

Abstracts of Proceedings of the
Korean Radioactive Waste Society
Spring 2006

한국방사성폐기물학회 학술논문요약집

— 2006년 봄 —

- 일시 : 2006. 6. 15~16 (목~금)
- 장소 : 한양대학교 (서울캠퍼스)
- 주관 : 한국방사성폐기물학회
- 후원 : 두산중공업(주), 한국수력원자력(주)



사단
법인 **한국방사성폐기물학회**

Abstracts of Proceedings of the
Korean Radioactive Waste Society
Spring 2006

한국방사성폐기물학회 학술논문요약집

- 2006년 봄 -

- 일시 : 2006. 6. 15~16 (목~금)
- 장소 : 한양대학교 (서울캠퍼스)
- 주관 : 한국방사성폐기물학회
- 후원 : 두산중공업(주), 한국수력원자력(주)



사단
법인

한국방사성폐기물학회

빈 면

목 차

제1분과 : 방사성 폐기물 정책 및 제염해체 (Oral) 좌장 : 이동규 · 원휘준

09:00	원전 해체 부지 재활용 및 재이용에 대한 고찰.....17 김학수 · 양호연 [한수원(주)원자력환경기술원]
09:20	원자력발전소 해체 규제제도 개선을 위한 각국의 제도 고찰.....19 안상규 · 전인영 · 정재학 · 최경우 · 정찬우 · 이운근 [한국원자력안전기술원]
09:40	연구용원자로 해체비용 산정을 위한 단위비용 인자 및 작업난이도 인자 산출21 정관성 · 이동규 · 이근우 · 정중헌 [한국원자력연구소]
10:00	PSD 방법을 이용한 오염도 측정용 ZnS(Ag)/BC-408 phoswich 검출기의 알파/베타선 분리도 시험 및 성능 평가23 김계홍 · 서범경 · 박진호 · 정중헌 · 이근우 [한국원자력연구소]
10:40	플라즈마 공정 기술을 이용한 금속 표면의 고착성 오염물질 제염 연구25 윤상필 · 전상환 · 진동식 · 김용수 [한양대학교] 정중헌 · 김계남 · 오원진 [한국원자력연구소]
11:00	이크 용융에 의한 방사성 금속 폐기물의 제염 특성27 민병연 · 강 용 [충남대학교] 송평섭 · 최왕규 · 정중헌 · 오원진 [한국원자력연구소]
11:20	Adsorption of Phenol in the Radioactive Liquid Waste by Activated Carbon Fibers29 Jin-Won Kim, Hui-Jun Won, Gye-Nam Kim, Chong-Hun Jung and Wang-Kyu Choi [KAERI] Soo-Han Kwon [CBU] Dong-Ho Lee [Samyang R&D Center]

제1분과 : 방사성 폐기물 정책 및 제염해체 (Poster)

P01A01	방사능으로 오염된 금속시편에 대한 PFC 분사제염.....33 원휘준 · 김계남 · 최왕규 · 정중헌 · 오원진 · 박진호 [한국원자력연구소]
P01A02	토륨(Th-232)으로 오염된 방사성폐기물의 제염방안 연구35 김휘주 · 박근택 · 이승창 [고려검사(주)]

P01A03 자기연마제염장치의 개발과 성능실험	37
김중화 · 김용은 [충북대학교]	
송관석 · 이승재 · 이광식 [한일플랜트서비스(주)]	
황두성 [한국원자력연구소]	
P01A04 Equipment Development and Performance Test for Decontaminated PFC Solution	39
Gye-Nam Kim, Cheol-Jin Jeong, Hui-Jun Won, Wang-Kyu Choi, Chong-Hun Jung, Won-Zin Oh and Jin-Ho Park [KAERI]	
P01A05 The development, performance and evaluation of cyclone filter train for removal of hot particulate from contaminated hot cell	40
Gye-Nam Kim, Mathuresh Narayan, Hui-Jun Won, Wang-Kyu Choi, Chong-Hun Jung, Won-Zin Oh and Jin-Ho Park [KAERI]	
P01A06 3D CAD 기반의 연구로 해체 공정 연구	41
박희성 · 김성균 · 이근우 · 정종현 · 박진호 [한국원자력연구소]	
P01A07 An Annealing Characteristics of the Irradiated Graphite Block in KRR-2 Reactor	42
Gyeong Hwan Jeong, Sei Hun Yun, Dong Gyu Lee, Chong Hun Jung and Kune Woo Lee [KAERI]	
P01A08 The Dismantling Activities on Bio-shielding Concrete of KRR-2	44
Ki-Won Lee, Seung-Kook Park, Sang-Bum Hong, Un-Soo Jung and Jin-Ho Park [KAERI]	
P01A09 연구로 2호기 차폐콘크리트의 ^{14}C 및 ^{14}C 분포 측정	46
홍상범 · 김희령 · 정근호 · 정경환 · 박진호 [한국원자력연구소]	
P01A10 중성자 조사된 흑연 내 C-14 처리를 위한 CO_2 흡착 특성 평가	48
강영애 · 황호상 · 이동규 · 양희철 · 정종현 · 이근우 [한국원자력연구소]	
P01A11 CO_2 pellet 분사에 의한 제염공정연구	49
이중명 · 정종현 · 오원진 · 최왕규 [한국원자력연구소]	
이승일 · 강 용 [충남대학교]	
P01A12 핵연료 물질 사용시설 내 감손 우라늄의 오염 분석	51
전종선 · 정기철 · 박상규 · 김태현 · 이재민 [에네시스]	
P01A13 차등접근법에 근거한 원자력시설 해체 작업단위별 잠재 위험도 사전선별 방법론	53
정재학 [한국원자력안전기술원]	

제2분과 : 방사성 폐기물 처리 및 처분 (Oral) 좌장 : 강기두 · 지광용

09:00	기존드럼 방사성폐기물 내 핵종농도분포	57
	안홍주 · 표형열 · 이창현 · 한선호 · 지광용 [한국원자력연구소]	
09:20	중저준위 방사성폐기물 척도인자 운영프로그램 개발	58
	김태욱 · 강기두 [한수원(주)원자력환경기술원]	
	이상철 · 이진재 [한국과학기술원]	
09:40	원전 방사성폐기물 시료 내 핵종분석 방법에 대한 품질관리 평가	60
	손세철 · 송병철 · 지광용 · 김원호 [한국원자력연구소]	
	전병기 [한수원(주)]	
10:00	저장중인 방사성 오염토양의 취급 및 시료채취를 위한 도구의 개발 및 적용	61
	홍대석 · 강일식 · 김태국 · 손종식 [한국원자력연구소]	
	조한석 [충남대학교]	
10:40	지하 동굴식 중-저준위 방사성 폐기물 처분장을 위한 환기 시뮬레이션	62
	권오상 · 김영민 · 김진 [인하대학교]	
	권상기 [한국원자력연구소]	
11:00	Nuclide Release Rates from the Near-field of a HLW Repository	63
	Youn-Myoung Lee, Yong-Soo Hwang, Chul-Hyung Kang and Pil-Soo Hahn [KAERI]	
11:20	Experimental Investigation on Diffusion Properties of some Radionuclides in Crystalline Rocks.....	65
	Chung-Kyun Park, Won-Jin Cho and Pil-Soo Hahn [KAERI]	
11:40	사용후핵연료 지하처분장 배치를 위한 처분공 및 처분 터널 간격 분석.....	66
	이종열 · 이양 · 김성기 · 최희주 · 최종원 [한국원자력연구소]	

제2분과 : 방사성 폐기물 처리 및 처분 (Poster)

P02A01	지역 특성을 고려한 PRESTO 코드 환경영향평가.....	71
	김아름 · 신상화 · 김정훈 · 황주호 [경희대학교]	
P02A02	방사성오염부지 내 환경영향평가 모의 모사	73
	신상화 · 김정훈 · 황주호 [경희대학교]	
P02A03	초임계 이산화탄소내에서 QCM을 이용한 금속피막 제거율 측정	75
	주민수 · 고문성 · 박광현 · 김홍두 · 김학원 [경희대학교]	

