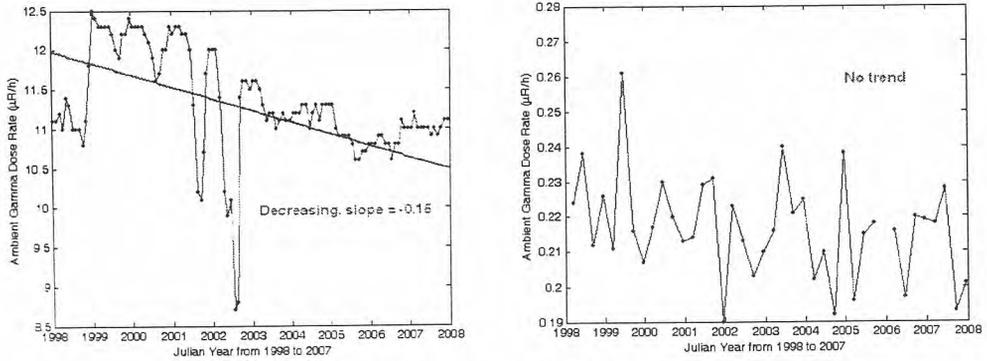


그림 1. 고리원전 주변 공간선량율(좌) 및 공간집적선량(우) 추세분석

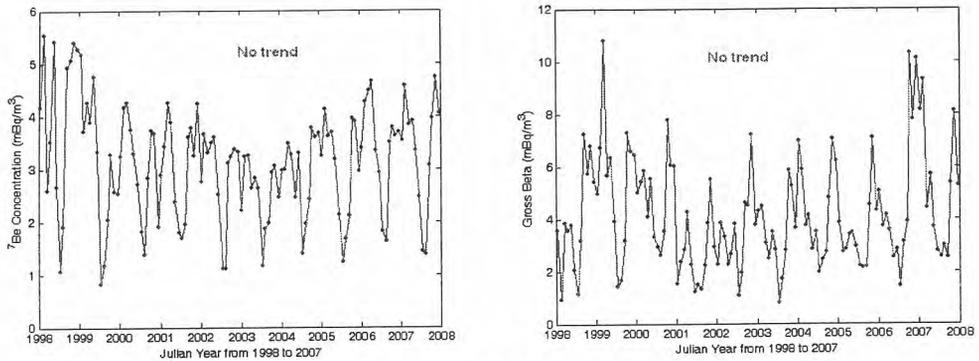


그림 2. 부산지역 공기부유진 ⁷Be(좌) 및 전베타(우) 추세분석

국내·외 방사성유출물 배출관리 규제 동향

전제근, 송민철, 전인영, 김완태
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19번지

k393cik@kins.re.kr

1. 서론

원자력시설의 운영시 액체 및 기체방사성물질의 환경배출이 발생하며, 방사성물질의 환경배출은 직·간접적으로 원자력시설 주변주민과 생태계에 영향을 미치게 된다.

국내의 경우 원자력시설로부터의 방사성물질의 환경배출에 따른 영향을 규제하기 위하여, 제한구역경계에서의 핵종별 농도(배출관리기준) 및 피폭선량(환경상의 위해장지를 위한 원자력시설의 설계목표치)을 제한하고 있다. 국외의 경우 미국을 제외한 대부분의 국가에서는 원자력시설로부터의 방사성유출물의 제한은 주로 제한구역경계 또는 결정집단에 대한 선량(선량제약치)으로 제한하고 있어, 국내 관행과는 차이가 있어 이를 살펴보았다.

국내 원전에서 배출되고 있는 방사성유출물의 주 기여분은 삼중수소 및 불활성기체가 되고 있으나, ^{14}C 배출량을 반영하고 있는 유럽국가에서는 ^{14}C 이 유출물의 주 기여분이 되고 있다. 당고찰에서는 유출물관리에 관한 국내의 주요 현안인 ^{14}C 감시에 대한 국내·외 현황에 대해서도 살펴 보았다.

2. 국내·외 유출물관리체계

가. 선량제약치

미국을 포함한 주요 국가들의 방사성유출물에 대한 선량제약치를 운영하고 있으며, 미국, 한국, 영국과 같은 일부국가에서는 원자력시설당 및 시설부지당 선량제약치를 설정하고 있으며, 그 외 대부분의 국가에서는 단일 원자력시설 또는 시설부지당 선량제약치를 운영하고 있다.

1) 한국

국내에서는 유출물관리에 관한 선량제약치가 별도로 설정되어 있지 않으나, 유출물에 대한 설계목표치가 운영중에도 유지되어야 함을 사유로 설계목표치를 선량제약치로 간주하여 운용하고 있다. 유출물에 대한 설계목표치는 원전, 핵주기시설, 폐기시설 등에 적용되며, 교육과학기술부고시 제2008-31호 16조 2항에 제시되어 있으며, 주요 내용은 다음과 같다.

1. 해당시설의 설계에 적용할 기준

가. 기체 방출물 : 1) 감마선 및 베타선에 의한 공기의 흡수선량 : 0.1 mGy, 0.2 mGy.
2) 외부피폭에 의한 유효선량 : 0.05 mSv. 3) 피부등가선량 : 0.15 mSv.

4) 입자상 방사성물질, H-3, C-14 및 방사성 옥소에 의한 인체 장기 등가선량 : 0.15 mSv.
나. 액체 방출물 : 1) 유효선량 : 0.03 mSv. 2) 인체 장기 등가선량 : 0.1 mSv.

2. 동일부지내의 다수의 원자력관계시설을 운영하는 경우에 적용할 기준

가. 제한구역 경계에서의 연간 선량 : 1) 유효선량 : 0.25 mSv. 2) 갑상선 등가선량 : 0.75 mSv.

2) 미국

○ 단일시설에 대한 설계기준(10CFR50 부록 I)

1) 기체 방출물 : 가) 감마선 및 베타선에 의한 공기의 흡수선량 : 0.1 mGy, 0.2 mGy.

다) 외부피폭에 의한 전신선량 : 0.05 mSv. 라) 피부등가선량 : 0.15 mSv.

마) 입자상 방사성물질 및 방사성 옥소에 의한 인체 장기 등가선량 : 0.15 mSv.

2) 액체 방출물 : 가) 전신선량 : 0.03 mSv. 나) 인체 장기 등가선량 : 0.1 mSv.

○ 동일부지내 대한 운영기준(40CFR190)

1) 전신선량 : 0.25 mSv. 2) 갑상선선량 : 0.75 mSv. 3) 기타 장기 선량 : 0.25 mSv.

3) 러시아 : 단일 원자력시설에 대해 연간 0.01mSv, 4) 일본 : 단일 원자력시설에 대해 연간 0.05mSv

5) 영국 : 단일 원자력시설 운영기준 연간 0.3mSv, 부지당 운영기준 연간 0.5mSv

6) 스웨덴 : 단일 원자력시설 운영기준 연간 0.1mSv, 선량제약치 외 매5년마다 target value를 규제기관과 협의·설정하여 운영

7) 독일 : 유효선량 0.3mSv

나. 배출관리기준

유럽 대부분의 국가에서는 방사성유출물의 배출관리를 위하여 선량제약치만을 운용하고 있으나, 한국과 미국의 경우에는 제한구역경계에서(제한구역경계가 없을 경우 배수구 또는 배기구)의

액체 및 기체유출물의 핵종별 배출관리기준을 설정하여 운영하고 있다. 국내 방사성유출물의 배출관리기준은 교육과학기술부고시 제2008-31호 제6조 및 별표3에 규정되어 있다. 미국의 경우에는 10CFR20 Appendix B에 제시되어 있다.

다. 집단선량의 적용

1) IAEA

ICRP 및 IAEA에서 유출물관리 및 방사선방호와 관련하여 발간되는 문서들에는 집단선량을 배출관리 최적화의 기준으로 제시하고 있다. 즉, 집단선량 1 person · Sv/yr를 최적화의 기준으로 제안하고 있다.

2) 적용국가

집단선량을 유출물 배출관리에 적용하고 있는 국가는 아르헨티나가 있으며, 1 person · Sv/yr를 초과할 경우 최적화를 수행하도록 하고 있다. 그 외 국가에서는 NCRP-121에 소개된 바와 같이 작은 선량이라도 큰 인구수에 적용할 경우 과대평가될 소지가 있어 집단선량을 규제목적으로 사용하지 않고 있는 것으로 확인된다.

3. IAEA 관련 동향

IAEA에서는 방사성유출물 배출관리에 관한 회원국들의 규제질차 수립을 돕기 위하여 2000년 방사성유출물의 환경배출관리에 관한 안전지침(IAEA WS-G-2.3, Regulatory Control of Radioactive Discharges to the Environment)을 발간하였으며, 방사성유출물 배출의 근간이 되는 방사선방호에 관한 ICRP의 신권고 발간 및 IAEA의 기본안전규정(BSS)-115의 개정 추진으로 WS-G-2.3 지침의 개정을 추진하고 있다. 또한 유출물배출제한치 설정에 관한 TECDOC 보고서(Practical Aspects of Setting Authorized Limits for Radioactive Discharges)를 2008년중 발간할 예정이다. 당 보고서에는 각국의 유출물방출한계치에 대한 현황과 IAEA의 제안 등이 기술된다.

4. 유출물중 ¹⁴C 국내·외 감시 동향

가. ¹⁴C 특성

¹⁴C 배출규제에 대한 근거로는 과기부고시 제2001-2호(현재 제2008-31호 “방사선방호등에 관한 기준 고시”로 변경)에 ¹⁴C에 의한 제한구역 경계에서의 유효선량 한도가 법제화되었다.

원자력발전소에서는 ¹⁷O(n,α)¹⁴C 및 ¹⁴N(n,p)¹⁴C 반응에 의해 ¹⁴C이 주로 생성되며, 1,000MWe급 경수로에서는 년 0.27TBq의 ¹⁴C이 환경으로 배출되는 것으로 평가되고 있다. ¹⁴C은 타 베타핵종에 비해 선량환산인자가 높고 배출량이 많으므로, 주민피폭선량에 기여도가 높아질 가능성이 있다.

나. 국내 동향

국내 원전에서 액체 및 기체유출물중 ¹⁴C의 감시는 중수로 원전의 기체유출물에 대해서만 실시되고 있다. 경수로원전에 대해서는 한수원은 '03년부터 24개월에 걸쳐 ¹⁴C 1차 배출량 평가를 실시하였으며, '06. 1 ~ '08. 12(36개월)에 걸쳐 2차 ¹⁴C 배출량평가를 실시하고 있다.

다. 국외 동향

1) 캐나다

캐나다에서는 1997 ~ 1999년 이후 전 원전을 대상으로 기체 및 액체유출물에 대해 ¹⁴C 감시를 수행하고 있다.

2) 유럽

독일, 영국, 스웨덴 등 유럽 대부분의 국가에서 ¹⁴C 감시를 수행하고 있다.

3) 미국

80년대 일부 원전에서 ¹⁴C 감시를 실시한 적이 있었으나, 환경중에 존재하는 ¹⁴C에 의한 영향이 원전에서 배출되는 ¹⁴C에 비해 크다는 사유 등으로 NRC는 ¹⁴C에 대한 감시를 규제하지 않고 있다. 이는 실질적으로는 정상운영중 주민피폭선량평가를 위한 기준에 ICRP-2를 적용하고 있어, ¹⁴C에 의한 기여도가 상대적으로 작음에 기인하는 것으로 판단된다.

5. 결론

원자력시설의 운영에 따른 방사성유출물의 국내·외 규제관행에 대하여 살펴보았다. 국내 관련 규제관행은 미국의 관행에 근거를 두고 있으며, 유럽의 관행과는 다소 차이가 있다. 또한 ¹⁴C 감시와 관련하여 중수로의 경우에는 기체유출물에 대해 캐나다 관행을 따르고 있다. 경수로의 경우에는 미국의 관행을 따르고 있으나, 유럽국의 관행반영 여부를 결정하기 위한 연구가 진행중이다.

이온전리함(Ion Chamber) 교정 및 불확도 추정

조문형, 서장수

한국수력원자력(주) 원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1
02190559@khnp.co.kr

1. 서론

이온전리함은 감마선 조사장치의 교정 및 중간점검 등에 사용되는 교정용 표준기이며, 이온전리함의 교정은 감마선 조사장치에 의해 형성된 공기커마율과 전류측정장치의 지시값과의 관계를 구하는 것을 목적으로 한다.

교정방법에는 동일조건외 방사선장에 기준 측정기와 피 교정측정기를 교대로 치환하여 교정하는 치환법과 기준 감마선 조사장치에 의해 형성된 공기커마율을 기준으로 피 교정측정기를 교정하는 기준선량법이 있으며, 본 교정에서는 기준선량법을 사용하여 교정하였다.

교정시 기준 공기커마율은 180 mGy/h로 교정선원의 방사능을 붕괴 보정하여 1798.82 mm의 거리에서 교정을 수행하였으며, 교정을 수행하기 전에 이온전리함을 교정대 위에 설치하고 일렉트로미터에 연결하여 -300 V의 고전압을 이온전리함 벽에 공급, 충분히 안정시킨 후 교정을 수행하였다.

2. 교정 방법 및 결과

이온전리함의 중심이 감마선 조사장치의 빔 중심축 상에 놓이도록 레이저 조준장치와 측정기 이동장치(unislide, rack jack 등)를 사용하여 좌우 상하방향을 조절하였고,

측정점 재현장치(레이저 또는 측각기)를 지면에 수평되게 조절하여 측벽의 확인용 기준점이 측정점 재현장치의 중심에 있음을 확인하였다.

교정대를 기준점으로 이동시킨 후 측정점 재현장치(레이저 또는 측각기 등) 중심점의 이동선이 교정대 상단의 기준선과 일치함을 확인한 후 측정점 재현장치와 측정기 이동장치를 사용하여 이온전리함의 중심점이 기준점을 포함한 기준면 상에 위치하도록 측정기의 전후방향을 조절하였고 측정지점에서 빔의 크기가 검출기의 1.5배 이상이 되도록 빔 크기 조절기를 선택하였다.

그리고 감마선 조사장치 교정 성적서를 이용하여 교정이 수행되는 시점에서 기준 공기커마율과 이에 해당하는 측정거리를 산출하여 이온전리함을 측정거리로 이동하였다.

이온전리함의 이온화 전류 및 누설전류(BKG)를 10회 이상 측정하였으며, 누설전류는 측정 전후 평균값으로 하여 이온화 전류 측정값을 보정하였다.

전류는 $I = C \times \Delta V / \Delta t$ 의 식으로 산출되며, 이를 위한 개시전위는 0.2 V, 종료전위는 1.5 V, 이온화 전류와 누설전류 측정용으로 각각 10,224 pF, 9,789 pF의 캐패시터를 사용하였다.

또한, 전리기체가 공기이므로 온도 및 기압을 각각 20°C, 101.325 kPa 기준으로 측정 전류를 보정해 주었다.

교정인자는 다음 식에 따라 산출되며,

$$N_r = \frac{\dot{K}}{I_r \cdot k_E \cdot k_{tp} \cdot k_d} \quad (1)$$

기준 공기커마율 180 mGy/h에서 측정된 전류와 상대표준불확도는 표 1과 같다.

표 1. 측정결과

구분	측정값
$I_r(A)$	4.96E-11
$I_b(A)$	2.43E-15
Net I(A)	4.96E-11
표준불확도(A)	4.13E-15
상대표준불확도(%)	0.01

3. 측정불확도 평가

- 기준 커마(율)의 불확도 : $u(\dot{K})$

감마선 조사장치 성적서에 주어진 확장불확도가 포함인자 $k = 2.0$ 을 적용하여 1.6 % 이므로 상대표준 불확도는 $u(\dot{K}) = 1.6/2 = 0.8$ %를 적용한다.

- 이온화 전류의 불확도 : $u(I_r)$

측정값의 평균에서 측정 전후의 BKG 전류값의 평균을 빼고, 아래의 식으로 계산된 합성불확도의 값을 해당 전류값으로 나누어 상대표준불확도를 산출한다.

$$i_n = (i_i \pm \sigma_i) - (i_b \pm \sigma_b) = (i_i - i_b) \pm (\sqrt{\sigma_i^2 + \sigma_b^2}) \quad (2)$$

- 이온화 전류 측정장치 불확도 : $u(k_E)$

이온화 전류 측정값은 $I = C \times \Delta V / \Delta t$ 의 식에 의해 구해지므로 캐패시터, 전압측정장치 및 타이머의 불확도를 합성하여 평가한다.

- 환경보정인자 불확도 : $u(k_{tp})$

환경보정인자는 기압 및 온도의 불확도를 합성하여 평가하며, 각각의 불확도는 교정성적서에 주어진 상대확장불확도를 $k = 2$ 로 나누어 적용한다.

- 위치재현성 불확도 : $u(k_d)$

거리 측정에 사용되는 magnetic scale 및 inside micrometer를 사용한 거리 측정시의 표준불확도를 합성하여 평가하되, 선량률은 거리의 제곱에 반비례하므로 선량값에 미치는 영향(기여도)을 따로 평가하여 2를 곱한 값을 적용해 준다.

이상과 같이 각 요인들의 불확도를 요약하면 표 2와 같다.

표 2. 불확도 요약

불확도 요인	추정값	상대표준 불확도(%)	확률분포	감도계수	기여량 (%)	자유도
공기커마율(\dot{K})	180 mGy/h	0.8	N	1.0	0.8	∞
측정전류(I_r)	4.96E-11 A	0.008	t	1.0	0.008	9
전류측정장치(k_E)	1	0.079	R	1.0	0.079	∞
환경보정인자(k_{tp})	1.007 ~ 1.011	0.014	N	1.0	0.014	543
위치재현성(k_d)	1.0	0.024	R	1.0	0.024	∞
상대합성표준불확도					0.804	∞

4. 결론

가. 이온전리함의 Calibration Factor는 1.01E+06 Gy/C으로 나타났으며, 상대합성표준불확도는 0.804 %로 아주 양호함을 알 수 있었다.

나. 확장불확도로 표현되는 측정불확도는 신뢰수준 약 95 %, $k = 2$ 에서 유효숫자 두자리를 취하면 $0.804 \times 2 = 1.6$ %로 산출되었다.

다. 교정결과의 적합성을 확인하기 위하여 전년도 표준과학연구원의 교정결과를 기준값(X_r)으로 한 En값을 아래의 식에 따라 비교하였고

$$En = \frac{(X_m - X_r) \times 100 / X_r}{\sqrt{U_r^2 + U_m^2}} = 0.66 \quad (3)$$

합성불확도와 상대오차의 비율인 En 값이 1을 초과하지 않았으므로 이온전리함의 교정결과가 유효하며, 교정용 표준기로 활용 가능성을 입증하였다.

참고문헌

1. 이온전리함형 선량계의 표준교정절차(KASTO 02-26-1030-042)
2. 측정불확도 표현 지침(KRISS-99-070-SP)

울진원전용 방폐물 운반용기 드림적재설비 개발

최종락, 김성진*, 정성환

한수원(주) 원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1

*부광산업(주), 부산광역시 강서구 송정동 1481-1

irchoil@khnp.co.kr

1. 서론

중·저준위방사성폐기물(이하 “방폐물”) 처분시설의 운영에 대비하여 각 원전에서 저장중인 방폐물 드림을 처분시설로 운반하기 위한 IP-2형 운반용기를 개발하였다. 운반용기는 200 L 드림 8개 또는 320 L 드림 8개를 적재하여 운반된다. 방폐물을 반출하기 위해 저장고에서 운반용기에 드림을 적재해야 하는데, 저장고의 기존 설비를 사용하는 경우 크레인의 진자현상에 의해 드림을 적재하는데 많은 시간이 소요되어 대량의 방폐물 드림을 단시간에 반출하는데 어려움이 많을 것으로 판단되었다. 이에 따라, 저장고에서 방폐물 드림을 효율적으로 운반용기에 적재할 수 있는 전용의 운반용기 드림적재설비를 개발하였다.

2. 드림적재설비 구성 및 설치

가. 드림적재설비의 구성

드림적재설비는 그림 1에 나타난 것과 같이 방폐물 드림을 일정한 위치로 보내주는 드림이송장치, 드림과 운반용기 뚜껑을 취급하는 Gripper, 드림 또는 운반용기 뚜껑을 포함한 Gripper를 상하로 이동하는 Up-down unit, 전후로 이동하는 Travelling unit, 좌우로 이동하는 Traversing unit와 운반용기 뚜껑을 정치하는 운반용기 뚜껑 Jig 및 구조물로 이루어져 있다. 그리고 드림적재설비의 상부에는 드림이동 시 흔들림 영향을 최소화하는 유압실린더가 설치되었다. 이러한 드림적재설비는 PLC(Programmable Logic Controller) 제어를 통하여 드림을 운반용기 내의 각 드림위치에 정치시킨다.

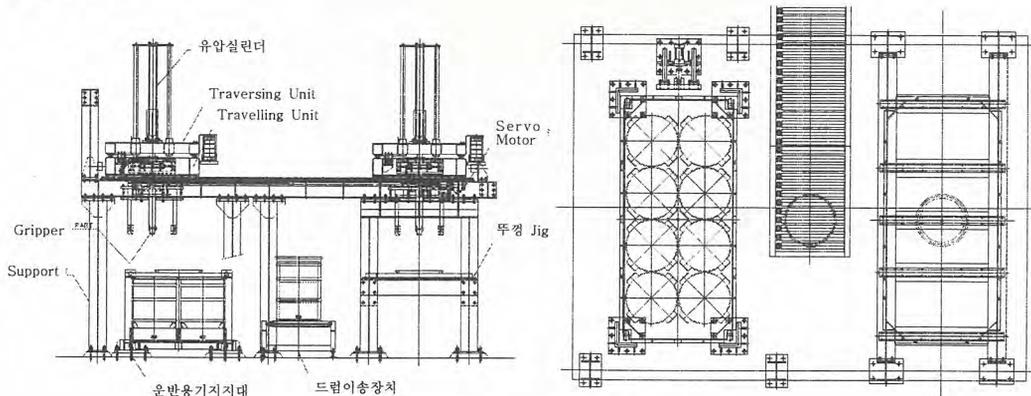


그림 1. 운반용기 드림적재설비 개요도

드림이송장치는 약 400 kg 중량의 드림을 4개씩 한꺼번에 이송하여 드림이 항상 일정한 위치에 있도록 하여 드림의 파지단계에서부터 운반용기내 적재까지의 전 과정을 자동화하였다. Gripper는 유압방식으로 마찰력에 의하여 드림의 측면을 파지하여 이동하도록 하였으며, 전원 또는 유압이 상실되어도 취급중인 드림의 낙하를 방지하는 fail-to-safe 개념을 채택하여 안전성을 제고하였다. 또한, Gripper 하단부에 운반용기 뚜껑의 인양부를 파지할 수 있는 L형 걸쇠를 설치하여 드림과 운반용기의 뚜껑을 모두 취급할 수 있도록 하였다. Up-down unit는 드림의 이동시 흔들림을 원천적으로 방지하는 유압식 실린더를 사용하여 상하로 이동하도록 하였으며 드림의 위치에 따라 드

림을 효과적으로 파지하기 위하여 좌우 45°씩 회전하는 기능을 구비하여 필요에 따라 드럼 또는 운반용기의 뚜껑을 90°까지 회전할 수 있도록 하였다. Travelling unit는 worm gear를 이용하여 모터로 이동 및 위치제어를 하며, Traversing unit 역시 위치제어가 가능하도록 rack & pinion 방식을 적용하였다. 운반용기의 뚜껑 Jig는 운반용기에서 뚜껑을 분리할 때 Gripper가 뚜껑을 일정한 위치에 안착시키고 그 위치를 기억하여 드럼의 적재가 완료된 후 운반용기 체결시 자동으로 뚜껑을 파지하고 정확한 위치로 이동시켜 뚜껑을 운반용기 본체와 효율적으로 체결할 수 있도록 높이와 위치를 결정하였다. 드럼적재설비를 구성하는 각 장치의 성능은 표 1에 나타내었다.

표 1. 운반용기 드럼적재설비 구성품 성능

구성품	최대이동거리 (mm)	이동속도 (mm/min)	위치공차 (mm)	비고
Gripper	100(Span)	4800	-	드럼/운반용기 뚜껑 취급
Up-down unit	1200	4800	±1.0	유압실린더
Travelling unit	4400	5000	±1.0	이동 : Worm Gear
Traversing unit	2700	3000	±1.0	이동 : Rack & Pinion 방식

나. 드럼적재설비의 설치

울진원전의 방폐물 저장고에 설치되는 드럼적재설비의 위치는 그림 2에 나타내었는데, 드럼적재설비의 설치에 필요한 면적을 최소화하여 저장고의 면적 활용성을 제고할 뿐만 아니라 적재를 위한 드럼의 이동경로를 단축시키고 저장고의 외부에서 운반용기를 드럼적재설비에 안착시킬 수 있어 운반용기의 반출입시 운반용기 취급지계차에 대한 제염을 하지 않아도 되므로 운반용기의 반출에 소요되는 시간을 단축시킬 수 있다. 이렇게 설치된 드럼적재설비를 이용하여 운반용기에 드럼을 적재하는 경우 현재 운반용기당 120분 정도 소요되는 방폐물 드럼에 대한 반출시간을 40분 정도로 줄일 수 있을 것으로 판단된다.

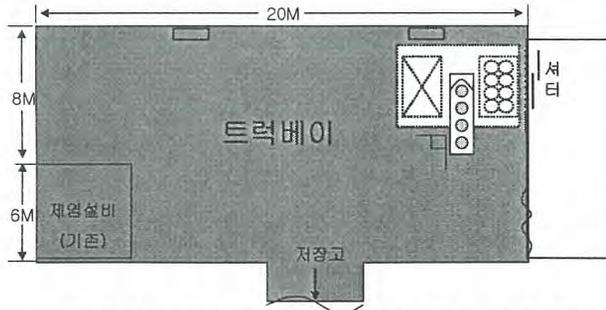


그림 2. 울진원전 저장고내 드럼적재설비 설치위치

3. 결론

울진원전 방폐물 저장고에 보관중인 방폐물 드럼을 운반용기에 효율적으로 적재하기 위하여 전용설비인 운반용기 드럼적재설비를 개발하였다. 이러한 드럼적재설비를 울진원전 저장고내의 적절한 위치에 설치하여 사용하면 현재 저장고의 기존설비를 이용하는 경우보다 월등히 효율적으로 드럼을 적재하고 반출할 수 있는 것으로 나타났다. 각 원전의 저장고는 각기 서로 다른 구조와 운영조건을 가지므로 방폐물 드럼을 각 원전의 저장고에서 효율적으로 반출할 수 있도록 각 원전의 여건에 알맞은 드럼적재설비를 개발하고 설치할 예정이다.

참고문헌

1. 방폐물 IP-2형 운반용기 안전성평가보고서, '07.12, 한국수력원자력(주)
2. Development of Type IP-2 Packages for Low and Intermediate Level Radioactive Waste, 2007 PATRAM Proceedings, 2007.10, J.R Choi, S.H.Chung, et.,al.

핵종분석결과를 이용한 방사성액체폐기물의 배출관련 방사선안전관리

박병목, 신경욱, 채경선, 전상환

세안기술주식회사, 서울특별시 금천구 가산동 481-10 벽산디지털밸리 2차 910호

pbm@sae-an.co.kr

1. 서론

국내 원자력발전소는 1978년 4월 29일 고리 1호기의 상업운전을 시작으로 현재 20호기가 운전 중에 있고[1], 신고리에 4기, 신월성에 2기, 신울진에 2기가 건설 중에 있다[2]. 이에 따라 원자력의 이용에 따른 방사선안전관리의 중요성이 강조되고 있을 뿐만 아니라 일반산업분야, 연구 및 의료분야 등에서도 방사선 사용기관이 지속적으로 증가 추세로 그 중요성은 날로 더해가고 있다. 이러한 원자력의 이용 증가에 따라 방사선이 일반 환경에 미치는 영향을 평가하고 관리하기 위한 방사선안전관리기술도 발전을 거듭하고 있는데, 방사선안전관리 수단으로서 방사선안전관리 목적상 방사선(능)을 정성적, 정량적으로 평가하기 위한 측정장비도 많은 발전을 거듭하고 있다. 본 논문은 이러한 관리 측면을 고려한 것으로서 방사성물질의 종류와 양을 알고 있는 방사성액체폐기물처리에 대한 안전관리에 있어서 최적의 배출관리가 될 수 있도록 하기위한 방안으로 방사성액체폐기물의 배출평가 프로그램을 개발하였다.

과거의 핵종분석 장비는 장비의 가격, 크기, 검출기 냉각방법, 검출기의 효율 및 분석결과물을 평가하는데 있어서 전문적인 지식이 필요하고 복잡하다는 단점을 가지고 있었으나, 관련기술의 발전으로 비전문가라도 쉽게 취급할 수 있을 정도로 장비가 단순화 및 자동화 되어 최근에는 휴대용 핵종분석기도 보급되고 있는 수준이다. 이러한 핵종분석 장비를 활용하여 방사성액체폐기물내에 방사성물질의 종류와 양을 측정하는 것만으로도 효율적인 액체폐기물 배출관리가 될 수 있도록 하는 배출관리 프로그램을 개발함으로써 원자력발전소, 일반산업체 뿐만 아니라 연구 및 의료분야에서도 활용할 수 있도록 하였다.

2. 실험 및 결과

교육과학기술부고시 제 2008-31호 “방사선방호 등에 관한 기준고시”[3]법적근거로 개발된 “핵종분석이 수행된 방사성액체폐기물의 배출평가 프로그램”은 핵종의 기초데이터가 보관된 “Radioisotope Data Base”, 핵종분석 후 배출평가 가능 여부를 평가하는 “방사성액체폐기물 핵종분석 후 배출평가”, 방사성액체폐기물을 관리하는 탱크가 다수인 경우 탱크의 혼합에 따른 배출가능 여부를 평가하는 “방사성액체폐기물 이송시 배출가능 여부 평가”로 구성하였다.

프로그램의 각 항목별 내용을 살펴보면 “Radioisotope Data Base”는 핵종별 “반감기”[4] 및 “배수중의 배출관리기준”이 입력되어 있으며, 관련법을 열람 할 수 있도록 하였다. 다음으로 “방사성액체폐기물 핵종분석 후 배출평가” 프로그램은 “핵종분석결과”를 입력한 후 “방사성액체폐기물 배출가능시간”을 클릭하면 사용자가 지정한 허용도에 만족하는 배출가능시간을 계산하며, 사용자의 편의를 위해 “방사성액체폐기물 핵종분석 후 배출평가 관련 수식” 및 “목표 값에 대한 매크로 생성방법”을 열람할 수 있도록 하였다. 마지막으로 “방사성액체폐기물 이송시 배출가능 여부 평가” 프로그램은 3개 이하의 배수설비 탱크에 각기 다른 핵종분석결과와 pH 값을 갖는 방사성액체폐기물을 혼합시킬 경우 배출가능 여부는 “각 배수설비 탱크의 핵종분석결과” 및 “측정된 pH 값”입력을 통해 사전에 확인 할 수 있도록 프로그램화함으로써 그 결과는 “허용도 결과” 및 “pH값 결과”으로 나타나며 사용자가 지정한 결과 값의 범위에 따라 “만족”과 “불만족”으로 표기되도록 하였다.

본 프로그램 사용은 액체방사성폐기물 시료측정 결과로부터 액체폐기물의 배출가능 시간을 예측할 수 있으므로, 배출가능여부를 판단하기위해 수행하는 잦은 시료 채취 및 분석절차를 간소화하고 정확한 배출 가능한 시간 예측을 통해 배출과 이송을 결정할 수 있으므로 일부 이송으로 발생하는 방사성액체폐기물량 감소에 따른 경제적 이득을 얻을 수 있으며, 3개 이하의 배수설비 탱크가 혼합될 경우에도 배출가능 여부를 사전에 확인 할 수 있어서 즉시, 배출 가능한 방사성액체폐기물을 취합 할 수 있는 장점이 있다.

개발한 프로그램은 사용자가 쉽게 접할 수 있고 사용할 수 있도록 하기 위해 범용프로그램인 “엑셀(Exell)”에서 구동할 수 있도록 하였으며, 프로그램 작성시 적용한 “핵종별 배출 가능시간”과 “혼합시 Total 핵종분석 결과”를 계산하기 위한 계산식을 (수식1), (수식2)에 나타내었다.

$$\bullet \text{ 핵종별 배출 가능시간 (h)} = \frac{\ln \frac{\text{배수증의 배출관리기준농도 } (\frac{Bq}{m^3})}{\text{핵종분석결과 } (\frac{Bq}{ml}) \times 1 \times 10^6 (\frac{ml}{m^3})}}{-\text{붕괴상수 } (\frac{1}{\text{Day}})} \times 24 (\frac{h}{\text{Day}}) \quad \text{(수식1)}$$

$$\bullet \text{ 혼합시 Total 핵종분석결과 } (\frac{Bq}{ml}) = \frac{100\% \times A \text{ 수량}(m^3)}{A \text{ 수량}(m^3) + B \text{ 수량}(m^3) + C \text{ 수량}(m^3)} \times \left[\frac{Bq}{ml} \times A \text{ 핵종분석결과 } (\frac{Bq}{ml}) \right] + B \text{ 핵종} \text{ 좌동} + C \text{ 핵종} \text{ 좌동} \quad \text{(수식2)}$$

개발 프로그램의 결과를 표시하는 방법으로 “방사성액체폐기물 핵종분석 후 배출 평가” 및 “방사성액체폐기물 이송시 배출가능 여부 평가”를 Fig.1에 나타내었는데, 핵종분석을 통해 알고 있는 방사성물질의 종류와 양으로부터 방사성액체폐기물 배출 가능한 가능시간과 배출가능여부를 확인할 수 있다.



Fig 1. Result Shows for Liquid Radioactive waste effluent management program

3. 결론

본 연구를 통해 방사선안전관리기술의 발전으로 과거보다 보급이 많아진 핵종분석 장비 활용을 극대화할 수 있을 뿐만 아니라 프로그램은 사용자로 하여금 원하는 허용도를 범적기준치 이하에서 얼마든지 변경사용 함으로써 환경적 영향을 원하는 기준으로 제어할 수 있으며, 고전적인 방법으로 풀기 어려운 배출가능 시간을 단시간에 계산해 낼 수 있으므로, 방사성액체폐기물의 배출과 관련된 ALARA 달성으로 최적의 방사선안전관리를 수행 할 수 있을 것으로 판단된다. 방사선안전관리를 최적화 하고, 관련분야 방사선안전관리 종사자들의 업무편의 도모와 효율적인 방사성액체폐기물관리가 수행되어질 수 있도록 더 많은 연구가 지속되어야 할 것이다.

참고문헌

- [1] 한국원자력문화재단 홈페이지
- [2] 한국수력원자력주식회사 홈페이지
- [3] 교육과학기술부고시 제 2008-31호 방사선방호등에 관한 기준고시
- [4] 한국원자력안전기술원 방사선안전관리통합정보망
- [5] INTRODUCTION TO NUCLEAR ENGINEERING - JOHN R. LAMARSH

원전 방폐물 운반대상 현황 및 특성

성강수, 박제호*, 안재열**, 정성환

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

* (주)코네스코퍼레이션, 서울특별시 서초구 양재동 210-2

** 현대엔지니어링(주), 서울특별시 양천구 목동 917-9

sks12@khnp.co.kr

1. 서론

2009년 울진원전의 중·저준위방사성폐기물(이하 “방폐물”) 시범운영을 시작으로 본격적인 방폐물관리사업이 이루어진다. 처분장으로의 효율적인 방폐물 운반시나리오 및 운반체계를 수립하기 위하여 방폐물 처분대상의 대부분을 차지하는 원전 방폐물의 운반 대상물량과 그 방사능적 특성을 분석하는 것이 필요하다.

2. 방폐물 운반대상 현황 및 특성

2008년 5월 현재, 각 원전의 임시저장고에 저장하고 있는 방폐물의 종류별 분포는 그림 1에 나타내었다. 일반잡고체가 약 35%, 초고압압축 폐기물이 약 28.3%, 농축폐액이 약 20.5%, 폐수지가 약 10.3%, 그리고 폐필터가 약 2.2%로 분류된다. 또한 용기별 방폐물의 발생비율은 그림 2와 같으며, 전 원전 드럼 71,636개 중 약 95%가 200리터 드럼(64.6%, 46,287개) 및 320리터 재포장 드럼(30%, 21,499개)에 저장되어 있다. 그림 3은 각 원전별 및 주요 방폐물의 종류별 분포를 나타내고 있다.

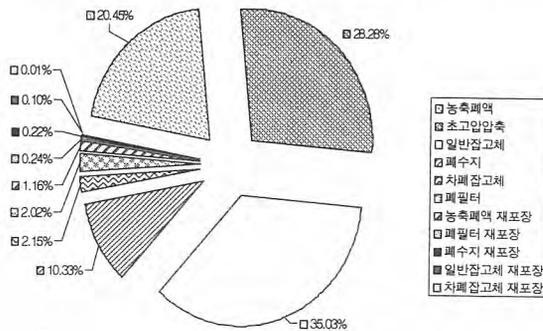


그림 1. 원전방폐물의 종류별 분포

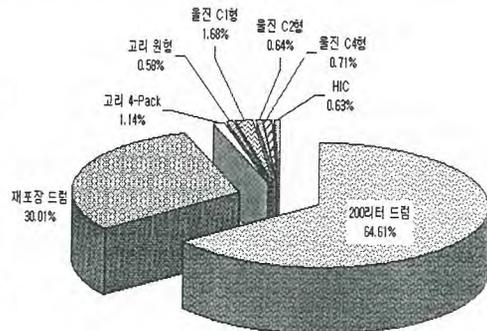


그림 2. 원전방폐물의 용기별 발생비율

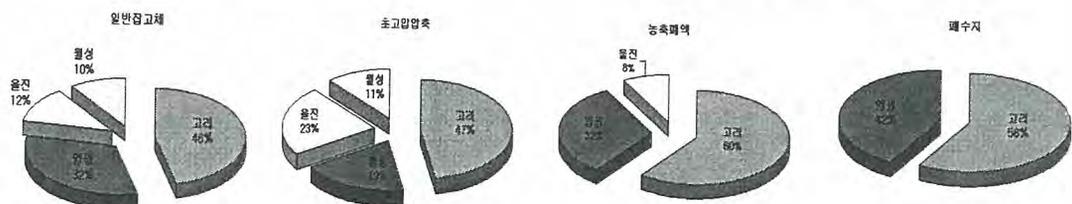


그림 3. 원전별 및 종류별 방폐물 분포

전형적인 원전 방폐물의 종류별 방사능적 특성을 그림 4에 나타내었다. 일반잡고체 200리터의 경우 매우 낮은 방사능 영역부터 10^{-2} TBq 영역까지 분포하며 대부분은 10^{-4} TBq 이하의 영역에 있다. 폐수지와 폐필터 200리터 드럼의 경우도 방사능의 분포가 낮은 영역에서부터 넓게 퍼져 있으나, 10^{-2} TBq 이상인 드럼도 다수 있다. 고리 4-pack 콘크리트 용기의 경우는 10^{-5} ~ 10^{-3} TBq의 좁은 영역에 집중되어 있다. 그 외의 고선량 방폐물의 경우 폐수지를 적재하고 있는 고리원형 및

울진 C2형 콘크리트용기 경우는 10^2 TBq 이상인 드림이 대다수를 차지하고 있으며, HIC(고건전성 용기)와 울진 C4형 용기 경우 10^1 TBq~ 10^2 TBq영역에 걸쳐 가장 큰 방사능을 지닌 용기가 다수 존재함을 알 수 있다. 또한, 상대적으로 적은 갯수의 HIC와 울진 C4형 용기가 전체 방사능량에서 차지하는 비율이 각각 약 41.8% 및 22.8%에 이른다.