P02A04	방사성오염 토양폐기물의 재평가를 위한 분류처리와 재포장기술	76
	강일식 · 이범철 · 김태국 · 조한석 · 홍대석 · 손종식 [한수원(주)원자력환경기술원 제한경 [한일원자력(주)]	
P02A05	초임계유체를 이용한 방사성폐유 제염	77
	유재룡 · 성진현 · 박광현 · 김홍두 · 김학원 [경희대학교] 임태운 [한국석유품질관리원]	
P02A06	Modeling the activity of I-129 and Cs-137 in primary coolant at PWR	79
	Sang Chul Lee and Kun Jai Lee [KAIST] Ki Ha Hwang [KINS]	
P02A07	원자로 냉각재 계통 내 핵종포집 및 농도분포	81
	지광용 · 박영재 · 표형열 · 김원호 [한국원자력연구소]	
P02A08	계통수 중 부식생성을 분석을 위한 LIBS 기술의 응용	82
	조강욱 [충남대학교] 김문수 [한수원(주)원자력환경기술원] 문전수 [한전전력연구원]	
P02A09	LRDPS 성능개선을 위한 전처리 방안 연구	83
	심성보 · 이상진 · 양호연 [한수원(주)원자력환경기술원]	
P02A10	원자력발전소의 수처리계통에서 발생된 폐수지의 ^{14}C 및 ^3H 분포측정	85
	박순달 · 김정석 · 지광용 · 김종구 · 김원호 [한국원자력연구소]	
P02A11	Trickle bed Reactor for the Hydrogen Isotope Exchange Reaction	86
	Seungwoo Paek, Do-hee Ahn, Kwang-Rag Kim, Minsoo Lee, Sung-Paal Yim and Hongsuk Chung [KAERI]	
P02A12	삼중수소 산화 배기체 처리를 위한 CO_2 동반 수증기 흡착시험	87
	김광락 · 이민수 · 백승우 · 안도희 · 임성팔 · 정홍석 [한국원자력연구소] 심명화 [과학기술연합대학원대학교]	
P02A13	방사성기체폐기물 크립톤(Kr-85) 여과장치	89
	전길호 · 신동관 [한맥방사선(주)기술연구소]	
P02A14	석탄회필터를 이용한 방사성 세슘의 포집	91
	신진명 · 박장진 · 박근일 [한국원자력연구소]	
P02A15	붕산황유리파핀 고화체의 노출표면적의 변화에 따른 세슘 및 코발트의 침출거동비교	93
	곽경길 · 유영걸 · 지영용 · 김기홍 [한국원자력연구소]	

P02A16	염기 표면 처리에 따른 입상활성탄의 중금속 흡착	95
	강광철 · 권수한 [충북대학교]	
	김승수 · 최종원 [한국원자력연구소]	
	장진석 [충북지방중소기업청]	
P02A17	고온 연소로와 액체섬광계수법을 이용한 활성탄 시료 중의 3H 및 14C 방사능 분석...	97
	김희령 · 정근호 · 강문자 · 이완로 · 조영현 · 최근식 · 이창우	
	홍상범 [한국원자력연구소]	
P02A18	Soxhlet 침출시험법을 이용한 방사성폐기물 유리고화체의 침출특성 평가	99
	김천우 · 박종길 · 황태원 [한수원(주)원자력환경기술원]	
P02A19	ISO 침출시험법을 이용한 모의 방사성폐기물 유리고화체의 침출특성 평가	101
	김천우 · 김지연 · 박종길 · 황태원 [한수원(주)원자력환경기술원]	
P02A20	저온용융로(CCM) 내부 용융유리 모사를 위한 컴퓨터 코드 개발	103
	김천우 · 박종길 · 황태원 [한수원(주)원자력환경기술원]	
	정해권 · 하만영 · 류봉기 [부산대학교]	
P02A21	중 · 저준위 방사성폐기물 유리화공정에서 금속필터 차압 특성	105
	박승철 · 김병렬 · 황태원 [한수원(주)원자력환경기술원]	
	최중서 · 이충상 · 강병광 [현대모비스(주)]	
P02A22	원전 증기발생기 화학세정폐액 처리용 150kW급 아크 플라즈마 장치 개발	107
	강덕원 · 손 욱 · 이두호 [한전전력연구원]	
	김진길 · 박상훈 · 한철우 · 황리호 · 이병호 [(주)비츠로테크]	
P02A23	울진 중 · 저준위 방사성폐기물 유리화설비의 설계 특성	109
	양경화 · 지평국 · 신상운 [한수원(주)원자력환경기술원]	
P02A24	(TBP-TOA)/NDD-다성분 혼합추출계에서의 Tc, Np 및 U의 선택적 분리	110
	이일희 · 임재관 · 김광욱 · 정동용 · 문제권 · 양한범 [한국원자력연구소]	
P02A25	수소동위원소의 Pd합금 투과막 운전 특성	112
	정홍석 · 김광락 · 이민수 · 백승우 · 임성팔 · 안도희 [한국원자력연구소]	
	심명화 [과학기술연합대학원대학교]	
P02A26	겔화반응을 이용한 방사성 염폐기물의 안정화/고형화	114
	박환서 · 김인태 · 김환영 · 김준형 [한국원자력연구소]	
P02A27	염폐기물 고화체 제조에 있어 유리첨가 유무에 따른 결정상 변화.....	115
	김정국 · 이재희 · 김환영 · 김인태 [한국원자력연구소]	

P02A28	전해정련 mock-up 장치 system 설계 및 장치 구성	116
	우문식 · 황성찬 · 이병직 · 강영호 · 권상운 · 안병길 · 이종현 · 박성빈 유재형 · 심준보 · 김응호 [한국원자력연구소]	
P02A29	Mock-up 장치에서 전해정련 실험결과	117
	우문식 · 강영호 · 황성찬 · 권상운 · 박성빈 · 이병직 · 심준보 · 김응호 [한국원자력연구소]	
P02A30	Mock-up 장치에서 cathode processor 실험결과	118
	우문식 · 강영호 · 황성찬 · 권상운 · 박성빈 · 이병직 · 심준보 김응호 [한국원자력연구소]	
P02A31	CECE 공정을 위한 수전해조 개발	119
	이민수 · 백승우 · 김광락 · 임성팔 · 정홍석 · 안도희 [한국원자력연구소]	
P02A32	차세대관리종합공정 실증시설의 핫셀 페필터 압축장치 개발	120
	구정희 · 권기찬 · 이은표 · 정원명 · 이원경 · 유길성 [한국원자력연구소]	
P02A33	낙하충격에 따른 볼트인장력에 대한 와셔의 영향	122
	김동학 · 서기석 · 방경식 [한국원자력연구소] 이경호 · 조천형 · 최병일 [한수원(주)원자력환경기술원]	
P02A34	압축성 방사성폐기물 진공 압축기 개발을 위한 실험적 연구	124
	이상태 · 김효철 · 이진화 · 전현진 · 김승재 [하나검사기술(주)고리1사업소]	
P02A35	방사성고체폐기물의 감용을 위한 처리방법	126
	양송열 · 서항석 · 이형권 · 엄성호 · 전용범 [한국원자력연구소]	
P02A36	CEA 교체작업시 발생된 고방사성폐기물(Spider) 처리방안소개	128
	김건태 · 오영일 · 송대원 [한일 원자력(주)] 송관석 · 이승재 · 이광식 [한일플랜트서비스(주)]	
P02A37	「하나로」고체 방사성 폐기물 현황 및 저감화 노력	130
	이성효 · 김지욱 · 최영산 · 박상준 [한국원자력연구소]	
P02A38	비규격 방사성폐기물 드럼의 핵종 재고량 평가방안	132
	김태욱 · 강기두 [한수원(주)원자력환경기술원] 이상철 · 이진재 [한국과학기술원]	
P02A39	시료의 대표성 확보를 위한 통계적 방법에 관한 연구	134
	김주열 · 박병기 · 이병철 [(주)미래와도전]	
P02A40	방사성폐기물 장기저장시설의 안전성 검증체계에 관한 고찰	136
	정재학 [한국원자력안전기술원]	

P02A41	방사성폐기물의 저장 및 운반과정에서 기체발생 현상에 대한 예비평가	138
	정재학 [한국원자력안전기술원]	
P02A42	MDPSA 코드의 단일 암반내 이류-분산 물질 이송 현상 모사 성능 검토.....	140
	한지용 · 황용수 · 강철형 [한국원자력연구소]	
P02A43	처분장 구조안정성 분석을 위한 모듈식 해석모델 개발	142
	이 양 · 이종열 · 최희주 · 최종원 [한국원자력연구소]	
P02A44	A Probabilistic Biosphere Analysis for Derivation of Pathway Dose Conversion Factor	144
	Jin Beak Park, Joo-Wan Park and Chang-Lak Kim [KHNP]	
P02A45	지하처분연구시설의 건설중 암반거동 특성 연구	146
	권상기 · 박정화 · 조원진 [한국원자력연구소]	
P02A46	심지층 처분을 위한 시용후핵연료 포장공정 그래픽 시뮬레이션	147
	이종열 · 이 양 · 조동건 · 최희주 · 최종원 [한국원자력연구소]	
P02A47	A Source Term Modeling for Near Surface Disposal by MOSAIC.....	149
	Joo-Wan Park, Jin Beak Park and Chang-Lak Kim [KHNP]	
P02A48	고준위폐기물 한국형처분시스템 특성	151
	최희주 · 이종열 · 조동건 · 이 양 · 김성기 · 최종원 [한국원자력연구소]	
P02A49	System-Level Test of MOSAIC : ISAM Vault Safety Case	153
	Ji-Hoon Lee, Joo-Wan Park, Jin-Beak Park and chang-Lak Kim [KHNP]	
P02A50	연구용 지하처분시설(KURF)의 암석 및 균열/단층의 광물학 및 지화학적 특성 연구...	155
	이승엽 · 백민훈 · 조원진 · 한필수 [한국원자력연구소]	
P02A51	Optimizing Long-term Ground Water Monitoring Networks for Waste Disposal...	156
	Juyoul Kim and Byungchul Lee [FNC Technology Co.]	
	Thomas C. Harmon [Univ. of California]	
P02A52	One-dimensional Coupled Modeling of Unsaturated Water, Heat, and Solute Transport in Layered Soil	158
	Juyoul Kim and Byungchul Lee [FNC Technology Co.]	
	Thomas C. Harmon [Univ. of California]	
P02A53	환원환경에서 화강암 균열을 통한 핵종이동 실험 - 실험장치 설치 및 기초실험 결과	160
	백민훈 · 조원진 · 한필수 [한국원자력연구소]	

제3분과 : 사용후핵연료 및 핵연료 주기 (Poster)

P03A01	ACP 실증시설 후면 차폐문의 등적 안전성 평가	185
	권기찬 · 구정희 · 이은표 · 정원명 · 유길성 · 이원경 · 조일제 · 국동학 윤지섭 [한국원자력연구소]	
P03A02	사용후핵연료 금속전환체 저장용기 설계 및 안전성 평가	187
	이주찬 · 김동학 · 방경식 · 신희성 · 서기석 · 김호동 [한국원자력연구소]	
P03A03	차세대관리 종합공정 핫셀 시험	189
	정원명 · 구정희 · 조일제 · 국동학 · 권기찬 · 이원경 · 유길성 · 서중석 윤지섭 [한국원자력연구소]	
P03A04	기상환경기반의 원격작업자 시각지원시스템 개발	191
	송태길 · 김성현 · 임광목 · 박병석 · 윤지섭 [한국원자력연구소] 이상호 [충북대학교]	
P03A05	Equilibrium Approach for Modelling a Smelting Process of the Advanced Spent Fuel Conditioning Process	193
	Byung Heung Park, Chung-Seok Seo and Ji Sup Yoon [KAERI]	
P03A06	고온리튬용융염계 산화분위기에서 초합금의 부식거동	194
	조수행 · 임종호 · 서중석 · 윤지섭 · 박성원 [한국원자력연구소]	
P03A07	20 kgHM/batch 급 금속전환 시스템의 Inactive demonstration.....	196
	정상문 · 허진목 · 박성빈 · 강대승 · 정명수 · 홍순석 · 서중석 윤지섭 [한국원자력연구소]	
P03A08	동위원소화석 질량분석법을 이용한 고연소 및 건식공정 핵연료 중 세슘 동위원소 정량	198
	김정석 · 전영신 · 박순달 · 김종구 [한국원자력연구소]	
P03A09	Sol-Gel 법에 의한 Tc 제거용 TPPBr-SiO ₂ 복합 흡착제 제조	199
	권지영 · 문제권 · 이일희 · 양한범 · 임재관 [한국원자력연구소]	
P03A10	²⁴³ Am을 추적자로 사용한 사용후 핵연료 시료 중 ²³⁷ Np과 ²⁴¹ Am의 동시정량.....	201
	조기수 · 송병철 · 김영복 · 전영신 · 박영재 · 김원호 [한국원자력연구소]	
P03A11	Np(IV)의 추출에 미치는 Acetohydroxamic acid의 영향	203
	정동용 · 이일희 [한국원자력연구소]	
P03A12	조사후시험시설에서의 공기조화계통 부압유지를 위한 공기유동분포 및 필터링 시스템 메커니즘	204
	황용화 · 이형권 · 이은표 · 엄성호 · 전용범 · 민덕기 · 홍권표 [한국원자력연구소]	

P03A13	사용후핵연료 저장물의 방사성핵종 제거	205
	손영준 · 전용범 · 엄성호 · 김길수 [한국원자력연구소]	
P03A14	사용후핵연료봉 피복관 산화층 두께 외전류 탐상 표준봉 및 교체지그	207
	이은표 · 전용범 · 민덕기 · 서항석 · 이형권 · 엄성호 · 김길수 · 권형문 · 황용화 양송열 · 손영준 · 홍권표 [한국원자력연구소]	
P03A15	조사핵연료에 대한 집합체의 연소도 측정	208
	엄성호 · 권형문 · 이형권 · 황용화 · 손영준 · 전용범 · 민덕기 [한국원자력연구소]	
P03A16	WDS에 대한 사용후핵연료 시편에서 방출되는 감마선의 영향 분석.....	210
	권형문 · 주준식 · 서항석 · 민덕기 · 전용범 [한국원자력연구소]	
P03A17	활성탄필터 누설시험 검출기의 교정불확도 추정 및 평가	211
	이형권 · 황용화 · 전용범 · 민덕기 · 이은표 · 권형문 · 서항석 · 엄성호 · 양송열 김길수 [한국원자력연구소]	
P03A18	Analyses of Fast Reactor Scenarios for Transmuting Transuranics in Korea ...	213
	Chang Joon Jeon and Hangbok Choi [KAERI]	
P03A19	방사성폐기물 발생량으로 비교해 본 핵연료 주기	214
	김병태 · 문철웅 · 임관석 [선광원자력안전(주)]	
P03A20	사용후 핵연료 관리 관련 국내외 연구개발 전망	216
	김병태 · 문철웅 · 임관석 [선광원자력안전(주)]	
P03A21	감마선분광분석법에 의한 듀픽 핵물질 계량의 가능성 여부	218
	박광준 · 엄성호 · 강희영 · 정정환 · 김호동 [한국원자력연구소]	
P03A22	의사결정 분석 기법으로 살펴본 사용후 핵연료 지역 저장시설 전략	219
	김성호 · 김태운 [한국원자력연구소]	
P03A23	PWR 사용후핵연료 CASK 방식 건식저장시설의 방사선차폐 안전성평가에 관한 연구	221
	김병수 · 정재학 · 이재성 · 정찬우 [한국원자력안전기술원]	