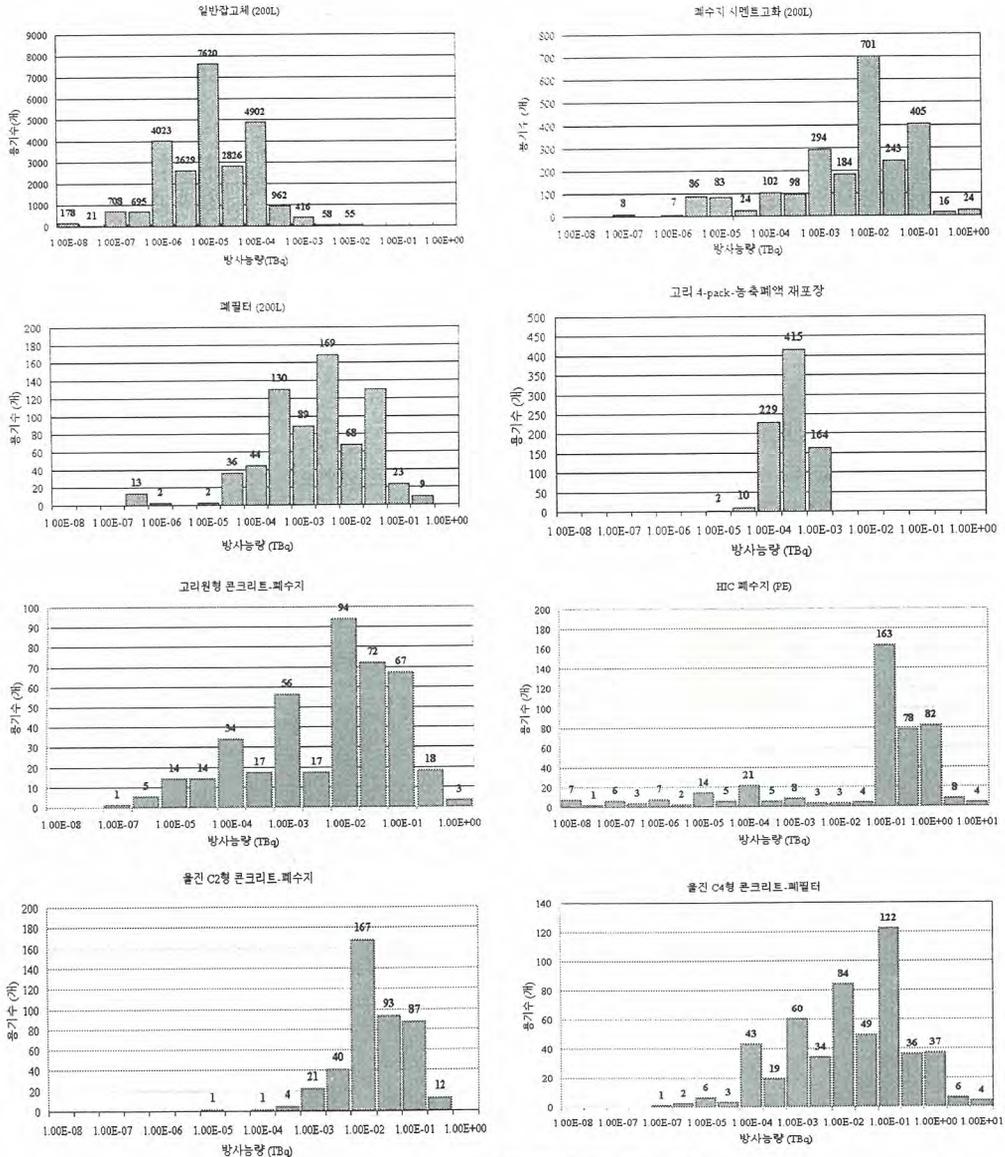


그림 4. 원전방폐물의 방사능적 특성

3. 결론

본 논문에서는 처분의 주요 대상인 원전 방폐물의 현황과 방사능적 특성을 기술하였고, 이것이 처분장으로서의 운반시나리오를 수립하는데 있어 기초자료로 활용될 수 있다.

참고문헌

- [1] 중·저준위 방사성폐기물 IP-2형 운반용기 안전성분석보고서, 한국수력원자력, 2007.12
- [2] 방폐물 특성 및 현황 분석보고서, 한국수력원자력, 2008.6

제4분과

방사선 안전 및 환경 (Poster)

빈 면

모듈식 자동 방사성핵종 테크네튬-99 분리기 운영 프로그램 개발

권용대, 정근호, 최상도, 강문자, 이완로, 김희령, 최근식, 이창우

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

kyddragon@kaeri.re.kr

1. 서론

국내에서는 2009년 후반부터 중·저준위 방사성폐기물 처분장이 운영을 시작하면 환경감시 지표핵종인 테크네튬-99 분석이 일상화 되어야 한다. 현재 테크네튬-99는 Eichrom사의 TEVA 수지를 사용하여 중력흐름(gravimetric flow)에 의한 칼럼분리 방식으로 선택적으로 분리하는 방식이나, 이 방법은 너무 많은 시간과 인력을 요구한다.

그러므로 본 연구에서는 중·저준위 방사성폐기물 처분장 환경감시 지표핵종인 테크네튬-99를 선택적으로 신속하게 자동분리하기 위하여 제작된 “모듈식 자동 방사성핵종 테크네튬-99 분리기(MARS Tc-99)”를 운영할 수 있도록 컴퓨터 프로그램 (System Software)을 개발하였다.

2. 결과

모듈식 자동 방사성핵종 테크네튬-99 분리기(그림 1)를 운영하는 시스템 프로그램은 LabView 소프트웨어(National Instrument 사)를 이용하여 작성되었으며, 한 화면에서 사용자가 모든 파라미터를 입력하여 장치를 자동으로 제어할 수 있는 특징이 있다. 프로그램 구성은 테스트 창(그림2), 펌프 calibration 창(그림3), 실행 창(그림4) 으로 구성되어 있다. 테스트 창에서는 각각의 밸브와 유량펌프의 작동상태를 점검할 수 있게 설계 되었으며, 장치의 실제 구성도가 화면에 표시되어 있어 눈으로도 쉽게 각각의 밸브상태와 유량흐름을 파악할 수 있는 특징이 있다. 펌프 calibration 창은 실시간 유량을 단계별로 측정하여 각 파라미터에 입력하면 자동으로 분당 펌프유량(ml/min)이 최소자승법에 의해 계산되어지며 실행창(Execution)으로 그 값이 연계된다. 실행창의 구성은 Conditioning, Loading, Rinsing, Elution, Cleaning으로 구성되어 있으며, 각 스텝에서 각각의 부피와 유량을 독립적으로 입력할 수 있다. 그리고 각 스텝별 시작시간, 진행시간, 퍼센트 진행률이 실시간으로 표시되어, 작업이 끝날 때까지 남은 시간이 표시되는 사용자 편리 프로그램이다. 모든 자동밸브의 실시간 동작상태가 LED로 나타나고 펌프 작동상태는 회전하고 있는 것으로 표시되며, 펌프의 분당회전 속도가 실행창에 있는 RPM으로 표시된다. 테크네튬-99분리를 위해 칼럼모듈에 장착된 감마선 검출기에 의해 감마선 신호가 실시간으로 X-Y그래프로 표시되어 방사성핵종 분리상태를 파악할 수 있으며, 감마선의 지정된 값(threshold)에 의해 선택적으로 분리가 가능하며 동시에 4개의 시료를 자동 분리할 수 있도록 설계되었다. 감마선 신호는 컴퓨터에 경로를 지정하여 원하는 곳에 저장할 수 있다.

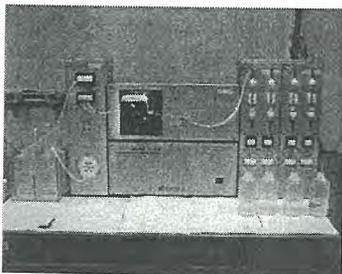


그림 1. 모듈식 자동 방사성핵종 테크네튬-99 분리기

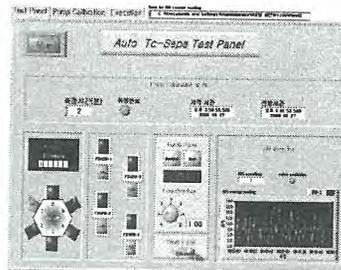


그림 2. 시스템 점검을 위한 테스트 창

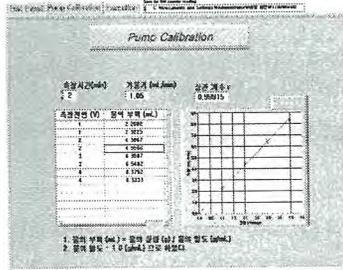


그림 3. 펌프유량 calibration 창

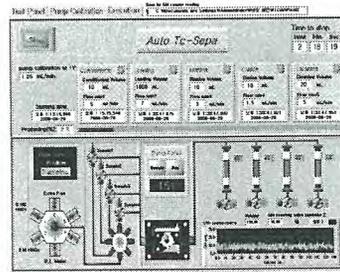


그림 4. 분리실험 실행 창

본 연구에서 개발된 프로그램은 “모듈식 자동 방사성핵종 분리기”를 효과적으로 운영할 수 있다. 또한 분석 초보자도 쉽게 이용할 수 있어, MARS Tc-99는 원자력시설 주변 환경감시 활동에 점진적으로 적용될 것으로 예상된다.

울진 유리화설비 기체유출물 연속 시료채취계통 적합성 평가

박병철, 양경화, 신상운

한수원(주) 원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1번지

bcpark@khnp.co.kr

1. 서론

원자력 관계시설의 굴뚝 및 덕트를 통해 환경으로 배출되는 기체유출물에 대한 시료채취 및 방사능 감시와 관련된 기술기준인 ANSI N13.1이 1999년 개정됨에 따라 울진 유리화설비에서는 개정된 ANSI N13.1-1999을 적용하여 기체유출물 연속 시료채취계통 및 방사능 감시계통을 설계하였다.

시료채취계통 설계와 관련하여 ANSI N13.1-1969에서는 정확한 분석을 위해 배기덕트의 크기에 따라 시료채취 노즐의 크기, 수량 및 설치위치 등을 명확하게 명시하여 등속채취(isokinetic sampling)를 위한 설계방법을 구체적으로 제시하고 있다. 그러나 등속 조건에 따라 다중노즐(multiple nozzle)이 사용될 경우 노즐의 내경 감소로 인해 격벽 손실률(wall loss ratio)이 75% 정도에 이를 수 있고, 결국 시료채취계통의 입자전송률(particle transmission ratio)이 20%이하로 줄어드는 문제가 발생할 수 있다. 이에 따라 ANSI N13.1-1999에서는 입자 손실을 최소화하고 시료채취 효율을 높이기 위해 단일 위치에서 스라우드 노즐(shrouded nozzle)을 이용해 시료를 채취할 것을 권고하고 있으며, 더불어 시료채취계통 설계·시공 단계에서 시료채취구 설치 위치, 시료채취 노즐 및 이송도관에 대한 적합성을 평가하여 ANSI N13.1-1999에서 요구하는 성능요건을 만족하는지 여부를 확인하도록 하고 있다.

본 평가에서는 유리화설비 배기덕트 내 연속 시료채취점을 통과하는 공기들의 유속분포를 측정하였고, 또한 시료채취 노즐 및 시료이송 도관의 설계 자료를 미국 텍사스 A&M 대학에서 개발한 DEPO2001a 전산코드에 입력하여 입자전송율을 평가함으로써 ANSI N13.1-1999의 성능요건을 만족하는 연속 시료채취계통을 설계·시공할 수 있었다.

2. 배기덕트 내 공기 유속분포 측정 및 평가

유리화설비 배기덕트 내 시료채취점에서 공기의 유속분포를 측정하기 위해 피토우관(pitot tube)과 마노미터(manometer)를 이용한 피토횡단법(pitot traverse)을 사용하였으며, 유리화설비에서 각각 가로 24" × 세로 35"인 사각 덕트를 통하여 배출되는 공기량이 8,042 cfm(ft³/min)인 점과 시료채취관(probe)인 RF2-111 스라우드 노즐이 덕트 내 중앙에 공기흐름 방향과 평행하게 위치한다는 점을 고려하여 덕트 중심선을 기준으로 70mm간격으로 유속 측정점을 선정하였다. 배기덕트 내 수평방향의 유속측정은 3차례에 걸쳐 반복적으로 수행되었는데, 아래 표 1과 그림 1은 유속 측정 결과를 보여주고 있다.

표 1. 배기덕트 내 유속측정 결과

측정점	위치 (mm)	측정점별 공기유속(m/sec)			
		1차	2차	3차	평균
13	864.5	8.9	8.9	8.9	8.90
12	794.5	8.9	8.9	9.0	8.93
11	724.5	8.5	8.5	8.6	8.53
10	654.5	8.3	8.3	8.3	8.30
9	584.5	8.0	8.1	8.1	8.07
8	514.5	7.8	7.8	7.9	7.83
중앙(7)	444.5	7.3	7.4	7.4	7.37
6	374.5	7.0	6.9	7.0	6.97
5	304.5	6.5	6.5	6.5	6.50
4	234.5	6.2	6.2	6.2	6.20
3	164.5	6.0	6.0	6.0	6.00
2	94.5	5.9	5.8	5.8	5.83
1	24.5	5.0	5.0	5.0	5.00
평균		7.25	7.25	7.28	7.26

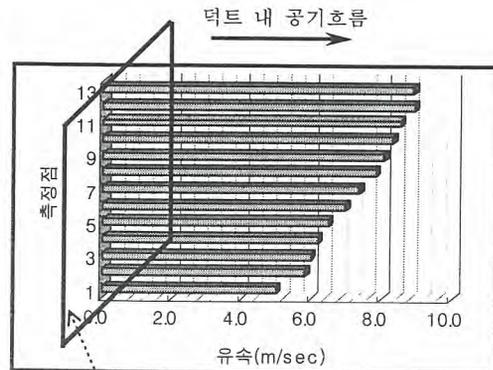


그림 1. 배기덕트 내 공기유속 분포

여기서, 위와 같은 측정결과를 바탕으로 유효구간(덕트 단면적의 2/3에 해당함)에 대한 평균유속과 표준편차를 산출한 결과 각각 7.32m/sec와 1.0887로 계산되었으며, 또한 변이계수(COV : Coefficient Of Variance)는 14.8%로 평가되었다. 이러한 결과는 ANSI N13.1-1999에서 요구하고 있는 성능 기준인 배기덕트 내 유효단면적에서의 유속 변이계수 20%이하를 만족하는 것으로서, 결국 유리화설비 기체 유출물의 방사능을 연속적으로 감시하기 위한 시료채취점이 적절하게 설정되었음을 의미하는 것이다.

3. 시료 이송시스템의 입자전송률 평가 및 활용

유리화설비 배기덕트에 설치된 시료 이송시스템(transport system : 시료채취 노즐과 시료이송도관으로 구성됨)은 설계단계에서 현장 여건만을 고려하여 아래 그림 2와 같이 시료이송도관의 경로가 결정되었으나, DEPO2000a 코드를 이용하여 10 μ m AD(Aerodynamic Diameter) 입자에 대한 전송율을 계산한 결과, 전체 입자전송율이 47.6%로 ANSI N13.1-1999에서 요구하고 있는 10 μ m AD 입자에 대한 전송율 50%이상을 만족하지 하지 못하는 것으로 나타났다. 결국, 시공단계에서 입자 손실율을 최소화하고 현장여건 등을 고려하여 시료이송도관의 경로를 아래 그림 3과 같이 변경하였으며, 그때 전체 입자 전송율은 62.3%로 계산되어 ANSI N13.1-1999의 성능기준을 만족하고 있는 것으로 평가되었다. 아래 표 2는 시료 이송시스템 구성기기별 10 μ m AD 입자에 대한 전송율을 보여주고 있다.

표 2. 시료입자 이송시스템 구성기기별 입자전송율

이송시스템 구성 기기	입자 전송율			비 고
	설 계	시 공	성능기준	
프로브(probe)	89.0%	89.0%	80% ~ 130%	RF2-111 스톱로드 노즐
수직 도관	98.6%	98.6%	-	직경 1.5"/0.75" SS관
수평 도관	77.8%	82.4%	-	
곡 관	69.9%	86.3%	-	곡률반경 4 혹은 5
축 소 관	99.7%	99.7%	-	1.5" 와 0.75" 도관 연결
전체 이송율	47.6%	62.3%	≥ 50%	

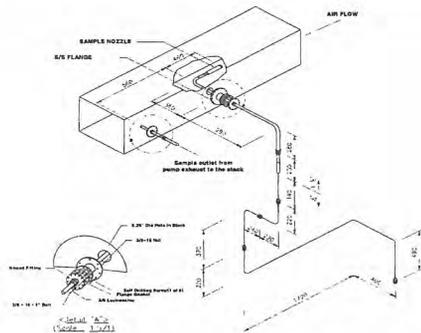


그림 2. 시료 이송시스템 변경 전 설계도

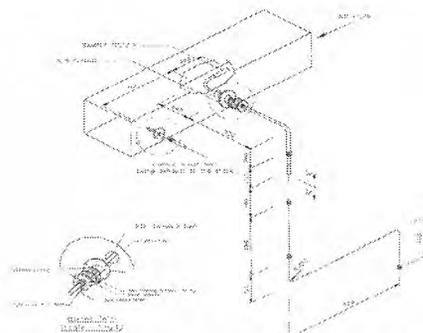


그림 3. 시료 이송시스템 변경 후 설계도

3. 결론

울진 유리화설비 배기덕트의 연속 시료채취점에서 피토횡단법을 이용하여 공기 유속분포를 측정하여 시료채취 위치의 적합성을 확인하였으며, 또한 DEPO2000a 코드를 이용하여 10 μ m AD 입자에 대한 시료채취 노즐과 시료이송도관에 대한 전송율을 평가함으로써 ANSI N13.1-1999에서 요구하고 있는 성능기준을 만족하는 연속 시료채취계통을 설계·시공할 수 있었다.

참고문헌

1. ANSI/HPS N13.1-1999, American National Standard - Sampling and Monitoring Releases of Airborne Radioactive Substances from the Stack and Ducts of Nuclear Facilities, American National Standards Institute, Inc.

고선속 중성자 선원을 이용한 He-3 검출기의 성능비교 분석

엄성호 · 신희성 · 안성규 · 김호동

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

eom@kaeri.re.kr

1. 서론

핵물질의 양을 확인할 수 있는 대표적인 방법 중 하나는 핵물질로부터 방출되는 중성자를 검출하는 것이다. 한국원자력연구원에서는 사용후핵연료 핵투명성을 실증하기 위한 DUPIC 안전조치용 중성자계수기와 핵물질 계량 목적으로 사용하는 ACP 안전조치용 중성자계수기를 개발하였다 [1~2]. 이들 계수기의 검출효율은 약 13 %, 21% 이며, 이러한 검출효율을 얻기 위해서 계수기는 각각 18 개와 24 개의 원주형 He-3 검출기로 구성되어 있다. IAEA의 핵사찰에 사용하는 Canberra사의 유사한 중성자 계수기 또한 비슷한 구조를 가지고 있다 [3]. 한국원자력연구원에서는 이러한 원주형 He-3 검출기를 다수를 장착하는 복잡한 구조를 개선하기 위해서 단순하면서 고효율을 달성할 수 있는 환형 He-3 검출기를 제안한 바 있으며 [4], 제작에 앞서 먼저 시험모형을 설계/제작하여 단계적으로 접근하고자 한다. 그 일환으로 He-3 검출기의 요소기술을 실험적으로 검증하기 위해, 원주형 시험모형을 설계 및 제작하고 성능시험을 수행하고 있다. 중성자 선원 (Cf-252)을 이용한 성능시험 및 기존 상업용 검출기와의 비교분석에([5]) 이어, 본 연구에서는 중성자발생기(SODERN 사)를 사용하여 5×10^5 n/sec, 2.5 MeV 중성자를 이용한 성능시험을 수행하였다.

2. 실험방법 및 결과

중성자발생장치를 사용하여 1차(조립식) 원주형 시험모형의 내부에 Anode wire(텅스텐 선)의 굵기에 따른 영향을 분석하고, 상업용 원주형검출기와 2차(밀폐식) 시험모형의 성능시험을 비교하였다. 1 차 시험모형은 밀폐방법을 오링을 사용한 조립식으로 제조하여, 성능시험의 결과에 따라 텅스텐 선을 쉽게 교체할 수 있도록 제조하였다. 텅스텐선의 굵기는 30 μm , 50 μm 및 100 μm 를 사용하여 성능시험을 하였다. 중성자발생장치를 사용하여 성능시험을 수행한 결과 1800~2000 V에서 plateau가 형성 되었으며 상대오차는 $\pm 1.65\%/100$ V이었다. 이들에 대한 결과는 [그림 1]에서 제시하였다.

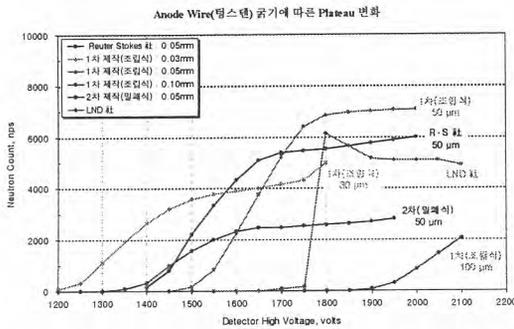
1 차 모형시험에서는 조립식으로 제조를 했기 때문에 4 기압까지만 견딜 수 있고 장시간 진공을 유지 할 수 없는 단점을 가지고 있었다. 그래서 2 차 모형은 완전 밀폐형으로 내부압력도 12 기압까지 견딜 수 있도록 제조하였으며, 10^5 torr의 진공도가 수십일 이상 유지되는 것을 확인하였다. plateau가 1650~1900 V에서 형성 되었고 상대오차는 $\pm 3.59\%/100$ V로 나타났다. 실험결과도 [그림 2]와 같이 1 차 모형시험에 비하여 매우 좋은 결과를 보여주었다. 상업용 중성자검출기 Reuter Stokes사와 LND사는 각각 1750~2000 V와 1900~2100 V에서 Plateau가 형성 되었으며 상대오차는 $\pm 3.78\%/100$ V, $\pm 2.48\%/100$ V이었다. 2 차 모형의 제작 및 평가를 통해 3차 시험모형인 환형 He-3 검출기에 직접 적용할 기술들을 실험적으로 확인하였다

원주형 검출기와 전치증폭기(Preamplifier)를 연결하는 케이블 길이에 따른 신호변화가 성능에

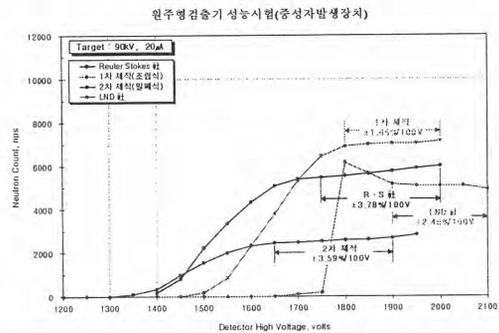
미치는 영향을 평가하기 위한 시험을 수행하였다. 이는 방사선 구역인 핫셀(Hot Cell) 내부에서 검출기 사용 시, 전치증폭기의 방사선 조사에 의한 성능 저하 및 고장을 피하기 위해 검출기와 전치증폭기를 분리하여 활용할 수 있을지를 평가하기 위함이다. 실험에 사용한 상업용 검출기는 Reuter Stokes사의 He-3 검출기이며, 전치증폭기는 PDT사와 CANBERRA사의 제품을 사용하여 케이블 길이(2m, 5m, 7m 및 10m)를 변화시켜가며 측정하였다. 측정결과 Plateau 영역은 1800~1950 V에서 생성 되었으며, 평균 Plateau 상대오차는 $\pm 2.01\%/100\text{ V}$ 로, 검출기와 전치증폭기의 분리가 가능한 것으로 확인 할 수 있었다.

3. 결론

기존 상업용 검출기와 자체 제작한 검출기의 성능시험을 통하여 상업용 검출기 수준의 제작에 필요한 요소 기술을 확보하였다. 또한 실험조건을 달리하여 성능시험 한 결과 동작전압 영역(Plateau 영역)이 차이가 나는 것을 알 수 있었다. 그리고 차후 방사선 구역인 핫셀(Hot Cell)로부터 검출기와 전치증폭기를 분리가 가능한 것으로 확인할 수 있었다. 이렇게 입증한 기술을 적용하여 환형 He-3 시작용 제작을 위한 단계로서 설계 및 제작해 나갈 계획이다.



[그림 1] 상업용과 자체 제작한 검출기의 텅스텐 굵기에 따른 Plateau 비교.



[그림 2] 상업용과 자체 제작한 검출기의 시험 성능 비교.

사 사

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

- [1] DUPIC핵물질 안전조치용 중성자검출장치 개발, 한국원자력연구소 보고서 KAERI-TR-1381-99, 1999.
- [2] T. H. Lee, H. D. Kim, K. J. Jung, S. W. Park, Development of a Neutron Coincidence Counter for the Advanced Spent Fuel Conditioning Process, J. Korean Phys. Soc., Vol. 48(2), p. 218, 2006.
- [3] AWCC specifications, CANBERRA (http://www.canberra.com/pdf/Products/Systems_pdf/jcc_51.pdf).
- [4] 신희성의 7인, “단일파이프형 He-3검출기를 장착한 고효율 우물형 중성자 계수기”, 특허 출원번호, 10-2007-001 1273 (2007).
- [5] 엄성호의 6인, “시험모형의 He-3 중성자검출기 제작 및 성능시험 결과 분석”, 한국방사성폐기물학회 춘계 학술발표회 논문요약집, pp 335~336 (2008).

환경 방사선 영향평가를 위한 비인간종 동물모델 개발과 활용성 연구 : 감마선 조사된 야생 등줄쥐 수컷 생식세포와 혈액세포 반응도 관찰

김희선, 신석철, 강유미, 운재호*

한국수력원자력(주) 방사선보건연구원, 서울특별시 도봉구 쌍문3동 388-1

*국립수의과학검역원, 경기도 안양시 만안구 안양6동 480번지

hskimdvm@khnp.co.kr

1. 서론

그 동안 환경 방사선이나 방사성핵종의 영향을 평가하고자 많은 연구자들이 동물을 이용해서 연구를 수행해 왔지만, 생리학적 특성이 다르기 때문에 해석에 어려움이 많았다. 또한 환경 방사선에 대한 영향을 평가하기 위해서는 저준위 방사선에 대한 신체반응 데이터가 필요한데 지금까지 선량이나 선량률에 대한 개념도 분명하지 않았다. ICRP도 우선 12종의 생물종 모델을 선정하여 방사성핵종의 체내축적, 방사선영향에 대한 현재까지의 데이터 교정, 야생 동식물에 대한 법적 규제, 독성검사를 위한 기본 데이터를 확보하려 노력하고 있다 (1). 또한, 선량측정 지표, 방사선 영향 평가지표, 선량 변환계수의 산정을 위한 자료보완 및 확보를 위해 의견을 다방면에서 수렴하고 있다. 방사선의 영향을 평가하기 위한 지표로서 조기사망, 번식력 저하, 수명단축과 번식능력 저하에 관련된 병리학적 질환, 염색체이상 등이 제안하고 있다. 아울러, 수명이 긴 동물에서는 총선량 이외에 선량률을 중요하게 생각하고 있다. 이 연구에서는 1) 환경 방사선의 영향을 평가하기 위하여 비인간 동물이 갖추어야 할 특성을 살펴보고, 2) 원전 및 방사성폐기물 처분장 주변 환경 방사선과 방사성 핵종이 사람 및 생태계에 미치는 영향을 평가할 수 생물학적 감시지표 모델로 보고 된 (2) 국내 야생 등줄쥐 (*Apodemus agrarius coreae*)에 방사선 (0.8Gy/분)을 조사하고, 부고환내 기형정자의 출현빈도, 백혈구, 적혈구 그리고 혈소판의 반응 및 특성을 관찰하였다.

2. 실험 및 결과

이 연구에서는 국내에서 Sherman traps (H.B. Sherman trap, USA)을 이용하여 채집된 등줄쥐를 교배하여 생산된 마우스가 7주에 도달 하였을 때 방사선을 조사 (IBL 147C, CIS bio international, France)를 이용하였다 (^{137}Cs , 0.8 Gy/min). 등줄쥐는 4 그룹 (0, 0.5, 1 과 2 Gy)으로 구분하고 3마리씩 조사하였다. 방사선 조사 8일 후 부고환에서 기형정자의 수를 관찰하였는데, 선량이 0.5 Gy를 초과하면서 출현빈도가 증가하였다 ($P \leq 0.05$). 또한, 신체손상 정도를 평가하기 위하여 방사선 조사 24시간 후, 백혈구, 적혈구 그리고 혈소판 수의 변화를 관찰한 바 (Fig. 1), 백혈구와 혈소판이 0.5 Gy를 초과하면서 급격히 감소하였다 ($P \leq 0.05$).

3. 결론

1990년도에 발표된 국제방사선방호위원회 (ICRP)의 권고안에서는 방사선 방호정책이 사람 중심으로 이루어진 반면, 2007년에 발표된 신권고안에는 환경 생물종에 대한 방호체계 구축이 포함되어 있다. 신권고안에는 12 종의 생물종을 제시하고 있지만 생리학적 특성이 다르기 때문에 포유동물을 중심으로 연구가 이루어져야 한다고 생각한다. 본 연구자들은 이미 포유동물을 이용한 환경 방사선 영향평가를 수시로 주장해왔고, 야생 등줄쥐의 활용성을 보고한 바 있다 (2). 그러나 앞서의 보고는 생존율, 혈액반응, 골수손상을 지표로 선량-반응을 평가하였기 때문에 신체장기에 대한 반응을 해석할 수 없었다. 이 연구에서는 ICRP 신권고안이 방사선 영향 평가지표로서 중요하게 생각하고 있는 번식능력 저하와 번식저하와 관련된 질환에 중점을 두고, 수컷 정자형성 단계에서의 영향을 평가했다. 이 연구 결과 1) 수컷 등줄쥐 생식세포와 혈액세포의 방사선 감수성 (≥ 0.5

Gy)이 확인되었다. 2) 국내에 널리 분포하는 야생 등줄쥐를 이용하여 공간선량과 방사성 핵종이 신체 및 생식세포에 미치는 영향을 평가할 수 있는 경제적인 방법이 확립되었다. 3) ICRP 신권고안이 제시하는 비인간 생물종이 가지고 있는 지표로서의 단점을 극복하면서 환경 방사선의 영향을 평가할 수 있게 되었다. 4) 야생 등줄쥐를 이용하여 원전이나 방사성폐기물 처분장 주변의 공간선량 및 방사성핵종 동태를 실시간으로 파악할 수 있게 되었다. 5) 야생 등줄쥐를 통하여 확보된 신체 해부학적, 생리학적, 생화학적, 유전학적 변화를 지표로 방사선의 영향을 과학적으로 해석할 수 있게 되었다. 6) 야생 등줄쥐를 이용하여 확보한 방사선 환경에 대한 데이터를 인간환경에 적용하여 설명할 수 있게 되었다.

4. 사사

이 연구는 농림수산식품부 국립수의과학검역원 수의과학기술개발연구사업과 지식경제부(R-2006-1-043)의 부분적 지원에 의하여 수행하였습니다.

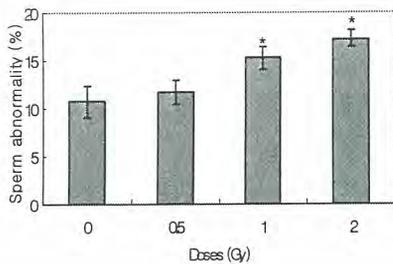


Fig. 1. Frequency of abnormal sperm in the caudal epididymus of irradiated *A. a. coreae*. The frequency of abnormal sperm in the caudal epididymus was estimated at eight days after irradiation (^{137}Cs). * $P=0.05$: 1 and 2 Gy vs 0 and 0.5 Gy after irradiation. Data are presented as mean values \pm SD (t-test, $n=3/\text{group}$).

4. 참고문헌

1. ICRP Publication 103. Ann. ICRP 37(2-4) (2007)
2. UNSCEAR, Volume I and II. United Nations sales publication E.00.IX.3 and E.00.IX.4 United Nations, New York (2000).
3. H. S. Kim., Y. Nishimura and C. S. Kim, Potential of dark-striped field mice, *Apodemus agrarius coreae*, for use as a biological radiation dosimeter for human environments. Integ. Environ. Assess. Manag., 2, 286-292 (2006).

사용후핵연료 운반용기에 대한 누설 성능검사

손영준, 권형문, 전용범, 민덕기, 이형권, 김길수, 권인찬
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
 nyzson@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력연구원의 조사후연료시험시설에서 운용하고 있는 PWR 사용후핵연료 운반용기인 KSC-1은 사용 재인가를 위한 누설 성능 검사를 수행한다. 본 연구에서는 헬륨누설검출기를 이용 헬륨이 허용누설을 값을 넘는지를 점검하는 시험으로 격납경계에 대한 기밀유지 여부를 확인하기 위해 수행하여 누설 성능 검사의 일환으로 수행한 결과를 평가 하였다.

2. 시험방법

누설시험은 운반용기의 누설에 대한 성능을 점검하기 위한 시험으로 KSC-1 내부에 헬륨을 과압하여 충전한 다음 헬륨이 허용누설을 값을 넘는지를 점검하여 누설 성능을 확인하였다. 시험을 위해 헬륨 리크 디텍터(ASM 180T) 검출기가 사용되었다.

3. 운반용기 누설 평가

가. 운반용기 내의 방사능 밀도 계산

운반용기 내의 방사능 밀도는 가압경수로 핵연료집합체의 최대 Co-60 핵종의 농도인 $140\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 을 적용하여 계산하였다. 후자는 핵연료집합체에 침전되어 있는 crud가 방사화된 것이다. 다음 식(1)은 방사능 농도 계산식이다.

$$C_n = C_c + C_{ir} + C_{fc} + C_f \quad (1)$$

C_n : 운반용기 내부의 방사능 농도(Ci/cm^3), C_{ir} : 핵연료 내부에서 생성된 뒤, 운반용기 내부로 방출된 휘발성 핵종의 방사능 농도, C_c : 운반용기 내부로 떨어져나간 침전물의 방사능 농도, C_{fc} : 운반용기 내부로 방출된 핵분열기체의 방사능 농도, C_f : 피복관 파손으로 방출된 핵연료 소결체 분말(fines)의 방사능 농도

나. 누설 제한값

각 핵종에 대한 허용방사능량인 A_2 값은 <과학기술부고시 제2001-23호 별표 1>에 기술되어 있으며, 혼합 핵종에 대한 A_2 값은 다음과 같다.

핵연료집합체의 정상 운반시, 누설 제한값은 $10^6 A_2(\text{Ci}/\text{hr})$ 이다.

또한 감마선만을 방출하는 핵종인 Nb-95m의 경우는 <과학기술부고시 제2001-23호>에서 제시한 A_2 값인 5.41 Ci를 사용하였다.

다. 헬륨의 허용누설을 계산

허용누설율은 누설제한값과 방사능 밀도의 비로 나타내며, 다음 식(2)와 같다.

$$L = \frac{R_n}{C_n} \quad (2) \quad R_n: \text{누설제한값}(\text{Ci}/\text{s}) \quad C_n: \text{운반용기내 방사능밀도}(\text{Ci}/\text{cm}^3)$$

헬륨 시험 누설율로 환산하기 위해서는 ANSI N14.5에서 기술하고 있는 leak hole diameter를 계산해야 한다. 다음 식은 leak hole diameter를 평가하기 위한 식3과 같다.

$$L = (F_c + F_m)(P_u - P_d) \quad (3)$$

F_c : 단위 압력당 coefficient of continuum flow conductance, $\text{cm}^3/\text{atm}\cdot\text{s}$

F_m : 단위 압력당 coefficient of free molecular flow conductance, $\text{cm}^3/\text{atm}\cdot\text{s}$

P_u : Upstream pressure, P_d : Downstream pressure = 1 atm

위 식을 사용하여 leak hole diameter를 계산하고 cavity 내부를 헬륨으로 채워져 있다고 가정하여 헬륨 시험누설율을 환산하였다.

라. KSC-1 운반용기 설계값 적용

KSC-1 운반용기의 설계치는 KSC-1 안전성분석보고서의 설계값을 적용하고 KSC-1 안전성분 석보고서에 있는 방사능 핵종을 평가하기 위해 A_2 값 계산과 수송용기 내 방사능 밀도 계산을 수 행하였다. 두 값을 이용하여 air 상태일 때의 허용누설율을 구하면 $2.0446 \times 10^3 \text{ atm} \cdot \text{cm}^3/\text{sec}$ 이다. 헬륨에 대한 허용누설율로 환산하려면 hole diameter를 계산해야 한다. 계산식은 hole diameter값 이 변수인 4차 방정식으로 포트란 코드로 작성한 증분탐색법으로 초기값을 정한 뒤, 폐구간법의 하나인 False Position Method를 이용하여 값을 구하였다[2]. Hole diameter값은 $4.1965 \times 10^{-3} \text{ cm}$ 이며, 이 값을 적용한 헬륨 허용누설율은 $1.8124 \times 10^3 \text{ atm} \cdot \text{cm}^3/\text{sec}$ 이며, 표1과 같다.

표 1. KSC-1 허용누설율 계산값

A_2	3.39×10 ³		
누설제한값(R _n)	9.43×10 ⁻⁸ Ci/s		
방사능밀도(C _n)	4.61×10 ⁻⁵ Ci/cm ³		
Air(Normal Operation)		Helium(Reference)	
a(O-ring dia.)	46.5 cm	a(O-ring dia.)	46.5 cm
Viscosity	0.0178 cP	Viscosity	0.0198 cP
D(hole diameter)	4.1965×10 ⁻³ cm	D(hole diameter)	4.1965×10 ⁻³ cm
Temperature	128.5 °C	Temperature	25 °C
Upstream P.	3.0971 atm	Upstream P.	3.0971 atm
Downstream P.	1 atm	Downstream P.	1 atm
Molecular weight	29 g/mole	Molecular weight	4 g/mole
F _c	9.3299×10 ⁻⁴	F _c	8.3875×10 ⁻⁴
F _m	1.0998×10 ⁻⁶	F _m	2.5313×10 ⁻⁶
Maximum allowable leakage rate		Maximum allowable leakagerate	
	2.0446×10 ³ atm·cm ³ /sec		1.8124×10 ³ atm·cm ³ /sec

표 2. KSC-1 차폐검사 결과보고서

검사보고서(Inspection Record)			검사일자	2004. 3. 11.
			검사장소	조사후시설
운반용기 명칭	KSC-1 운반용기	검사명	방사선차폐 성능검사	
조사감마선원	F02 사용후 핵연료 집합체	검사 기기	서베이미터	
측정장비	성적서번호	교정일자		
감마서베이미터	03-K0398	2003/9/19		
중성자선량 당량계	04-K0012	2004/1/15		
검사부위(감마)	측정결과 (mR/hr)	배경선량 (mR/hr)	계산결과 (mR/hr)	
1. 외부뚜껑	0.04	0.04	0.0034	
2. 상부면	0.34	0.35	-	
3. 중앙부	0.35	0.20	0.173	
4. 바닥면 중앙	0.21	0.20	0.0194	
검사부위 (중성자)	측정결과 (mR/hr)	배경선량 (mR/hr)	계산결과 (mR/hr)	
1. 중앙부	N/D	0.03	0.049	
검사 결과			■ 만족 □ 불만족	

4. 검사결과 및 검토

KSC-1 운반용기의 최대사용압력인 3.2 kg/cm² 압력으로 내부 cavity를 헬륨으로 가압하고 헬륨검출장치로 배수구, 배기구 및 내부뚜껑을 검사한 결과, 내부뚜껑과 배수구에서는 헬륨누설이 검출되지 않았고, 배기구부에서는 헬륨허용누설율 1.8124×10³ atm·cm³/sec보다 낮은 8.2×10⁴ atm·cm³/sec의 헬륨누설율이 측정되었다. KSC-1 운반용기 격납용기의 기밀여부에 대한 검사는 합격인 것으로 판명되었다. 표 2는 누설시험 결과보고서이다

참고문헌

[1] KAERI/TR-77/85, KSC-1 안전성분석보고서, 한국에너지연구소, 1985
 [2] Ward Cheney, David Kincaid, Numerical Mathematics and Computing 4th edition, Brooks/Cole (1999)(1) B.L. Broadhead, M.B. Emmett, "QADS: A Multidimensional Point-Kernel Analysis Module", ORNL/NuREG/CSD-2/V1/R6 (1998)

국내 원전의 방사성유출물 배출 현황 및 경향 분석

우주희, 정승영

한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19번지

woozoo78@kins.re.kr

1. 서론

원자력시설에서 발생하는 유출물은 발생원 또는 물리적 상태에 따라 액체유출물(Liquid Effluent)과 기체유출물(Gaseous Effluent)로 구분 한다. 현재 국내 원전에서에서는 시설운영 중에 발생하는 액체방사성폐기물을 처리하기 위해 증발기, 이온교환기 등을 사용하고 있으며 입자성 물질을 제거하기 위한 전처리 설비로서 필터(NF, MF) 및 역삼투압기(RO) 등이 사용되고 있다. 또한 배출 전에 시료 채취 및 분석하여 방사능농도를 측정하고 배출여부를 결정한 뒤 배출시 방사능연속감시기로 감시하면서 바다로 액체유출물이 희석·배출된다. 기체방사성폐기물은 기체감쇠탱크에 일정기간 동안 압축저장한 후 여과하는 방법(고리1발, 울진1발) 또는 활성탄 지연대(고리2발, 울진2,3발 영광, 월성)를 사용하여 방사능 농도를 저감시킨 후 방사능연속감시기로 감시하면서 대기 중으로 기체유출물을 배출한다.

한국원자력안전기술원은 원자력법 제103조(보고)에 따라 각 원전의 액체 및 기체 유출물 발생 및 배출현황 등 방사선안전관리에 관한 사항을 매분기별로 보고받고 있다. 따라서 원전의 운영과정에서 발생하는 액체 및 기체상 방사성물질의 환경배출량을 비교하여 최근 5년간 원전부지별 방사성유출물의 환경 배출 현황 및 경향을 분석하였다.

2. 본론

액체유출물에 존재하는 방사성물질은 그 특성에 따라 핵분열 및 방사화생성물, 용존(불활성)기체(Noble Gas), 전알파 방사능, 삼중수소(H-3)의 4개 핵종(군)으로 구분하고, 기체유출물의 경우에는 불활성기체(Noble Gas), 입자(Particulate) 및 옥소(Iodine), 전알파 방사능, H-3 등으로 구분하였다. 그림1에서는 방사성유출물중 삼중수소를 제외한 나머지 핵종(군)에 대하여 방사성물질의 환경배출량을 비교하였다.

액체유출물의 경우 삼중수소와 핵분열 및 방사화생성물이 액체유출물을 통해 배출된 방사성물질의 대부분을 차지하는데, 영광원전의 액체유출물은 타발전소와 비교하여 비교적 높은 배출량을 기록하였다. 이를 분석하기 위하여 각 원전의 액체폐기물 처리설비에 대하여 검토한 결과, 대부분의 발전소는 액체폐기물처리를 위해 증발기를 이용하는 반면에 영광3발에서는 2006년까지 원심분리기(전처리) 및 이온교환설비(LRDPS)를 이용하여 액체폐기물을 처리하여 온 것으로 확인되었으며, 이를 개선하고자 영광3발의 전처리 설비를 마이크로필터(MF) 및 역삼투압기(RO)로 신규 교체 하여 입자물질의 제거 성능을 강화하였다. 따라서 2007년 영광3발의 유출물 배출 현황을 검토한 결과 설비개선 효과 의해 배출량이 타 발전소와 비슷한 수준으로 저감화 한 것으로 분석되었다. 울진원전의 액체유출물 경향은 울진3발전소의 상업운전개시 이후 액체유출물의 환경배출량이 증가한 것으로 확인되었다. 이는 울진3발전소의 액체폐기물처리설비가 영광3발과 동일한 액체폐기물 원심분리기(전처리) 및 이온교환설비를 이용하여 액체폐기물을 처리하여 온 것으로 확인되었으며 이를 울진3발은 입자성물질의 제거성능 향상을 위해 전처리 설비를 신규로 교체 중에 있는 것으로 확인되었다. 따라서 향후 배출량 저감화 하는 변화가 있을 것으로 판단된다.

기체유출물의 경우 삼중수소와 불활성기체(주요핵종 Xe-133, Ar-41 등)가 기체상 방사성물질의 대부분을 차지하는데, 중수형 원자로인 월성원전에서는 환경으로 배출되는 삼중수소 및 불활성기체가 타발전소에 비하여 비교적 높은 경향을 나타냈다. 이와 관련하여 월성원전에서는 2008년 1월부터 TRF(삼중수소제거설비)설비를 가동 중이며 향후 삼중수소의 배출량이 저감화 하는 변화

가 있을 것으로 판단된다. 영광원전의 기체유출물은 2007년에 환경배출량이 전년도에 비해 높은 수치를 기록하였는데, 이는 불활성기체 농도 증가에 의한 것으로 확인되었다. 불활성기체의 농도 증가 원인을 분석한 결과 이는 영광5호기의 핵연료 손상에 의해서 발생한 것으로 판단된다. 한편, 울진원전의 기체유출물은 2004년 이후 계속적으로 감소추세를 나타내며, 고리원전의 경우 기체유출물 환경배출량이 호기수 대비 다소 높은 경향을 보이고 있다.

그림은 2003~2007년 기간 동안 국내 원전에서 환경으로 배출된 방사성유출물의 배출방사능 추이를 보여주고 있다.

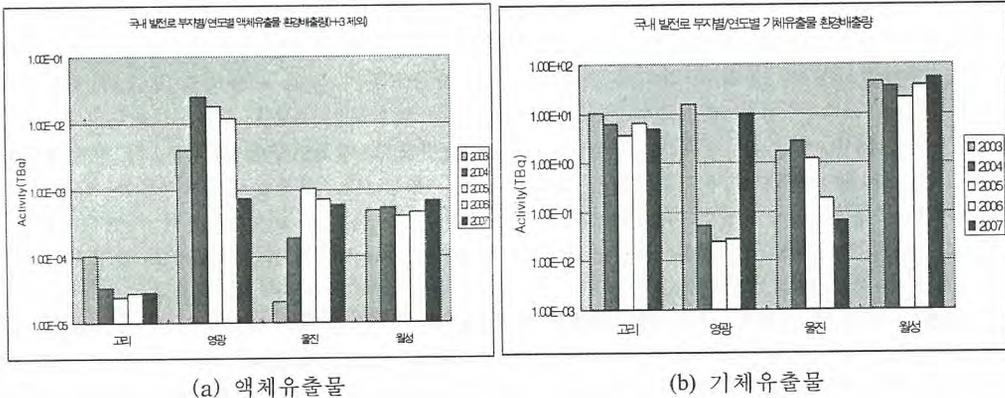


그림1. 국내 발전로 부지별/연도별 방사성유출물 환경배출량(삼중수소 제외)

3. 결론

최근 5년간 국내 원전의 액체 및 기체상 방사성물질 환경배출량 자료를 수집하여 연도별 변화 추이와 배출현황에 관한 주요 원인 및 특징을 분석하였다. 그 결과, 영광원전에서는 액체유출물 처리설비의 전처리설비개선을 통해 환경으로 배출되는 유출물의 방사능 농도가 저감화 하고 있는 것으로 확인되었으며, 울진에서도 유사한 방법으로 액체폐기물처리설비 개선이 진행 중에 있는 것으로 파악되었다. 기체유출물 배출에 있어서 월성원전에서는 전반적으로 높은 수치를 나타내고 있으나 향후 TRF 가동에 의해 유출물의 방사능을 저감화 할 수 있을 것으로 판단된다. 영광원전에서의 기체유출물 환경배출량 증가원인을 파악한 결과 영광5호기의 핵연료손상이 기인 한 것으로 확인되었다. 이 이외에도 동 기간 중 유의할 만한 수준의 방사선학적 영향을 유발한 사고 및 사건·고장 현황을 분석한 결과, 전체적인 유출경향과는 직접적인 관계가 없음을 확인하였다. 원전에서 환경으로 배출되는 방사성유출물의 감시와 관리에 대한 국민의 관심이 지속적으로 증대되는 현 시점에서, 원전의 유출물에 대한 분석결과가 향후 원자력시설의 운영 및 유출물 관리에 도움될 것으로 기대하며, 원전에 대한 국민의 불안감을 불식시키고 원전의 유출물 관리에 대한 대국민의 신뢰도 향상에 기여할 수 있을 것으로 판단된다.

표면오염감시기 교정인자 산출 및 불확도 평가

이영주, 이병두, 서장수

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

ramsess55@khnp.co.kr

1. 서론

방사선 계측의 가장 큰 목적은 피폭의 저감화이다. 즉 정확한 방사능 준위를 평가하여 작업자의 안전을 도모하고 최대한의 안전장구와 쾌적한 작업환경의 유지 및 원전주변 주민들의 피폭 방지에 가장 큰 목적이 있다. 이러한 목적을 달성하기 위해서는 장비의 교정이 필수적이다.

따라서 본 논문에서는 신속한 표면오염관리를 위해 원전 현장에서 사용되고 있는 표면오염감시기를 국가측정표준과 소급성이 유지되고 있는 기준면적선원을 이용한 교정방법을 기술하였고, 교정을 실시하여 교정인자를 산출하였다. 또한 불확도를 요소를 8개로 구분하여 측정불확도를 평가하였다.

2. 교정 방법 및 결과

표면오염 측정기(표면오염감시기)는 직사각형 타입(ASP-2/HP380AB, Eberline)을 사용하였다. 기준 면적선원(CI-36, Φ 50mm)의 표면방출률값은 국가측정표준대표기관(KRISS)에서 발행한 성적서의 결과를 이용하였다. 교정 결과의 재현성을 보장하기 위해, 기준 면적선원과 표면오염감시기의 검출기의 크기와 모양에 따라 조절 가능한 기준 선원 지지대, 표면오염감시기 검출부 거치대와 선원과 검출부 이격거리를 측정할 수 있는 장치 등으로 구성된 교정 장치를 표준과학연구원과 공동 개발하였다. 교정 장치는 유효검출부위의 영역에서 알파 또는 베타입자를 완전하게 차단하기 위해 납으로 차폐하였다. 또한 검출부와 선원의 거리는 1/1000 mm까지 측정할 수 있는 장치를 이용하여, 선원표면에서 10 mm 이격하여 측정하였다. 최초 표면오염감시기의 전원을 가하여 최소 10분간의 기기 안정화 시간을 가진 후 배경 계수율(BKG)을 측정 후 기준면적선원을 장착하고 계수율을 측정하였다.

교정인자는 참값을 구하기 위하여 기기 지시값을 보정해주는 인자로서 식(1)을 이용하여 구하였다. 여기서 검출기 유효면적 보정인자(A_D/A_S)는 기준 면적선원의 면적(19.23cm^2)보다 검출기의 유효표면적(100cm^2)이 훨씬 크기 때문에 1을 적용하였다.

$$N_r = \frac{S_E \cdot A_D \cdot k_t \cdot k_h \cdot k_i \cdot k_r}{M \cdot A_s} \quad (1)$$

S_E : 기준 면적선원의 표면방출률

A_D : 검출기 유효면적

A_S : 기준 면적선원의 면적

M : 기기 지시값

k_t : 기준 면적선원의 방사능붕괴 보정인자

k_h : 기준 면적선원의 균질도 보정인자

k_i : 기기의 선형성 보정인자

k_r : 기기와 선원과의 거리보정인자

기기보정인자(N_I)는 표면오염감시기를 사용하여 표면오염도를 결정하고자 할 때 측정값에 곱해주는 인자로 식(2)을 이용하여 구하였다. 기기보정인자(N_I)의 단위는 단위면적당 방사능(Bq/cm^2)으로 실제 발전소 현장에서는 매우 다양한 소스가 있기 때문에 단지 참고사항으로만 사용할 수 있다.

$$N_I = \frac{N_r}{A_D \cdot \epsilon_s} \quad (2)$$

N_r : 교정인자

A_D : 검출기 유효면적

ϵ_s : 기준 면적선원의 효율

그 결과 교정인자(N_r)는 2.56, 기기 보정인자(N_I)는 $0.04 \text{ Bq} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}$ 로 나타났다. 그 밖에 표면오염감시기의 선형성 확인을 위해 동일 핵종의 표면방출률이 대략 1, 5, 10배인 것을 사용하여 동일한 방법으로 계수율을 측정하였다. 선원의 기준 표면방출률과 측정한 계수율과의 선형성을 확인한 결과 선형성($R^2=0.996$)이 매우 양호하였으며, 각 선원의 기기효율을 계산하여 선형성보정인

자에 대한 불확도를 추정하였다.

3. 측정불확도 평가

불확도 평가를 위한 측정의 수학적 모델은 식(1)과 같고, 불확도 요소를 총 8가지로 구분하여 각각의 산출근거를 바탕으로 불확도를 평가하여 아래의 불확도 총괄표에 나타내었다.

량(X_i)	추정값 x_i	상대표준불확도(%) $u(x_i)$	확률분포	감도계수 c_i	기여량(%) $u_i(y)$	자유도 ν_i	불확도 계산근거
S_E	$591 s^{-1}$	1	정규	1	1	∞	기준선원 성적서의 확장 불확도
A_D	$100 cm^2$	0.84	직사각형	1	0.84	∞	검출기 유효길이
A_S	$19.63 cm^2$	1.15	직사각형	1	1.15	∞	기준선원 유효직경
M	$231.24 s^{-1}$	0.69	t	1	0.69	9	기저방사선 및 전계수율
k_t	1	0	정규	1	0	∞	기준선원의 반감기(무시)
k_h	1	5.77	직사각형	1	5.77	∞	최대균질도 한도
k_l	1	1.18	정규	1	1.18	2	세 가지 선원의 기기효율
k_r	1	0.29	직사각형	0.25	0.073	∞	거리변화에 따른 반응도 변화율 추정값과 교정 경험

표 측정불확도 총괄표

불확도 전과 법칙에 따라 합성표준불확도는 식(3)을 따르며, 그 계산 결과는 6.18 %가 된다.

$$u_c(N_r) = \sqrt{u^2(S_E) + u^2(A_D) + u^2(A_S) + u^2(M) + u^2(k_t) + u^2(k_h) + u^2(k_l) + u^2(k_r)} \quad (3)$$

유효자유도는 식(4)에 의해 구한결과 1,478이 된다.

$$\nu_{eff} = \frac{u_c^4(y)}{\sum_{i=1}^n \frac{[c_i \cdot u(x_i)]^4}{\nu_i}} \quad (4)$$

- n : 표준불확도 인자의 개수
- u_i : i 인자의 표준불확도
- ν_i : i 인자의 자유도

확장 불확도는 유효자유도(1,478)가 충분히 크기 때문에 신뢰수준 약 95 %에서 포함인자 $k=2$ 를 적용하면 식(5)에 의해서 12 %가 된다.

$$U(N_r) = k \times u_c(N_r) = 2 \times 6.18 \% = 12 \% \text{ (신뢰수준 약 95 \%, } k = 2) \quad (5)$$

4. 결론

이상으로 직사각형 타입의 표면오염감시기의 교정방법과 그 측정불확도를 평가하였다. 그리고 표면오염감시기의 선형성을 확인 결과 R^2 값이 0.996으로 거의 1에 가까운 직선성을 보였으며, 측정불확도에 가장 큰 기여를 하고 있는 성분은 기준 면적선원의 균질도 보정인자(k_h)로 본 교정에서는 기준 면적선원의 비균질도가 알려져 있지 않은 선원으로 교정을 실시하였다. 따라서 비균질도에 대하여 교정을 실시하면 확장불확도를 최대 7 %이하로 낮출 수 있다. 또한 불확도를 더욱 낮추기 위해서는 비균질도가 낮은 기준면적선원을 사용해서 교정을 해야 한다.

참고문헌

- (1) 알파 및 베타 표면오염감시기의 표준교정절차(KASTO 04-26-4020-328, 2004. 02. 25)
- (2) 직사각형 타입의 표면오염감시기 교정 및 불확도 평가방법(이병두, 대한방사선방어학회 춘계학술 발표회 논문요약집, 2008)

CANDU형 원자로 압력관의 Scrape 시편에 대한 방사능 및 운반조건 평가

주광태, 유보중, 김서열, 박영환

고려공업검사(주), 서울특별시 용산구 서계동 224-21
gtjoo@chol.com

1. 서론

월성원자력발전소는 CANDU6형 원자력발전소로서 수평으로 놓여진 원통형 원자로(Calandria)에 380개의 핵연료 채널 집합체가 가로로 설치되어 있다. 핵연료집합체는 압력관, 원자로관, 엔드피팅 등으로 구성되어 있으며 압력관은 기능상 경수로 발전소의 Reactor Vessel에 해당하는 매우 중요한 부품으로 수명기간동안 안전성 확보 및 유지를 위하여 엔드피팅과의 확관시 예상되는 잔류응력에 의한 영향 등의 평가를 정기적으로 실시한다. 압력관(Pressure Tube)의 재질은 Cold Worked Zr 및 2.5 wt% Nb 으로 이루어져 있으며 노심 내에서 핵연료를 지지하고 냉각재 유량의 제어 및 냉각재의 압력경계를 유지하는 역할을 담당하므로 정기적인 체적검사는 물론 정기적인 재질분석을 통하여 재질의 건전성 여부를 평가하고 있다. 검사방법은 정기적인 검사주기에 따라 결함유무 확인을 위한 탐상검사, 치수검사, 압력관과 원자로관 간격 측정 등의 체적검사와 가동중 중수소 증가량 및 증가율 확인을 목적으로 수행하는 재질분석으로 크게 구분할 수 있다.

본고에서는 압력관 재질분석에 사용되는 고방사능 Scrape 시편에 대한 방사능 평가 및 방사성물질 운반물등급 평가를 목적으로 AECL의 압력관 방사능 분석자료를 이용하여 교육과학기술부 고시 제2007-22호 “방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정”에서 규정하고 있는 운반물 등급을 만족하기 위한 방사능량 및 방사선량률 조건의 예를 제시하고자 한다.

2. 본론

압력관 재질분석을 위한 시료채취는 정기적으로 수행하는 체적검사 후 Scrape Sampling Tool을 이용하며 고방사선 물질인 관계로 작업자의 외부피폭을 최소화하기 위하여 압력관으로부터 시료채취 즉시 Shield Flask 내에 삽입하게 되므로 시설 내에서 효과적이고 적절한 방사능 측정이 용이하지 못한 상황이다. 따라서 Shield Flask 내에 보관되지 않은 상태에서의 방사능 평가는 곤란하여 Shield Flask 내에 보관된 상태로 방사능 평가를 수행하나 MCA 등 핵종분석장비의 이용범위는 Geometry의 불일치는 물론 고방사능에 의한 불감시간의 증가로 대표적인 주요핵종의 분율 확인 정도로 제한된다.

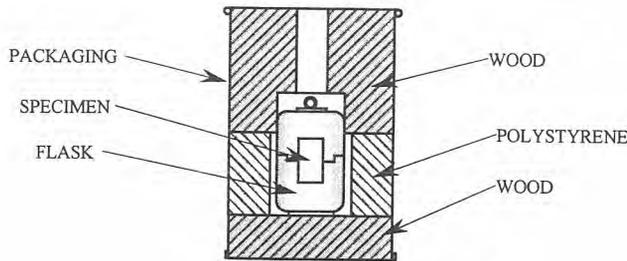


Fig. 1 Type 'A' 운반용기의 예

현장에서는 압력관 Scrape 시료에 대한 주요핵종의 방출분율과 방사선량 측정값을 근거로 간접 계산에 의한 방사능량 및 운반물등급을 평가하고 있으므로 월성1호기에서 시행된 SFCR 수행 및 이와 관련하여 이후 AECL에서 제시한 압력관 방사능 평가자료를 이용하여 평가결과를 비교하고자 한다. 압력관 시료채취는 계획예방정비기간중 이루어지며 일반적으로 원자로 정지 후 30일 이내에 정비가 종료되고 압력관 시료의 채취는 정비기간 중반에 이루어지므로 아래 표에서 제시한 압력관 1개월 냉각 후 핵종별 방사능 분율의 활용은 시료의 방사선(능) 측정 시점을 감안할 때 적절한 것으로 판단된다.

특정 방사성핵종의 수량에 대한 조사선량률을 정의할 때 일반적으로 Γ -factor를 사용하여 단위 거리에서의 방사선량률로 정의하며 이의 계산식은 다음과 같다.

$$\dot{X} = \frac{\Gamma S}{d^2} \text{ 또는 } S = \frac{d^2 \dot{X}}{\Gamma}, \text{ 여기서 } \dot{X} : \text{조사선량률, } \Gamma : \Gamma\text{-factor, } d : \text{거리, } S : \text{방사능} \dots\dots (1)$$

상기식은 다양한 핵종이 존재할 경우 다음과 같이 표현할 수 있다.

$$S_{\text{total}} = d^2 \dot{X} \sum_{i=1}^n \left(\frac{f_i}{\Gamma_i} \right), \text{ 여기서 } f_i : \text{핵종 } i \text{의 방사능 분율} \dots\dots\dots (2)$$

표 1. CANDU형 원자로 압력관의 1개월 냉각 후 핵종특성

Species	Activity(Ci/kg)	Half Life(days)	Activity %	etc.
Nb-95	285	44.98	50.353	※ Refer to AECL Data
Zr-95	235	64.03	41.519	
Hf-179m	21	25.10	3.710	
Hf-181	12	42.40	2.120	
Cr-51	5	27.70	0.883	
Co-60	4	1,924.28	0.708	
Ta-182	3	114.50	0.530	
Hf-175	1	70.10	0.177	

표 2. 압력관 핵종별 Γ -factor 및 A_2 value

Species	Nb-95	Z-95	Hf-179m	Hf-181	Cr-51	Co-60	Ta-182	Hf-175
Γ -factor ($R \cdot m^2 \cdot h^{-1} \cdot Ci^{-1}$)	0.43	0.42	0.50	0.31	0.018	1.30	0.68	0.21
A_2 value (TBq)	1E+00	8E-01	1E-01*	5E-01	3E+01	4E-01	5E-01	3E+00

* : 교육과학기술부 고시 제2007-22호 “별표1. 기본방사선핵종에 대한 A_1 및 A_2 값”이 존재하지 않는 관계로 보수적 판단을 위하여 별표2의 베타·감마 방출핵종 존재에 대한 A_2 값 적용.

따라서 표1의 자료를 상기 식(2)에 적용하고 정리하면 압력관 시료의 총방사능량은 다음과 같다.

$$S_{\text{total}} = 2.814 d^2 \dot{X} (Ci) \dots\dots\dots (3)$$

또한 A형 운반용기로 운송 가능한 운반물의 방사능량 평가는 다음과 같이 정리할 수 있다.

$$d^2 \dot{X} \sum_{i=1}^n \left(\frac{f_i}{\Gamma_i} \right) \sum_{i=1}^n \left(\frac{f_i}{A_i} \right) < 1, \text{ 여기서 } A_i : \text{핵종 } i \text{의 } A \text{값} \dots\dots\dots (4)$$

식(4)를 표1 및 표2의 자료를 이용하여 정리하고 1 m 거리에서의 방사선량률로 표현하면

$$0.1526 d^2 \dot{X} < 1 \dots\dots\dots (5)$$

$$\dot{X} < 6.554 (R/hr) \dots\dots\dots (6)$$

즉, 상기자료에 근거하여 A형 운반용기에 의한 운송조건 최대값은 1 m 거리에서 6.5 R/hr 이다.

3. 결 론

상기 산출식을 총방사능량과 A값에 대한 운반물등급 판정기준에 대하여 현장 측정값과 비교한 결과, 상기 식(4)에 의한 값이 현장 평가값 대비 1.2~1.3배로 보수적으로 평가되었으며 압력관 Scrape 시료에 대한 식(4)의 좌변값이 0.05 이하 수준으로 A형 운반용기로의 운반에 적합한 것으로 평가되었다.

참고문헌

- [1] IAEA Safety Standards Series No.TS-R-1 Safety Requirements “Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material”(2003).
- [2] 교육과학기술부 고시 제2007-22호 “방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정”.
- [3] David R. Lide et al., Handbook of Chemistry and Physics, 85th edition, pp. 11-50~201, CRC Press(2004)

폐기 방사선원의 식별관리 및 피폭저감을 위한 보관폐기함의 연구개발

최진호

고려검사주식회사, 부산광역시 사상구 패법동 584-5

kic@koreandi.co.kr

1. 서론

최근 IT,NT,BT등의 신기술과 더불어 의료,산업,학술연구 등의 각분야 에서 방사성동위원소를 이용한 RT산업이크게 증가하였고, 이와함께 사용후 세기가 약해진 폐기선원에 대한 안전한 관리방안이 주요 관심사안 으로부터오고있다. 특히 비파괴검사기관의 경우 각종 압력용기류 및 철골구조,원자력,화력발전소 등과 관련된 구조물용접부 방사선투과 검사를 위하여 사용된 밀봉 방사성동위원소(Ir-192)를 방사능이 감쇠되어 사용하고자 하는 목적보다 강도가 약해질경우 방사성 동위원소를 폐기함에 저장하여 폐기하고 있고.정부에서는 폐기된 방사성 동위원소의 안전한 관리를 위하여 구입후 5년이 넘지 아니하는 범위내에서 한국원자력발전기술원에 위탁하여 폐기하거나 제조사로 반송하도록 지침하고 있다. 최종적으로 위탁폐기전까지 비파괴검사기관이 각사업소의 방사성 동위원소 저장실내 보관폐기함에 임시로 보관해두는 밀봉선원(Ir-192)의 수량은 사업체의 방사선이용 규모에 따라 연간 약 십여개 에서 백여개에 이르고있는 실정이다. 지금까지 기존의 보관폐기함은 폐기선원을 보관하고 있는 상태에서 폐기함에 새로운 폐기선원을 넣거나, 또는 폐기선원의 보관 상태를 확인하기 위해서는 반드시 폐기함 뚜껑을 개봉하고 작업을 하여야 하므로, 폐기 작업 혹은 선원확인 작업시 작업자에게는 많은 피폭이 발생 되는 문제점이 있었고. 따라서 본 보관폐기함의 연구개발은 첫째 방사선원 폐기 작업시 발생되는 방사선피폭을 저감시키고 둘째 상시적으로 선원의 고유번호 식별이 가능하게 하여 폐기선원의 도난과 분실을 방지하는데 주요목적을 두었다.

2. Ir-192 선원 식별보관폐기함의 구조, 기능 및 예상 방사선량률

Ir-192 선원 식별보관 폐기함은 방사성 동위원소를 폐기하거나 수량을 확인할때 기존의 폐기함 처럼 상부뚜껑을 완전히 개봉 시키는것이 아니라, 폐기되어있던 방사선원이 안전하게 차폐된 상태에서 새로운 폐기선원을 추가로 보관폐기하거나, 선원의 수량 및 상태를 점검할수 있는 장점이 있다. 방사선원 식별보관 폐기함의 구조는(그림3.참조) 원주형 폐기함의 상부에 원주상을 따라 하방으로 굴절된 방사선원 삽입구가 다수개 형성되어있고, 본체의 상부는 철제 커버가 씌워져 있고,폐기함의 본체는 외부케이스와 철제내부케이스의 사이가 납등 방사선차폐물질로 충전되어 방사

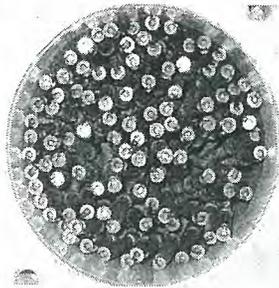


그림1.기존폐기함
뚜껑개방방시선원노출

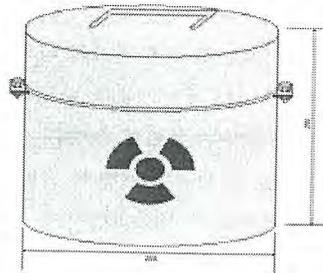
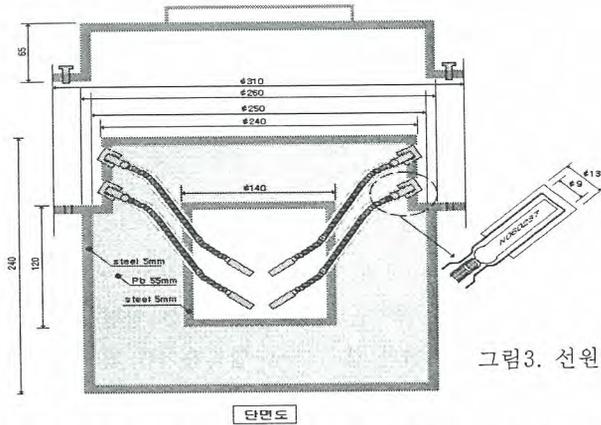


그림2. 기존폐기함 입체도



폐기함체적 : $\Phi 260 \times$ 높이 250 mm
 무게 : 114 kg 재질 : Pb, Fe

그림3. 선원식별보관폐기함

선이 차폐되도록 하였고 폐기 방사선원은 고유인식번호가 외부로 향하게 삽입저장되어 있어, 이미 폐기된 방사선원이 보관되어있는 상태에서도 피폭없이 안전하게 고유인식번호를 점검할수 있는 구조이다. 하나의 폐기함에 보관할수 있는 폐기선원의 갯수는 최대 56개이며 세기가 0.37 TBq인 Ir-192선원을 매일 5개씩 폐기하여 저장한다고 가정할 경우 최초폐기후 3년간 예상되어지는 방사선량은 아래 표1.과같다

표1. 식별보관폐기함 예상방사선량률

폐기회차	폐기수(개)	누적방사능(TBq)	경과월	예상선량률(mSv/hr)	
				표면(0.1m)	공간(0.5m)
1	5	1.85	0	10.88	0.98
2	5	3.22	1	19.07	1.70
3	5	4.29	2	25.21	2.27
4	5	5.07	3	29.82	2.68
5	5	5.70	4	33.53	3.01
6	5	6.14	5	36.09	3.25
7	5	6.48	6	38.08	3.42
8	5	6.73	7	39.55	3.56
9	5	6.92	8	40.64	3.66
10	5	7.07	9	41.53	3.74
11	5	7.18	10	42.17	3.79
.
N/A	N/A	0.13	24	0.78	0.07
N/A	N/A	0.0007	36	0.03	0.0023

Ir-192 : T1/2 (74day) 반가층 (Pb: 6mm, Fe: 13mm) 조사선량률상수 (0.48 m².R / Ci.hr)

3.결론

비파괴검사기관에서 Ir-192 선원을 자체 보관할수있는기한이 《과기부방사선안전과 -1805(07.06.01)》 지침에 의해 3년에서 5년으로 연장됨에따라 위탁폐기의 대상이었던 폐기선원을 저장실에서 충분히 감쇠시킨후 위탁폐기가 이루어지므로 위탁시 선원수량확인 과정과 위탁기관까지 운반하는 과정에서 수반되는 종사자들의 방사선피폭량이 대폭감소할것으로 기대되어 진다. 반면에 각기관에서 장기간 보관해야하는 선원의 수량은 상대적으로 증가하므로 상시적으로 보관선원의 번호 확인 및 수량확인 과같은 보다 적극적 개념의 선원관리 방법이 요구되어진다.본 연구도 이같은 문제를 해결할수 있는 방안을 찾기위하여 시작되었다가 목적에 부합하는 새로운 선원식별보관폐기함을 연구 개발하게 되었다. 앞으로도 보다 향상된 폐기방사선원 관리를 위해 폐기시스템 및 장비개발에 보다 많은 연구와 노력을 기울여야 할것이다.

조사 핵연료 및 캡슐의 반입에 따른 조사제시험시설 수조의 방사능오염 현황고찰

송웅섭, 김도식, 주용선, 안상복, 류우석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
nussong@kaeri.re.kr

1. 서론

조사제시험시설에는 수송용기(Cask)로 운반된 조사시료를 핫셀 내로 반출입하기 위한 중형의 수조가 설치되어 있다. 수조의 주요 사양은 수조벽 두께 1.6 m, 가로 3 m, 세로 6 m, 깊이 10 m 이며, 주변에는 수조물을 정화하기 위한 정화장치를 별도로 설치하여 운영하고 있다. 수조 주변에서 시료의 반출입 작업동안에 작업자들의 방사선 피폭을 방지하기 위하여 수조 내에 잔존하는 방사성물질에 의한 주변의 방사능 준위는 원자력법령에서 요구하는 규정치 이하로 유지되도록 관리하여야 한다. 따라서 본 논문에서는 조사제시험시설의 수조물의 방사능 준위를 규정치 이하로 유지하기 위하여, 시료의 반출입 작업 후에 수조물 정화장치의 운전에 따른 수조물의 방사능오염도의 변화 및 수질변화 현황을 고찰하였다.

2. 수조수 정화장치의 개요

수조수 정화장치는 수조 상단의 측면벽을 관통하여 설치한 구경 4인치의 흡입파이프를 통하여 수조물을 흡입하여 정화장치를 통과하면서 물을 정화하고, 배출파이프를 통하여 수조로 돌려보내지는 계통으로 구성되어 있다. 정화장치의 주요 개요 및 운전방법은 다음과 같다.

가. 수조수 정화장치 개요

- 1) 정화필터: 수조수 내에 부유하는 이물질을 제거하기 위하여 필터하우징속에 5 μm 여과능력을 갖는 4중의 필터 엘리먼트를 1차로 통과한후에 정화능력 1 μm 의 2차필터를 통과토록 구성되어 있다.
- 2) 이온교환기 및 레진카트리지: 순수 속에 이온상태로 녹아있는 방사성 물질을 제거하기 위한 장비로 내부에 레진이 장착되어 있다.

나. 정화장치 운전방법

- 1) 이온교환장치를 우회한 1, 2차 정화필터 통과 운전
정상상태에서 수조수를 정화하는 방법으로 레진 카트리지를 우회하여 단순히 1, 2차 필터만을 통과시켜 부유물만을 제거하는 정화방법이다.
- 2) 이온교환장치 통과 운전
수조수에 방사성물질이 검출되고 오염되어 있다고 판단 되었을때는 우회통과 대신에, 레진을 통과하는 운전을 실시한다. 레진을 통과하는 동안에 수조수속에 잔존하는 이온화된 방사성물질을 정화한다. 현재 운전 중인 레진은 혼합이온교환형(mixed ion exchange)으로 알카리(pH 7-14, 염기(-))와 산(pH 1-7, 산기(+))을 모두 포함하는 레진으로 이온화 되어있는 모든 물질을 함께 정화할 수 있는 특징이 있다.

3. 수조수 분석방법

시험방법은 감마선분광계측기를 이용하여 국제적인 시험기준인 ISO-10703 (1997), ISO-9696(1992), ISO-9697 (1992), ASTM D-1293 (2005), ASTM D-1125 (2005)에 의거하여 실시하였다.

4. 분석결과 고찰

2007년 1월부터 2008년 8월까지 20개월 동안에 수조 내에서 실시한 방사성물질의 반출입 현황은 표 1에 나타낸 바와 같이 총 5회 실시하였다. 이 기간 동안에 수조수의 방사선량 및 수질특성의 변화양상은 그림 1, 2와 같이 나타났다. 그림 1에서 Co-60 및 Cs-137의 분포도를 보면 2007년 1월 및 6월에 최대치가 나타났다. 그러나 당시에 방사성물질의 반출입 작업이 이루어 지지 않은 점을 고려할

때 최대치를 나타내는 원인은 불분명한 상황이며, 수질특성치인 탁도는 방사성물질의 반출입 시기와 관련없이 비교적 일정한 값을 유지하였다. 전기전도도는 2007년 4월과 10월에 최대값을 나타냈으며 pH값의 변화를 고찰해보면 수조수는 점차 산성화되는 현상이 나타났다. 전체적으로 수질오염원은 Particle이라기 보다는 iodine의 영향으로 보인다.

표 1. 조사제 및 연료의 반출입 시료별 오염도 현황

반입일자	반입시료 종류	오염도(Bq/mL)		방사선량률 (Bq/mL±2σ)		탁도 (NTU)	전도도 (μg/cm)	pH
		α-Corrected	β-Corrected	Co-60	Cs-134			
'07. 7. 9	하나로 Lead bundle 반입							
7. 11	Hite 핵연료 반입	4.0E-2	6.0E-2	5.3E-4	1.22E-3	<0.5	4.9	6.3
9. 11	COMO-3 핵연료 반입	4.0E-2	6.00E-2	2.18E-3	1.71E-3	<0.5	12.9	6.3
'08. 5.23	07M-21K 재료캡슐 반입	4.0E-2	6.0E-2	1.22E-3	6.17E-4	<0.5	1.6	6.6
6. 16	07M-13N 재료캡슐 반입	4.0E-2	6.0E-2	1.22E-3	6.65E-4	<0.5	7	6.9

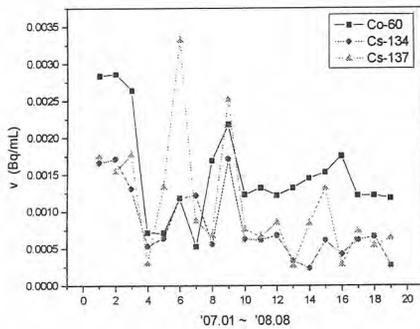


그림 1. 방출체 오염도 현황

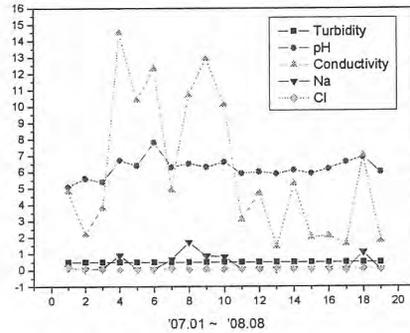


그림 2. 풀물 수질의 오염도 현황

5. 결 론

20개월에 걸친 조사제시험시설 수조수의 방사능 오염도 및 수질의 측정결과 허용치 이상의 오염은 발생하지 않았으며, 자연방사선 수준으로 수질의 상태는 매우 양호한 수준으로 나타났다. 가끔 이상 피크를 나타난 경우도 있지만 대체적으로 필터를 교체하고 레진통과 운전을 실시함에 따라 방사능, 전도도 및 pH의 수치는 양호한 상태로 회복되었다. 한편 탁도는 필터만을 통과하는 운전 만으로도 양호한 수준을 얻을 수 있었다. 경미한 방사능물질의 오염이 발생 시에는 약 1주일 정도의 레진통과 운전을 거친후 1차 필터 및 2차 필터만을 통과하는 운전 만으로도 오염원의 제거가 가능하였다. 따라서 필터를 자주 교체하고(약 4kg/cm² 가 되면) 하루 최소 8시간 이상의 운전을 지속적으로 실시하면 양호한 수조수 상태의 유지가 가능하다.

6. Reference

1. "PWPS(수조수 정화장치)" EMR.
2. "하나로 안전성 분석 보고서" 조사제시험시설 부분(SAR)
3. "방사능계측분석 절차서 RWA-16(2)-감마선분광계측기 계측"
4. "조사제시험시설 운전절차서" 한국원자력연구소, 1997.