제4분과 : 방사선 안전 및 환경 (Oral)

좌장 : 이갑복 · 정근호

09:00	국내의 PWR 원전주변 환경에서 C-14 축적경향과 피폭선량 평가시 불확실성 최소화 방안 연구	225
	황정래 · 염유선 · 전인섭 · 김용대 [라드텍(주)] 이승진 [영광원전환경안전감시센터]	

09:20	영광원전 주변의 환경시료에서 C-14 축적 및 확산 경향 평가에 대한 연구	227
	염유선 · 황정래 · 전인섭 · 정병희 [라드텍㈜]	
09:40	원전 주변 주민의 방사선량 평가를 위한 음식물 섭취량 결정.....	229
	이갑복 · 방선영 · 정양근 · [한전전력연구원]	
	이승용 [한수원㈜]	
10:00	원전 계획예방정비기간 불균일 방사선장에서 피폭 방사선량평가 알고리즘	231
	김희근 · 공태영 · 강덕원 [한전전력연구원]	
	이상구 · 박성철 [한수원㈜]	
10:40	해체 콘크리트 폐기물에 포함된 Fe-55와 Ni-63 방사능 분석	233
	강문자 · 정근호 · 조영현 · 이완로 · 김희령 · 최근식 · 이창우 · 홍상범	
	정운수 [한국원자력연구소]	
11:00	방사능측정결과에 대한 허용한계 및 채택성 점검 사례 연구	234
	윤철환 · 이병두 · 김태욱 · 강기두 [한수원㈜원자력환경기술원]	
11:20	H-3 분석시 측정방법을 달리함에 따라 소광보정에 미치는 영향의 평가에 대한 연구	236
	황정래 · 정병희 · 전인섭 · 하충기 · 김대원 · 염유선[라드텍㈜]	
11:40	액체섬광계수기를 이용한 H-3 분석시 소광보정을 위한 최적화에 대한 연구.....	238
	김희강 [영광원전환경안전감시센터]	
	황정래 · 전인섭 · 하충기 · 김대원 · 염유선 [라드텍㈜]	

제4분과 : 방사선 안전 및 환경 (Poster)

P04A01	Estimation of Radiation Safety of MCNP Calculation for Container Inspection with Neutron Generator	243
	Gil-Ho Jeon and Dong-Kwyu Shin [Hanmac Radiation Co.]	
P04A02	경수로용 원자로 보충수 탱크수 정화처리 장치개발	245
	강덕원 [한전전력연구원]	
	이정희 [㈜대로서이텍]	
	박종덕 [한수원㈜]	
P04A03	원자력발전소 배기구 방출 C-14의 측정 및 감시를 위한 접근	247
	강덕원 · 양양희 [한전전력연구원]	
	허 호 · 박규태 · 이경호 [㈜액트]	
	강기두 · 박경록 [한수원㈜]	

P04A04	운모계열 점토광물의 방사성 세슘 흡착특성	248
	차현주 · 조영현 · 이창우 · 최근식 · 정근호 [한국원자력연구소]	
P04A05	RFID를 이용한 방사성물질 통합관리시스템 개발	249
	최성수 · 이경호 · 한병섭 [(주)엑트]	
	문철웅 · 김병태 · 임관석 [선광원자력안전(주)]	
P04A06	계획예방정비 시 격납용기 기체폐기를 방출관리 강화	251
	김남천 [케이엔디티앤아이(주)]	
P04A07	탈부착이 용이한 방사성물질 전용 운반차량용 운반함	253
	김이경 · 조한철 [코스텍기술(주)기술연구소]	
P04A08	한국표준형원전 방사선비상시 선원항 평가 방재 시스템 개발	255
	이경호 · 손한성 · 최성수 [(주)엑트]	
	신형기 [한국원자력안전기술원]	
	문철웅 · 김병태 · 임관석 [선광원자력안전(주)]	
P04A09	조사재시험시설 방사선 관리구역의 오염도 현황 분석	257
	송응섭 · 주용선 · 김희문 · 안상복 · 정양홍 [한국원자력연구소]	
P04A10	원전 주변주민의 소개준비시간 평가를 위한 사회행동 특성 조사 설계	259
	방선영 · 이갑복 · 정양근 [한전전력연구원]	
P04A11	BMS를 이용한 중수로형 원전 중성자 스펙트럼 측정	261
	손중권 · 서장수 · 원유호 · 강기두 [한수원(주)원자력환경기술원]	
P04A12	버섯기준물질의 자연방사능준위결정을 위한 국제 비교숙련도 시험	263
	이완로 · 박지연 · 김희령 · 최상도 · 정근호 · 조영현 · 강문자 · 최근식	
	이창우 [한국원자력연구소]	
	정형욱 · 박상애 [식품의약품안전청]	

제1분과

방사성폐기물 정책 및 제염해체 (Oral)

빈 면

원전 해체 부지 재활용 및 재이용에 대한 고찰

김학수, 양호연

원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

hskim007@khnp.co.kr

원자력발전소 해체 후 부지 재활용 및 재이용 방안은 해체의 범위, 일정, 최종 목표단계 설정 및 해체비용에 영향을 미치는 가장 중요한 요소의 하나로서, 향후 국내 가동원전의 영구정지 후 관련 부지의 활용 방안을 모색할 시점에 와 있다고 할 수 있다. 이는 국내의 원전 부지 확보 문제와 직접적인 연관이 있기 때문이며, 이와 관련하여 다양한 해체 부지의 잠재적 이용방안을 설정하기 위해서는 국가정책, 경제성, 기술성, 사회적 수용성 등을 종합적으로 고려해야 할 것이다.

원자력시설 해체 후 부지/건물에 대한 활용방안을 모색하기 위해서는 우선적으로 전체 부지를 재이용할 것인지 부분적으로 재이용할 것인가에 대한 방침 그리고 일반 부지로 재이용할 것인지 원자력시설 부지로 재이용할 것인가에 대한 방침 등이 결정되어야 한다. 동일 부지에서 다수호가 운영되고 있는 국내 특성을 고려할 때 특정 호기 해체 부지를 일반 부지로 전면 활용하는 것은 현실적으로 불가능할 수도 있으며, 이에 따라 해체 부지에 후속 원전을 건설할 수 있는가에 대한 보다 현실적인 고민이 전제되어야 할 것으로 보인다.

부지 재이용 전략을 수립하기 위해 기본적으로 고려되어야 할 인자들로서는 전원개발계획, 사용후 핵연료 관리정책 공론화 방향/결과(예: 건식저장시설 방식), 부지내 기존 원전, 설비의 운영계획과의 상관관계 그리고 주민 수용성 등을 예로 들 수 있다. 특히 월성원전의 경우에는 삼중수소제거설비(TRF) 및 삼중수소 저장용기가 월성1호기 영구정지 후에도 오랜 기간 동안 운영되어야 하므로 이러한 현실적인 부지조건도 고려해야 한다.

원자력 시설의 해체 후 잔존 시설 및 부지의 재이용방법은 다양하며, 구체적 방안의 결정은 국가별 특성, 해체 전략, 부지 조건, 기타 요구 등에 따라 결정되어야 한다. 지금까지 해외 여러 국가에서 원전 해체 후 부지 재이용 사례들을 조사한 결과, 일반적으로 해체 후 부지를 그대로 이용, 잔존 시설의 일부를 이용, 잔존시설의 전체를 이용하는 사례 등이 조사되었으며, 이러한 조사 결과를 토대로 그림 1과 같이 해체 부지의 활용 방안을 고려해 볼 수 있다.