방사성폐기물의 규제해제 심사시 C-14 제한 농도 적용 방안

송민철, 전제근, 정승영, 김완태

한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19번지

mcsong@kins.re.kr

1. 개요

경주 처분시설의 건설/운영허가가 승인되어, 본격적인 구조물 공사가 진행중에 있다. 상용 운영 될 경우, 방사성폐기물 발생자는 관련 요건을 맞추어 중저준위 방사성폐기물 처분시설로 인도하게 되는데 이에 소요되는 비용이 상당할 것으로 예상된다. 방사성폐기물에는 폐필터, 폐수지 등 상대적으로 높은 방사능 준위를 가진 폐기물도 있지만, 거의 오염되지 않거나 극히 미약하게 오염된 폐기물도 상당수에 이른다. 이러한 폐기물의 경우 교과부고시 2008-64호(방사성폐기물의 자체처분에 관한 규정)에 의해 자체처분, 즉 규제대상에서 해제시킬 수 있다. 방사성폐기물 발생자가 이를 적절히 활용할 경우 폐기물 발생의 최적화, 경제적 효과 등의 이득이 있어 수년전부터 자체처분 신청이 증가추세에 있다. 그러나, C-14이 포함된 자체처분 대상 폐기물일 경우 당 핵종의 제한농도가 국내관련 법령과 IAEA 기준이 일부 상이하어 이에 대한 규제방안에 대해 고찰하였다.

2. 자체처분 요건 및 분석

교과부고시 2008-64호는 원자력법 시행령 제228조의 2와 원자력법 시행규칙 제86조 및 제87조 제3항의 규정에 의한 방사성폐기물의 처분제한치와 처분제한치 미만의 방사성폐기물의 자체처분절차, 방법, 기타 필요한 사항에 관하여 규정하고 있다. 본 고시는 허용기준 및 핵종별 농도, 규정준수 및 표지제거, 행위제한, 분리저장 및 혼입방지, 자체처분 절차서, 첨부서류에 대한 규정이 기술되어 있다. 원칙적으로 자체처분 대상이 되는 폐기물은 고체폐기물이며, 일반 환경으로 직접적으로 배출하지 못하여 처리(소각 등)를 요하는 유기폐액 또는 폐유에 한하여 자체처분이 허용되고 있다. 일반적인 기체, 액체폐기물의 경우 배출관리기준을 만족하면서 허가배출(Authorized Release)하는 것이지 자체처분의 범위에 포함되지 않는다.

다수의 심사경험으로 볼 때, 위 규정중 가장 논란이 많은 부분이 제3조 허용기준 및 핵종별 농도이다. 동 고시 별표1에 30개 핵종 및 반감기 100일 이하 핵종에 대해 그램당 100 Bq로 제한농도가 규정되어 있으며, 기타 핵종에 대해서는 선량평가를 통해 개인에 대한 연간 피폭방사선량이 10 uSv 미만이고 집단에 대한 중 피폭방사선량이 1 man-Sv미만이 입증되는 농도라 규정하고 있다. 이는 규제해제(처음에는 규제대상에 포함되었다가 규제로부터 해제, Clearance)를 위한 선량제한뿐만 아니라 규제면제(처음부터 규제대상에서 면제, Exemption)에도 동일하게 적용되는 선량제한 기준이다. 원자력발전소 및 핵주기시설에서 발생된 방사성폐기물의 경우 대부분 기타 핵종이 포함되어 있어 선량평가를 통해 피폭제한치를 이하임을 입증하고 있다. 반면, 단일핵종 또는 소수의 명확한 핵종을 사용하는 RI 이용업체에서 발생하는 방사성폐기물의 경우(대체로 수십kg 이하의 소량임) 제한농도 이내임을 보임으로써 자체처분을 수행하고 있다.

자체처분 신청에 대해 심사를 수행하고 있는 원자력안전기술원(KINS)에서는 교과부고시 제 2008-64호 뿐만 아니라 2004년 8월 IAEA에서 발간된 RS-G-1.7을 참조하고 있다. 교과부고시 2008-64호의 경우 30개 핵종 및 단반감기 핵종에 대한 농도가 제시되어 있으나, 제시된 핵종의 일부는 거의 사용되지 않은 핵종도 있으며, 원전 및 핵주기시설에서 발생하는 방사성핵종에 대한 고려가 미흡하다. 또한, ICRP에서 제시하는 각 핵종의 위해도(또는 선량환산인자)가 상당히 바뀌었지만 이에 대해 반영 되지 않았으며, 규제해제 대상 폐기물의 양에 대한 기술이 되어 있지 않으나, 통상 소량(수십kg)에 적용하고 있다. IAEA RS-G-1.7은 대량(bulk amount, 통상 1톤 이상 1000톤 미만) 폐기물을 규제해제하거나 양을 고려하지 않은 규제면제 준위를 각 핵종별(263개 핵종)로 제시하고 있다. 원전 및 핵주기시설에서 신청하는 자체처분 물량(회당)은 보통 수톤~수십톤 수준이므로 IAEA 기준을 적용하는데 큰 문제는 없는 것으로 판단한다. 일반적으로 규제면제 준위의 경우 통상적으로 양에 대한 제한을 두기 때문에 농도에 대한 면제준위는 해제준위보다 같거나 높다.

3. C-14 핵종의 제한 농도 적용 방안

교과부 고시 2008-64호에 제한농도를 제시한 방사성핵종 중 원전 및 핵주기 발생폐기물과 RI

이용시설 발생폐기물에 공통적으로 검출될 가능성이 있는 핵종은 H-3와 C-14이다. 두 핵종 모두 장반감기(H-3:12.3년, C-14:5730년) 핵종이므로 자체처분을 위해 일시 저장하는 것은 매우 어렵거나 불가능하다. H-3와 C-14의 국내 법령에 제시된 면제/해제준위 및 IAEA에서 제시한 각각의 준위를 아래표에 정리하였다.

방사성핵종 (단위: Bq/g)	규제해제 농도		규제면제 농도		
	교과부고시	IAEA	교과부고시	IAEA	IAEA
	2008-64호	RS-G-1.7	2008-31호*	BSS 115*	RS-G-1.7**
H-3	100	100	1,000,000	1,000,000	100
C-14	100	1	10,000	10,000	1

* : 사용량에 대한 제한(moderate amount or quantity)이 있음, ** : 대량에 대한 규제면제 농도

위 표에서 보듯이 H-3 규제해제 농도의 경우 두 규정에서 모두 100 Bq/g을 제한농도로 설정하고 있으나, C-14의 경우 국내고시에서는 100 Bq/g, IAEA RS-G-1.7은 1 Bq/g으로 100배 차이를 보이고 있다. 이로 인해 자체처분 신청자와 심사자 사이에 혼선이 있을 수 있고, 규제의 일관성에 있어 논란이 발생할 소지가 있다. 고시 2008-64에 제시된 제한농도의 경우 1994년에 제정된 것으로 국내 관련 법령에서 ICRP 60을 도입하기 전에 작성된 것으로 판단된다. ICRP의 C-14 선량환산 인자도 ICRP 30과 61과 비교해보면(CO₂ 흡입 기준) 약 3배 정도 높아졌다. 즉, 당 고시에는 ICRP 60에서 도입된 유효선량 및 내부피폭 선량환산인자가 고려되지 않았음을 의미한다. 위 사항을 고려하여 2002년 KINS에서 수행한 방사성폐기물 규제해제 요건개발(KINS/RR-144)의 연구에서는 C-14의 규제해제 농도를 0.1 Bq/g으로 제시한 사례도 있다.(소각 시나리오 기준) IAEA RS-G-1.7에서는 무제한적인 대량의 양(Unconditional Release for Bulk material)에 대해 규제해제 준위를 제시하고 있으므로, C-14의 규제해제 제한 농도를 과거에 비해 대폭 강화한 것으로 판단된다. 그리고, ICRP 60 도입 후 설정된 면제준위(고시 2008-31호)를 비교해볼 때, H-3와 C-14의 농도가 100배 차이임을 알 수 있다. 이는 두 핵종의 위해도 차이가 분명히 존재함을 간접적으로 알 수 있다. 자체처분의 특성상 승인받은 폐기물들은 일반 환경에서 매립, 소각 또는 재활용이 되기 때문에 방사선에 대한 민감도가 큰 국내 사정을 고려하지 않을 수 없다. 따라서, 국내 법령뿐만 아니라 IAEA 안전기준을 함께 만족하는 보수적 관점에서 적용하는 것이 적절하다. 다만, 특정 폐기물의 경우 방사선원 및 행위의 특성, 시나리오에 따른 선량평가 결과 등을 고려한 접근방법을 고려해 볼 수도 있다. 그리고, 해외요건 및 사례의 심층적 검토를 통해 국내 법령 개정작업이 필요하다.

4. 결론

기본적으로 방사성폐기물의 규제해제는 엄격한 절차와 심사과정을 통해 수행된다. C-14과 같은 핵종은 국내법령과 IAEA 기준이 상이하여 규제과정에서의 적용에 논란이 있으나, 일반환경에의 미치는 영향 및 대국민 수용성을 고려할 때 보수적 관점에서 적용하는 것이 적절하다. 그리고, 단순히 방사능 농도 비교만을 통한 규제보다는 규제해제 하고자 하는 폐기물의 양, 방사선원 및 행위의 특성, 선량평가 결과를 통한 종합적 판단에 대한 고려가 요구된다.

5. 참고문헌

- 1) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance, IAEA Safety Standards Series No. RS-G-1.7, Vienna (2004).
- 2) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, IAEA Safety Series No. 115, Vienna (1996)
- 3) KINS/RR-310, 저준위농도의 자연 및 인공방사성핵종을 함유한 대량의 물질에 대한 안전규제 방안 수립에 관한 연구 (2005)
- 4) KINS/RR-144, 방사성폐기물 규제해제 요건 개발 (2002)

모의 중 저준위 폐기물 시료 중 TIMS/IDMS의 한 극미량 Pu 동위원소 비 측정 및 정량

전영신, 김정석, 송병철, 하영경, 한선호, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150 번지
vsjeon@kaeri.re.kr

극미량 플루토늄 동위원소 비 측정 및 정량은 핵물질 계량관리 및 안전보장조치(safeguards) 차원에서 매우 중요하다. 열이온화 질량분석기를 이용한 동위원소희석법으로 극미량 플루토늄 동위원소 비 측정 및 정량 그리고 바탕 값(background) 영향을 알아보았다. 시료로 면장갑, 제염지, 비닐류 각각 2g씩을 취하여 NBL, CRM No. 122 플루토늄 1 ng과 5 ng씩을 넣고 산 처리한 후 용액화 하여 플루토늄 정량 모의 시료로 사용하였다. 시료용액을 두개로 반분하여 한쪽의 시료용액은 스파이크, Pu-242(IRMM-044), 1 ng 또는 5 ng을 넣고, 다른 한쪽 시료는 시료자체의 플루토늄을 각각 음이온교환수지(Bio-Rad AG1-X4, 100-200 mesh) 칼럼을 이용하여 분리하였으며, 분리된 플루토늄을 열이온화 질량분석기(TIMMS)를 이용하여 동위원소 비를 측정하고 이의 결과를 동위원소 희석 질량분석(IDMS) 계산식에 넣어 플루토늄 양을 계산하였다. 시료적용 질량분석에 앞서 플루토늄 표준물을 이용한 mass discrimination factor를 구하여 동위원소 비 측정값을 보정하였다. 동위원소 비 측정에서 ^{238}Pu 은 ^{238}U 로부터 오염이 크게 나타났으며 이는 사용되는 레늄필라멘트로부터 오는 우라늄 영향도 무시할 수 없음을 알 수 있었다. 5 ng-Pu 시료는 6 %, 1 ng-Pu 시료의 경우는 11 % 내에서 일치하는 결과를 보였다.

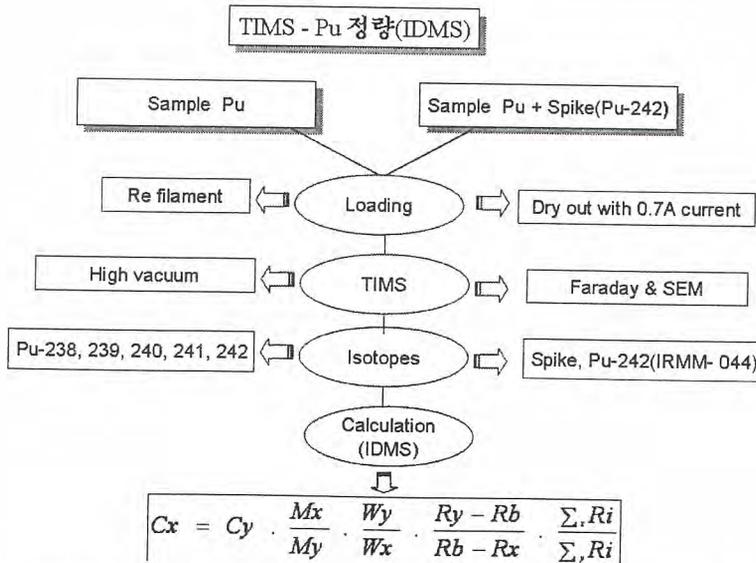


Fig. 1. Experimental schematic diagram for the Pu-determination by the TIMS/IDMS.

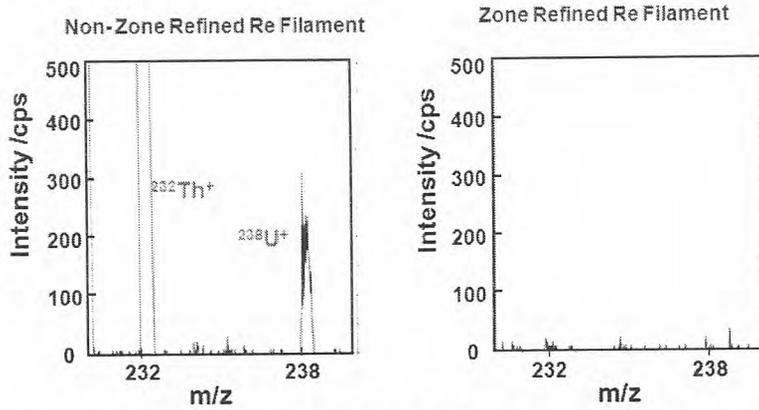


Fig. 2. Comparison non-zone refined Re-filament and zone refined Re filament for the m/z, from 232 to 238.

질량분석에 이용되는 필라멘트에는 zone refined 필라멘트와 non-zone refined 필라멘트를 사용하는데, 일반적으로 시료량이 많은 경우는 non-zone refined 필라멘트를 사용해도 큰 문제가 되지 않지만 극미량 시료를 사용하는 경우는 zone refined 필라멘트를 사용해야함은 물론 이를 별도의 고진공, 고온에서 degassing 해서 사용해야 한다.

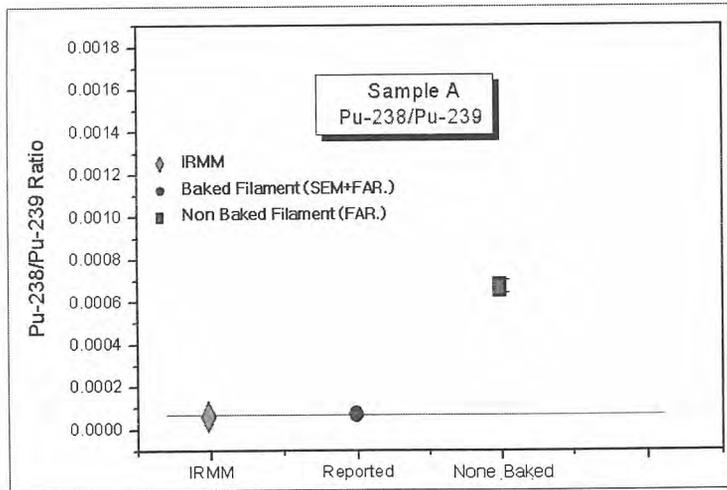


Fig. 3. An isobaric effect from U-238 in the blank Re-filament to Pu-238.

Fig. 3.에서 보는바와 같이 IRMM Pu-CRM에 대한 동위원소비 측정에서 사용하는 Re-filament를 degassing 하여 우라늄 불순물을 제거한 것 과 그렇지 않은 것에 대한 Pu-238 측정값이 차이 있음을 알 수 있었다.

RFID와 방사선 측정기를 이용한 컨버전스화된 방재시스템 개발

이경호, 최성수, 홍용호, 김종화, 문창배

(주)액트, 대전광역시 대덕구 신일동 1688-5 벤처타운 장영실관 405호

khlee@actbest.com

I. 서 론

원자력의 이용과 방사선 이용기관의 확대로 방사성물질의 사용 증가와 이로 인한 방사성 폐기물 발생량이 증가하게 되어 방사성물질 및 방사성 폐기물의 철저한 관리가 필요하게 되었다. 따라서 국민의 안전과 원자력 이용에 대한 신뢰성을 높이기 위해서는 방사성물질에 대한 국가적인 통합관리가 필요하게 되었고, 특히 원자력발전소에서 발생하는 방사성폐기물 드럼과 방사성물질의 사업소 외 운반시 방사선방호 관리 측면에서 방사성폐기물 드럼 및 운반물질의 운반사항에 대한 이력관리와 운반 중 사고를 대비한 비상 연락 및 긴급 대처 계획 등이 수립되는 종합적인 방재시스템의 구축이 필요하다. 따라서 현재 유비쿼터스 기술로 많이 이용되는 RFID 기술을 이용한 이력관리 시스템 구축과 방사성폐기물 드럼과 방사성물질의 운반시 GPS를 이용한 목표물의 현 위치 확인 및 방사선 누출량을 실시간으로 확인할 수 있는 방사선 측정 시스템을 구축하여 사고를 미연에 방지할 수 있는 컨버전스화된 종합적인 방사능 방재시스템을 개발하였다.

방재시스템의 기본적 방향은 원자력시설 등의 방호 및 방사능방재 대책법(2008.04.18)과 방사선 안전관리 등의 기술기준에 관한 규칙(2008.04.18, 교육과학기술부령 제93조)에 따른 중·저준위 방사성폐기물 또는 방사성동위원소(RI)의 운반 시 운반물의 위치와 방사선량을 실시간으로 확인하여 효율적인 방사선방호 관리 및 테러 등에 의한 도난과 사고 시 즉각적인 대응을 하는데 있다.

II. 본 론

1. 주요장치

내역	규격	단위	수량	용도
방사선측정시스템	Digital	식	4	차량부착
GIS map	map	식	1	위치확인
엔지니어링서버	server/관리	식	2	중앙통제센터
RFID tag	tag	식	1	이력관리
차량부착용 통신	차량부착(GPS)	식	1	설치용

2. RFID기술의 원자력발전소에서의 활용을 위한 기본 적용

가. 900 MHz 대역 RFID 시스템 특성 파악

900 MHz의 경우 RFID 임피던스 변화에 따른 신호전달방식의 레이다 원리를 이용하기 때문에 장거리용으로 사용이 가능하므로 900 MHz 방식이 적합

나. 900 MHz 대역에서 전자파를 최대한 차단할 수 있는 전자파흡수체 개발

개발된 전자파 흡수체는 페라이트 성분에 고무를 첨가하여 사용도 -30°C ~ 90°C에서 가능하고 900 MHz 대역에서 반사손실율이 -20 dB 이하를 충족하는 기본조건으로 개발

다. RFID 인식거리 실험

- 플라스틱 패키지 재료에 따른 인식거리

플라스틱 패키지 재료	인식거리(m)
MC 나일론	1.0
아크릴	1.2
테프론	1.3
PVC	1.3

- RFID 제품 인식거리

금속폐기물 드럼 적용 (m)	알루미늄 판넬 적용 (m)	비고
1.25	1.2	삽입재료 나일론, 전자파 흡수체(두께 5 mm)도 삽입
1.5	1.4	삽입재료 테프론, 전자파 흡수체(두께 5 mm)도 삽입
2.1	2.0	삽입재료 없음, 전자파 흡수체(두께 5 mm)만 삽입

라. 내방사선 실험

RFID 내방사선 조건은 RFID가 방사선 작업 조건에서 건전성을 유지하는가의 판단과 RFID의 사용 수명을 확인

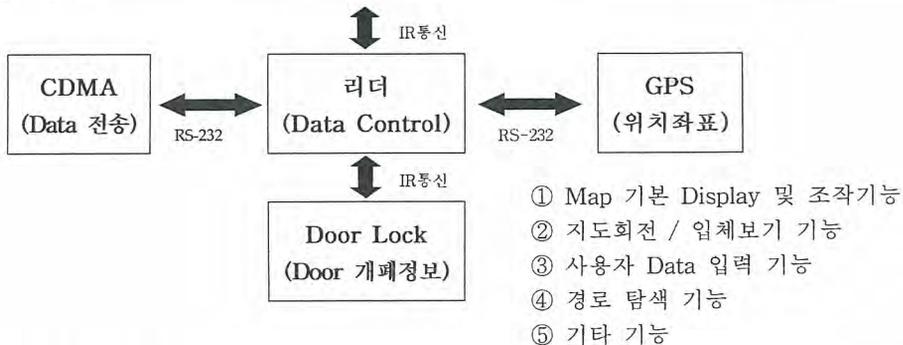
- RFID 조사시험 결과

조사시간	RFID(4개씩 시험)	100 mSv/h 기준	조사거리 (cm)
60 hr	100% 인식	2년	300
60 hr	100% 인식	2년	300
60 hr	100% 인식	20년	300
60 hr	100% 인식	20년	300
60 hr	100% 인식	20년	300
총 계 (총조사선량 5.06 x 10 ⁶ R/hr)		64년	

3. 중앙통합관리 시스템 구축

중앙통합관리 시스템은 CDMA로부터 Data전송을 RS-232를 통해 송·수신한다. 중앙통합관리 시스템 PC에는 차량위치가 지도상에 표시되고 방사선량을 측정기의 Alarm 선량이 관리되며, 운행기록과 차량 Door 개폐여부의 Data가 관리된다. 또한, 전반적으로 방사성물질의 현장확인, 반출확인, 운송확인, 인수·인도확인, 상시검사 등에 수반되는 일련의 절차를 감시·관리하는 중앙통합관리 시스템이다.

아래 그림에서 GPS(위치좌표)는 'Smartmap'에 의해 Map의 기본 정보가 Display되며 다음의 기능을 갖는다.



4. 통신 통합프로그램 개발

통신 통합프로그램은 방사성물질 운반차량에 탑재된 Reader로부터 CDMA를 통해 수신되는 차량의 고유번호, 차량위치정보, 방사선량을 측정기에서 실시간으로 Reading되는 현재 방사선량값, Door의 개폐상태 등 모든 Data를 관리하고 GIS지도 상에 차량의 이동경로를 표시하며 방사선량값의 변화와 운반차량의 방사성물질 적재함의 Door open을 관리한다. 차량별로 법적 허용 방사선량값을 지정하고 이를 초과시 main 화면상에 방사선량치 초과차량의 위치와 방사선량값을 나타내주어 방사선 누출에 대한 사고 대응 등 운반자가 관련조치를 할 수 있도록 한다.

III. 결 론

급속 부착형 RFID는 방사성 물질의 보관 드럼에 부착하여 이력관리 등에 사용이 가능하며 본 연구에서 개발된 시스템은 원자력발전소에서 발생하는 방사성폐기물 드럼 또는 방사성물질 등의 운반함을 적재한 차량에 부착하여 위치확인 등 방사성물질에 대한 통합관리 운용이 가능하다. 특히 방사선량을 동시에 계측할 수 있는 장치는 비상사고 시 사고 대응과 방사선작업종사자(운반자)의 피폭 사고를 저감할 수 있는 시스템으로 효율적인 방사선방호 관리와 사고의 사전 예방조치 차원에서 획기적이라고 할 수 있다. 또한, 원자력발전소의 안전문화 정착을 위해서는 방사성폐기물의 관리가 최우선적으로 이루어져야 하고 이를 위해 본 시스템 적용시는 방사성폐기물 관리의 투명성과 실시간 확인성을 보장 받을 수 있으므로 대국민 신뢰도가 높아짐은 물론 원자력에 대한 불신과 위기감도 배제할 수 있을 것이다.

원전 주변 주민 방사선량 평가 대상 개인 및 지점에 대한 개선방안 고찰

이갑복

한국전력공사 전력연구원, 대전광역시 유성구 문지로 65
gblee@kepri.re.kr

1. 서론

원자력발전소 주변 주민의 방사선량을 평가할 때, 각 주민의 선량을 평가하여 모든 사람이 기준 값 이내로 안전하게 보호되고 있음을 확인하는 것이 가장 이상적인 방법이겠지만, 각각의 개인에 대해 방사선량을 평가하는 데 필요한 입력자료를 생산하는 것이 매우 어렵다.

따라서 최대의 피폭을 받을 것으로 예상되는 인구집단의 구성원을 대표하는 개인을 설정하여 선량을 평가한다. 이러한 선량평가 대상 집단 또는 개인을 파악하는 방법은 각 국가별로 환경특성과 여러 여건을 고려하여 설정하고 있다. 우리나라와 미국은 “최대개인”을 설정하고 있으며, ICRP를 비롯하여 유럽연합은 “결정집단”을 고려하고 있다.

국내원전에서는 발전소 호기별로 EAB 경계상에서 주민의 거주여부와 관계없이 대기확산인자 및 지표면 침적인자가 최대가 되는 방위에서 생활습관, 호흡 및 음식물 섭취를 최대로 하는 개인이 365일 거주하면서, 그 지점에서 생산된 음식물을 섭취한다고 가정하여 선량을 평가하고 있다.

상기의 가정은 논리적으로 현실에 부합되지 않는 부분을 많이 내포하고 있다. 본 연구에서는 크게 최대피폭 지점의 선정, 피폭평가 대상 집단 또는 개인, 피폭 대상 개인의 습생특성인자 등에 대한 개선 방안을 고찰 하였다.

2. 최대피폭지점에 대한 개선방안

최대피폭 지점은 결정집단 선정과 밀접한 관련이 있지만, 현재 최대개인을 대상으로 하고 있기 때문에 최대개인이 거주 또는 일상 활동을 수행하는 장소 중 최대의 피폭을 유발할 수 있는 지점을 선정하는 방안을 검토하였다.

원전 주변에 거주하는 어떤 개인이 기체상 유출물로부터 방사선 피폭을 당할 수 있는 경로는 크게 방사능 구름 및 지표면에 침적된 방사성물질로부터의 외부피폭, 호흡, 그리고 음식물 섭취에 의한 것으로 구분할 수 있다.

방사능 구름 및 지표면 침적경로를 통한 외부피폭과 호흡에 의한 내부피폭은 평가대상 개인이 거주하는 지점에서 발생될 가능성이 많고, 섭취에 의한 피폭은 대상 음식물이 생산되는 지점을 기준으로 피폭이 일어난다. 따라서 피폭이 발생하는 지점을 기준으로 최대피폭 지점을 선정하는 것이 논리적으로 타당할 것이다.

본 연구에서는 현재 법규정 상에 제시된 제한구역경계를 부지경계의 개념으로 해석하고, 부지경계에서 상주하는 주민이 인근 최대피폭을 유발할 것으로 예상되는 경작 및 축산지에서 생산된 음식물을 섭취한다고 가정하여 최대피폭 지점을 선정하는 방안을 제시하였다. 그 개념도를 <그림 1>에 제시하였다. 즉, 방사능 구름 및 지표면 침적에 의한 외부피폭과 호흡선량에 의한 내부피폭은 부지경계에서, 섭취에 의한 내부피폭은 해당 음식물의 최인근 생산지를 기준으로 평가하는 체계를 제안한다. 부지경계를 기준으로 방사선량을 평가할 경우에 부지 총선량은 부지경계를 부지 중심점을 기준으로 16방위로 구분하고 각 방위에 대해 각 호기에서의 선량값을 모두 계산하여 합산하고, 최대 선량이 나타나는 방위의 선량값을 부지 합산 선량의 대푯값으로 설정하는 방안을 제시한다.

또한 우리나라에서는 현재 주민의 거주성과 관계없이 모든 방위에 대해 최대의 피폭이 일어나는 지점을 고려하고 있는데, 대부분의 국가에서 현재 또는 가까운 장래에 거주 또는 농업적 목적으로 이용될 가능성이 없는 지점은 선량평가에서 제외하고 있다. 우리나라에서도 주민의 주거성을 고려하여 주민의 상시적 거주 및 일상적 활동이 불가능한 지점(산, 바다 등)은 선량평가 지점에서 제외하는 것이 합리적인 선량평가의 관점에서 바람직할 것이다.

3. 결정집단 또는 대표개인의 도입에 대한 검토

캐나다, 일본 및 유럽의 대부분의 국가에서는 피폭대상을 부지 주변의 최대피폭이 예상되는 인구집단을 대상으로 한 결정집단을 고려하고 있다.

결정집단이라는 개념은 국제방사선방호위원회(ICRP) 권고안의 준수 상태를 평가할 수단을 제공하기 위해 ICRP Pub. 7(ICRP, 1965)에서 최초로 도입하였다. 또한 ICRP Pub. 43에서는 “결정집단은 최대의 선량을 받을 것으로 예상되는 인구집단의 구성원들을 대표하여야 한다. 그 집단은 연령군, 직업 및 행동특성에 있어 상대적으로 동질한 특성을 가져야 한다.”라고 규정하고 있다.

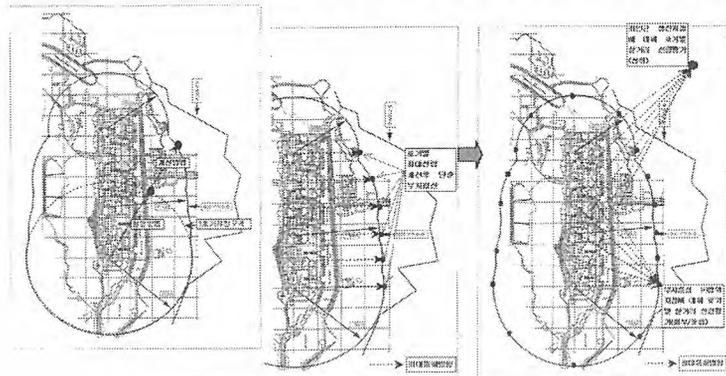
우리나라에서 결정집단을 설정할 경우에는 크게 두 가지를 고려해야 할 것이다. 하나는 집단의 위치이고 또 하나는 집단의 습생특성이다. 인구집단의 위치는 앞에서 설명한 바와 같이 최대피폭이 예상되는 최인근 거주지로 설정할 수 있다. 최대피폭 지점의 방위는 시간에 따라 바뀔 수 있으므로 각 방위별 최인근 거주지를 모두 고려하여 선량을 평가하고 그 중 최대값을 대푯값으로 선정하는 것이 논란의 여지를 줄일 수 있을 것으로 판단된다.

인구 집단의 습생특성은 직업에 따라 행동특성이 다르게 나타나는 경우가 많으므로, 농·축산인구, 어업인구, 상업인구 등과 같이 직업군으로 구분하는 것이 타당할 것으로 사료된다. 결정집단의 습생자료(habit data)를 결정할 때, 모든 피폭경로에서 최대의 값을 선정하는 것은 ICRP-101에서 제시하는 집단의 동질성 및 합리성의 원칙과 거리가 있으므로, 영국에서 적용하고 있는 방법과 같이 주요 피폭경로에 대해서는 최대값을, 그렇지 않은 경로에 대해서는 평균값을 적용하는 방안을 제시한다. 즉, 농·축산인구는 관련 육상경로에 대해서는 최대값의 생활습관자료를 적용하고 다른 경로에 대해서는 평균값을 적용한다. 그리고 어업인구는 해양경로에 대해서는 최대값을, 다른 경로에 대해서는 평균값을 적용한다. 상업인구는 음식물을 자급할 가능성이 작으므로 음식물 섭취경로는 평균값을 적용하면, 각 인구집단의 특성에 맞는 선량 평가가 이루어질 수 있을 것으로 판단된다.

현재 우리나라의 방사선량 평가 관행 하에서는 결정집단이나 대표개인을 바로 도입하여 적용하는 것은 다소 무리일 수 있다. 비록 법규정에는 피폭평가 대상으로 특정 개인(예를 들어 최대개인)을 지칭하는 문구는 없지만 수 십년 동안 미국 규제지침에서 제시된 최대개인이 규제원칙으로 자리 잡은 상황이기 때문이다. 그러나 중장기적으로는 2007년도에 ICRP가 새로 권고한 방사선 방호 지침인 ICRP-103을 법제화할 때, 결정집단 또는 대표개인의 개념을 도입하는 것을 적극적으로 검토할 필요가 있다.

4. 결론

현재까지 우리나라의 방사선량 평가는 불확실성을 고려하여 가능한 최대의 피폭이 일어나는 방향으로 방법론을 설정하는 경향이 있었다. 이러한 방법론 주민을 방사선으로부터 안전하게 보호하기 위한 측면에서는 어느 정도 타당성이 있다고 사료된다. 그러나 보수성을 확보하기 위해 적용된 다소 현실성이 없는 가정들에 대해 보다 논리적으로 일관성이 있도록 개선할 필요가 있다.



<그림 1> 주민 방사선량 평가지점에 대한 개선방안 개념도

삼중수소 입출고 관리용 twin cell 방식 삼중수소 열량계

송규민, 이계우, 고병욱, 손순환, 정양근

한국전력공사 전력연구원, 대전광역시 유성구 문지로 65

kmsong@kepri.re.kr

1. 서론

전력연구원은 2007년 7월에 준공된 월성원전 삼중수소 제거설비(TRF)의 가동에 따라 생산되는 삼중수소를 자원화하기 위해 이를 계량·분배할 수 있는 시설인 삼중수소 실험실을 구축 중에 있다. 월성원전 TRF는 정상상태 운전 시 연간 700g의 삼중수소를 생산할 수 있으며 삼중수소 가격만으로 환산 시 약 200억원의 경제적 가치가 있다. 현재까지 약 1 kg의 삼중수소가 생산되어 TRF 삼중수소기체취급 및 저장시스템(TGHSS)에 저장되어 있으며, 향후 월성원전 TRF의 본격적인 가동과 국제핵융합실험로 건설이 가시화 되면서 삼중수소 활용에 대한 수요가 증대될 것으로 기대된다.

삼중수소 실험실의 삼중수소 재고관리를 위해 월성원전 TRF 또는 외부에서 공급된 삼중수소를 입고하거나 분배·저장하여 외부로 출고할 경우 저장용기에서 인출하지 않은 상태에서 삼중수소를 계량할 필요성이 있다. 이에 적합한 측정 장비 중 하나가 삼중수소 열량계이다. 본 연구에서는 삼중수소 열량계의 측정원리를 설명하고 삼중수소 실험실의 삼중수소 입출고 재고관리에 적용할 삼중수소 열량계의 설계요건과 제작현황을 소개하고자 한다.

2. 설계 및 결과

측정원리 및 특징

삼중수소를 저장용기에서 꺼내어 측정하기 곤란한 삼중수소나 폐기물내 잔존하는 미량의 삼중수소를 기존의 측정방법으로 측정하는 것은 어렵다. 하지만 삼중수소 1g은 붕괴를 하면서 약 0.32W(0.91mW/TBq)의 열을 발산하게 되는데 이를 감지할 수 있다면 삼중수소를 쉽게 정량할 수 있다. 삼중수소 칼로리미터는 시료채취를 통해 측정하기 곤란한 밀봉선원 또는 폐기물 특히 삼중수소화물내에서 발생하는 삼중수소 붕괴열만을 감지하여 삼중수소의 재고량을 정량하는 측정장비를 말한다.

삼중수소 열량계는 비파괴검사가 가능하며, 높은 정밀도와 재현성을 갖고 있다. 삼중수소나 플루토늄에 적용이 용이하며, 방사성물질의 형태에 상관없이 측정이 가능하다. 부피에 큰 영향을 받지 않으며 시료채취가 불필요하다는 장점이 있다. 붕괴열이 다른 여러 성분의 방사성물질이 혼합되어 있을 경우는 정성분석 없이 계량이 어렵지만, 삼중수소 실험실의 경우 삼중수소 이외의 다른 방사성물질이 없으므로 적합하다.

삼중수소에서 발생하는 열량을 측정하는 방법은 여러 가지가 있다. 수 천개의 열전쌍으로 이루어진 열전대열(thermopile)를 이용하거나 펠티에 소자를 이용하는 방법이 있다. 혹은 헬륨과 같은 열전달 매체를 이용하여 온도차를 측정하는 방법도 있다. 이 중에서 많이 사용하는 방법이 열전대열과 펠티에 소자를 이용하는 방법이며 삼중수소 실험실에는 펠티에 소자를 적용한 twin cell 방식의 삼중수소 열량계를 적용하였다.

펠티에 소자의 펠티에 효과는 열전쌍의 제베크 효과와 반대되는 현상으로 두 종류의 금속을 접속하여 전류를 흘리면 접합부에서 열이 발생하거나 흡수가 일어나는 현상이다. 삼중수소 열량계에서는 삼중수소 붕괴열에 상응하는 흡수열을 펠티에 소자가 발생시키는데 필요한 전류량을 제어함으로써 삼중수소 붕괴열을 측정한다. 이때 운전환경에 따라 발생하는 열량을 보정하기 위해 twin cell 방식을 적용하였다.

설계요건 개발 및 제작현황

Table 1은 삼중수소 열량계 및 전용룸의 설계요건을 정리한 표이다. 삼중수소 열량계는 월성원전 TRF TGHSS에 적용하고 있는 삼중수소 저장용기와 삼중수소 실험실에서 삼중수소를 계량·

분배하여 저장할 소형 저장용기를 측정 대상으로 고려하였다. 우선 저장용기 규격이 가장 큰 월성 원전 TRF TGHSS에 적용한 삼중수소 저장용기는 직경 19.2 cm에 높이 56.8 cm로 삼중수소 열량계는 이를 수용할 수 있어야 한다. 삼중수소 열량계에 적용할 최소 크기로 소형 저장용기 중 1 kCi를 저장할 수 있는 직경 10.2 cm에 높이 20 cm의 저장용기도 측정되어야 한다. 따라서 삼중수소 열량계의 측정범위는 0.01 gT에서 60 gT로 정하였으며, 정확도는 0.1 mg 즉 최소 ±1%를 설계 요건으로 하였다. 삼중수소 0.1 mg은 0.032 mW의 붕괴열이 발생하며 5μV를 측정할 수 있는 범위에서 민감도 155 μV/mW를 만족한다. 삼중수소 열량계는 항온의 조건으로 유지되는 별도의 방에 설치될 예정이다. 습도에 대한 영향은 거의 없다.

Table 1. Design requirements of tritium calorimeter and its dedicated room.

측정범위	1 mW ~ 26 W	온도	25 ±2 °C
민감도	155 μV/mW	습도	35 ~ 60 %RH
측정시간	30 hours	전기	220 V, 60 Hz
방식	Dual cell symmetric heat flow		
측정소자	Peltier element		

Fig 1은 설계·제작중인 삼중수소 열량계의 단면과 항온을 위한 냉각수 라인을 보여주고 있다. Twin cell 방식으로 측정대상 저장용기는 측정 셀에 넣고 보정을 위한 레퍼런스 셀은 빈 공간으로 둔다.