그림 1. 원전 해체 부지 활용 가능 시나리오

한편 최적 부지 재이용 전략은 일괄적 접근방법 보다 차등적, 단계적 접근방법을 고려할 필요가 있으며, 이를 통해 장기간 불확실성을 고려한 다수의 후보 대안을 선정하여 유연성을 확보하고 각종 불확실성을 고려한 최적 방안을 선정할 필요가 있다. 표 1은 앞에서 제시한 부지 활용 방안별 장단점을 비교하여 기술하였다. 이러한 분석결과는 부지재이용 전략을 보다 구체적으로 수립할 때 기초 자료로 활용될 수 있을 것으로 판단된다.

표 1. 해체 후 부지 재활용/재이용 방안별 장단점 비교

방안	장점	단점	기타 고려사항
일반부지	<ul style="list-style-type: none"> 가장 일반적으로 고려할 수 있는 방안 참조사례 다수 	<ul style="list-style-type: none"> 동일 부지 다수호기 운영중인 국내 상황을 고려할 때, 다른 운영 중 원전 인접 위치에 일반 부지를 조성해 활용하는 것은 실현 가능성이 희박 	<ul style="list-style-type: none"> 부지 제염의 요구수준은 법적 제한치 미만 일반 부지 조성 후 매각 또는 직접 활용하는 방안 고려 가능
산업부지 (비원자력)	<ul style="list-style-type: none"> 미국의 FSV의 사례 (화력발전소로 활용) 적절한 제염 또는 방사능 오염 여부 탐사 후 일부 건물 및 설비 재이용 가능 (예: 터빈건물 등) 	<ul style="list-style-type: none"> 동일 부지 다수호기 운영중인 국내 상황을 고려할 때, 다른 운영 중 원전 인접 위치에 일반 산업시설 건설/운영에 한계 	<ul style="list-style-type: none"> 부지 제염의 요구수준은 일반부지로 이용하는 방안과 동등 위치기준 등 법률적인 실현성에 대한 상세한 검토필요
원전관련 일반부지	<ul style="list-style-type: none"> 주민 수용성 확보부담 경감 예상 일부 건물/설비의 재이용 가능 	<ul style="list-style-type: none"> 동일 부지 다수호기 운영중인 국내 상황을 고려할 때, 다른 운영 중 원전 인접 위치에 원전관련 일반시설 건설/운영에 제한이 있을 수 있음. 	<ul style="list-style-type: none"> 부지 제염의 요구수준은 일반부지로 이용하는 방안과 동등 고려 가능한 시설로서는 훈련센터, 엔지니어링 센터 등
원전관련 산업부지	<ul style="list-style-type: none"> 원자력시설 부지 확보 부담 경감 가능 부지적합성 관련 기본적인 요건 만족한 부지 확보 가능 요구되는 철거, 해체 및 제염 수준이 다른 대방에 비해 낮을 수 있음 일부 건물/설비의 재이용 가능 	<ul style="list-style-type: none"> 신규 원자력시설 건설에 따른 주민수용성 확보 부담 설치 가능한 비원전 원자력시설 수요 불분명 	<ul style="list-style-type: none"> 원전운영 관련 시설 : <ul style="list-style-type: none"> SNF 저장시설(구역), VLLW 장기저장시설 RW처리시설 기타 원자력시설/연구 시설
원전부지	<ul style="list-style-type: none"> 후속호기 부지 추가 확보 부담 감소 요구되는 철거, 해체 및 제염 수준이 다른 방안에 비해 낮을 수 있음 일부 건물/설비의 재이용 가능 	<ul style="list-style-type: none"> 아직까지 해체 부지에 원전을 재건설한 사례 미비 원전 추가건설 측면에서 주민 수용성 확보 부담 	<ul style="list-style-type: none"> 즉시철거 전략 필요성 증대

표 1에서 제시된 부지 재이용 방안별 장단점 및 특기사항을 토대로 국내 원전 부지의 재이용 방안으로서는 다음의 상황을 고려해야 할 것으로 판단되었으며, 국가 정책적인 측면, 전원개발계획, 현실적 수요 등을 고려한 상세한 검토가 향후 이루어져야 할 것이다.

- 동일 부지 다수호기가 운영중인 국내 상황을 고려할 때, 일반부지로 재이용하거나 일반 산업 시설화에는 현실적 한계가 있음.
- 현재 상황에서 원전부지로 재이용하거나, 원전관련 일반부지 또는 원전 관련 산업부지로 재이용하는 방안이 타당할 것으로 판단됨
- 극저준위방사성폐기물에 대한 별도의 관리방안이 현실화될 경우, 저장시설 등으로 활용하는 방안도 대안으로 고려할 수 있음.

원자력발전소 해체 규제제도 개선을 위한 각국의 제도 고찰

안상규, 전인영, 정재학, 최경우, 정찬우, 이윤근

한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19번지

k052ask@kins.re.kr

국내의 가동 원자력발전소의 폐로 및 해체에 대비하여 국내 제도의 개선방향을 찾고자 우리나라를 포함한 일본 및 미국과 독일, 영국, 프랑스 등 유럽국가의 원자력발전소 해체에 관한 규제제도 조사와 그 특징을 분석하였다. 각국의 해체에 관한 규제제도 조사는 규제정책, 법규, 규제 인허가절차 등의 항목으로 구분하여 수행하였다. 영국 및 일본은 해체 및 해체 이후의 부지 활용에 관한 별도의 규제정책을 보유하고 있으며, 그 외의 국가들에서는 원자력법령 및 규제기관 규제지침에 따라 원자력발전소의 해체에 대한 안전규제를 수행하고 있다. 해체전략(방법)에 대해서는 국제적으로 3가지 방법 즉, 발전용원자로시설의 영구정지 후 일정기간 경과 후에 해체 혹은 영구정지 후 즉시 해체 그리고 전체 혹은 일부시설을 폐기물 저장소로 활용한 영구밀폐관리로 구분되는데 이는 통상 원자력발전소 운영자의 선택사항으로서 제안되고 있다. 최근의 동향은 원자력발전소의 운전상태 정보 유지, 기존 운전종사자의 해체단계 활용, 해체종사자에 대한 별도의 교육 훈련, 기존시설물(크레인 등)의 활용 등을 고려하여 영구정지 후 즉시해체가 규제기관에 의해 권장되고 있다. 해체에 대한 규제절차는 국가마다 상이하다. 해체 이전 단계에서 영국은 운영자의 해체전략을 5년 주기로 심사하고 있다. 독일은 해체 이전에 주요 해체공정별로 부분허가를 받도록 되어 있다. 프랑스는 영구정지 6개월 전에 규제기관에 대한 사전 통보가 요구되며 영구정지 및 해체허가를 시행령(Decree)의 형태로 발급한다. 또한 해체 이전에 해체에 대하여 환경보호관련법에 따라 정부기관이 국민에게 관련 환경영향평가서와 함께 공지하도록 되어 있다. 미국은 영구정지 1월 전에 규제기관에 대한 통보와 연료인출완료 통보가 요구되며, 영구정지 후 2년 이내에 정지 후 해체계획보고서가 규제기관에 제출되어야 하며, 규제기관의 대중설명회(public meeting) 개최 후에 별도의 허가절차 없이 해체가 착수된다. 우리나라 및 일본은 해체 이전에 규제기관에 해체계획서를 제출하여 해체승인을 받도록 되어 있다. 해체단계에서는 각 나라 공히 해체과정에 대한 규제검사 혹은 점검이 수행되고 있다. 독일, 일본 및 우리나라는 해체단계에서 발생하는 방사성폐기물에 대하여 규제해제기준을 도입하여 방사성폐기물의 발생을 최소화하고 자원의 재활용을 극대화하고 있다. 프랑스의 경우에 해체대상 원자력발전소 부지를 방사선구역과 비방사선의 구역으로 구분하여 일반 사무실 등 비방사선구역에서 발생된 폐기물에 한하여 일반용 물품으로 재활용하도록 하고 있다. 해체완료 후에 시설의 상태에 따라 기본원자력시설로서의 전체 혹은 부분 등급해제절차를 받도록 되어있다. 해체가 완료된 부지에 대해서는 오염정도 등 최종 부지의 상태를 고려하여 규제기관이 타 정부기관과 협의하여 그 사용에 대하여 조건을 부과할 수 있도록 되어 있다. 독일의 경우에 기존 운영허가가 해체단계에서 해체허가로 전환되며 해체완료시에 해체허가가 자동 종료되도록 되어있다. 해체완료 후 해당 부지는 전원상태(green field)로 환원하거나 국가원자력포기정책에 따라 원자력발전이 아닌 대체에너지원에 의한 발전시설 부지로 활용할 것으로 예상된다. 미국의 경우에 해체완료 후에는 운영허가 종료절차를 밟도록 되어 있으며, 운영허가 종료를 위해 운영