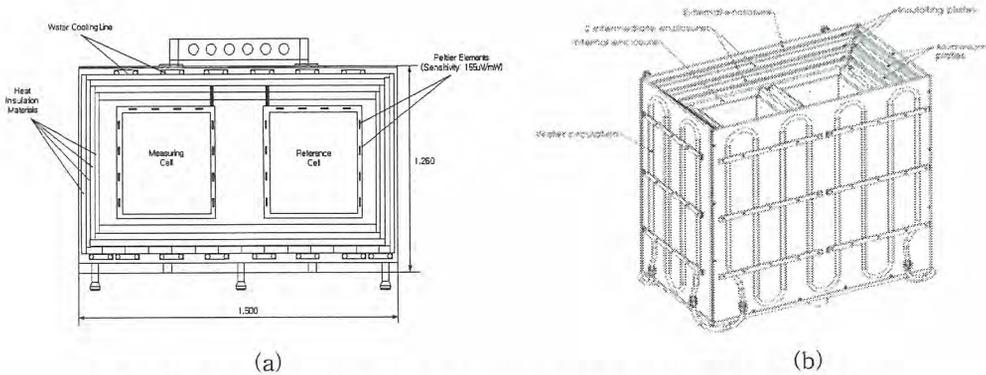


Fig 1. Twin cell calorimeter: (a) cross-section, (b) cooling water line

삼중수소 실험실을 위한 삼중수소 열량계의 제작은 프랑스 Setatam에 의해 진행되고 있으며 10월 중순 현장시험을 수행하고 11월 말에는 삼중수소 실험실에 설치되어 운영될 예정이다.

3. 결론

전력연구원은 월성원전 TRF에서 생산된 삼중수소를 새로운 자원으로 활용하기 위하여 삼중수소 계량인증시설을 구축 중에 있다. 본 시설에서 취급될 다양한 용량 및 형태의 삼중수소 저장용기를 입출고할 때 삼중수소의 계량관리를 위해 삼중수소 열량계를 적용할 예정이다. 향후 국제 핵융합실험로 건설지원과 월성원전 삼중수소 제거설비 운영지원 등 각 시설의 특징에 따라 삼중수소 열량계 개선 또는 개발을 수행할 예정이다.

사 사

본 연구는 지식경제부의 전력산업연구개발사업으로 수행 중에 있다.

우리나라 주요 농작물에 대한 핵종 이동계수 연구

최용호, 임광목, 전인, 금동권, 이창우
 한국원자력연구원, 대전시 유성구 덕진동 150
 yhchoil@kaeri.re.kr

1. 서론

식품섭취에 따른 피폭선량 평가에서는 생태계 내 핵종 이동과 관련된 파라메타에 대하여 보다 현실적인 값을 사용하는 것이 중요하다. 우리나라에서는 이와 같은 이동계수에 대한 연구가 과거 20년 간 한국원자력연구원(KAERI)을 중심으로 이루어져 왔다. 우리나라 주요 농작물의 직·간접 오염 경로와 관련된 몇 가지 파라메타에 대해 방사성 추적자 실험과 야외조사를 통하여 국내 자료를 생산하였다. 본 논문을 통하여 이에 대해 간략히 보고하고자 한다.

2. 본론

작물체 직접오염 경로를 조사하기 위하여 동위원소 실험온실 내에서 대형 철제 흙상자에 농작물을 재배하였다. 대상 작물은 벼, 배추, 무, 콩이었고 대상 핵종은 ^{54}Mn , ^{57}Co , ^{85}Sr , ^{103}Ru , ^{134}Cs 이었다. 작물체의 생육시기별로 피폭상자 내에서 상위 다섯 핵종의 혼합용액을 분사하여 지상부 전체를 오염시키고 핵종의 작물체 차단계수, 환경제거반감기, 가식부 전류계수 등을 조사하였다. 그림 1은 벼에 있어서 생육시기별로 조사한 차단계수(interception factor)와 전류계수(translocation factor)를 보여 주고 있다[1].

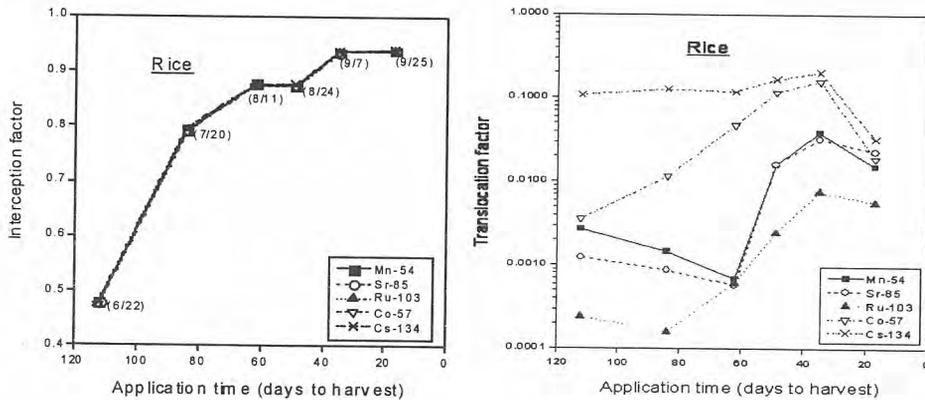


Fig. 1 Interception and translocation factors of five radionuclides for rice.

작물체 간접오염 경로에 대한 조사는 온실 실험과 야외조사를 통하여 이루어 졌다. 온실 실험에서는 포트 또는 철제 흙상자에서 주요 작물들을 재배하여 방사성 Cs와 Sr 등 주요 핵종에 대하여 두 종류의 토양-작물체 전이계수, 즉 TF_m (dimensionless)과 TF_a ($\text{m}^2 \text{kg}^{-1}$)를 측정하였고 야외조사에서는 전국 각지에서 벼와 배추에 대하여 낙진 ^{137}Cs 의 TF_m 을 조사하였다. 온실 실험에서 TF_m 은 벼, 보리, 콩, 배추, 상치, 무, 호박 등 총 11종의 작물, 여섯 가지 핵종(Cs, Sr, Co, Mn, Zn, I) 및 10 가지 토양에 대하여 도합 약 120 개의 값이 생산되었고 TF_a 는 벼, 콩, 배추, 무 등 총 일곱 종의 작물 및 여섯 가지 핵종(Cs, Sr, Co, Mn, I, HTO)에 대하여 생육시기별로 조사되어 도합 200 개 정도의 값이 생산되었다. 표 1은 다섯 가지 작물에 대하여 온실 실험에서 얻은 방사성 Cs의 TF_m 조사 결과를 요약한 것이다. 그림 2는 산성 사토에서 배추에 대한 각 핵종의 침적기별 TF_a 값을 보여 주고 있다[2,3].

Table 1. Soil-to-plant transfer factors (TF_m) of radiocesium in greenhouse experiments

Plant species	Compartment	Number of measurements	TF _m (Bq kg ⁻¹ -plant / Bq kg ⁻¹ -dry soil)		
			Minimum	Maximum	Expected (GM)
Rice	Seeds (dry)	7	1.0×10 ⁻²	1.0×10 ⁻¹	1.0×10 ⁻²
Soybean	Seeds (dry)	5	8.8×10 ⁻²	5.0×10 ⁻¹	1.9×10 ⁻¹
Lettuce	Top (fresh)	2	4.2×10 ⁻²	5.0×10 ⁻²	4.6×10 ⁻²
Carrot	Root (fresh)	2	1.7×10 ⁻²	3.1×10 ⁻²	2.3×10 ⁻²
Squash	Fruit (fresh)	2	2.5×10 ⁻²	3.9×10 ⁻²	3.1×10 ⁻²

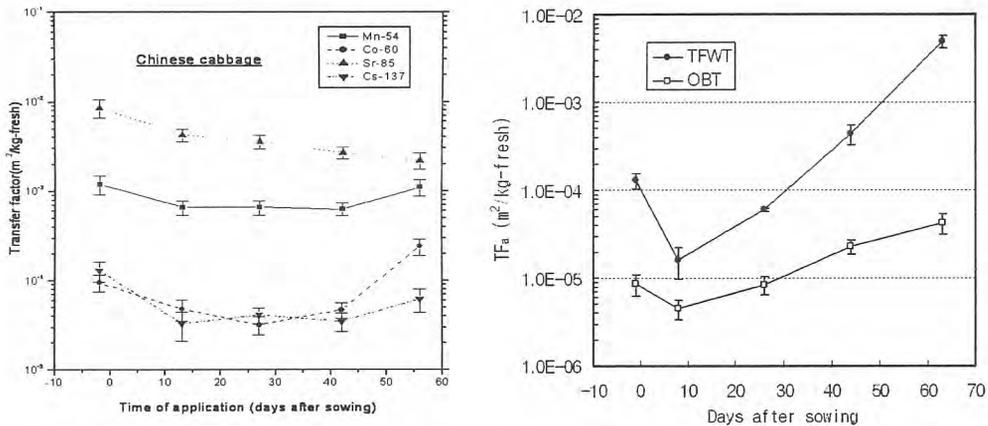


Fig. 2. Soil-to-plant transfer factors (TF_a) of radionuclides deposited at different growth stages of Chinese cabbage.

3. 결론

농작물에 대한 핵종의 이동계수 값은 작물 및 핵종의 종류, 토양의 특성, 핵종의 침적시기 등에 따라 상당한 변이를 나타내었다. 이와 같은 국내 생산 자료들을 바탕으로 평가 모델의 파라메타 값을 설정하기 위한 노력이 필요하다. 앞으로 각종 이동계수에 대해서 우리나라의 환경 특성을 보다 충분히 반영하는 대표치를 설정할 수 있도록 많은 실험과 조사가 이루어져야 할 것으로 사료된다

감사의 말씀

이 연구는 교육과학기술부의 지원을 받은 원자력중장기연구사업의 결과물입니다.

참고문헌

[1] Y.H. Choi, K.M. Lim et al., Annals of Nuclear Energy 29, 429-446 (2002).
 [2] Y.H. Choi, C.W. Lee et al., J of Environmental Radioactivity 39, 183-198 (1998).
 [3] Y.H. Choi, I. Jun, D.K. Keum, C.W. Lee et al., J of Environmental Radioactivity 97, 20-29 (2007).

Establishment of Risk-based Accident Scenarios and Exposure Dose Modeling Related to LILW Management in the Temporary Storage Facility

Min Ho Ahn¹, Kun Jai Lee¹, Kynug Woo Choi²

¹Korea Advanced Institute of Science and Technology, 335 Gwahak-ro, Yuseong-gu, Daejeon 305-701,
Republic of Korea

²Korea Institute of Nuclear Safety, 34 Gwahak-ro, Yuseong-gu, Daejeon 305-338, Republic of Korea
daniel-holy@nuchen.kaist.ac.kr

1. Introduction

Up to present, much of the LILW has being managed in terms of the surface dose and waste stream. However, most of radioactive wastes including the LILW will be managed in terms of the risk-based approach to future regulation system. If the radioactive wastes do not quantitatively deal with the risk-based regulation, the radiological risk on some of radioactive wastes might be overestimated or underestimated regardless of the degree of the risk.

The main objective of this study is to develop influence factors such as the initiating event when conducting the risk assessment on the temporary storage facility of LILW, and to establish the arbitrary accident scenarios that may occur when managing the LILW in the temporary storage facility. According to the definition of the risk, which is the probability of occurrence of an undesired event multiplied by the consequences of the event, the result of this study can be referred to establish the arbitrary accident scenarios when the risk assessment for workers and public with regard to the temporary storage facility of LILW is conducted [1].

2. Development of Risk-based Accident Scenarios

2-1. Event tree analysis

The risk-based accident scenarios developed in this study were derived through the ETA method which is used by the accident sequence analysis of PSA on NPP. The ETA is logical process making up the accident sequence by the binary tree in accordance with the success or failure of selected initiating events [2]. On the event tree, an upward branch indicates success and a downward branch indicates failure. The pathways through the event tree are then drawn.

The ETA is conducted within a part of the accident sequence analysis for understanding accident sequences resulting from the release of radioactive materials. In general, the initiating event analysis and event tree analysis are included in the category of an accident sequence analysis, and then all of analysis works are not independently, but interdependently conducted.

2-2. Risk-based accident scenarios concerned with LILW management in the temporary storage facility

Based on two main initiating events, four heading events for establishment of risk-based accident scenarios were derived in Table 1: lifting failure, worker's error, gas generation, and fire.

Table 1. List of the initiating events used in the event tree analysis

Drop		Fire	
Lifting failure	Worker's error	Gas generation	Fire
<ul style="list-style-type: none"> - Tipping over due to errors caused by an skilled workman - Dropping due to stacking too many drums on the vehicle - Lifting failure due to the mechanical defects 	<ul style="list-style-type: none"> - Gas generation due to the dropping of drums and collision with some objects - Gas generation by the long-term storage of drums 	<ul style="list-style-type: none"> - Fire initiated within the transport vehicle - Fire due to the presence of combustive materials 	

The 12 risk-based accident scenarios were developed by the ETA method based on the binary tree. However, two of these scenarios were excluded because there was no risk factor. The main cause of ten accident sequences derived can be also divided with two kinds of reason, which are the release of radioactive materials and the existence of combustible materials.

3. Methodology on Exposure Dose Evaluation Modeling

The main initiating events led to the arbitrary operational accident, which is the dropping of a drum and fire, were derived from MLD method. The exposure effects resulted from release of radioactive materials related to arbitrary accident in the temporary storage facility for LILW can be divided with the external exposure by radioactive lump and internal exposure caused by breathing. The equation (1) for the external exposure dose by radioactive lump consisted of following parameters: dose conversion factor in respect of each radionuclide, atmospheric relative concentration (χ/Q), the release amount of each radionuclide, and constant. And then, the equation (2) for the internal exposure dose by breathing was also constituted by similar contents used in the equation (1), except for considering the breathing rate (m^3/sec).

$$DP = \sum_i \left(\frac{1}{3600} \right) \left(\frac{\chi}{Q} \right)_i f Q_i DFP_i \dots\dots\dots (1)$$

$$DH = \sum_i \left(\frac{\chi}{Q} \right)_i f Q_i Br_i DFH_i \dots\dots\dots (2)$$

The 13 radionuclides and gross α were considered for the source term with respect to the internal and external exposure dose evaluation: 3H , ^{14}C , ^{55}Fe , ^{58}Co , ^{60}Co , ^{59}Ni , ^{63}Ni , ^{90}Sr , ^{94}Nb , ^{99}Tc , ^{129}I , ^{137}Cs , ^{144}Ce , and Gross α . Furthermore, according to the U.S.NRC regulatory guide 1.145, the atmospheric relative concentrations (χ/Q) were derived by meteorological data measured in NPP site: wind speed, wind direction, and a measure of atmospheric stability. For the evaluation of internal exposure, the breathing rate (m^3/sec) described in U.S.NRC regulatory guide 1.8 was considered.

4. Conclusion

The initiating event analysis was used to identify the full spectrum of potential risk related to LILW management in the temporary storage facility. Furthermore, the initiating events needed for the risk-based accident scenarios were deductively derived by the MLD method based on the FTA. Then, the risk-based accident scenarios were developed by the ETA method through the derived initiating events.

Consequently, based on the two main initiating events, four heading events constituted with the lifting failure, worker's error, gas generation and fire were derived, and then the 12 risk-based accident scenarios concerning the LILW management in the temporary storage facility were finally established by the ETA method based on the binary tree.

And then, the internal exposure dose by breathing can be derived by the combination with the following elements: the atmospheric relative concentrations, release amounts of each radionuclide due to the arbitrary accident in temporary storage facility, breathing rate and dose conversion factor on the internal exposure. Similarly, the exposure dose by radioactive lump can also be calculated by the contents considered in the internal exposure dose evaluation except for the element of the breathing rate.

References

[1] Chowdhury, L. M., Sarkar, P. K., 2008, Radiological risk analysis of particle accelerators, Reliability Engineering and System Safety 93, pp. 1250-1256
 [2] Park, C. K., Ha, J. J., 2003, Probabilistic Safety Assessment, BRAIN KOREA, Seoul

에폭시 수지와 광섬유를 이용한 방사선 센서 제조 및 원거리 신호 전송 특성 평가

박찬희, 서범경, 이동규, 이근우
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1
chpark80@kaeri.re.kr

1. 서론

광섬유는 그 특성을 살려 현재 여러 가지 측정 센서로 이용되고 있으며, 특히 원자력 분야에서 방사선 측정 센서로써의 연구가 많이 이루어지고 있다.

본 연구에서는 원자로 내부와 같은 지역이 협소하고 접근하여 측정이 어려운 고준위 시설의 방사선량 측정이 가능한 원거리 측정용 센서를 개발하였다. 검출 센서는 유기섬광체를 투명한 에폭시 수지와 혼합한 후에 신호 전송용 광섬유를 사용하여 일체형으로 제조하였다. 에폭시 수지는 경화에 있어 반응수축이 작고, 휘발성이 없으며 가공성이 좋고 열에 대한 저항성이 우수한 장점으로 광범위한 응용 분야에 사용되고 있으며, 광섬유와 결합하여 제조하기가 쉽기 때문에 검출소재의 지지체로서 우수한 성질을 가지고 있다. 또한 검출소재와 결합시킨 광섬유는 경제성이 좋고, bending 특성이 뛰어나며, 전송속도가 우수한 플라스틱 광섬유를 사용하였다.

2. 실험방법 및 결과

유기섬광체와 혼합될 검출 센서의 기본 소재는 투명성이 우수하고 가공이 용이한 에폭시 수지를 사용하였다. 투명한 에폭시 수지인 YD-128(국도화학)에 일반 몰딩용으로 쓰이는 경화촉진제 D-230(국도화학)을 일정 비율로 섞고, 섬광물질이 2,5-diphenyloxazde (PPO)와 wave shifter인 1,4-bis[5-phenyl-2-oxazol]benzene (POPOP)를 첨가하여 제조하였다. 제조된 검출 센서를 고정화시키기 전에 바로 광섬유를 삽입하여 24시간 동안 상온에서 경화시켜 일체형으로 제조하였다.

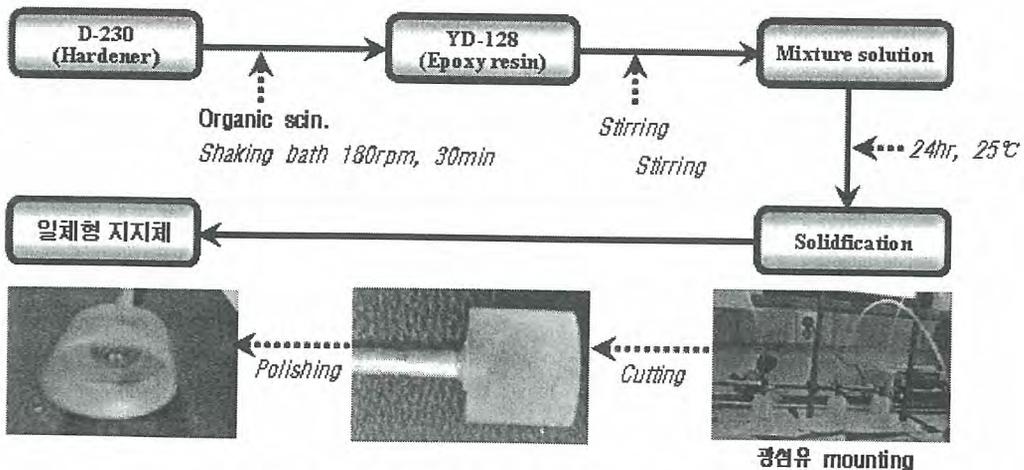


그림 1. 광섬유 일체형 방사선 센서 제작 과정

광섬유의 기하학적인 조건 변화에 따른 신호 전송 특성을 평가하기 위하여, 다양한 조건의 광섬유 일체형 센서를 제조하였다. 먼저 광섬유의 길이를 광섬유 길이를 1, 3, 5 그리고, 10 m로 변화시키면서 일체형 센서를 제조하였고, 광섬유의 길이 변화에 따른 방사선 검출 신호의 전송 특성을 평가하였다. 광섬유를 에폭시 수지의 삽입 깊이에 따른 검출 효율의 변화 및 전송 성능을 평가하여

최적의 광섬유 삽입 깊이를 결정하였다. 기타 광섬유의 직경 변화 및 광섬유 다발을 이용하여 센서를 제조하여 신호 전송 특성을 평가하였다.

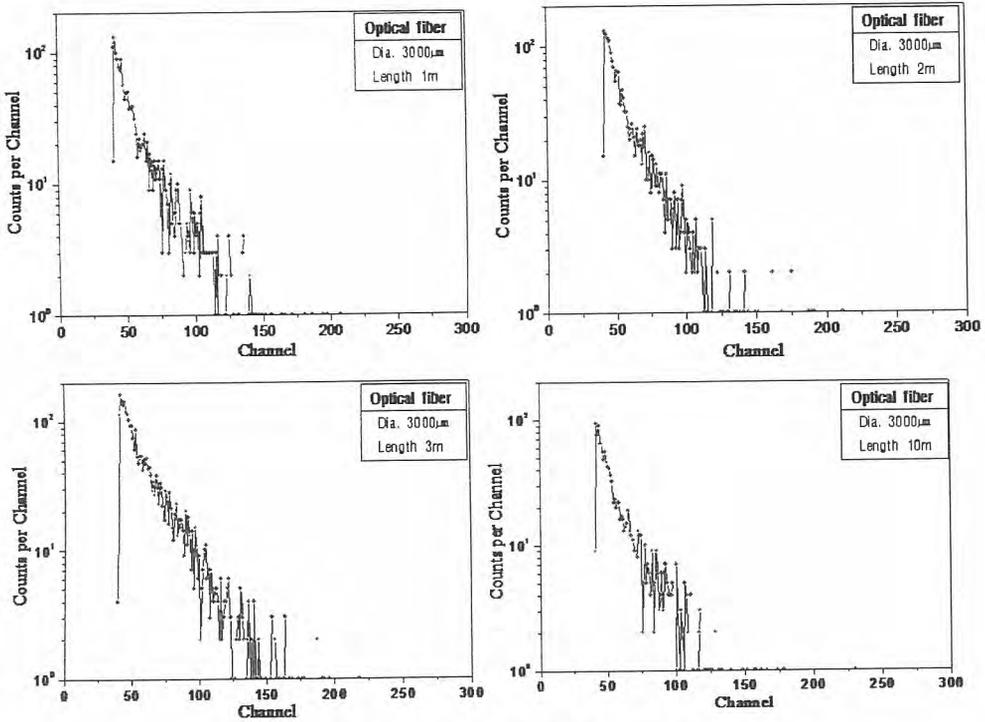


그림 2. 광섬유 길이 변화에 따른 신호 전송 특성 평가

3. 결론

광섬유와 에폭시 수지를 이용하여 방사선 검출 및 신호 전송이 동시에 가능한 유기섬광체 센서를 개발하였다. 광섬유의 다양한 조건 변화(직경, 길이, mounting 깊이, 다발형)에 따른 검출 신호의 전송 특성을 평가하여 신호 전송용 센서 제조를 위한 조건을 결정하였다. 또한, 광섬유의 길이를 변화시키면서 측정된 결과, 약 10 m 정도까지는 큰 신호 손실 없이 측정할 수 있다는 것을 확인하였다. 본 연구에서 개발한 일체형 센서는 향후 사용후핵연료 취급시설이나 원자로심 등과 같이 작업자의 접근이 어려운 지역에서 원격 측정용으로 사용이 가능할 것이다.

감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

해상운반 사고사례 분석

김민철, *이동근, 김종민

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

한국해양연구원, 대전광역시 유성구 장동 171

mchkim@khnp.co.kr

1. 서론

전 세계적으로 여러 형태의 방사성물질 운반물이 공공의 도로, 철도 및 해상으로 활발하게 운반되고 있다. 운반모드 중 선박을 이용한 해상운반은 대량운반이 가능하므로 운반횟수가 줄어들고, 인구밀집지역을 지나지 않아도 되기 때문에 방사성물질 운반에 대한 위험도가 적어지고 안전성 확보에 유리하다. 현재 건조중인 중·저준위방사성폐기물 전용운송선박의 항행 안전성 분석의 기초자료 생성을 위하여 국내외의 해상운반에 대한 사고사례를 사고유형, 선박종류 및 운항해역별로 분류하여 현황 및 원인을 파악하였다.

2. 해상운반 사고사례 데이터

사고통계자료는 국내의 경우 해양경찰청에서 발간하는 해양사고통계연보[1]와 해양안전심판원에서 발표하는 해양사고통계[2]의 두 종류가 있으나, 여기서는 정부 공식통계자료이며 보다 자세한 통계자료를 담고 있는 해양안전심판원의 통계자료를 선정하였고, 1998년부터 2007년까지의 최근 10년간 자료를 이용하였다. 한편, 국외의 경우 로이드 해사정보서비스(Lloyd Maritime Information Service, LMIS)[3]를 이용하여 1990년부터 2000년까지의 총 23,067건의 사고자료를 이용하였다. LMIS 데이터베이스는 전 세계의 총톤수 100톤 이상의 선박사고 데이터를 망라한 자료로써 국외 해상운반 사고통계자료 중 가장 방대한 양을 담고 있다.

3. 사고유형별 해상운반사고

국내에서 발생한 최근 10년 동안의 사고유형을 분류하여 그림 1에 나타내었다. 해양안전심판원에 제결이 요청된 일부 사고에 대하여 밝혀진 원인으로, 기관손상사고의 경우 대부분 기관설비의 취급불량이, 충돌사고의 경우 경계소홀이 가장 많다. 좌초사고의 경우 선박위치확인 소홀이, 침몰사고의 경우 황천대비, 대응불량이, 화재 및 폭발사고의 경우 화기취급불량, 전선노후, 전선단락 등이 주요원인이다. 그러나, 방폐물 운송선박의 일상적인 운항 상황을 고려하면 장비의 노후화 및 영세운영 등으로 인한 기관손상사고가 일상적인 위험요인으로 보기 어렵기 때문에 충돌, 좌초 및 화재/폭발사고에 대하여 중점적으로 분석할 필요가 있다.

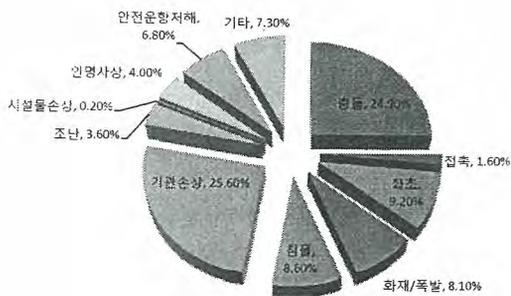


그림 1. 국내 해상사고 현황

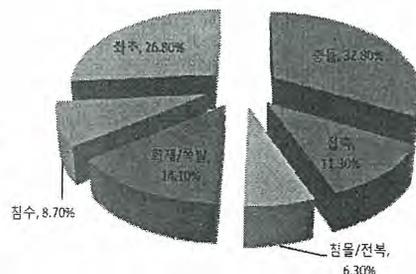


그림 2. 국외 해상사고 현황

국외의 LMIS 자료에서 사고유형을 11개로 분류하는 국내의 경우와 달리 충돌, 접촉, 침몰/전복, 화재/폭발, 침수 및 좌초의 6가지로 분류하고 있으며, 그림 2에 1990년부터 2000년까지 10년간의 사고현황을 나타내었다. 충돌 및 좌초사고가 국내보다 상대적으로 많이 발생하는 이유는 대상선박들이 대부분

국제항해를 하므로 덜 친숙한 해역을 운항하기 때문으로 생각된다. 화재/폭발사고의 경우도 국내보다 유조선, LNG 및 LPG 선 등 화재발생 가능성이 높은 선박의 수가 많기 때문으로 볼 수 있다.

4. 선박종류별 해상운반사고

해양안전심판원은 선박의 종류를 여객선, 화물선, 어선, 유조선, 예선 및 기타의 6가지로 분류한다. 최근 10년간의 선박종류별 사고발생 현황을 그림 3에 나타내었다. 이 중 방폐물 전용운송선박과 가장 유사한 분류인 화물선의 사고유형별 사고발생현황은 그림 4와 같다. 충돌사고가 압도적으로 많이 발생하며 그림 1과 달리 영세성 사고인 기관손상사고가 차지하는 비중이 매우 낮음을 알 수 있다. 한편 국외의 경우는 선박 종류를 총 27가지로 자세하게 분류하고 있으나 여기서는 국내에 존재하지 않는 선박의 종류와 매우 특수한 선박을 제외하고 10개 종류를 선정하였고 국외 사고현황을 그림 5에 나타내었다. 국내와 유사하게 화물선에서 많은 사고가 발생하고 있으며 국내와 달리 유조선의 사고발생빈도가 높다. 어선이 없는 이유는 대부분의 어선이 연안 위주의 항해를 하기 때문에 사고통계 대상에서 제외되기 때문이다.

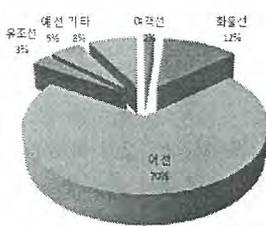


그림 3. 국내 선박종류별 사고유형

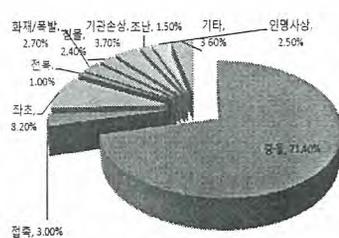


그림 4. 국내 화물선의 사고유형

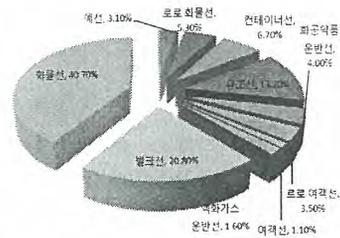


그림 5. 국외 선박종류별 사고유형

5. 운항 해역별 해상운반사고

국내 해역별 사고발생은 그림 6과 같이 내항 및 연안보다는 영해에서 더 많이 발생하며 지리적 요건이 다른 해역보다 복잡한 남해에서 가장 많이 발생한다. 그림 7에서와 같이 연안해역 중에서는 부산항, 울산항, 포항항 순의 사고빈도를 보인다. 부산항은 제일의 상업항과 어업항으로 선박통행량이 많은 만큼 사고율 역시 높다. 울산항은 우리나라 제일의 공업항으로써 위험물 운반선들의 출입이 많고 또한 입거수리를 위한 각종 선박들이 입·출항 하고 대기하는 항구로써 항로상에서의 해양사고의 위험성이 아주 높다고 할 수 있다.

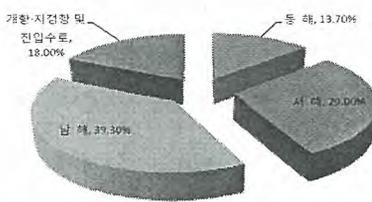


그림 6. 국내 해역별 사고 현황

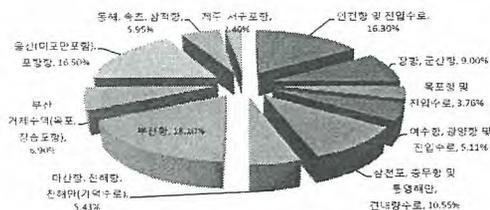


그림 7. 국내 개항·지정항 및 진입수로 사고 현황

6. 결론

중·저준위 방사성폐기물 전용 운송선박의 항행안전성 분석을 위하여 국내외의 해상운반 사고사례를 사고유형, 선박종류 및 운항해역별로 분류하여 현황 및 원인을 분석하였다. 특히, 중·저준위방사성폐기물 처분시설이 경주 인근에 위치하며, 방폐물 전용운송선박의 시범항로가 울산, 포항항 인근해역을 지나치게 되므로 이 해역의 사고발생률이 높다는 사실은 향후 안전성분석 시 유의해야 할 것으로 판단된다.

참고문헌

- [1] 해양경찰청, "해양사고 통계연보", 2008, <http://www.kcg.go.kr>
- [2] 해양안전심판원 "해양사고통계", 1998-2007, <http://www.kmst.go.kr>
- [3] Lloyd Maritime Information Service, "Ship Casualty Database", 1990-2000

모듈식 자동 방사성핵종 Tc-99 분리기 설계 및 제작

정근호, 최상도, 권용대, 강문자, 이완로, 김희령, 최근식, 이창우

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

chungkh@kaeri.re.kr

1. 서론

테크네튬-99 (Tc-99)는 우라늄의 핵분열 생성물이며 Mo-99의 베타선 붕괴 반응에 의해 생성된다. 테크네튬-99는 최대 붕괴에너지가 292 keV인 베타방출 핵종으로서 반감기가 213,000년이며, 베타 붕괴 반응에 의해 Ru-99를 생성한다. 테크네튬-99는 천연우라늄의 자발적 붕괴에 의해서 일부 생성되나 대부분의 Tc-99는 원자로의 운영이나 원자력 재처리 설비로부터 생성된다.

Tc-99는 월성 중·저준위 방사성폐기물처분시설 부지주변 방사선 환경 조사계획서에 명시된 감시핵종이며, 지하수 이동을 통한 방사성핵종 누출 여부를 평가하기 위한 핵종 중 하나이다. 테크네튬-99의 방사능은 질량분석기(ICP-MS)나 액체섬광계수기(LSC)를 이용하여 분석한다. ICP-MS나 LSC를 이용하여 테크네튬-99를 분석하기 위해서는 반드시 분석에 방해가 되는 핵종을 제거하여야 한다. 일반적으로 사용되는 방해 핵종 제거 방법은 중력흐름(gravimetric flow)에 의한 칼럼분리 방식을 사용하나, 이 방법은 너무 많은 시간과 인력을 요구한다.

그러므로 본 연구에서는 중·저준위 방사성폐기물 처분장 환경감시 지표핵종인 테크네튬-99를 선택적으로 신속하게 자동분리하기 위한 “모듈식 자동 방사성핵종 테크네튬-99 분리기(MARS Tc-99)”를 설계 및 제작하였다. 본 개발품은 1.5~7 ml/min의 유량으로 테크네튬-99 방사성핵종을 신속하게 선택적으로 분리할 수 있다.

2. 결과

MARS Tc-99는 컨트롤모듈, 펌프모듈, 밸브모듈, 칼럼모듈로 구성되도록 설계하였다. 칼럼모듈에는 감마선 검출기가 장착되어 있어서 자동분리 과정 중 테크네튬-99를 최소 붕괴 상태로 분리할 수 있도록 설계하였다. 또한, MARS-99는 동시에 4개의 시료를 분석할 수 있도록 설계하였다. MARS Tc-99를 운영하는 컴퓨터 프로그램은 LabView 소프트웨어를 사용하여 작성되었으며, 화면에서 사용자가 대화형식으로 장치를 운영할 수 있도록 하였다. 그림 1은 실험용으로 제작된 MARS Tc-99 시스템을 나타내며, 시제품 사진은 그림 2에 나타났다.

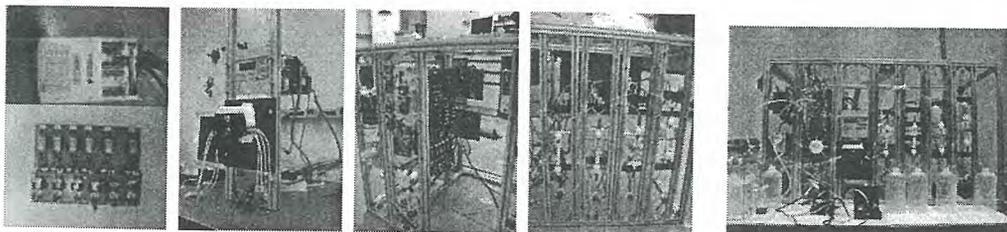


그림 1. Experimental setup of Modular Automatic Radionuclide Separator for Tc-99

밸브모듈에는 6개의 시료를 선택적으로 주입할 수 있는 6-Way Flow Selection Valve(FSV-6W) 1개와 시약과 분석시료를 선택적으로 구분하여 주입할 수 있는 2-Way Flow Selection Valve(FSV-2W) 4개로 구성되어 있다. 펌프모듈에는 연동펌프 1개와 펌프 조절기 1개로 구성되어 있다. 칼럼모듈 1개에는 칼럼 2개를 장착할 수 있도록 하였다. 칼럼모듈은 시료를 선택적으로 구분하여 분리할 수 있는 3-Way Flow Distribution Valve(FDV-3W) 2개와 감마선 검출기 2개로 구성되어 있다. MARS Tc-99는 2개의 칼럼모듈로 이루어져 있어 동시에 4개의 시료분리가 가능하다.

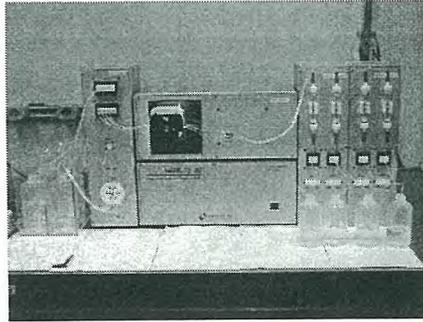


그림 2. Prototype of Modular Automatic Radionuclide Separator for Tc-99

컨트롤 모듈에는 FSV-6W, FSV-2W, FDV-3W 밸브를 on/off 시키기 위한 3개의 릴레이스위치 보드와 5V, 12V, 24V 전압공급장치, 디지털-아날로그 컨트롤 보드 1개로 구성되었다.

본 개발품은 모듈방식을 적용하여 각 모듈을 쉽게 교체하거나 추가할 수 있는 장점이 있다. 현재 테크네튬-99는 Eichrom사의 TEVA 수지를 사용하여 중력흐름(gravimetric flow)에 의한 칼럼 분리 방식으로 선택적으로 분리하고 있으나, 테크네튬-99 방사성핵종을 자동으로 분리해주는 상용 제품은 전무하다. 국내에서는 2009년 후반부터 중·저준위 방사성폐기물 처분장이 운영을 시작하면 환경감시 지표핵종인 테크네튬-99 분석이 일상화 되어야 한다. 그러므로 본 개발품은 효과적으로 처분장 환경감시에 적용될 수 있을 것이다. 또한, MARS Tc-99는 의료용 Mo-99/Tc-99m 제너레이터에서 생성된 Tc-99m 추적자 정제에도 효과적으로 적용될 수 있을 것으로 기대된다.

한국표준형 원전의 Barrel, 압력용기 방사화 선원항 평가

신상화, 김정훈, 황주호

경희대학교 원자력공학과, 경기도 용인시 기흥구 서천동

sanghwashin@khu.ac.kr

1. 서론

노심 내외를 구성하고 있는 구조물의 중성자 방사화로부터 발생하는 폐기물량을 산출하기 위해서는 외곽구조물 영역에서의 중성자속과, 중성자 흡수단면적을 계산할 수 있는 전산 시스템을 구현하여야 한다. 이에 본 연구에서는 원전해체 물량 분석을 위해 MCNP/ORIGEN2 코드 체계를 제안하였다. 이 체계에서는 MCNP코드를 이용하여 원자로(reactor) 노심을 묘사하고 중성자 거동을 분석하여 노심외곽 구조물 각 영역에서의 중성자 흡수단면적과 중성자속을 구하고 이를 ORIGEN2의 물질평형 지배방정식에 존재하는 중성자흡수단면적 및 중성자속에 적용함으로써 시간에 따른 방사성물질 재고량을 구하는 분석체계이다.

2. 원전 해체 물량 분석 체계

MCNP 코드는 중성자 수송방정식을 몬테카를로 방법론을 적용하여 해를 구하여 3차원 기하학적 묘사가 가능하고, 연속핵반응단면적을 사용하여 균축약으로 인한 오차가 적으며, 중성자-광자-전자의 거동을 연계하여 해석이 가능하고, 난수를 생성하여 무작위포 표본을 추출하여 중성자의 거동을 통계적으로 모의하므로 코드의 검증 및 실험의 대체 수단으로 사용될 만큼 정확도가 높다. 그러나 연소계산이 불가능하고 계산시간이 오래 걸리는 단점이 있다.

ORIGEN2 코드는 사용이 용이하고 계산이 비교적 정확하여 사용후핵연료로 발생하는 붕괴열, 방사능, 위해도 등과 같은 방사선원항의 평가를 위해 널리 사용되고 있다.

그러나 ORIGEN2에 적용되는 핵반응단면적라이브러리가 노심내의 중성자스펙트럼을 가중하여 만들어졌으므로 연화된 중성자스펙트럼을 갖는 노심외곽에서서 핵반응단면적의 보정없이 문제를 해석하면 실제 값보다 방사화핵종의 절대값이 적게 정량화되는 문제점이 있다.

따라서, 해석하고자 하는 영역에서의 핵반응단면적을 새로이 생산하여 적용하는 방법을 제안하여 적용한다.

3. MCNP를 이용한 노심 모델링

가압경수로 원전 해체 폐기물량 산출모델로 한국형표준형 원전인 영광 5호기를 대표원전으로 선정하고, 1주기 노심인 신핵연료 장전 초기노심을 MCNP 코드를 이용하여 모델링을 하였다.

이 노심은 177개의 핵연료 집합체로 구성되어 있으며, 1.28wt.% 농축도를 갖는 A타입 핵연료집합체, 2.34wt.%, 1.28wt.%를 갖는 B타입 핵연료집합체, 2.84, 2.34wt.%의 농축도를 갖는 C타입 핵연료 집합체, 3.34wt.%, 2.84wt.%의 농축도를 갖는D 타입의 핵연료집합체로 구성되어 있다.

핵연료 집합체를 포함한 압력용기까지의 구조체는 근사없이 그대로 묘사하였으며, 핵연료의 경우, 900K에서 생성된 ENDF/B-VI 핵반응단면적 라이브러리를, 감속재의 경우 600K에서 생성된 ENDF/B-VI 핵반응단면적 라이브러리를 적용하였다.

초기노심이 대칭성을 갖음을 이용하여 반경방향으로 1/4 모델, 축방향으로 1/2로 모델을 구성하여 1/8 노심으로 구성하였으며, 향후 구조물의 비대칭성이 고려하여 확장이 용이하도록 모델을 구성하였다

앞서 구성된 노심의 타당성을 검토하기 위해 MCNP 코드를 실행하여 초기노심 임계조건 상태에서 의 노심 유효증배계수(Keff) 및 출력분포 값을 구한 결과, Keff 값이 0.99749±0.0045로 근접하고 있어 모델링의 적절함을 확인하였다. 또한 MCNP로부터 산출된 노심 평면 출력분포와 최종안전성분석보

고서에서 제시하는 초기노심(BOL)의 평면출력 분포를 비교한 결과, RMSE(Root Mean Square Error) 값이 4.6% 이내로 나타나 본 연구에서 모델링된 MCNP의 모델이 타당함을 확인하였다.

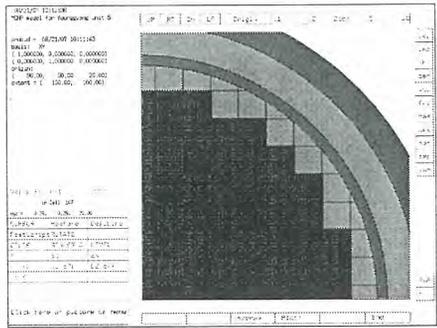


그림 1. 한국표준형 원전 MCNP 모델

4. MCNP/ORIGEN2를 이용한 해체폐기물량 산출

앞서 구축한 방사화핵종 재고량 평가체계를 이용하여 Barrel, 압력용기를 대상으로 방사화선원항을 평가하였다. MCNP를 이용하여 노심해석을 수행하여 노심으로부터 유입되는 중성자를 모사하여 Barrel 및 압력용기 해당영역에서의 중성자속 및 중성자 흡수 단면적을 도출한 후, 이를 ORIGEN2에 존재하는 내장라이브리리의 해당값을 대체하여 각 영역별 핵종재고량 및 방사능량을 산출하였다. 이때 원자로 운전기간은 60년을 가정하였다.

원자로 구조물 바깥쪽으로 갈수록 단일군 중성자속(one-group neutron flux)은 급격히 감소하고, 중성자흡수반응단면적은 증가하는 것으로 나타났다.

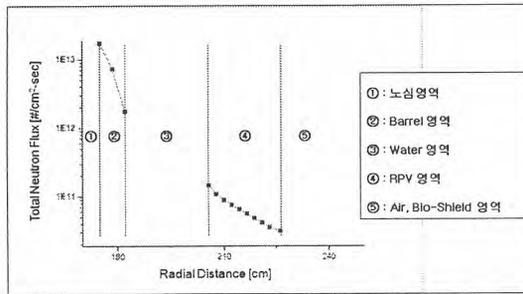


그림 2. Barrel, 압력용기 반경방향 중성자속 분포

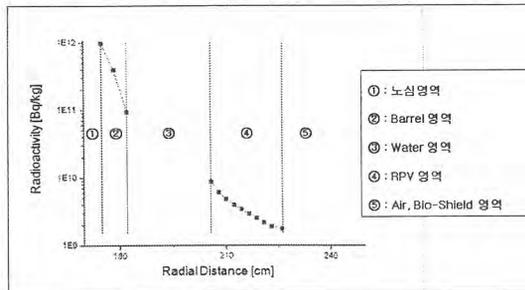


그림 3 Barrel, 압력용기 반경방향 방사능 분포

원자로 운전 정지시점을 기준으로 Barrel 안쪽면에서의 총 방사능량은 9.78×10^{11} Bq/kg, 압력용기 안쪽면에서의 총 방사능량은 8.74×10^9 Bq/kg 인 것으로 평가되었다.

원자로 정지시점에서는 Fe-55가, 냉각기간 10년 이후에는 Ni-63이 가장 높은 방사능을 차지하는 것으로 나타났다.

냉각시간에 따른 총방사능 변화를 살펴보면 1년 냉각기간 후에는 총 방사능의 7.5%, 10년 이후에는 3.0%, 25년 이후에는 1.4%, 50년 이후에는 0.7% 이하로 감소하는 것으로 평가되었다.

RI폐기물 시료 내 ^{147}Pm 방사능 측정

송병철, 김영복, 박예은, 이창헌, 손세철
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
nbcsong@kaeri.re.kr

1. 서론

RI폐기물은 주로 병원, 대학 및 산업체에서 발생하는 방사성폐기물로 병원 및 대학에서 발생하는 RI폐기물은 반감기가 매우 짧으므로 시간이 경과함에 따라 소멸되는 방사성 핵종이 대부분이나 산업체에서 발생하는 ^3H , ^{14}C 및 ^{147}Pm 등 장반감기 방사성 핵종들도 있다. 특히 ^{147}Pm 은 네오디뮴(Nd)을 우라늄 원자로 속에서 중성자로 조사하면 ^{147}Pm 이 다량 생성된다. 이러한 ^{147}Pm 의 반감기는 2.62년이며, 베타 방출체로서 무기의 조준경 및 비행기의 표시등의 야광 재료로서 많이 사용된다. 본 연구에서는 RI 폐기물 중에 함유하고 있는 ^{147}Pm 을 분리하고 기체비례계수기를 이용하여 베타 방출핵종의 방사능을 측정결과에 대해 검토하였으며, ^{147}Pm 분석방법에 대한 측정불확도 추정결과를 제시하였다.

2. 실험 및 결과

기체비례계수기의 동작전압을 설정하기 위하여 1100~1650 V 까지 30 V 간격으로 전압을 증가시키면서 플라토우 곡선을 작성하고 적정 전압을 1530 V로 설정하였다. 또한 시스템의 안정적인 운용을 위하여 ^{90}Sr 표준선원을 이용하여 시스템의 계측효율을 측정하였으며, 측정결과 48.8 %의 계측효율을 보였다.

표준선원을 이용한 건고물의 무게에 따른 베타선 계측효율을 보정하기 위하여 7개의 바이알에 시료용액과 매질이 유사한 용액에 ^{147}Pm 운반자로서 네오디뮴을 1~20 mg을 점진적으로 증가시키면서 넣고 ^{147}Pm 표준용액(1133.4 dpm, 01-Feb-2007)을 각각 0.1 mL씩 각각 가하였다. 비커를 가열판 위에 올려놓고 2~3 mL가 될 때까지 증발시키고 식힌 후에 4 M HNO_3 로 무게를 아는 planchet 위에 옮겨 I.R lamp로 건조하였다. 가열판 위에서 1~2 분 간 태운 다음 식혀서 desiccator에 넣고 실온까지 냉각시키고 Planchet의 무게를 측정하여 기록하고, 염의 무게를 계산하였다.

각 planchet을 저준위 기체 비례 계수기로 30 분간 3 회씩 계측하고, 3회 계수값의 평균을 구하였으며, 미리 알고 있는 방사능량을 이용하여 각각의 침전 무게에 대한 계측효율을 계산하였다. 계산된 계측효율과 염의 무게와의 상관관계를 도시하고 다음과 같은 식을 얻었다.

$$E_{ff} = 5.778 + 6.976 \times e^{(-Wt/9.615)}$$

여기서, Wt 는 염의 무게이다.

시료는 스폰지, 장갑, 비닐, 형질등 가연성 폐기물과 유리, 알루미늄 막대, 야광시계 문자판 등 비가연성 폐기물이었으며, 이들 시료를 10~20 g 취하여 회분하거나 산 및 초음파를 이용하여 시료를 분해하여 용액으로 조제하였다. 시료 용액에 네오디뮴 추적자를 10 mg 첨가하고 산화네오디뮴(산화 프로메치움) 침전을 얻은 후 800 °C로 가열하고 침전을 무게를 알고 있는 프란첵에 옮긴 다음 침전 무게를 측정하였다. 표준물에 의한 계측효율 보정식에 의하여 얻어진 침전 무게의 계측효율을 구하고 기체 비례계수기를 이용하여 50분간 3회 측정하였다. RI폐기물 시료에 대한 ^{147}Pm 방사능의 세기는 다음의 식을 이용하여 계산하였다.

$$A (Bq/g) = \frac{(C_g - C_b)}{E_{ff}} \times \frac{1}{w} \times \frac{1}{60}$$

여기서, A = 시료의 ¹⁴⁷Pm 방사능 세기 (Bq/g)
 w = 시료의 무게(g)
 C_g = 베타선의 전 계수율 (cpm)
 C_b = 바탕 계수율 (cpm)
 E_{ff} = 염의 무게를 보정한 계측효율

측정불확도를 산출하기 위하여 얻어진 데이터의 계수율은 2σ로 나타내므로 σ로 바꾸어 주고 다음과 같이 계산하였다

$$\bar{r} = \frac{r_1 + r_2 + r_3}{3}$$

$$S_r^2 = \left(\frac{1}{3}\right)^2 S_{r_1}^2 + \left(\frac{1}{3}\right)^2 S_{r_2}^2 + \left(\frac{1}{3}\right)^2 S_{r_3}^2$$

3. 결론

RI폐기물 시료 중에 함유된 ¹⁴⁷Pm의 방사능을 측정하기 위하여 기체비례계수기를 이용하였으며, 방사성 표준물을 이용하여 침전물 무게에 따른 계측효율을 보정하였다. RI폐기물 시료 중 가연성 15개 및 비가연성 13개 시료에 대하여 방사능 농도를 측정한 결과 ¹⁴⁷Pm의 방사능은 시료의 특성에 따라 큰 차이를 나타냈으며, 비가연성 1개 시료를 제외한 모든 시료에서 방사능이 검출되었다.

참고 문헌

1. ASTM D: 3648-03, "Standard Practices for the Measurement of Radioactivity"
2. ASTM D: 1890-96, "Standard Test Method for Beta Particle Radioactivity of Water".
3. TENNELEC Co., "LB5100 Operation Manual".

조밀건식저장시설 갠트리 크레인의 단일고장방지 적용기술

백창열, 장현기, 이대기

한국수력원자력(주) 대전광역시 유성구 장동 25-1

baegcy@khnp.co.kr

1. 서론

원전의 가동연한 증가에 따라 사용후연료 발생량도 꾸준히 증가하여 일부 발전소의 경우 기존 저장시설의 용량이 포화되고 있는 실정이다. PWR 사용후연료의 경우 저장용량 확보를 위해 저장 여유가 있는 인근 호기로 운반하여 저장하고 있으며, CANDU 사용후연료의 경우 월성원자력발전소 부지내에 별도로 운영중인 건식저장시설로 운반하여 저장하고 있다. 원전의 안전에 중요한 계통, 기기 및 구조물은 지진, 홍수 등의 자연 재해를 견딜 수 있도록 설계되어야 한다. 따라서 사용후연료를 취급하는 크레인도 지진 등 자연재해 시에 안전기능을 유지하여 사용후연료 또는 운반용기를 떨어뜨리지 않고 구조적 건전성을 유지하여야 한다. 사용후연료 등 운반물을 안전하게 취급할 수 있도록 안전성을 증가시키고, 하중이 걸리는 부분에 이중성 또는 다중성을 부여하여 취급설비의 신뢰성을 증가시키도록 한 것이 단일고장(사고)방지 기능이며 이를 적용한 크레인이 단일고장방지크레인(Single Failure Proof Crane)이다. 월성원전의 경우 사용후연료 저장공간을 추가로 확보하기 위해 조밀건식저장시설을 건설중이며, 이 시설중 사용후연료 운반용기 및 보조장치를 취급하기 위한 갠트리 크레인은 안전성을 고려하여 단일고장방지 기능을 적용하였다.

2. 본론

월성원전 사용후연료 조밀건식저장시설의 갠트리 크레인은 사용후연료 운반용기(Transport Flask)를 취급하기 위한 주 호이스트와 저장 및 장전 플러그, 안내공구(Guide Mechanism) 등 보조장치를 취급할 수 있는 보조 호이스트로 구성되며 전체 개요는 그림 1과 같다. 갠트리 크레인은 40톤(30톤/10톤) 용량으로 옥외에 설치되며 안전정지기준지진(SSE) 발생시에도 최대 임계하중을 떨어뜨리지 않고 유지하여야 하며, 브릿지와 트롤리는 제자리를 유지하여야 한다. SSE 발생 후에는 그 기능을 유지하지 않아도 되지만 구조적 건전성은 유지되어야 한다.

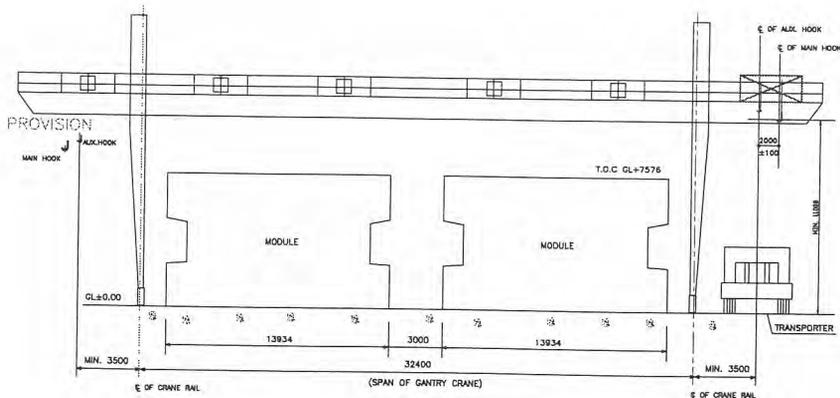


그림 1. 조밀건식저장시설 갠트리 크레인 개요도

2.1 일반요건

조밀건식저장시설의 갠트리 크레인은 주 호이스트와 보조 호이스트를 같은 트롤리에 설치하여야 하며, 운반용기와 플러그를 동시에 인양 하였을 때 간섭이 일어나지 않아야 한다. 크레인의 호

이스트는 이송중 전력상실 사고중에도 그 자세와 위치를 유지해야 하며, 크레인의 트롤리와 브릿지는 저장 모듈의 모든 지역으로 이동할 수 있어야 한다. 크레인은 대기위치에 있을 때 바람으로 인해 이동하는 것을 방지하기 위한 수동 대기 시스템을 설치하여야 한다. 장전 플러그 또는 저장 플러그를 취급하는 보조 호이스트는 운반용기를 취급하는 주 호이스트와 동시에 작동되지 않도록 연동장치를 장착하여야 한다.

2.2 단일고장방지 적용기술

갠트리 크레인은 NUREG-0554의 단일고장방지 요건에 따라 운영중 전력상실이나 기계적인 고장으로 인한 경우에도 하중을 안전하게 처리할 수 있는 크레인으로 주요 특징은 다음과 같다[1].

주 및 보조 호이스트는 ASME NOG-1에 따라 이중 구동 및 제동 장치(그림 2) 요건에 부합되어야 하며 비상시 하중을 내릴 수 있도록 하여야 한다[2]. 와이어 로프 감김(Reeving)장치(그림 3)는 운전 중 로프 파손시 수직 배열을 유지하고 하중을 두개 경로로 지지할 수 있도록 독립된 하중 경로를 가져야 한다. 제동장치는 호이스트 전동기가 정지하여 있을 때 인양하중으로 인한 미끄럼을 방지할 수 있어야 하며, 정격용량의 150% 이상을 견딜 수 있어야 하며, 와이어 로프가 끊어졌을 때 가동되는 비상 제동장치는 정격용량의 130% 이상을 견딜 수 있어야 한다. 지진 하중조합은 ASME NOG-1 Section 4140의 가혹한 환경과 극히 가혹한 환경의 하중조합에 의해 설계되어야 하며, 하중 영향은 ASME NOG-1의 Table 4153.7-1을 사용하여야 한다. 크레인에 부착된 주요 구성품은 SSE 중에 크레인으로부터 이탈되지 않음을 확인할 수 있는 해석이 수행되어야 한다[3].

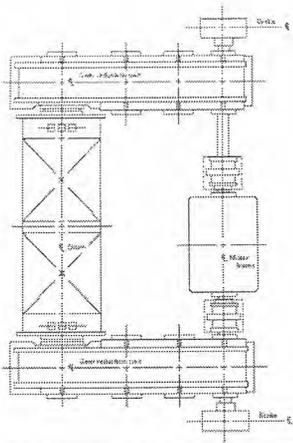


그림 2. 로프 구동 및 제동 장치(예)

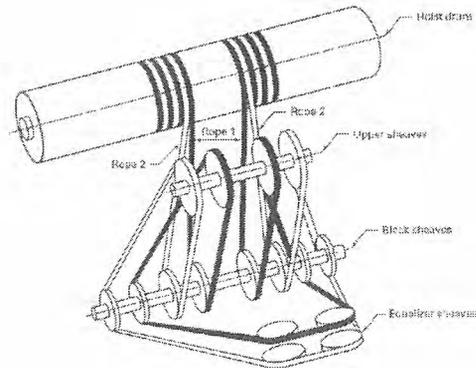


그림 3. 로프 감김장치(예)

3. 결론

월성원전 사용후연료 조밀건식저장시설의 갠트리 크레인은 사용후연료를 취급하기 위한 설비로 안전성을 증가시키기 위해 하중이 걸리는 부분에 이중성을 부여하고 주요 부품 설계시 안전율을 충분히 고려하였으며, SSE 발생시에도 최대 임계하중을 낮추지 않고 구조적 건전성이 유지되도록 단일고장방지기능을 적용하였다. 사용후연료에 대한 운반/저장의 필요가 꾸준히 증가하는 추세이므로 향후 추가되는 사용후연료 취급설비 또는 보강이 필요한 경우 원전의 신뢰성 제고를 위해 단일고장방지기능을 적용하는 것이 바람직할 것으로 판단된다.

참고문헌

- [1] NUREG 0554, Single Failure Proof Cranes for Nuclear Power Plants
- [2] ASME NOG-1, Rules for Construction of Overhead and Gantry Cranes
- [3] 조밀건식저장시설 갠트리 크레인 기술규격서

삼중수소 운반 및 저장용기의 낙하해석을 통한 구조건전성 평가

최우석, 김기영, 서기석, 이민수, 백승우, 손순환*, 송규민*

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

* 한국전력공사 전력연구원, 대전광역시 유성구 문지동 103-16

wschoi@kaeri.re.kr

1. 서론

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 연구용도를 활용되고 있다. 향후 핵융합로에서 사용될 삼중수소의 수요를 고려할 때, 삼중수소 운반 및 저장용기의 필요성이 매우 증대된다고 할 수 있다. 이에 따라 3.7 PBq, 370 TBq, 37 TBq, 3.7 TBq 용량의 다양한 삼중수소 운반 및 저장용기가 개발중이다. 방사성 물질의 운반용기는 과학기술부 고시 제 2001-23호, IAEA Safety Standard Series No. TS-R-1 및 US 10 CFR Part 71 등에서 규정하고 있는 조건들에 만족하여야 한다. 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 3.7 PBq 용기에 대한 낙하해석을 수행하여 구조건전성을 평가하였다.

2. 낙하해석을 통한 구조건전성 평가

신규로 개발된 3.7 PBq 용량의 삼중수소 운반용기는 Fig. 1과 같다. 운반 사고조건에 대한 구조건전성 평가는 9 m 바닥수직낙하, 수평낙하, 뚜껑무게중심, 수평파열에 대한 해석을 수행하여 평가하였다. 표 1은 삼중수소 운반용기 2차용기의 재료물성과 응력제한값(stress limit)을 보여주고 있다. 삼중수소 운반용기 2차용기의 재질로 사용하는 STS304의 일차막응력 P_m 은 $2.4S_m$ 과 $0.7S_u$ 중에서 작은 값인 331.2 MPa을 초과하지 말아야 하며, 일차굽힘응력 P_m+P_b 는 $3.6S_m$ 과 $1.0S_u$ 중에서 작은 값인 496.8 MPa을 초과해서는 안 된다. 운반 사고조건에서의 해석결과를 분석하여 삼중수소 운반용기 2차용기의 최대 응력 발생이 예상되는 5개의 SCL(Stress Classification Line)을 적용하여 응력분석을 수행하였다. 이 응력분석에서 도출된 응력성분을 응력한계와 비교하여 구조적 안전성을 평가하였다. 운반사고조건에 대하여 수행한 4가지 낙하해석 가운데 바닥수직낙하해석의 경우를 그림 2에서 그림 6에 나타내었다.

표 2는 운반 사고조건에서 낙하 및 파열해석결과와 응력한계와 해석결과를 정리한 것이다. 모든 방향의 낙하 및 판통해석결과는 응력한계값을 초과하지 않았다. 결과적으로 운반 사고조건에서 구조적 안전성이 유지됨을 확인하였다.

표 1 운반 사고조건에서의 설계응력강도와 응력한계

Material		Mechanical properties and Stress Limit(MPa)				
		Design Stress Intensity (S_m)	Yield Strength (S_y)	Ultimate Strength (S_u)	작은 값 적용	
일차막응력 (P_m)	STS304	*138	*207	*517	$2.4S_m$	$0.7S_u$
					331.2	361.9
일차굽힘응력 ($P_m + P_b$)	STS304	*138	*207	*517	$3.6S_m$	$1.0S_u$
					496.8	517

표 2 운반 사고조건에서의 응력한계와 해석결과

운반 사고조건		응력한계와 해석결과		
		응력한계[MPa]	해석결과[MPa]	구조건전성 평가
바닥 수직낙하	P_m	*331.2	65.72	건전
	$P_m + P_b$	*496.8	157.98	건전
수평낙하	P_m	*331.2	63.77	건전
	$P_m + P_b$	*496.8	70.83	건전
뚜껑	P_m	*331.2	65.3	건전
무게중심낙하	$P_m + P_b$	*496.8	79.86	건전
	P_m	*331.2	53.3	건전
수평파열	$P_m + P_b$	*496.8	109.85	건전



그림 1 삼중수소 운반용기 개략도

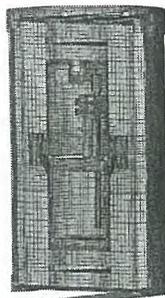


그림 2 바닥수직낙하 유한요소 모델

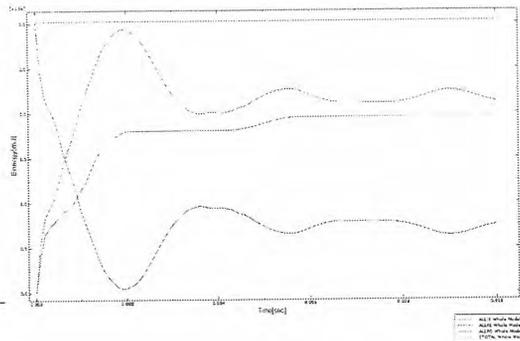


그림 3 바닥 수직낙하모델 에너지 선도



그림 4 바닥 수직낙하 전체 모델



그림 5 바닥 수직낙하 2차용기 모델



그림 6 바닥 수직낙하 1차용기 모델

3. 결 론

개발된 신규 삼중수소 운반용기의 운반사고조건에 대한 낙하해석을 수행한 결과 운반사고조건 하에서 구조건전성을 유지하는 것으로 평가되었다. 추후 삼중수소 운반용기에 대한 시험모델이 제작되면 안전성 입증 시험을 실시하고 낙하해석결과와 안전성 시험 결과를 비교 검토할 예정이다. 정상운반조건에 대한 해석은 본 논문에는 포함하지 않았다.

참고문헌

1. 과기부고시 제2001-23호, "Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material", 2001.
2. IAEA Safety standard Series No. TS-R-1, "Regulations for Packaging and Transportation of Radioactive Material", 2000 Ed.
3. U.S. Code of Federal Regulations, Title 10, Part 71, "Packaging and Transportation of Radioactive Material", 2004 Ed.

Reliability of Remediation Design Using Stochastic Optimization Method

N.Y. Ko, K.K. Lee*, Y.K. Koh

Korea Atomic Energy Research Institute, 1045 Daedeokdaero, Yuseong-gu, Daejeon, 305-353, Korea

*Seoul National University, 599 Gwanak-ro, Gwanak-gu, Seoul 151-742, Korea

nyko@kaeri.re.kr

1. Introduction

In groundwater management problems, it is widely accepted that the management strategy using an optimization technique may have uncertainty due to the scarcity of information about a hydrogeological setting or contaminant distribution. So, stochastic optimization approaches have been employed in order to consider the uncertainty from incomplete information by limited point measurements (Freeze and Gorelick, 1999).

In this study, the objective is to optimize reliable groundwater remediation designs considering the uncertainty of hydraulic conductivity by multiple realization approach. From the limited sampling measurements, the reliable remediation designs were obtained and analyzed for design factors and reliability.

2. Optimization of Groundwater Remediation Designs under Uncertain Parameters

2.1 "True" and Interpolated Domains

A two-dimensional unconfined aquifer was generated as a 'true' contaminated aquifer environment (Fig. 1). The concentration contours represent 80.0, 50.0, 20.0, 10.0, and 1.0 mg/L from outside. 40 locations were selected for measurements of hydraulic conductivity and pollutant concentration from the true domain (Fig. 2).

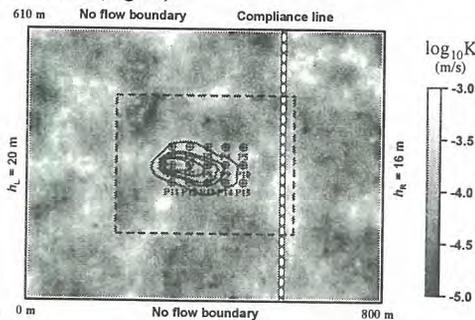


Fig. 1 "True" domain.

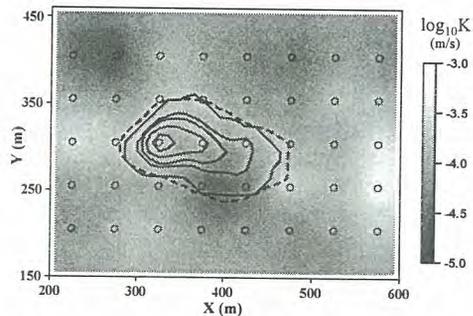


Fig. 2 Interpolated domain.

2.2 Objective Function

The objective function was set to minimize a total pumping volume and the number of pumping wells:

$$\text{Minimization Pumping Volume} = q_{\text{well}} \times t \ \& \ N_{\text{well}} \quad (1)$$

where q_{well} is the pumping rate; t is the required time for remediation; N_{well} is the number of pumping wells. The maximum allowable concentration, time, pumping rate, and drawdown are 1.0 mg/L, 1095 days, 200 m³/day, 4.0 m, respectively. The candidate design is considered as failure to satisfy the goal if the concentration at the compliance line is over 1.0 mg/L.

2.3 Stochastic Optimization Using Multiple Realization Approach

In the multiple realization approach, a certain number of realizations are involved in optimization process, and a simulation-optimization method is used individually on each realization (Feyen and Gorelick, 2004). If 50 realizations (or stacks) of hydraulic conductivity field are supposed, a simulation-optimization method is involved in 50 realizations. These have same influences of 50 constraint sets on optimization process. If the candidate design can meet the constraints of all realizations, or has the maximum fitness in all realization, it is determined as an optimal remediation design. A genetic algorithm is used as an optimization method.

3. Results

A series of optimal remediation designs were determined with various stack size, which means the number of realizations involved in multiple realization approach: 1, 2, 5, 10, 20, and 50. The more stacks are included, the more number and rates of extraction wells are required.

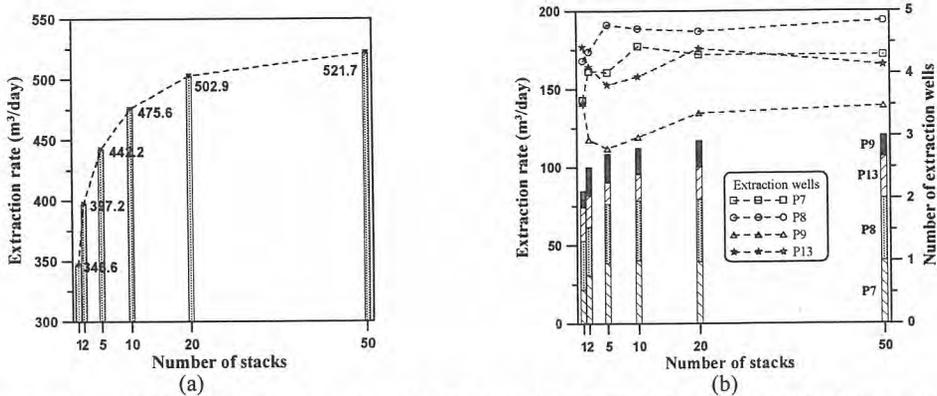


Fig. 3 Averages of (a) total extraction rate and (b) usage frequency and average rates of extraction wells.

The reliability increases as the more realizations are included in the multiple realization approach. In small stack size, the optimal designs may be only available on the small part of generated realizations. As the more stacks are involved, the domains satisfying the remediation goals also increase. So, the designs obtained in the larger stack size have the more reliability because a wider uncertainty in hydraulic conductivity is involved.

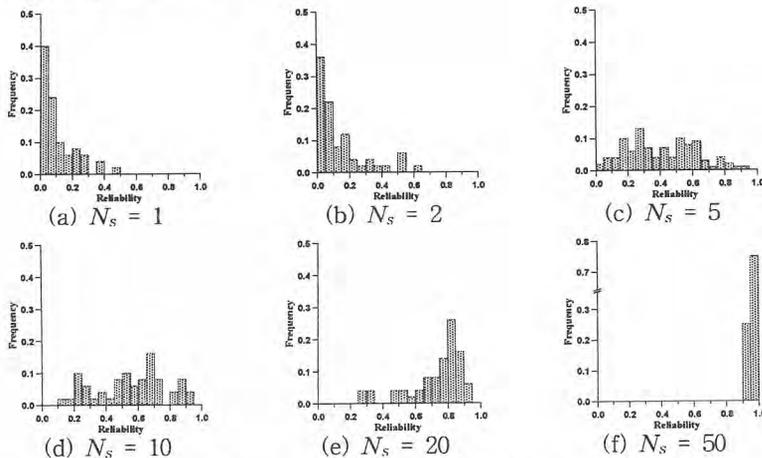


Fig. 4 Reliability histograms for the each number of stacks (N_s).

4. Conclusion

Reliable designs of groundwater remediation using pump and treat method were optimized considering the uncertainty of hydraulic conductivity by multiple realization approach. In multiple realization approach, the more stack size is given, the more total remediation cost, extraction rates, and the number of selected wells are required and the more reliable designs can be achieved. Although this method requires many computing resources, stochastic simulation-optimization method can give various merits for practical remediation designs by selection of extraction wells as well as consideration of uncertainty in hydraulic parameters.

REFERENCES

[1] Feyen, L. and Goelick, S.M., "Reliable groundwater management in hydroecologically sensitive areas," Water Resources Research, 40(7), doi:10.1029/2003WR003003(2004).
 [2] Freeze, R.A. and Gorelick, S.M., "Convergence of stochastic optimization and decision analysis in the engineering design of aquifer remediation", Ground Water, 37(6), 934-954(1999).

B(U)형 방사성폐기물 운반용기의 열전달해석 평가

이주찬, 방경식, 최우석, 강희영, 서기석
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
sjcleee@kaeri.re.kr

1. 서론

본 연구에서는 원자력발전소에서 발생하는 방사성폐기물을 운반할 수 있는 B(U)형 운반용기의 열전달해석을 수행하였다. 본 논문에서 기술하는 운반용기는 폐수지를 포함한 각종 방사성폐기물을 운반할 수 있으며, 운반물의 최대 방사능량은 폐수지를 기준으로 850 Ci 이다. 이와 같은 운반물의 방사능 크기는 운반용기 관련 법규에서 규정하고 있는 방사능 제한 값인 A_2 값보다 크므로, 운반용기는 B(U)형 운반물로 구분된다. 운반용기는 폐수지를 담은 고전전성용기 뿐만 아니라 발전소에서 발생하는 폐필터 및 농축폐액, 320리터 및 200리터 폐기물 드럼도 운반할 수 있도록 설계하였다.

운반용기는 그림 1과 같이 원통형 형상으로 차폐용기인 운반용기 본체와 상하부의 완충체로 구성된다. 용기 본체는 200 mm 두께의 탄소강, 뚜껑은 200 mm 두께의 스테인리스강으로 구성되며, 용기 본체와 뚜껑의 체결부위에 단차를 주어 방사선차폐 및 구조적 건전성 측면을 고려하였다. 용기의 상하부에는 스테인리스강 케이싱 내부에 비치우드를 채워 넣은 충격완충체가 설치된다. 완충체는 낙하사고조건에서 충격흡수 및 화재사고조건에서 단열 기능을 하며, 용기의 측면방향에 대한 별도의 단열재를 고려하지 않았다. 충격완충체를 제외한 운반용기의 치수는 직경이 1,740 mm, 높이가 1,760 mm이며, 완충체를 포함한 용기 치수는 직경이 2,300 mm, 높이가 2,360 mm이다. 운반용기의 중량은 완충체가 약 2.5톤, 용기 본체가 17.4톤이며, 운반내용물을 포함할 경우 총 중량은 약 22.5톤이다.

2. 열전달해석 조건 및 방법

B(U)형 운반용기는 국내·외 운반용기 관련 법규[1, 2]에서 규정하고 있는 정상운반 및 운반사고조건에서 안전성이 유지되어야 한다. 즉, 정상운반조건에서는 운반용기 내부의 운반물로부터 방출되는 붕괴열(decay heat)을 외부로 적절하게 방출시켜야 하며, 운반사고조건인 800 °C 화재조건에서는 외부 화염으로부터 유입되는 열을 적절히 차단하여 설계압력 유지 및 밀봉재, 차폐재 등 주요 부품의 허용온도를 초과하지 않아야 한다. 열전달해석에서는 운반내용물 중 발열량이 가장 큰 폐수지를 고려하였다. 폐수지로부터 발생하는 발열량은 ORIGEN-2 코드를 이용하여 계산된 4.5 W를 고려하였다. 정상운반조건은 38 °C의 고온조건과 -40 °C의 저온조건으로 구분되며, 고온조건에서는 최대 일사량을 적용하며, 저온조건에서는 일사량이 없는 조건이다. 일사량은 곡면에 해당하는 운반용기 측면에서는 400 W/m², 수직평면에 해당하는 운반용기 상부표면에서는 800 W/m²를 고려하였다. 운반사고조건은 주변온도 38 °C의 정상조건 하에서 800 °C 화재가 30분 동안 진행된 후 자연 냉각조건이다. 정상운반조건 및 운반사고조건에서 운반용기 내부에서 발생하는 최대 붕괴열을 고려하였다. 열해석을 위한 전산 프로그램은 범용 열 유동해석 코드인 FLUENT 코드를 사용하였다.

3. 열전달해석 결과 및 평가

정상운반 및 운반사고조건에 대한 열안전성 평가 결과를 표 1에 요약하여 나타내었다. 정상조건은 주변온도 -40 및 38 °C에서 일사량이 있는 경우와 없는 경우이며, 일사량을 고려하지 않은 경우 운반용기 내부의 운반 내용물의 온도만 약 1-2 °C 정도 상승하였을 뿐 용기 본체를 포함한 대부분의 온도가 주변온도와 같게 나타났다. 최대 일사량을 고려한 경우 운반용기의 표면온도는

운반법규에서 규정하고 있는 허용 표면온도 85 °C보다 낮은 60 °C로 나타났다. 고온조건에서 운반용기의 본체를 포함한 모든 부위의 온도가 60 °C 이내로 계산되었으며, 따라서 운반용기는 주변온도 38 °C의 정상조건에서 열적 건전성이 충분히 유지될 것으로 판단된다. 정상조건에서의 운반용기 내부압력은 대기압의 1.1배인 1.10 bar(절대압력)으로 계산되었으며, 내부압력을 보수적으로 가정하여 100 kPa(계기압)으로 설정하였다. 이 압력은 교육과학기술부고시 2008-69호에 명시된 최대 정상운전압력 700 kPa(계기압) 이내이므로 압력조건에 대한 기준을 충분히 만족한다.

운반사고조건은 고온조건하에서 800 °C 화재가 30분 동안 진행된 후 자연냉각 조건을 적용하였다. 즉, 고온조건에서 정상상태의 온도를 구한 후에 화재사고조건에서의 시간의 변화에 따른 과도상태에 대한 해석을 수행하였다. 그림 2는 화재 후 0.5, 1.0, 2.0, 3.0시간이 경과하였을 때 온도분포를 보여준다. 표 1은 열해석 결과이며, 30분 화재사고조건에서 운반용기 본체의 온도는 최대 298 °C, 뚜껑의 온도는 최대 137 °C로 계산되었다. 운반용기 본체에 비하여 뚜껑의 온도가 상대적으로 낮게 나타났으며, 이것은 운반용기 상부에 장착된 충격완충체가 단열 기능을 함으로써 나타난 결과이다. 폐수지의 최대온도는 108 °C까지 상승하지만 일반 레진의 분해 온도가 220 ~ 450 °C 정도로 알려져 있으므로 물리적, 화학적인 반응은 일어나지 않을 것이다. 운반용기의 격납경계를 이루는 O-ring의 온도는 화재가 진행된 후 1.0시간에서 최대 148 °C까지 상승하지만 Viton O-ring의 허용온도가 250 °C이므로 운반용기의 격납 건전성이 충분히 유지될 것이다. 이상의 결과로 보아 B(U)형 방사성폐기물 운반용기는 화재사고조건에서도 열적 건전성이 충분히 유지될 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

- [1] 교육과학기술부 고시 제 2008-69호, "방사성물질 등의 포장 및 운반에 관한 규정", 2008.
- [2] IAEA Safety Standard Series No. TS-R-1, "Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material", 2005.

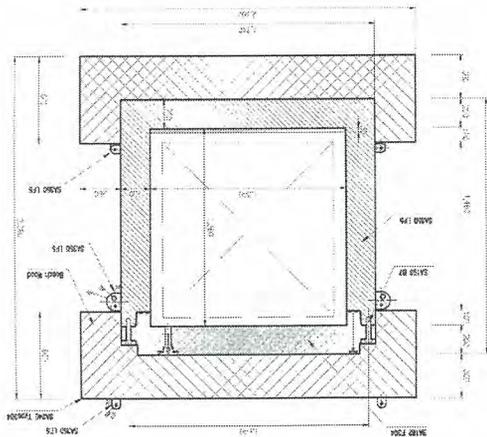


그림 1. 운반용기 단면도.