자는 운영허가종료신청서와 운영허가종료계획서를 규제기관에 제출하도록 되어 있다. 규제기관은 운영허가종료계획서를 일반에게 공개하고 대중설명회를 개최하며, 운영허가종료계획서에 대한 심의 및 최종 확인과정을 거쳐 운영허가가 종료된다. 우리나라 및 일본은 해체종료 후 규제기관의 확인을 받도록 되어 있다.

표 각국의 원자력시설 해체 규제제도 종합

	우리나라	일본	미국	영국	프랑스	독일	비고
시설 정지 및 해체 현황	연구로 1호기 및 2호기 우라늄변환 시설 등 3개 시설 해체단계	발전용원자로: 23기 영구정지 및 해체 단계. 일본최초 상용 원자로 도카이 원전 2001년 해체 착수	발전용원자로: 23기 영구정지 및 해체 단계. 연구용원자로: 16기 영구정지 발전용원자로 해체완료 1기 (M.Y.,2005.9)	발전용원자로: 22기 영구정지 및 해체 단계	발전용원자로: 11기 영구정지 상태 GCR(6기), PWR(CHOOZA), Superphenix의 즉시해체 결정	발전용원자로: 18기 영구정지 및 해체 단계	18개국 102기 원자로영구 정지 (IAEA2004년 통계)
규제 기관	과학기술부/ KINS	NSC/AEC NISA/JNES	NRC	HSE/NI 외부전문가	DGSNR (IRSN:200인/ Permanent Group)	주정부(Lander), 외부전문가	
규제 법규	원자력법령	원자로등규제 법령 안전심사지침	원자력법 및 10CFR50 등	보건안전법, 원자력설치법, 해체환경영향 평가규정, 방사성물질법 국가해체정책	시행령(Decree) : 63-1228, 77-1141, 1995; Arrete 1999, 행정고시: SD3-DEM-01, BSR	원자력법령, 방사선방호령, 원자로인허가 절차령	규제해체 제도 실시국가: 일본, 독일, 한국 등)
규제 절차	해체계획서 승인 (법31조) 해체조치완료 후 확인	해체조치계획 인가신청/인가 해체조치완료 후 확인 (2005년 5월 개정) 원자로설치허 가 효력 상실 ※규제해체제 도 신설(2005)	영구운영정지/ 영구연료인출 증명서 제출 정지후 해체 계획서 제출 대중설명회개최 운영허가종료신 청/계획 제출 대중설명회개최 운영허가종료	해체전략계획, 해체프로그램 승인, 해체안전문서 제출, 품질보증계획 수립/이행, 5년주기 규제 심사 (QQR)	정상운전최종 정지통보(6월전), 영구정지/해체 허가신청 허가신청 영구정지/해체 인가령 발급 해체완료 점검 BNI 등급해제/변경 신청 및 승인	단계별 해체 허가 신청 및 허가발급 (원자로시설, 핵연료주기 시설 등 대형 시설의 해체에 적용)	해체규제절차 가 나라마다 다름.
기술 요건	과학기술부령 과기부고시	경제산업성령 안전심사지침	10CFR40, 70, Reg. Guides	허가조건(LC)	안전기본규정 (BSR)	방사선방호령 인허가절차령 사건보고령	
규제 지침	상세지침 없음	안전심사지침	표준심사계획 (SRP) 해체검사계획	검사원지침 (2001, 3)	안전기본규정 (BSR)	BMU해체지침	
현장 검사	분기검사	JPDR 해체시 108회 검사, 분기안전검사	실시	실시	실시	실시	

연구용원자로 해체비용 산정을 위한 단위비용 인자 및 작업난이도 인자 산출

정관성, 이동규, 이근우, 정종현

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

ksjeong1@kaeri.re.kr

원자력시설에 대한 운전정지 후 해체를 수행하기 위하여 사전 준비 작업으로 해체비용을 산정을 해야 한다. 원자력시설에 대한 해체비용 산정은 원자력시설의 부지 및 해체대상물의 특성에 따라 해체비용 산정이 다르게 나타나기 때문에, 공학적 비용 산정 방법으로 해체시설 및 대상물의 특성에 맞게 해체작업을 분류하여 구성요소를 설정하고 해체비용 산정에 필요한 비용항목 및 비용인자를 산출하여 해체비용을 산정해야 한다. 즉, 원자력시설에 대한 해체 작업 분류 및 소요 자원에 대한 단위비용인자 산출을 바탕으로 항목별 비용을 산정하여 전체 해체작업에 대하여 비용을 산출하게 된다. 이와 같이 원자력시설에 대한 해체비용 산정은 해체 시설 및 대상물에 대한 비용항목을 해체작업에 맞게 표준화하여 구성을 해야 하며 비용에 영향을 미치는 단위비용 인자 및 작업난이도 인자를 도출하는 것이 중요하다.

원자력시설에 대한 해체비용은 크게 인건비, 장비 및 재료비로 구성이 된다. 이 중에서 해체작업에 소요되는 인건비는 해체대상물에 소요되는 작업시간을 바탕으로 계산을 한다.

본 논문에서는 원자력연구소시설 해체비용 산정을 하기 위해서 인건비 계산에 필요한 단위비용 인자 및 작업난이도 인자를 도출하였다. 인건비 계산에 필요한 단위작업시간을 산출하기 위해서 해체대상물에 대한 단위비용인자를 재질, 모양, 표면 및 크기별로 분류를 하였고 해체대상물의 작업 내용에 대해서는 '일반 작업', '측정 작업', '제염 작업', '절단 및 제거 작업', '폐기물 취급 작업'으로 구분하여 일반화하였으며, 해체대상물을 재질과 모양별로 단위비용 인자 및 작업난이도 인자를 적용하여 비용을 산출한다.

표 1. 해체대상물에 대한 단위비용 인자 분류 기준

대분류	세분류
재질	금속(철재)류, 콘크리트류, 기타(목재)류
모양	선형, 구형, 실린더형, 직사각형
표면	바닥, 벽, 천장
크기	길이(또는 직경), 부피(또는 무게)

표 2, 3은 연구용원자로 2호기 실제 해체경험 자료를 이용하여 금속류 및 콘크리트류 해체대상물에 대한 단위작업시간을 길이 및 부피 단위로 산출한 결과이다.

표 2. 금속류 해체대상물에 대한 단위작업 시간 (단위:M•h/m)

모양 작업	일반작업	측정	제염	절단/제거
재질	15	10	4	51
모양	30	22	8	106
표면	64	45	17	224
크기	59	43	16	210

표 3. 콘크리트류 해체대상물에 대한 단위작업 시간 (단위:M•h/m³)

작업 구분	일반작업	측정	제염	절단 및 제거
시간	6	5	2	23

또한, 해체작업 시간을 지연시키는 작업난이도에 대한 고려 방안으로 연구로 2호기 해체대상물을 방사선/비방사선으로 구분하였고, 해체대상물의 복잡정도를 재질 및 형태별로 구분하고 해체작업에 따른 소요 작업시간을 비교하여 그 차이를 바탕으로 작업난이도 인자를 산출하였으며 금속류 및 콘크리트류 해체대상물에 대한 작업난이도 인자는 표 4, 5와 같다.