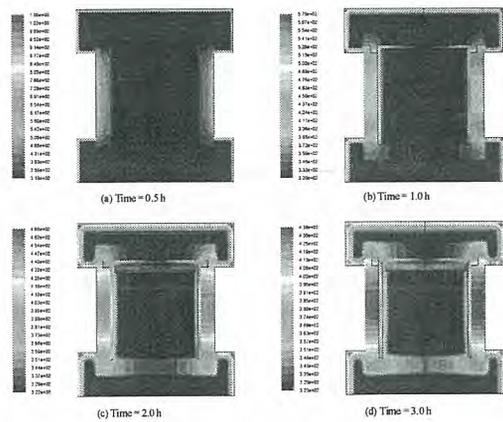


그림 2. 화재사고조건 온도분포.

표 1. 정상운반 및 운반사고조건에 대한 열해석 결과

Item	Calculated values		Allowable values
	Normal condition	Accident condition	
Spent resin temperature	-38 ~ 52 °C	108 °C	220 °C
O-ring seal temperature	-40 ~ 50 °C	148 °C	-40 ~ 250 °C
Cask body temperature	-40 ~ 52 °C	298 °C	-
Cask lid temperature	-40 ~ 51 °C	137 °C	-
Cask surface temperature	-40 ~ 60 °C	790 °C	85 °C (normal)
Maximum pressure	100 kPa	200 kPa	700 kPa (normal)

고방사성환경용 원격클린업시스템

김기호, 박장진, 송기찬, 박병석
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
khkim5@kaeri.re.kr

1. 서론

경수로 사용후핵연료를 재활용하고자 하는 기술이 한국원자력연구소에서 개발 중에 있다. 사용후핵연료는 고방사성물질로서 작업자의 직접 취급이 불가능하기 때문에 사용후핵연료의 모든 제조·공정 작업은 한국원자력연구소 조사재시험시설의 특수시험시설 핫셀에서 원격으로 수행 된다. 사용후핵연료와 같은 고방사성물질을 취급 및 처리하는 제조·공정 과정에서는 사용후핵연료 분진 및 미세입자의 방사성 폐기물 등이 필연적으로 발생하며, 이들은 핫셀 바닥에 날리 퍼져서 핫셀 시설물 또는 제조·공정장비를 오염시켜 결과적으로 장비를 손상시키고 가동률을 단축시키며 시설물의 건전성을 저감시킨다. 일반적으로 이러한 고방사성 미세분진폐기물들은 핫셀 내에 설치된 진공청소기 또는 진공흡입식 청소로봇 등을 사용하여 제거하거나, 핫셀 가동정지 중에 특수방호복을 착용한 작업자가 투입되어 정해진 시간 내에 조금씩 순차적으로 제거한다. 진공흡입식 청소 장치 또는 청소로봇 등은 블로워를 통한 흡입력에 의존하여 바닥에 있는 오염분진폐기물을 제거하는 방식으로 바닥에 면에 있는 얼룩 또는 고착되어 있는 오염분진폐기물들은 제거할 수 없다. 또한, 제염용액을 적신 제염지, 걸레, 스펀지와 같은 도구를 사용하는 마루 닦기 장치는 일회 사용으로 오염되므로 오염된 도구로 연속적으로 바닥 닦기 작업을 수행하는 것은 오염면적을 더욱 더 확산시키며, 제염 작업 효율이 떨어지며, 폐기물 양을 증대시키고 이를 처리하는 데 여러 가지 문제점이 있다.

본 연구에서는 고방사능으로 오염된 지역에 작업자를 직접 투입하지 않고 오염된 핫셀 바닥을 원격으로 닦아서 청소할 수 있는 원격클린업시스템을 개발한다. 개발된 원격클린업시스템의 기계적 특징과 시스템 구성, 운용 등에 대하여 고찰하고, 또한 모사 환경에서 모사 오염물질에 대한 닦기 시험을 실시하여 원격클린업시스템의 성능을 평가하고 원격 제염작업의 효율성을 검증한다.

2. 원격클린업시스템

원격클린업시스템은 물걸레와 유사한 기능을 가진 특수공구를 사용하여 핫셀 바닥을 주행하면서 바닥면에 산재·고착해 있는 미세한 오염물질을 원격으로 닦아서 제거하는 시스템이다. 원격클린업시스템은 크게 닦기 매스터, 닦기 슬레이브(핫셀 내측에 설치), 통합 제어반(핫셀 외측에 설치)등으로 구성되며 닦기 매스터는 통합제어반 상부에 설치되어 있다(그림 1). 조작자는 안전지역(핫셀 외측)에서 닦기 매스터를 통하여 오염지역에 위치한 닦기 슬레이브를 제어하면서 동시에 닦기 슬레이브가 핫셀 바닥을 닦을 때 발생하는 닦기 힘(mopping force)을 손으로 느끼면서 원격으로 핫셀 바닥의 제염작업을 수행한다.

닦기 매스터는 조작자와 닦기 슬레이브 간에 실시간 상호작용을 가능케 하는 인터페이스 장치, 즉 입력장치이다. 닦기 매스터는 핫셀 내측에서 바닥 닦기 작업을 수행하는 닦기 슬레이브를 조종하는 장치로서 닦기 매스터에서 생성된 지령명령은 닦기 슬레이브에 전달되며, 또한 지령명령에 반응한 닦기 슬레이브의 모션은 피드백되어 닦기 매스터의 핸드그립을 쥐고 있는 조작자에게 전달된다. 닦기 슬레이브는 핫셀 내부에서 오염된 핫셀 바닥의 닦기 청소작업을 직접 수행하는 수단으로, 무한궤도 방식의 주행부와 오염물질을 닦아낼 천을 감고 있는 롤러형태의 닦기천, 닦기천을 지지하고 실제로 닦기 청소작업을 실행하는 닦기부 등으로 구성되며, 이들은 고장 또는 손상시 수리 및 교체 등 유지보수가 원격으로 용이하도록 모듈식으로 설계·제작되었다. 통합제어반은 원격클린업시스템의 제어 위치를 제공하며, 닦기 매스터와 닦기 슬레이브 간의 양방향 제어를 실시간으로 구현하기 위하여 구성되었다. 통합제어반은 크게 닦기 슬레이브를 제어하기 위한 닦기 매스

터, 실시간 제어 상황을 보여주는 디스플레이 패널, 비상시 닦기 슬레이브를 제어하기 위한 조이스틱 등으로 구성되었다. 또한 산업용 PC, 데이터 입·출력보드, 제어보드, 서보앰프, 회로, 전원 공급장치, 그리고 실시간 제어를 지원하는 소프트웨어 등으로 통합제어반을 구성하였다. 실시간 제어시스템의 운용에 필요한 프로그램 개발은 MATLAB/Simulink 기반의 xPC-Target/Embedded Option 개발환경을 이용하였다.

개발된 원격클린업시스템의 오염물질 제거 능력을 알아보기 위하여 인위적으로 구성된 모사 환경에서 모사 오염물질 제거 실험을 실시하였다. 오염물질을 제거하는 제염작업의 정량적 평가를 위하여 본 연구에서는 화상처리 기법을 이용하였다. 오염물질이 제거되기 전의 바닥면 영상과 원격클린업시스템의 닦기 슬레이브가 바닥을 한 번 닦고 지나간 후의 영상을 비교하여 검은 점으로 표현되는 오염지역 면적을 비교하는 것으로 제염의 정도를 정량적으로 평가하였다. 이를 위하여 먼저 닦기 작업 전과 후의 바닥면 영상을 촬영하고 화상처리의 정확성 향상을 위하여 영상에 존재하는 조명에 의한 그라데이션(gradation) 효과를 제거한 후 그 영상을 이진화 하였다. 바닥에 표시된 15cm 폭의 띠 모양의 오염구역을 12cm 폭의 롤러가 닦고 지나간 4각형 영역에 대하여, 이진화 영상에서 검은색 반점으로 표현되는 오염지역 면적이 닦기 작업 후에 얼마만큼 제거되었는지 측정하여 그 제거율로서 닦기 성능을 추정하여 보았다(그림 2). 실험결과 닦기 슬레이브에서 롤러에 감기는 천의 속도가 닦기 슬레이브의 이동속도와 같은 경우에는 오염면적 중 99.9% 이상이 제거됨을 확인할 수 있었다.

3. 결론

본 연구에서는 작업자의 접근이 극히 제한되거나 불가능한 고방사성지역에서 원격으로 바닥표면을 닦아서 제염할 수 있는 원격클린업시스템을 개발하였다. 개발된 원격클린업시스템을 사용하여 고방사성지역에서 제염작업을 수행하는 것은 작업자의 안전성을 증대하고, 시설의 건전성을 제고하고, 또한 작업자의 개인피폭선량을 줄이는 효과가 있다. 개발된 원격클린업시스템은 모의시험 시설에서 원격운용을 통하여 성능을 입증하였으며, 현재 시스템의 안정화를 위해 반복 시험 중에 있다.

사 사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.



그림 1. 원격클린업시스템의 구성

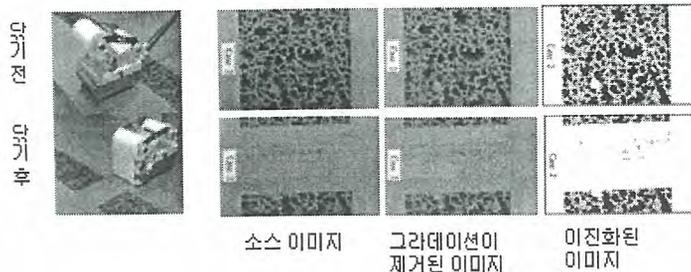


그림2. 화상처리기법에 의한 오염제거율 시험

신규개발 감마-중성자 통합 측정장치 설치 및 성능시험

주준식, 박광준, 신희성, 강희영, 김호동

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 대덕대로 1045

njsu@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료(spent fuel: SF)에 대한 핵특성을 규명하기 위한 측정시험은 작업종사자의 안전을 위하여 수조, 핫셀, 차폐글로벌박스 등과 같이 방사선 차폐가 완벽한 시설에서 이루어져야 한다. 사용후핵연료 집합체나 또는 핵연료봉과 같이 부피가 크고 방사선 준위가 높은 경우, 수조 및 핫셀에서 측정시험이 수행되어야 하지만, 소량의 디스크형 핵연료시편이나 용해시료의 경우, 집합체나 연료봉에 비해 상대적으로 방사능 준위가 높지 않기 때문에 차폐글로벌박스 내에서 핵물질 측정을 수행할 수 있다. 핵연료 특성 규명에는 여러 가지 측정방법이 사용되고 있지만 그 중에서 가장 많이 사용되는 비파괴적인 방법은 중성자측정 및 감마선분광분석 방법이다. 본 연구에서는 pyro공정 핵물질 계량을 위한 전단계로서, 소량의 디스크형 사용후핵연료 시편 및 용해시료에 대한 핵특성을 분석하기 위하여 우리 실정에 맞게 감마/중성자 통합 측정시스템을 설계/제작하고 비방사능구역 성능시험을 거쳐 차폐글로벌박스내에 설치하게 되었다.

2. 감마-중성자 측정 시스템 구축

본 감마/중성자 통합 측정 장치는 방사선 준위가 비교적 높은 사용후핵연료 시편/시료를 취급하기 때문에 감마측정 장치에서는 시준기와 검출기 차폐체에 그리고 중성자 측정장치에서는 중성자 감속재 보호를 위한 감마선 차폐체와 사용후핵연료 시편 홀더에 역점을 두었다.

측정대상 시편이 비록 소량일지라도 핵연료시편이기 때문에 측정 핵연료의 냉각시간에 따라 차이는 있지만 방사능은 거의 1Ci 내외의 세기를 갖게 된다. 따라서 시편과 검출기 사이에 시준기 설치가 필수적이며, 또한 차폐도 고려하여야 한다. 이를 위하여 차폐와 입체각 효과를 높이기 위한 이중원추형 시준기를 고안하였으며, 일부 기능상의 단점을 발견하여 개선책을 마련하고 있다. 또한 감마선 측정장치 설치 장소가 핫셀이 인접한 인터벤션 구역이라 배경방사능 준위가 청정구역 보다 높다. 따라서 자연방사능의 영향을 감소시키기 위하여 HPGe 검출기 주변에 차폐체를 설치하였다.

감마선 측정시스템은 시준기가 차폐글로벌박스 밑바닥에 설치되는 것을 제외하고 대부분의 구성요소들이 차폐글로벌박스 아래 부분에 설치된다. 그러나 중성자 측정시스템은 전자장비 중 분석장비(JSR-14)를 제외한 대부분의 구성요소들이 차폐글로벌박스 내부에 설치된다. 따라서 중성자 측정장치가 기존의 차폐 글로벌박스 내에 설치되려면 그 크기가 제한을 받게 되며, 이를 고려하여 측정장치의 크기를 결정하게 되었으며, 또한 사용후핵연료 시편의 원격취급시 용이성도 고려하였다. 그리고 사용후핵연료 시편이 이 장치의 중앙에 위치하도록 하기 위해서 시편 홀더/지지체를 설계/제작하였다.

3. 통합시스템 설치 및 성능시험

감마선 측정 시스템과 중성자 측정 시스템이 모두 준비된 후, 각각의 시스템에 대한 비방사능 구역 성능시험을 수행하고, 그림1과 같이 차폐글로벌박스에 설치하였다. 중성자 계수기를 차폐글로벌박스에 설치

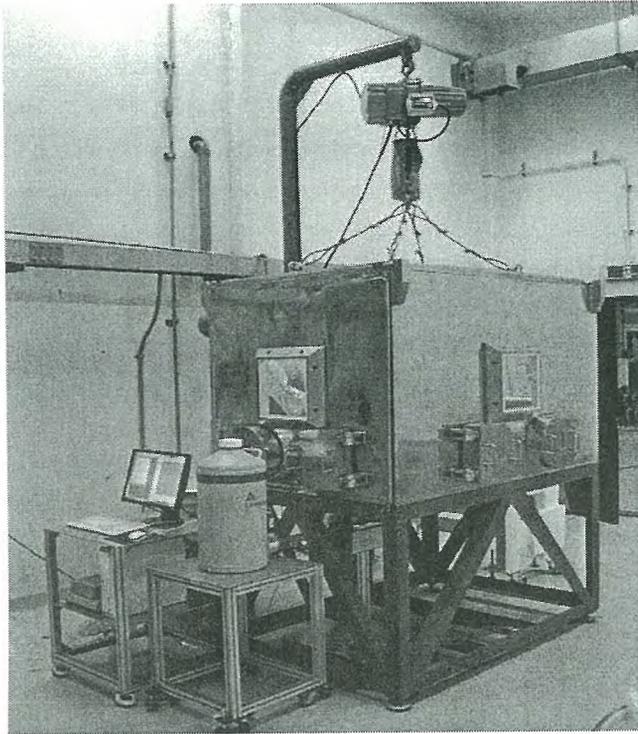


그림1. 차폐글로브박스내/외 감마/중성자 통합 측정시스템 배열.

하기 전, 중성자 검출효율을 평가하였으며, 그 값은 표1과 같이 나타났다.

표1. 중성자 계수기 설계시 예측한 효율과 중성자 직접 측정에 의한 효율

Cf-252 intensity		Half life	Elapsed time	Neutron count rate		Efficiency	
1999.2.	2008.9			total	backgrd	MCNPX	Experiment
20,240n/s	816 n/s	2.646 yr	8.5 yr	92.0 c/s	0.39 c/s	10.7 %	11.1 %

4. 결론

소량의 사용후핵연료 디스크형 시편 및 용해시료에 대한 핵특성 분석장치를 구축한 후, 차폐글로브박스에 설치하였으며, 중성자 계수기의 효율을 측정하여 설계시 MCNPX코드로 예측한 효율과 비교 평가하였다.

사용후핵연료 소외수송 방안분석 수행절차 및 영향인자

이호희, 송대용, 권은하, 고원일, 최병일*, 김동선*
 한국원자력연구원, 대전시 유성구 덕진동 150
 *한국수력원자력(주), 서울시 강남구 삼성동 167
 nhhlee@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 관리는 원전의 안정적 운전보장과 미래 에너지자원의 효율적인 관리 측면에서 매우 중요하다. 장기적인 관점에서 원자력 에너지의 지속적인 이용 욕구가 커짐에 따라 보다 안전하고 효율적인 사용후핵연료 관리의 중요성은 미래에도 계속 증대될 것으로 예상된다. 우리나라의 경우, 제253차(2004년 12월) 원자력위원회에서 중간저장시설 건설 등을 포함한 사용후핵연료의 종합적 관리방침은 국가정책방향, 국내외 기술개발 추이 등을 감안하여 중장기적으로 충분한 논의를 거쳐 국민적 공감대 하에서 추진하되 적기에 추진방침을 결정하고, 사용후핵연료는 원전 부지 내 임시 저장능력을 확충하여 2016년까지 각 원전 부지 내에서 저장 관리하도록 의결한 바 있다. 이러한 원자력위원회의 결정에 따라 현재 각 원전부지별로 저장수조의 저장용량 확장, 호기별 이송 또는 건식저장시설을 건설하여 원전의 부지 내에 안전하게 관리하고 있다. 2008년 6월말까지 국내 원전에서 발생된 사용후핵연료는 총량은 9,710 tU(이하 '톤')이며, 이 중에서 경수로 사용후핵연료는 4,428 톤이고, 중수로 사용후핵연료는 5,282 톤이다. 제3차 전력수급기본계획(2006~2020)에 따르면 2016년까지 현재 운전 중인 원전을 포함하여 28기의 원전이 가동될 것으로 예상된다. 신고리 3, 4호기 및 신울진 1, 2호기의 설계수명은 60년, 나머지 원전의 설계수명은 40년으로 가정할 경우, 28기의 원전에서 폐로 시까지 사용후핵연료의 예상 발생량은 약 42,000톤(중수로 사용후핵연료 약 16,000톤 포함)에 이를 것으로 추정된다. 사용후핵연료의 수송은 후행핵연료주기의 미래 관리방안을 수립하는데 있어서 플랫폼 역할을 수행하며, 후행핵연료주기의 중요한 영역의 하나로 자리매김하고 있다. 중간저장시설과의 연계성 및 수송시스템의 확보기간 등을 고려할 때 현시점에서 사용후핵연료 소외수송 시나리오를 도출하고 각 시나리오별 수송시스템 구축방안을 비교 분석하여 향후 국내 상황에 적합한 소외수송 시스템의 구축을 준비하는 것이 바람직하다고 생각한다. 본 논문에서는 국내 사용후핵연료 소외수송 방안을 분석하기 위한 절차를 살펴보고, 사용후핵연료의 소외수송에 영향을 미치는 인자들을 도출하여 소외수송의 기반 확보에 기여하고자 한다.

2. 사용후핵연료 소외수송 방안분석 절차 및 영향인자

사용후핵연료 소외수송은 원전에서 빈 수송용기를 반입한 후 적재준비 작업을 거쳐 사용후핵연료를 적재하여 반출한 후 육로 또는 해상 수송을 통해 중간저장시설 또는 처분장 등에 수납하여 저장하는 작업으로 구성되며, 해상수송을 할 경우의 개략적인 작업흐름은 그림 1에 나타난 바와 같다.

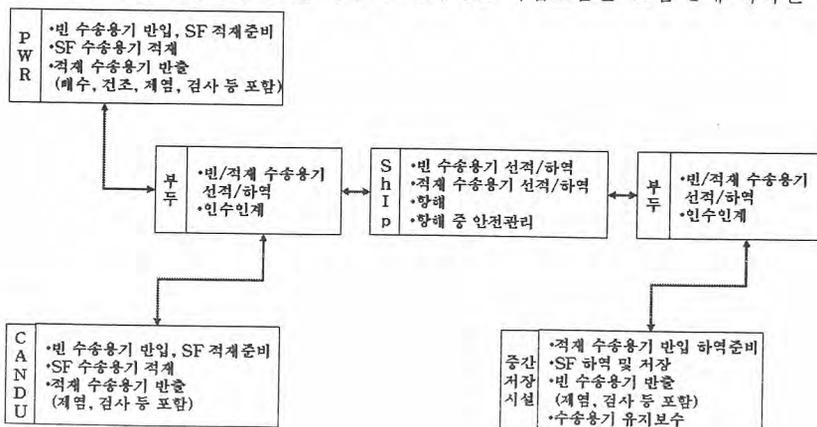


그림 1. 사용후핵연료 소외수송 작업흐름도.

수송방안 분석은 그림 2에 나타낸 바와 같이 수송관련 기본 자료를 생산하고 수송시스템을 분석하여 수송시나리오를 구성한 후 이를 전산 모사하여, 경제성, 기술성 및 장단점을 분석한 후 적용가능 시나리오별 수송시스템 구축방안을 제시하는 절차로 수행된다.

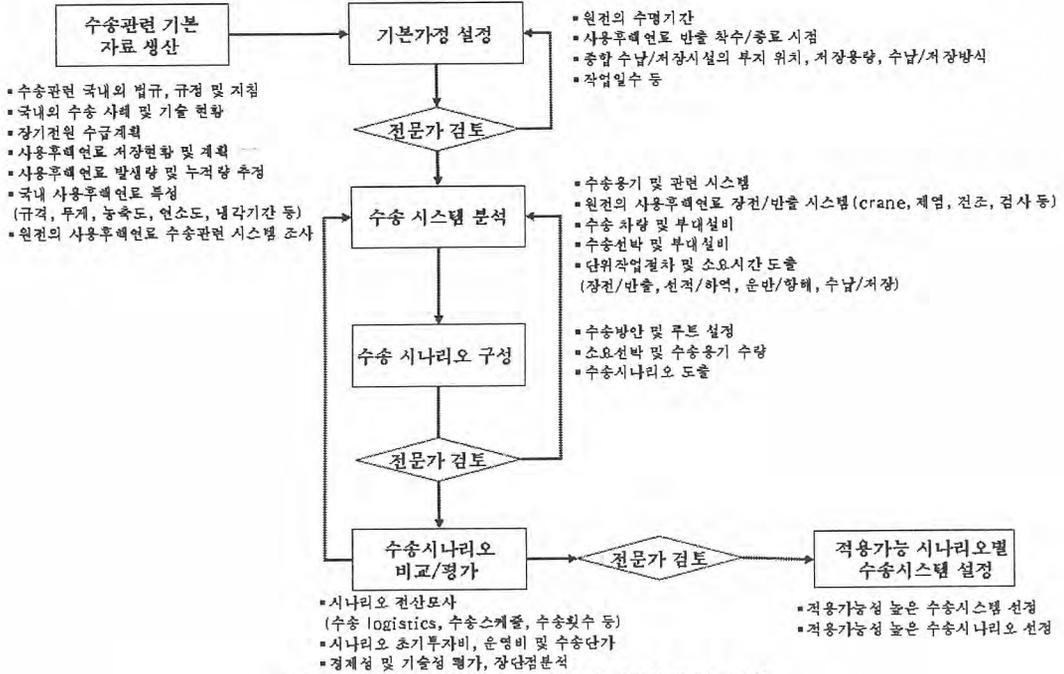


그림 2. 사용후핵연료 소외수송 방안분석 절차.

사용후핵연료의 소외수송 시스템은 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 등에 큰 영향을 받는다. 따라서 수송 시스템과 수송시나리오는 상호 연계성이 있으므로 수송시스템을 구축하고 수송시나리오를 전산 모사하여 경제성 및 기술성 등을 종합적으로 분석한 후 적용 가능 시나리오별 수송시스템을 구축하는 것이 바람직하다.

3. 결론

사용후핵연료의 수송은 후핵연료주기의 미래 관리 방안을 수립하는데 있어서 플랫폼의 역할을 수행하는 중요한 영역의 하나이다. 국내 원전에서 발생하는 사용후핵연료는 제253차 원자력위원회의 결정에 따라 2016년까지 원전 부지 내에 안전하게 저장 관리하고 있으나 원전 저장용량의 포화에 대비하여 지금부터 대책을 수립하는 것이 바람직하다. 수송시스템과 수송시나리오는 중간저장시설의 부지위치와 수납/저장방식에 큰 영향을 받고 있으나, 현시점에서 중간저장시설과 관련해서는 아무 것도 결정된 바 없으므로 수송 시나리오를 분석하는 데는 많은 제한점이 있다. 그러나 수송시스템을 구축하는 데는 비용과 시간이 많이 소요되고, 수송시스템과 중간저장시설과는 서로 밀접한 관계가 있으므로 중간저장시설 및 수송시스템을 구축하기에 앞서 현시점에서 다양한 분석을 통해 적용가능성이 있는 방안들을 도출하고 환경변화에 따라 이를 계속 수정·보완해 나가는 작업이 필요하다.

사사

본 연구는 한국수력원자력(주)의 위탁과제(과제명 : 사용후핵연료 소외수송 방안분석/연구기간: 2008. 8. 1~ 2008. 12.31)” 로 한국원자력연구원에서 수행 중에 있음.

소외수송을 위한 중수로 사용후핵연료 적재방안

이호희, 송대용, 권은하, 고원일, 최병일*, 김동선*
 한국원자력연구원, 대전시 유성구 덕진동 150
 *한국수력원자력(주), 서울시 강남구 삼성동 167
 nhhle@kaeri.re.kr

1. 서론

국내에는 4기의 중수로가 운전 중에 있고, 각 호기 당 연간 약 97tU(이하 '톤')의 사용후핵연료가 발생되고 있다. 2008년 6월 말 기준으로 5,282톤의 사용후핵연료가 발생되어 저장수조에 2,640톤, 소내 건식저장시설인 콘크리트 캐니스터에 2,642톤이 이송·저장되어 있다. 원전의 저장용량은 2008년 6월 말 기준으로 저장수조 3,204톤(확장계획 285톤 포함), 콘크리트 캐니스터 3,061톤으로서 2009년이던 포화상태에 이를 것으로 예상되어 현재 MACSTOR/KN-400으로 명명된 조밀 건식저장시설(저장용량 3,175 톤)이 건설 중에 있으며, 2009년 말 완공할 예정이다. 건설 중인 조밀 건식저장시설이 완공되면 총 저장 용량은 9,440톤에 이르며, 이는 2018년까지 발생하는 중수로 사용후핵연료 모두를 저장할 수 있다. 원전의 수명기간을 40년으로 가정할 때 폐로 시까지 발생하는 중수로 사용후핵연료의 총량은 약 16,000톤에 이를 전망이다. 본 논문에서는 국내 사용후핵연료 발생량의 약 1/3~1/2를 차지하는 중수로 사용후핵연료의 소외수송을 전제로 원전의 사용후핵연료 적재시스템을 분석하여 향후 사용후핵연료 소외수송 기반 확보의 기초자료로 활용하는데 기여하고자 한다.

2. 중수로 사용후핵연료 적재시스템 분석

사용후핵연료를 소외수송하기 위해서는 원전에서 사용후핵연료를 수송용기에 적재하여 반출하여야 한다. 현재 중수로 사용후핵연료는 저장수조와 건식저장시설인 콘크리트 캐니스터에 저장되어 있으며, 추가로 건설 중인 조밀 건식저장시설인 MACSTOR/KN-400이 2009년 말부터 운영될 예정이다. 이에 따라 소외수송시점에서는 저장수조와 건식저장시설인 콘크리트 캐니스터 및 MACSTOR/KN-400에 저장되어 있는 사용후핵연료의 반출을 고려하여 수송시스템을 구축하여야 한다. 다행히 건식저장시설인 콘크리트 캐니스터 및 MACSTOR/KN-400은 동일한 Basket(60 다발용량)을 사용하고 있어 수송용기 및 반출시스템을 구축하기가 용이하다. 소외수송을 위해 중수로 사용후핵연료를 수송용기에 적재하는 방법은 습식과 건식 방법을 모두 적용할 수 있을 것으로 생각된다. 그러나 습식적재의 경우에는 적재조의 높이가 낮아 수송용기 당 사용후핵연료 적재량에 제한을 받을 뿐 아니라 제염 등 여러 가지 복잡한 작업이 수반된다. 또한, 습식 적재를 위해서는 취급 설비의 보완이 필요하고, 건식적재와 혼용운용이 불가피하다. 이러한 습식 적재의 문제점과 건식저장시설을 운영하고 있는 점을 고려할 때 중수로 원전의 사용후핵연료 적재 및 반출 시스템은 현재 사용 중인 60다발 용량의 Basket 단위로 취급하는 건식 적재방식이 바람직하다고 생각된다.

사용후핵연료의 소외수송에서 수송용기의 선정은 매우 중요하다. 대량의 중수로 사용후핵연료를 수송하기 위한 수송용기 특히, 다량의 Basket를 적재할 수 있는 수송용기는 현재 개발되어 있지 않아 9개의 Basket을 적재할 수 있는 수송용기를 개발한다고 가정하였으며, 수송용기 개념도

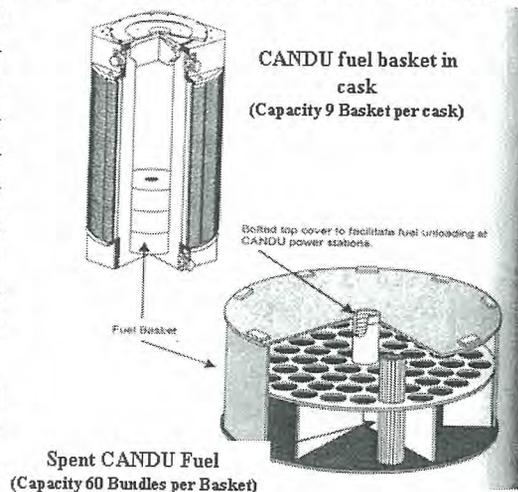


그림 1. 수송용기 개념도.

를 그림 1에 제시하였다. 또한 이 수송용기는 사용후핵연료를 지지하는 내부 구조물이 불필요하고, 중수로 사용후핵연료는 경수로에 비해 상대적으로 방사능 및 붕괴열도 적으므로 수송용기 구조도 단순해지고 무게도 가벼워질 수 있다.

원전에서 소외수송을 위해 Basket 단위로 사용후핵연료를 수송용기에 적재하려면, 건식저장시설로 운반하여 저장하는 작업과 유사한 작업을 수행하여야 한다. 즉, 수직으로 세워진 수송용기를 콘크리트 캐니스터라고 간주하면 된다. 가장 간단한 적재 및 반출 작업순서는 다음과 같다. 우선 수평으로 운반된 수송용기를 수직상태로 세워 정지시키고, 적절한 작업대와 설비를 수송용기 상부에 설치한 후 수송용기 뚜껑을 연다. 다음에 수송용기 상부에 1 Basket를 적재한 수송용기(현재 원전에서 사용 중인 1 Basket용 Flask)를 안치시켜 Basket를 하역한 후 Flask를 분리하고 소외 수송용기 뚜껑을 잠시 닫는다. 이러한 작업을 9회 반복한 후 소외수송용기 뚜껑을 볼트로 밀봉한 후 수송용기를 수평으로 눕혀 수송차량에 적재하여 임시저장구역으로 운반하면 작업이 완료된다. 그러나 이러한 적재 및 반출 시스템은 연속 작업 시 작업 안전성에 다소 문제가 발생할 수 있으므로, 작업자 안전 확보와 작업 편리성을 갖춘 새로운 적재 및 반출시스템을 구축하는 것이 바람직하다고 생각한다.

제안하는 사용후핵연료 적재 및 반출시스템은 간단한 구조의 Truck Bay, Cask Preparation Area, 수송용기 접속구역 및 부대설비로 구성된다. Truck Bay에서는 소내외 수송용기 반입 및 반출, 소외 수송용기를 수평상태에서 수직상태로 또는 수직상태에서 수평상태로 Tilting, 수송용기를 적재 준비구역 또는 반출 준비구역으로 운반 등의 작업이 수행된다. Cask Preparation Area에서는 소외 수송용기의 기밀시험, Basket 결합시험, 수송용기 외부뚜껑제거, 핫셀 접속용 Adaptor 부착 및 핫셀 접속 구역으로 운반 작업이 수행된다. 수송용기 핫셀 접속구역에서는 소외 수송용기 핫셀 접속 및 분리, 접속 수송용기 기밀시험, 소외 수송용기 Plug 제거 및 설치, 소내 수송용기 접속 및 분리(9회 반복), 소내 수송용기로부터 Basket를 하역하여 소외 수송용기에 적재(9회 반복) 등의 작업이 수행된다. 수송용기 핫셀 접속구역에서 중수로 사용후핵연료의 수송용기 적재 개념은 그림 2에 나타낸 바와 같다.

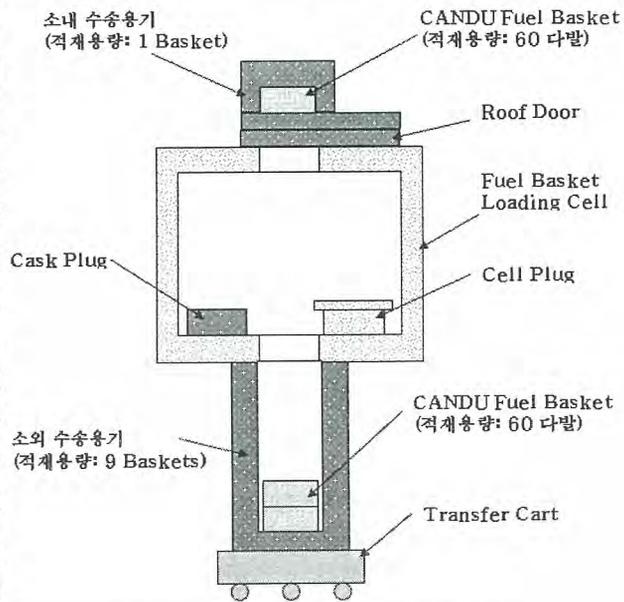


그림 2. 중수로 사용후핵연료 적재 개념도.

3. 결론

현재 운영 중인 4기의 중수로에서 페로 시까지 약 16,000톤의 사용후핵연료가 발생될 전망이며, 현재 건설 중인 MACSTOR/KN-400을 포함하여 원전의 저장용량은 9,440톤에 불과하므로 저장용량은 2018년경이면 포화상태에 도달할 것으로 예상된다. 원전의 안전 운전을 보장하기 위해서는 저장용량을 확충하거나 저장된 사용후핵연료를 다른 시설로 운반하여야 한다. 본 논문에서는 중수로 사용후핵연료의 소외수송을 가정하여 수송용기의 개념과 사용후핵연료 적재 및 반출시스템의 개념을 제시하였다. 현 상태에서는 아이디어 수준이므로 향후 구체적인 검토를 거쳐 사용후핵연료 소외수송이 가시화될 때 적용될 수 있길 기대한다.

사사

본 연구는 한국수력원자력(주)의 위탁과제(과제명 : 사용후핵연료 소외수송 방안분석/연구기간: 2008. 8. 1~ 2008. 12.31)로 한국원자력연구원에서 수행 중에 있음.

사용후핵연료 운반용기의 연소도고려 임계해석모델에 대한 설계여유도 분석

박덕진, 한영태, 이성희

한국전력기술(주), 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

dipark@kopec.co.kr

1. 서론

연소도고려 임계해석 시 핵연료에 대한 실제 연소상태를 반영하기 위해 다양한 조건에서의 사용후핵연료에 대한 연소 및 반응도 계산과 함께 매우 복잡한 가정이나 방법을 적용한다. 사용후핵연료에 존재하는 핵분열 핵종 및 중성자 흡수 핵종의 재고량 계산 결과를 이용하는 임계해석에서는 핵종 재고량 예측에 수반되는 불확실도와 바이어스도 고려하여야 한다. 사용후핵연료 운반/저장에 대한 임계안전 평가에서 연소도를 고려한 임계해석을 수행하는 경우 그 결과에 영향을 미치는 인자의 선종과 이 인자들과 관련하여 각 해석단계에서의 불확실도 및 설계여유도 평가는 반드시 수행하여야 한다.

PWR 사용후핵연료의 핵종 재고량 예측을 위한 연소 계산의 주요 영향인자는 핵연료 온도, 냉각재 온도(밀도), 냉각재 붕소 농도 등이며, 핵종 재고량 예측과 관련한 불확실도 및 바이어스는 방사화학 분석실험 자료에 의한 검증 계산을 통하여 결정한다. 또한, 실제적인 임계해석모델을 이용하는 반응도 계산에서는 사용후핵연료의 축방향 및 반경방향 연소도 분포를 고려한 설계여유도 등도 평가하게 된다. 본 분석에서는 연소도고려 임계해석에 필요한 인자들에 의한 영향을 정량적으로 평가하였다.

2. 본론

사용후핵연료 연소 계산 및 운반용기모델에 대한 반응도 계산에는 RFA(WEC형 17x17 핵연료집합체) 핵연료를 고려하였으며, 비열출력 준위(38,781 MWt/MTU)는 연속적으로 운전되는 모든 주기 동안 일정한 것으로 가정하였다. 연소 계산 주요 영향인자에 따른 사용후핵연료 재고량 계산과 이 결과를 이용한 반응도 계산은 SCALE5.1 전산프로그램[1]의 SAS2H/ORIGEN-S와 CSAS25 모듈을, 연소도 분포에 따른 반응도 영향 계산과 핵종 재고량 예측에 대한 불확실도 및 바이어스 계산은 STARBUCS 모듈을 이용하였다. 평가에 고려한 운반용기모델은 32개의 PWR 핵연료집합체를 장전하는 GBC-32 운반용기[2]이다.

핵연료 연소 시 노심 냉각재 온도가 높아 그 밀도가 감소하게 되면 노심내 열중성자속이 경화되어(평균에너지 증가) U-238의 공명흡수가 증가하게 된다. 이에 따라 Pu 핵종의 생성이 증가되면서 U-235의 연소는 감소하게 된다. 이러한 영향으로 노심내 냉각재 온도가 증가하게 되면 신연료에 대비한 사용후핵연료의 반응도 감소는 상대적으로 줄어들게 된다. 핵연료 온도 및 냉각재 내 붕소 농도 등에 의해서도 이와 동일한 효과가 나타난다(표 1, 그림 1 참조).

사용후핵연료 축방향 연소도 분포에 따른 반응도 변화(end effect)는 핵연료 연소 시 그 상, 하부에서의 중성자속이 중간 부분에 비해 상대적으로 낮아서 발생하는데, 본 계산에서는 1, 3, 12그룹의 연소도로 구분된 축방향 연소도 분포(18마디)를 적용하여 그 영향을 분석하였다(표 1, 그림 2 참조). 노심의 반경방향 연소도 구배에 따른 반응도 계산은 1, 3그룹 연소도 분포를 고려하였다(표 1, 그림 3 참조).

사용후핵연료 핵종 재고량 예측 계산에 수반되는 불확실도와 바이어스는 연소도고려 임계해석에서 발생하는 전체적인 불확실도의 가장 큰 부분을 차지하여 고려되는 임계해석 대상의 임계안전 설계여유도에 큰 영향을 미치게 된다. 본 계산에서는 총 56개의 개별 핵연료 방사화학 분석실험 및 검증 계산 자료[3]를 이용하여 최대 불확실도를 산출하였다(표 1, 그림 4 참조). 사용후핵연료 핵종 재고량 계산 방법론과 관련한 핵종 재고량 계산의 바이어스는 양(positive)의 값을 배제하고 최대값을 산출하였다.

3. 결론

본 분석에서는 사용후핵연료 운반용기의 임계해석에서 핵연료의 연소도를 적용하기 위해 연소 계산 및 반응도 계산 주요 설계인자들에 의한 영향을 정량화하고 그 거동을 검토하였다. 이 결과는 운반용기 모델의 반응도에 대한 설계인자의 영향을 분석하여 임계여유도를 정확하게 평가하고 최종 임계해석 결과인 수용곡선(loading curve)을 생산하는데 이용될 수 있다. 그러나 연소 계산 및 반응도 계산의 주요 설계인자가 임계해석에 미치는 영향은 계산모델의 특성에 크게 의존하기 때문에 그 결과를 보편적인 값으로 산출하기는 어렵고 유사한 설계특성을 갖는 경우에만 적용 가능하다고 할 수 있다.