표 4. 금속류 해체대상물에 대한 작업난이도

인자	해체대상물 모양			
	선형	구형	실린더형	직사각형
복합도 인자	1.55	1.5	1.4	1.4
방사선/능 인자	2.0			

표 5. 콘크리트류 해체대상물에 대한 작업난이도

인자	작업난이도 가중치
방사선/능 인자	2.0

해체비용은 해체대상물의 작업 조건에 따라 해체작업에 소요되는 단위작업시간과 추가 작업소요시간을 산출함으로써 해체작업에 소요되는 인건비를 산출하고, 여기에 장비 및 재료비, 그리고 기타 부대비용을 합산함으로써 해체대상물별 소요되는 단위작업에 대한 해체비용을 산정을 하게 된다.

PSD 방법을 이용한 오염도 측정용 ZnS(Ag)/BC-408 phoswich 검출기의 알파/베타선 분리도 시험 및 성능 평가

김계홍 · 서범경 · 박진호 · 정종현 · 이근우

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

ghkim@kaeri.re.kr

원자력연구시설의 해체 시 발생하는 폐기물의 처분 및 재활용을 위해서는 정확한 방사선학적인 오염 특성이 평가되어야 한다. 또한, 방사선 관리 측면에서 원자력시설 해체와 더불어 발생하는 방사성 폐기물은 해체 작업 중에 작업자들의 방사선 피폭과 방사성 물질의 환경으로의 방출 가능성이 있기 때문에 철저한 방사선학적인 측정 및 평가가 요구되고 있다. 그러나 내부가 오염된 배관류와 같은 측정 대상은 기존의 측정 방법으로는 한계점을 가지고 있다. 서베이미터(survey meter)와 같은 장비를 이용하여 표면오염을 직접 측정하는 직접법의 경우는 장비를 배관 내부로 넣어서 직접 측정할 수가 없으므로 외부에서 오염도를 측정해야 하지만 알파와 베타선과 같은 경우에는 배관 자체에 의한 흡수에 의하여 외부에서 오염도를 측정할 수가 없다. 또한, 스머어 매질을 이용하여 시료를 채취하여 오염도를 측정하는 간접법의 경우도 배관 내부의 시료를 채취하기 위하여 배관을 절단하고 시료채취를 하여야하는 등 많은 문제점을 가지고 있다. 그러기 때문에 이러한 문제점을 해결하기 위하여 배관 내부의 알파/베타선 오염도를 직접 측정할 수 있는 장비 개발의 일환으로서 플라스틱 섬광체와 ZnS(Ag) 섬광체를 이용하여 배관 내부 알파/베타 동시 측정용 검출기를 제작하여 최적 요건 확인하고 그 특성을 평가하였다.

본 연구에서는 배관 내부 표면의 알파 및 베타선을 측정하기 위하여 그림 1과 같이 플라스틱 섬광체와 ZnS(Ag) 섬광체를 하나의 광전자증배관에 적용하여 검출기를 구성하였다. 검출기 제작에 사용된 베타선 검출용 플라스틱 섬광체는 최대 발광 파장이 425nm인 BC-408을 이용하였으며 알파선 검출 소재는 0.25mm의 polyester 플라스틱 필름에 두께 3.25 mg/cm²의 ZnS(Ag)를 코팅한 EJ-440 사용하였다.

알파선과 베타선이 공존하는 혼합방사선장에서는 알파선과 베타선을 분리하여 측정하여야 한다. 알파선과 베타선의 분리는 각각의 섬광체내에서 만들어지는 섬광 오름 시간이 다르기 때문에 일어나는 효과를 이용하는 파형분별(PSD:pulse shape discrimination) 방법을 이용하였다. 즉, 베타(감마)선이 알파선보다 섬광 오름 시간이 빠르기 때문에 알파와 베타선 신호 사이의 시간 차이를 측정하여 파형을 판별한다. 파형판별의 정도를 나타내는 방법에는 여러 가지가 있으나, 본 연구에서는 각각의 신호에 대한 피크 사이의 간격과 반치폭의 합으로 표현되는 FOM(figure of merit) 값을 사용하여 파형판별정도를 평가하였다.

배관 내부의 알파/베타 동시측정용 검출기의 최적 조건을 확인하기 위해 다음과 같은 평가를 수행하였다. 첫째, 플라스틱 섬광체 두께에 따른 베타선 검출 효율을 확인하기 위하여 플라스틱 섬광체의 두께를 변화시키면서 알파/베타(감마)선 검출 성능 및 분리도를 평가하였으며 이 검출시스템의 크기를 결정지을 수 있는 플라스틱섬광체와 ZnS(Ag) 섬광체 사이의 거리 그리고 원통형 ZnS(Ag) 섬광체의 직경에 따른 검출 성능을 평가하였다. 검출기 성능 평가를 위하여 방사선원은

^{241}Am , $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ 을 이용하였으며 직경 55mm인 원통형 고분자 필름 내부에 도포하여 600 초 동안 측정하였다.

제작된 검출시스템의 ^{241}Am 과 $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ 에 대한 파형스펙트럼은 그림 2와 베타/감마선에 대한 파형 스펙트럼의 피크는 1,791 channel (1.221 nsec/channel)이며 알파선의 경우에는 1,908 channel 에서 나타났다. FOM 값은 약 2.7에서 3.2 사이의 값을 나타냈는데 현실적으로 PSD 시스템에서 각기 다른 방사선 형태의 완전분리가 불가능 하지만 FOM값이 1.5 이상이 되면 파형의 분리가 완전히 된 것으로 간주한다. 그리고 감마선이 베타선 신호에 미치는 영향, 원통형 ZnS(Ag) 섬광체의 직경에 따른 검출 성능, ZnS(Ag) 섬광체와 플라스틱섬광체 입사창 거리에 따른 성능을 확인할 수 있었다. 배관 내부와 같은 국소 지역의 오염도를 측정하기 위하여 배관 내부에 검출 시스템을 장착하여 알파/베타선에 의한 검출 특성을 평가하였다. 이 과정에서 배관 내부와 같이 접근이 곤란한 국소 지역의 알파/베타선을 동시에 측정할 수 있는 검출기 개발 가능성을 확인하였으며 이 시스템을 자동 이송장비와 결합할 경우 작업자의 안전성 확보 및 작업 시간을 단축할 수 있는 원격장치 개발이 가능할 것으로 판단된다.