표 1. 전형적인 조건에서의 임계해석모델에 따른 반응도 차
(U-235 초기 농축도 : 4.0 wt%, 연소도 : 40 GWD/MTU, 냉각기간 : 5년)

임계해석모델 계산인자/특성	계산조건		Δk 값 (%)	
	기본값 적용	최대값 적용	ACTs	ACTs+FPs
o 연소계산인자				
- 핵연료 온도 (K)	860	1,000	0.47	0.50
- 냉각재 온도 (K)	584	600	1.13	0.37
- 붕소 농도 (ppm)	800	1,000	0.57	0.42
- 연소계산인자 종합 영향*	-	-	1.46	1.56
o 축방향 연소도 분포				
- 1그룹(모든 연소도에 동일 분포)	균일 축방향	1그룹/축방향 18마디	2.67	5.82
- 3그룹(3개 연소도 구간별 분포)	균일 축방향	3그룹/축방향 18마디	2.72	6.02
- 12그룹(12개 연소도 구간별 분포)	균일 축방향	12그룹/축방향 18마디	1.31	3.57
o 반경방향 연소도 구배(12그룹 축방향 연소도 분포에 대해)				
- 1그룹(모든 연소도 : ±25%)	균일 반경방향	±25% 구배	0.19	0.57
- 3그룹(3개 연소도 구간 : ±33/25/20%)	균일 반경방향	±20% 구배	0.12	0.38
o 핵종 재고량 계산 불확실도 및 바이어스(12그룹 축방향 연소도 분포 적용)				
- 최대(Bounding)값 불확실도	최적 재고량	최대(보정) 재고량	3.10	5.00
- 최대(Bounding)값 바이어스	계산된 재고량	최대(보정) 재고량	-0.44	-1.39

* 개별 연소계산인자에 대한 Δk 값의 합산이 아님

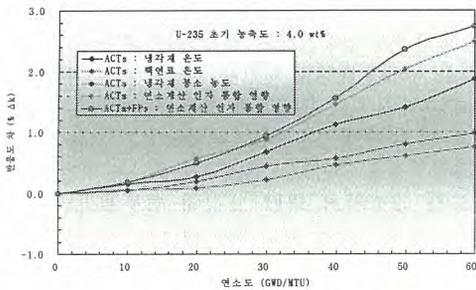


그림 1. 연소계산인자에 따른 반응도 차

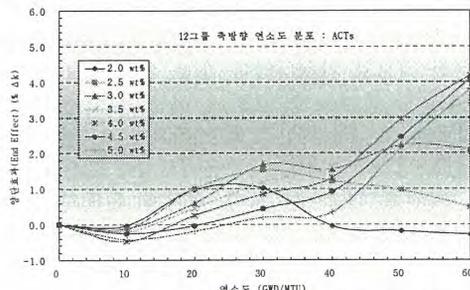


그림 2. U-235 농축도에 따른 양단효과

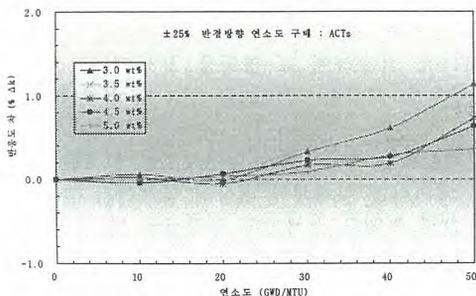


그림 3. 반경방향 연소도 구배 적용 영향

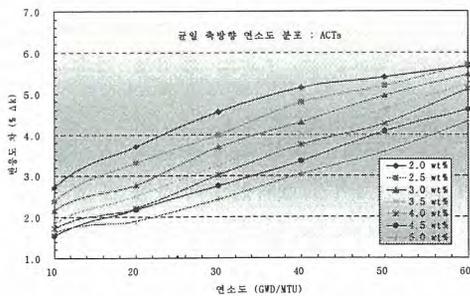


그림 4. 핵종 재고량 계산 불확실도

참고문헌

[1] SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, RNL/TM-2005/39, Version 5.1, ORNL, (2006).
 [2] J. C. Wagner, Computational Benchmark for Estimation of Reactivity Margin from Fission Products and Minor Actinides in PWR Brunup Credit, NUREG/CR-6474, ORNL, (2001).
 [3] I. C. Gauld, Strategies for Application of Isotopic Uncertainties in Burnup Credit, ORNL/TM-2001/257, ORNL, (2003).

연소도효과를 적용한 사용후연료 용기의 책임계해석 국외 기술개발 현황분석

김태만, 조천형, 이대기

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

tmkim@khnp.co.kr

1. 서론

현재 사용후연료의 건식저장시설과 운반/저장용기의 책임계안전성 평가는 신연료의 핵종구성과 농축도를 기준으로 임계도 해석을 수행하고 있으며, 이는 원자로에서 인출된 후 임시/중간저장시설에 저장 될 때의 핵종구성 및 농축도와는 상당한 차이를 가진다[1]. 이에 최근에는 원자로에서 조사 현상에 의한 핵연료집합체의 핵종구성 변화에 따른 반응도 감소현상(연소도효과, Burnup Credit, BUC)을 반영하여 책임계안전성을 평가하는 연구가 국제적으로 활발히 진행되고 있다[2]. 우리나라에서도 2000년대 초반부터 연소도효과에 대한 기반기술 수준의 연구가 진행되었으나, 사용후연료의 운반/저장용기 설계 분야에서 적용된 사례는 없으며, 인허가 측면에서의 안전성 및 실제 적용에 따른 효용성의 평가는 아직도 많은 연구가 필요한 실정이다[3]. 따라서, 외국의 선진국가들의 연소도효과를 적용한 임계도해석의 기술개발 현황을 조사/분석하고 이를 통하여 국내에서 적용 가능한 연구 개발 범위를 설정하고, 향후에 개발되어 사용될 운반 및 저장용기의 최적화설계에 활용하고자 한다.

2. 본론

2.1 미국의 현황

현재 미국(NRC)의 경우, 습식저장시설에 대해서는 Actinide와 핵분열생성물(F·P)을 규정하였으나, 건식저장시설과 운반용기에는 아직 Actinide만을 적용하는 개념을 승인하였으며, 다양한 정부 관계 연구기관과 산업체가 연계하여 활발히 적용기술 연구를 진행하고 인허가 기관에 검토 및 적용승인을 요청하고 있다. 특히, 원전에서 배출된 사용후연료의 초기농축도, 연소이력자료와 Actinide만을 고려한 용기의 장전곡선을 활용하여 비교평가하고, 고용량의 운반/저장용기에 대량의 사용후연료를 적용하는데 필요한 추가적 부반응도를 도출하였으며, 주요 F·P(^{95}Mo , ^{99}Tc , ^{101}Ru , ^{103}Rh , ^{109}Ag , ^{133}Cs , ^{147}Sm , ^{149}Sm , ^{150}Sm , ^{151}Sm , ^{152}Sm , ^{143}Nd , ^{145}Nd , ^{151}Eu , ^{153}Eu , ^{155}Gd)와 Minor Actinides(^{236}U , ^{237}Np , ^{243}Am)를 포함한 효과적 핵종 적용방안을 제시하고 있다[4][5].

2.2 프랑스의 현황

현재 프랑스는 연소도효과 적용에 대하여 운반용기에 대해서는 Actinide만을 고려하여 이행하고 있으며, F·P에 대한 고려는 연구를 진행중에 있다. 건식저장시설의 적용에 대한 연구는 아직 진행되고 있지 않으나, 가능성에 대한 검토를 잠정적으로 고려하고 있다.

현재 연료의 초기농축도와 연소도의 증가 및 사용후연료의 저장용량의 감소를 목적으로 연소도효과를 적용한 임계평가에 대한 연구결과를 발표하였다. 운반용기에 대한 연소도효과의 적용방법에 관한 연구는 프랑스의 CEA/Sacaly에서 개발하였다. 평가에 활용된 주요 분열성핵종으로는 ^{234}U , ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu 로 결정되었고, 주요 Minor Actinide 핵종으로는 ^{240}Pu , ^{241}Am , ^{236}U , ^{242}Pu , ^{237}Np , ^{238}Pu , ^{243}Am 이 적용되었다. 또한 주요 F·P는 ^{95}Mo , ^{99}Tc , ^{101}Ru , ^{103}Rh , ^{109}Ag , ^{135}Cs , ^{133}Cs , ^{147}Sm , ^{149}Sm , ^{150}Sm , ^{151}Sm , ^{152}Sm , ^{143}Nd , ^{145}Nd , ^{153}Eu , ^{155}Gd 의 총 16개 핵종을 적용하였다[6].

2.3 독일의 현황

현재 독일은 세계에서 유일하게 Actinide와 F·P까지 고려할수 있는 개념을 인정한 국가이며, 건식저장시설과 운반용기에 Actinide를 고려한 연소도효과를 적용하고 있다. 특히, 연소도효과의 적용은 임계안전성 평가의 복잡성을 야기하므로 독일은 사용후연료 Cask의 연소도효과의 적용에 대하여 다음과 같은 기본지침을 설정하여 이행할 것을 규정하고 있다[7].

▶ 연소도효과의 활용/이행

독일에서는 운반/저장용기의 인허가와 관리는 다양한 기관이 관계하고 있다. 우선 감독기관으로부터 운반용기의 설계승인과 운반승인을 받아야 하며, 관리기관으로부터 저장시설의 건

설승인을 받아야 한다. 특히, 관련 관리기관은 용기장전에 관여할 수 있다.

▶ 연소도효과의 적용절차

상용원전의 운전/연소이력과 사용후연료의 조성/구조에 기초하여 주요관심 핵종의 조성을 결정하게 된다. 이후, 결정된 핵종을 바탕으로 유효증배계수를 평가한다.

▶ 장전곡선의 표준적용

핵연료의 초기농축도와 연소이력을 바탕으로 사용후연료의 용기장전곡선을 도출하여, 용기의 잠정적용량을 산출하는 기초자료로 활용한다.

3. 결론

국내 연소도효과 적용 관련기술 개발시 Actinide에 대한 고려는 필수적인 것으로 판단되며, 더불어 F·P를 고려할 경우는 국내 실증실험이 힘든 여건이므로 국외 전문기관의 자료와 상호비교를 통해 그 타당성과 신뢰성을 입증해야 할 것으로 판단된다. 연소도효과에 대한 정량적 평가에서는 [표 1]에 나타난 바와 같이, 미국의 경우 최고 30%의 운반/저장용량을 증가시킬 수 있음을 보여주었다. 특히, 운반의 경우 운반횡수를 감소함으로써 비용절감(경제적 효과)을 기대할 수 있을 것이다. 하지만, 이는 핵연료 안전성 측면만 고려한 것으로 연소도효과의 실질적 효용성을 예측하기 위해서는 그 외의 안전성 측면(구조적/열적 건전성)에 대한 기술기준 만족여부와 엔지니어링 측면(바스켓의 제작성 등)을 고려한 종합적 평가가 이루어져야 하며, 이를 통하여 관련 선진기술을 확보할 수 있을 것으로 기대된다.

참고문헌

- [1] 김종경 외, 방사성폐기물 규제기술 개발 - 경수로 사용후핵연료 건식저장 시설 안전성 해석 방법에 관한 연구, KINS/HR-782 (2007)
- [2] IAEA, Advances in Applications of Burnup Credit to Enhance Spent Fuel Transportation, Storage, Reprocessing and Disposition, IAEA-TECDOC-1547 (2007)
- [3] 이대기 외, 사용후연료 건식저장 기술개발, KHNP-NETEC (2008)
- [4] Dale Lancaster, 2005 Status and future of BUC in the USA (2005)
- [5] J. C. Wagner, Evaluation of BUC for Accommodating PWR Spent Fuel in High-capacity Cask Design, ICNC2003 (2003)
- [6] A.Barreau, Recent Advances in French Validation Program and Derivation of the Acceptance criteria for UOX Fuel, IAEA-TECDOC-1547 (2007)
- [7] D. Winterhagen, A Burn-up Credit concept for CASTOR® Transport and Storage Casks with PWR Spent Fuel, IAEA-TECDOC-1547 (2007)

[표 1] 국외 연소도효과 관련 적용 및 연구 현황

국가	연소도효과 적용범위 (PWR원전대상)			연구단계 / 적용에 따른 예상증량	관련규정
	습식	건식	운반용기		
미국	Actinide +FP 적용승인/이행	Actinide 적용승인	Actinide 적용승인 Actinide +FP 적용 연구 개발 중	<ul style="list-style-type: none"> • DOE/EPRI 등 연구협력체 구성하여 연소도적용기술 연구 진행 중 • Holtec 등 사업체 중심으로 연소도효과 적용 운반/저장 용기 개발 중 • 최대 30% 수용량증가예상 	<ul style="list-style-type: none"> • 10CFR72 • NUREG-1536 • NUREG -1617 • ANSI/ANS-57.9 • ANSI/ANS-8.17 • ISG-8 Rev.2
프랑스	미적용	미적용	Actinide 적용승인 Actinide +FP 적용 연구개발중	<ul style="list-style-type: none"> • CEA/IRSN/AREVA에서 기술연구(코드 개발) 	
독일	Actinide +FP 적용승인/이행	Actinide 적용승인/이행 Actinide +FP 적용승인	Actinide 적용승인/이행 Actinide +FP 적용승인	<ul style="list-style-type: none"> • GNS 등에서 운반/저장용기 위주의 연구진행 • BFS등에서 처분과 관련된 연소도적용 연구진행 	<ul style="list-style-type: none"> • DIN 25471(습식) • DIN 25712 (운반/저장)

사용 후 연료 저장랙 내 방사성 핵종 정량을 위한 전처리 방법

이승식, 윤여민*, 표형열, 안홍주, 손세철
 한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
 *(주)액트, 대전광역시 대덕구 신일동 1588-5

dl95082041@empal.com

1. 서론

중저준위 방사성폐기물인 사용후연료 저장랙은 가압경수로 원전의 사용후연료를 장기 보관하기 위해 저장조 내 설치된 구조물로서, 사용후연료 조사 또는 저장조 내 방사성핵종 흡착으로 저장랙 표면 내 일부 방사성핵종이 존재할 것으로 추정되고 있다. 보통 시료전처리는 방사성폐기물 유형 특성에 따라 다양한 용액화 과정이 필요하지만, 금속시료에 대한 시료 용액화는 용액 내 다양한 금속원소 등의 복잡한 매트릭스 영향에 따라 핵종분리의 어려움이 예상되므로 혼합산을 이용한 표면침출 방법이 가장 이상적인 것으로 확인되고 있다. 표면 침출법은 일반적으로 화학적 방법 또는 이와 병행한 물리적 방법으로 금속 표면에 존재하는 알과 및 베타 방출 방사성핵종을 정량적으로 용액화하는 방법으로 분석하기 위해 이용되는 방법이다.

본 연구에서는 발전소별 조밀랙 교체 작업을 통해 발생된 사용후연료 저장랙을 일부 채취하였고, 방사화학실험실에서 저장랙의 시료전처리 조건을 검토하였다. 이를 위해 시료전처리 전후 저장랙 표면 변화 및 감마핵종 분포를 확인하였다. 또한 사전에 저장랙의 비중을 조사하고 금속제질을 대략적인 유추할 수 있었다. 이와 같은 결과를 바탕으로 체계적인 핵종분리를 수행할 수 있는 시료전처리 방법을 확립하였다.

2. 실험 및 결과

가. 사용후연료 저장랙 성분 분석

실험의 성분 분석을 하기 위해서 발전소에서 인수한 방사성 폐기물 시료 중 사용후연료 저장랙을 취하여 혼합산을 사용한 시료 표면 성분을 EPMA(Electron Probe Micro Analysis)로 분석하였다. EPMA를 통한 성분측정결과 사용후연료 저장랙의 성분은 Fe 75.89 %, Cr 10.02 %, Al 8.22 %, Ni 2.73 % 등으로 주성분은 Stainless Steel 304 계통으로 파악되었으며, Table 1 및 Fig 1과 같다.

Table. 1 사용후연료 저장랙의 EPMA를 이용한 성분분석결과

	Base-surface	Rust-surface
Fe	71.69	75.89
Cr	18.10	10.02
Ni	5.94	2.73
Al	1.90	8.22
Mn	1.40	0.71
Si	0.97	0.82
Cl	-	0.82
Co	-	0.78

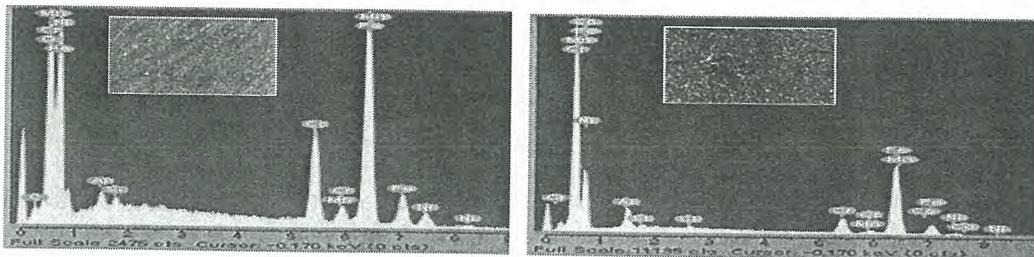


Fig. 1 사용후연료 저장랙의 EPMA 스펙트럼

나. 사용후연료 저장랙 시료전처리방법 검토

사용후연료 저장랙의 경우, 그 특성상 물질 내부 보다는 표면에 방사성핵종이 분포할 것으로 판단되었고, 미량 핵종분석을 위해서는 시료의 표면만을 용해하는 전처리 방법이 필요하였다. 일반적으로 방사성물질에 대한 시료전처리 방법은 밀폐 형 극초단파 산 분해 장치(Closed Vessel Microwave Digestion System)를 이용하는 방법이 적용되지만, 시료의 표면 용출 방법으로는 혼합산을 사용한 표면침출법이 적합할 것으로 판단되었다. 시료전처리 방법으로 표면 침출법의 적합성을 확인하기 위하여 시료전처리 전후 감마핵종 거동평가를 수행하였다.

시료 전처리 양은 MDA을 만족시키기 위해 10 g 정도의 양을 사용하였다. 우선 원전에서 발생된 사용후연료 저장랙 시료를 10 g 정도를 취하였다. 그리고 감마방사능을 측정된 다음, 1차 혼합산 용액 (25 mL 4 M HCl + 25 mL 10 M HNO₃)에 넣고 열판 위에서 10분간 가열하여 표면의 오염물질들을 제거한 후 감마방사능 감소정도를 확인하였다. 다시 1차 감마방사능 측정시료를 2차 혼합산 용액(25 mL 4 M HCl + 25 mL 10 M HNO₃)에 넣고 열판 위에서 10분간 가열한 후 감마방사능을 측정하였다. 그 결과 Table 2 에서와 같이 ⁶⁰Co, ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs, ⁵⁹Fe, ⁹⁴Nb, ¹²⁵Sb 등의 감마방사능 측정값을 알 수 있었으며, Table 2와 같다.

Fig 2에서 혼합산 처리 전 시료의 표면은 누런 빛깔의 부식된 형태를 보였으나 1차 혼합산 처리 후에는 부식된 형태는 없어지고 은빛의 Stainless Steel의 형태를 보였다. 2차 혼산 처리 후에는 1차 혼합산 처리 때와 같은 은빛의 Stainless steel의 형태를 보였다.

Table. 2 사용후연료 저장랙 산 처리 전/후 감마 측정 결과 (단위 : Bq/g)

	혼산 처리 전	1차 혼산 처리 후	2차 혼산 처리 후
⁶⁰ Co	5.9512 E+02	1.6374 E+01	1.3772 E+01
¹³⁴ Cs	3.3482 E+01	-	-
¹³⁷ Cs	6.7820 E+01	-	-
⁵⁹ Fe	1.5710 E+01	-	-
⁹⁴ Nb	2.4545 E+01	-	-
¹²⁵ Sb	1.5044 E+03	-	-

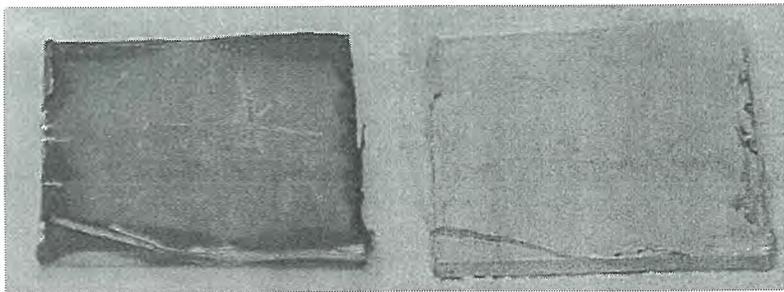


Fig. 2 사용후연료 저장 랙 산 처리 전 / 후

3. 결론

시료전처리 후 사용후연료 저장랙의 감마방사능 측정 결과, ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs, ⁵⁹Fe, ⁹⁴Nb, ¹²⁵Sb 등의 방사성핵종은 최소검출하한 이하의 값을 갖는 것으로 확인되었다. 단지 ⁶⁰Co 핵종만이 1차 혼합산 처리 후 저장랙 표면에 약 3% 정도 잔존하는 것으로 확인 되었지만, 2차 혼합산 처리 후에는 ⁶⁰Co이 최소검출하한 이하로 검출되었다. 이와 같은 결과로 사용후연료 저장랙과 같은 금속류 시료들은 혼합산 용액(25 mL 4 M HCl + 25 mL 10 M HNO₃) 조건에서 시료 전처리 방법을 수행이 검출하기 어려운 알파 및 베타 방출 방사성 핵종 정량 방법에 적합할 것으로 판단되었다.

하나로 OR 시험공에서 조사한 계장용 재료캡슐(07M-21K)의 이송, 절단 및 해체의 핫셀시험 비교/분석

주용선, 송웅섭, 유병옥, 김도식, 김기하, 백승제, 안상복
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

vschoo@kaeri.re.kr

1. 서 론

조사재시험시설에서 2008년 6월 초부터 약 3주간에 걸쳐 하나로 OR 조사공에서 최초로 조사한 계장캡슐(07M-21K)을 절단 및 해체하였다. 본 캡슐은 제4세대 원전용 고온재료의 환경 및 조사효과 연구 과제에서 개발하는 원자로재료의 노내 성능평가를 위한 것으로써, 중성자 조사량은 24일 1주기 동안 최대 $3.5 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ 이며, 캡슐의 특징은 외경이 기존의 하나로 CT/IR 조사공에서 조사한 표준형 재료계장 캡슐의 외경인 60 mm보다 4 mm가 작은 56 mm이고, 조사온도도 390°C로 기존의 캡슐 조사온도인 300°C보다 높고, 또한 조사기간이 길었다. 본 캡슐의 시편 홀더에 삽입한 시편은 모재용 충격시편 17개, 용접재 충격시편 12개 및 1/2 충격시편 19개이다.

본 논문에서는 기존의 조사캡슐[1]에 비해 외경이 작고, 조사온도가 높으며, 조사기간이 긴 캡슐(07M-21K)의 이송, 절단 및 해체 등의 시험 전 검토 내용[2]과 실제 핫셀시험과정을 비교/분석하였다.

2. 실험 및 결과

2.1 이송(Transportation)

하나로 저장풀에서 약 30일 냉각된 조사캡슐을 10톤 운반용 캐스크(cask) 및 11톤 트럭을 사용하여 조사재시험시설의 캐스크 인수구역으로 운반하고, 30톤 고정용 호이스트 및 30톤 운반용 카트를 사용하여 서비스구역(service area)으로 이송하였다. 운반용 캐스크의 상부 충격흡수체 및 뚜껑 체결용 볼트를 이완 및 제거하고, 30톤 천정크레인(overhead crane) 및 취급장치로 캐스크를 수조(pool)의 바닥으로 이송하고, 캐스크의 뚜껑을 전용장치로 들어 올리고, 용량이 500 kg인 지브크레인 및 조사캡슐 인출용 치구로 캡슐을 캐스크로부터 꺼내 M1 핫셀과 연결되어 있는 30 cmW x 30 cmDm x 1.6 mH 의 버켓엘리베이터를 구동시켜 핫셀로 이송하고, 인셀크레인(in-cell crane) 및 원격조종기(master-slave manipulator)를 사용하여 M1 핫셀 내부로 반입하였다. 하나로 OR 조사공에서 조사한 계장캡슐(07M-21K)의 직경이 기존의 캡슐에 비해 직경이 4 mm 감소하였지만, 전체 길이는 기존의 캡슐의 제원과 동일하므로, 전술한 일련의 작업에서 문제점은 전혀 없었다.

2.2 절단 및 해체(Cutting and dismantling)

M1 핫셀로 반입한 캡슐은 셀간 문(intercell door)을 통해 M2 핫셀로 이송하여 그림 1의 캡슐절단기 및 표1의 운전조건으로 캡슐의 하단부 및 상단부를 절단한 후, 원격조종기를 활용하여 외통 및 내부구조물을 분리하였고, 분리한 내부구조물은 다시 캡슐절단기로 열선(heating wire) 및 열전대(thermo-couple)를 절단하여 5개단의 열매체와 시편홀더를 해체하였다. 하나로에서 캡슐의 상부를 절단한 직후 조사재시험시설의 풀로 이송하더라도 하나로 저장풀물이 캡슐 내부로 침투하여 캡슐 내부의 열매체, 시편홀더 및 시편간의 화학작용으로 인해 진흙과 같은 알루미늄 화합물이 발생해 절단 및 해체시 시편을 시편홀더의 구멍으로부터 용이하게 분리시키는데 많은 시간과 인력이 투입될 것으로 예상하였으나, 캡슐 절단 작업 중 하나로 저장풀물의 캡슐 내부로의 침투를 전혀 확인할 수 없었고, 따라서 캡슐 내부의 열매체, 시편홀더 및 시편간의 화학작용으로 인한 진흙과 같은 알루미늄 화합물이 발생하지 않아, 절단 및 해체시 시편을 시편홀더의 구멍으로부터 용이하게 분리시킬 수 있었다.

공작물의 장착에 대해서는 캡슐절단기의 시편물림척은 연동척으로 구성되어 있어 커다란 문제는 발생하지 않겠으나, 운전조건은 절단횟과 캡슐 외통간의 절단 작업 중의 끼임현상을 최소화하기 위해 기존의 캡슐 외경 60 mm를 기준으로 설정한 조건보다 물림척, 휠 회전속도 및 이송속도는 표1의 조건 값들보다 높게 설정해야 할 것으로 검토하였으나, 캡슐의 중성자 조사로 인한 조사취하

(irradiation embrittlement) 정도가 비교적 양호하여 기존의 운전조건으로 절단 및 해체작업을 수행하였는데, 절단휠과 외통간의 끼임현상이 전혀 발생하지 않았다. 시편홀더의 구멍으로부터 삽입된 시편들을 해체하기 위해 그림 2의 시편 프레스 머신(specimen press machine)을 사용하였는데, 시편과 시편홀더간의 끼임현상(jamming)도 전혀 발생하지 않아 해체작업이 용이하게 완료되었다.

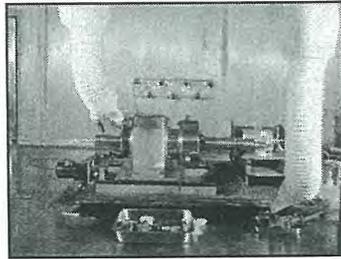


그림 1. 캡슐절단기

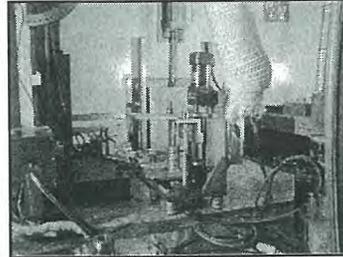


그림 2. 시편 프레스 머신

표 1 계장캡슐(07M-21K)의 캡슐절단기 절단작업 운전조건

비교 항목	기존 값	실제 운전값	비고
Material of outer	STS316	STS316	
Diameter(mm)	60	54	
Length(mm)	1,000	1,000	
Chuck(rpm)	2.5 ~ 3.0	2.5 ~ 3.0	
Wheel(rpm)	200	200	
Feed speed(mm/min)	0.15	0.15	
Working time(hr)	1.0	1.0	

3. 결론

하나로 OR 조사공에서 최초로 조사한 계장캡슐(07M-21K)의 직경, 조사온도 및 조사기간의 변경으로 인한 조사재시험시설에서의 이송, 절단·해체 등의 조사후시험에 대해 작업착수 전 검토내용과 실제 작업내용에 대해 비교/분석하였다.

캡슐 외경이 기존의 캡슐에 비해 4 mm 감소하였지만, 캡슐의 중성자 조사로 인한 조사취화 정도가 비교적 양호하여 물림척, 휠 회전속도 및 휠 이송속도는 표1과 같이 기존의 조건 값들과 같게 설정하여 수행하였다.

캡슐 장전은 캡슐절단기의 시편물림척이 연동적으로 구성되어 있어 커다란 문제점은 없었고, 하나로 저장플에서 조사재시험시설의 반입플 간의 신속한 작업으로 캡슐내부로의 풀물 침투현상이 발견되지 않아 캡슐 내부의 열매체, 시편홀더 및 시편간의 화학작용으로 인한 진흙과 같은 알루미늄 화합물 발생이 전혀 없어 캡슐의 절단 및 해체, 그리고 시편 해체 등에 문제점이 전혀 없었다.

4. Acknowledgment

본 실험은 제4세대 원전용 고온재료의 환경 및 조사효과 연구 과제의 일환으로 2008년 6월에 수행되었습니다.

5. REFERENCES

- [1] 주용선 외, “하나로 조사 핵연료 및 재료용 무게장/계장 캡슐 조사후시험 현황”, 하나로 심포지엄, 2004.
- [2] 주용선 외, “하나로 OR 시험공에서 조사한 계장용 재료캡슐(07M-21K) 핫셀시험”, 하나로 심포지엄, 2008.

연소도고려 임계해석을 적용한 사용후핵연료 운반용기 수용성 결정요소 분석

박덕진, 한영태, 이성희

한국전력기술(주), 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

dipark@kopec.co.kr

1. 서론

연소도를 고려하여 설계되는 사용후핵연료 운반용기에 장전 가능한 핵연료집합체 수는 임계 해석의 최종 결과인 수용곡선(loading curve)에 의해 결정된다. 임계해석에서 고려하는 설계인자에 의한 해석 불확실도를 줄이거나 운반용기의 설계특성(핵연료집합체 장전 간격, 중성자 독물질 농도 등)을 조절하여 수용곡선을 최적화할 수도 있다. 이러한 방법에 의한 운반용기의 핵연료집합체 수용성 증가 또는 연소도고려 임계해석의 적용성 확대 효과는 다양한 설계조건에 대한 임계해석 결과를 반영하는 수용곡선 분석을 통하여 평가된다.

임계해석 설계인자의 해석 불확실도 및 운반용기 설계특성이 수용곡선 산출에 미치는 영향을 파악하면 임계해석 설계인자의 효율적인 선정, 해석에 포함되는 여러 요소들의 중요도에 따른 고려순서 결정, 경제적인 수용곡선 산출 등이 가능하다. 본 분석에서는 임계해석 설계인자에 의한 해석 불확실도, 운반용기에 장전할 핵연료집합체 수, 중성자 독물질 농도, 핵연료 냉각기간 등에 의한 수용곡선의 변화 정도를 검토하고, 국내 운전 중인 WEC형 원전의 핵연료집합체 실제 연소도를 이용하여 분석에 고려된 운반용기의 핵연료집합체 수용성을 평가하였다.

2. 본론

사용후핵연료 장전기준인 수용곡선을 산출하기 위해서는 연소도고려 임계해석 결과에 영향을 미치는 여러 요소들에 의한 해석 불확실도 및 설계여유도 평가가 선행되어야 하는데, 주요 연소계산인자(핵연료 온도, 냉각재 온도, 냉각재 붕소 농도) 및 반응도 계산모델에 적용된 연소도 분포에 의한 불확실도와 핵종 재고량 예측에 수반되는 불확실도 및 바이어스는 별도로 계산된 자료를 이용하였다. 다양한 운반용기모델에 대한 반응도는 RFA(WEC형 17x17 핵연료) 핵연료를 대상으로 하여 SCALE5.1 전산프로그램[1]의 STARBUCS 모듈을 이용하여 계산하였다.

32개의 PWR 핵연료집합체를 장전하는 GBC-32 운반용기모델[2]을 대상으로 하여 산출한 기본적인 수용곡선에 해석과 설계에 관련된 모든 불확실도 및 바이어스를 포함시킬 경우에는 사용후핵연료의 장전 가능 최소 연소도가 U-235 농축도에 따라 40 ~ 60%(U-235 농축도 4.0 wt%인 경우 12 ~ 18 GWD/MTU) 증가한다(액티나이드 핵종만 고려하는 경우, 그림 1 참조). 반응도 계산모델에 적용된 축방향 연소도 분포와 관련해서는 3개 연소도 그룹으로 구분한 경우가 12개 그룹에 대한 것보다 더 높게 나타난다(연소도 30 GWD/MTU 이상에서). 이는 연소도고려 임계해석에서 더 세분화한 연소도 그룹의 축방향 분포 자료를 이용하면 해석에 포함되는 과도한 보수성을 줄일 수 있음을 보여준다. 그러나 연소도 30 GWD/MTU 이하인 경우에는 이러한 효과가 거의 나타나지 않았다. 액티나이드 핵종과 핵분열생성물을 함께 고려하는 경우의 장전 가능 최소 연소도는 기본적인 경우에 비하여 50 ~ 75% 정도 증가한다.

운반용기에 장전되는 핵연료집합체 수에 따른 수용곡선의 변화를 분석하기 위하여 장전용량 이외에는 GBC-32 운반용기와 동일한 설계특성을 가지는 24개 및 21개 핵연료집합체 장전용 운반용기를 가정하여 수용곡선을 산출하였다(그림 2 참조). GBC-32 운반용기 설계의 최적화에 따라 장전되는 핵연료집합체 수의 변경은 다른 결정요소보다 그 영향이 적은 것으로 나타났다. 액티나이드 핵종만을 고려한 경우에 핵연료집합체당 약 0.4 GWD/MTU(U-235 농축도 4.0 wt%), 핵분열생성물을 함께 고려한 경우에는 약 0.2 GWD/MTU의 연소도 변화가 있는 것으로 계산되었다.

동일한 설계조건에서 중성자 독물질로 이용되는 붕소 농도가 증가되면 운반용기에 장전 가능한 핵연료의 최소 연소도는 감소하게 된다. 일정한 붕소 농도에서 U-235 농축도가 증가하면 최소 연소도 감소 폭이 커지며, 붕소 농도가 높은 구간에서는 붕소 농도 증가(U-235 농축도 일정)에 따른 최소 연소도 감소 폭은 작아진다. 붕소 농도 증가에 따른 최소 연소도 감소 정도는 액티나이드 핵종만을 고려하는 경우가 핵분열생성물을 함께 고려하는 경우보다 더 크다. 중성자 독물질 농도를 증가시켜 운반용기의 수용성을 증가시키는 것은 다른 결정요소의 의한 것보다 효과적이지 않

으며 농도 증가에 대한 물리적 한계도 존재한다.

사용후핵연료의 냉각기간이 증가되면 운반용기에 장전 가능한 핵연료의 최소 연소도가 감소하게 되는데, 일정한 연소도에서 U-235 농축도가 증가하면 반응도 감소 정도가 작아진다(그림 3 참조). 따라서 운반용기 설계 시 사용후핵연료의 냉각기간을 실제 발전소내의 저장가능 기간 등을 고려하여 가능한 한 길게 설정하면 핵연료집합체 수용성을 증가시킬 수 있다.

국내 운전 중인 WEC형 원전의 핵연료집합체 방출연소도 자료에 근거해 GBC-32 운반용기의 수용성을 평가한 결과 액티나이드 핵종만을 고려할 경우에는 약 50%, 핵분열생성물을 함께 고려하는 경우에는 약 95%의 핵연료집합체를 수용할 수 있는 것으로 나타났다(그림 4 참조). 동일한 설계특성을 가지는 24개 핵연료집합체 장전용 운반용기에 대해서는 각 경우 약 70% 및 98%의 수용성을 나타내었다.

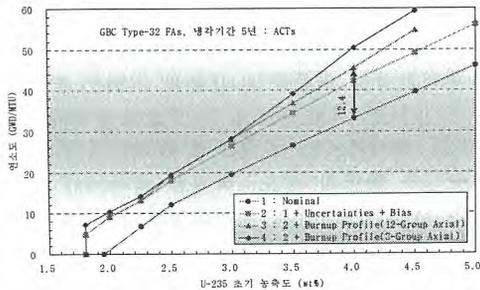


그림 1. 설계인자 불확실도를 반영한 수용곡선

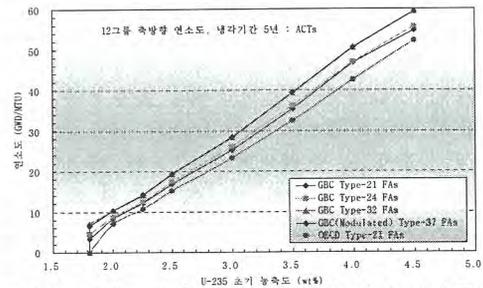


그림 2. 핵연료집합체 장전용량에 따른 수용곡선

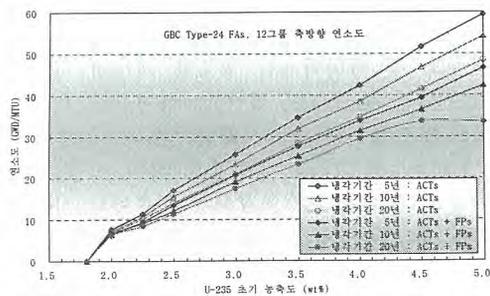


그림 3. 핵연료집합체 냉각기간에 따른 수용곡선

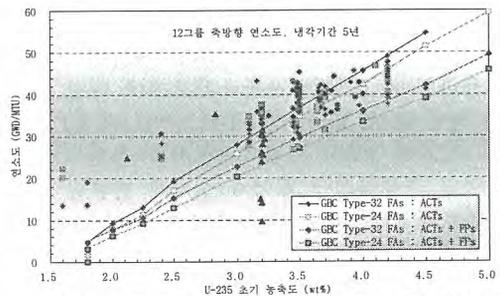


그림 4. 국내 WEC형 원전 핵연료집합체 수용성

3. 결론

본 분석에서는 연소도고려 임계해석을 적용한 사용후핵연료 운반용기 수용곡선에 대한 주요 설계인자의 영향을 검토하고 실제 핵연료의 연소도를 조사하여 운반용기의 핵연료집합체 수용성을 평가하였다. 운반용기 수용곡선 산출 시 가장 중요한 요소는 임계해석의 주요 설계인자들에 의한 해석 불확실도이며, 사용후핵연료 냉각기간, 증성자 독물질 농도 등의 순서로 임계여유도 확보에 크게 영향을 미치는 것으로 나타났다. GBC 운반용기 형태의 24개 핵연료집합체 장전용 운반용기에 국내 운전 중인 WEC형 원전의 사용후핵연료를 장전하는 것을 가정하면 연소도고려 시 액티나이드 핵종만을 고려하면 방출된 핵연료집합체의 약 2/3, 핵분열생성물까지 함께 고려하면 대부분의 핵연료집합체를 수용할 수 있는 것으로 평가되었다.

참고문헌

- [1] SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, ORNL/TM-2005/39, Version 5.1, ORNL, (2006).
- [2] J. C. Wagner, Computational Benchmark for Estimation of Reactivity Margin from Fission Products and Minor Actinides in PWR Brunup Credit, NUREG/CR-6474, ORNL, (2001).