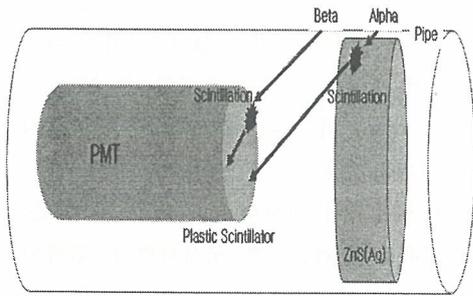


그림 1. 배관 내부 알파/베타선 동시측정 검출 시스템 구성도

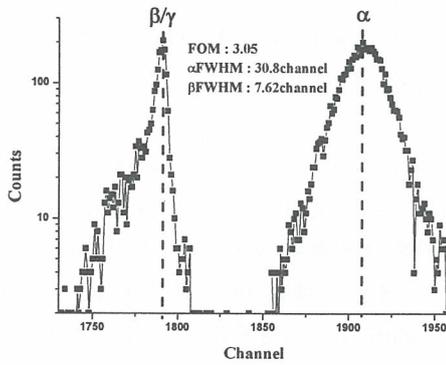


그림 2. ^{241}Am 과 $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ 에 대한 검출기의 파형스펙트럼

플라즈마 공정 기술을 이용한 금속 표면의 고착성 오염물질 제염 연구

윤상필*, 전상환*, 진동식*, 김용수*, 정종현, 김계남, 오원진

*한양대학교, 서울특별시 성동구 행당동 17번지

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

yongskim@hanyang.ac.kr

플라즈마를 이용한 건식제염공정은 원자력 이용 시설에서 발생하는 금속 표면의 고착성 오염물질 제염에 적용이 가능한 기술로서, 현재 실용화를 위한 연구가 진행 중이다. 본 연구에 앞서 수행된 CF_4/O_2 와 SF_6/O_2 혼합 기체를 이용한 플라즈마 공정실험에서 출력과 반응 온도를 높일수록 식각률이 증가되는 것을 확인 하였으며, 바이어스 전압으로 이온 보조 식각을 유도할 경우 식각률은 더욱 향상되는 것을 알 수 있었다. 이렇게 확보한 오염 핵종별 단위 공정 조건을 근간으로 실제 제염 대상물에 적용을 위한 연구를 수행하였다.

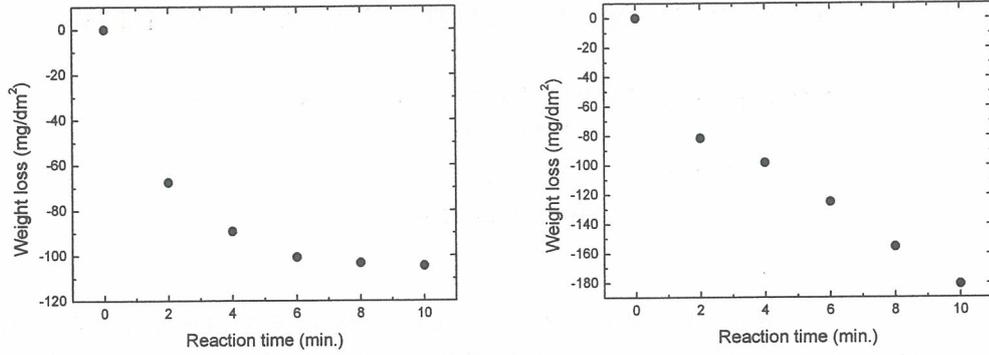
제염 대상 핵종으로는 원자력 발전소에서 발생하는 주요 오염 핵종으로 핵연료 붕으로부터 누설 시 오염을 초래하는 TRU 핵종인 우라늄과, 대표적인 부식생성물로 반감기가 상대적으로 길고 (5.27년) 고에너지 (1.17 MeV, 1.33 MeV) 핵종인 코발트를 선정하였다. 시편은 각 핵종의 금속 표면 오염 상태를 모사하기 위하여 원자력 시설 내부의 주요 구성 소재인 SUS 304와 Inconel 600 모재 표면 위에서 uranyl nitrate hydrate와 cobalt nitrate hydrate 수용액을 공기 중에서 가열하여 우라늄과 코발트 산화물로 제작하였다. 이 산화막은 공정 조건 도출을 위하여 두꺼운 산화층으로 형성시키고 반응을 관찰하였다. 공정 기체로는 식각을 향상을 위하여, 불소 원자의 해리율이 높으며 표면 반응을 저해하는 carbon 혹은 sulfur의 잔류 가능성을 배제할 수 있는 NF_3 기체를 선택하였다. 원활한 식각 반응을 일으키기 위하여 Ar 기체를 혼합하여 제염을 향상을 도모하였다.

NF_3/Ar 플라즈마 공정의 기체혼합 조성에 대한 실험 결과 $NF_3:Ar$ 의 혼합비가 1:4일 때 최대 식각율을 얻었으며, 금속 시편에 -300 V의 DC 바이어스 전압을 가하였을 때 향상된 식각율이 도출되었다. 이와 같이 최적화된 실험 조건에서 RF출력 150 W, 압력 0.3 Torr, 시편 표면온도 300 °C의 조건을 유지한 채 각 시편을 10분간 반응 시켰고 식각율을 조사하였다.

우라늄 산화막의 식각 실험 결과 초기에는 무게가 선형적으로 감소하였으나 반응이 진행됨에 따라 금속 표면에서 우라늄의 농도가 낮아지면서 무게 감소율이 포화되는 결과를 보였다. SUS 304와 Inconel 600에 형성된 우라늄 산화막의 단위면적당 무게 감소를 Figure 1에 도시하였다. 시편 무게가 선형적으로 감소하는 구간에서 식각율을 도출한 결과 SUS 304 모재에서 $0.5\mu m/min.$, Inconel 600 모재에서 $0.6\mu m/min.$ 의 결과를 얻었다. Figure 2는 동일한 조건에서 플라즈마와 반응한 코발트 산화막의 식각 결과이다. 역시 무게 감소율이 점차 포화되었으며 식각율은 SUS-304 모재에서 $0.2\mu m/min.$, Inconel-600 모재에서 $0.5\mu m/min.$ 이었다. 특히, 코발트의 경우 단위공정조건을 도출하기 위한 실험에서는 350 °C보다 낮은 온도에서는 반응이 일어나지 않았으나 NF_3/Ar 기체를 사용한 이 실험에서는 300 °C의 온도에서도 원활한 식각반응을 관찰할 수 있었다.

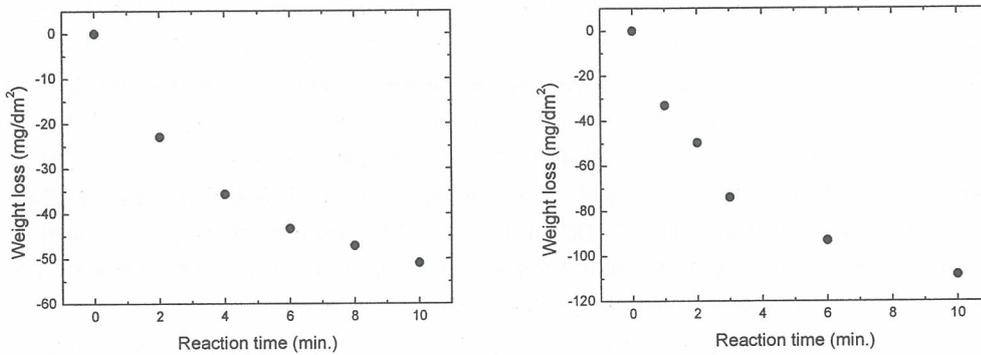
각 시편의 반응 전후 표면은 SEM과 XPS를 이용하여 분석하였다. SEM 분석결과 두 핵종 모두 Inconel 600 모재에서 보다 균일한 반응이 관찰되었으며 XPS 표면 분석 결과 각 산화막이 반응시간 10분 내에 쉽게 제거됨을 확인하였다.

본 연구 내용은 플라즈마 건식제염 공정기술의 실제 제염 대상물에 대한 적용 가능성을 보여주고 있다. 현재 핵분열생성물에 대한 제염 연구와 플라즈마 반응기체와 대상 핵종의 반응 기구를 규명하기 위한 실험이 진행 중이다. 이러한 연구결과를 기초로 하여 추가적인 활용 기술개발 및 응용분야 확대를 위한 연구가 추진 중이다.



(a) Weight loss of uranium oxide on SUS (b) Weight loss of uranium oxide on Inconel

Figure 1 Weight loss of uranium oxide on the SUS and Inconel vs. time using NF₃/Ar plasma (Flow rate: NF₃ 10 sccm and Ar 40sccm, total pressure: 0.3 Torr, rf power: 150 W, DC bias: -300 V, substrate temperature 300 °C)



(a) Weight loss of cobalt oxide on SUS (b) Weight loss of cobalt oxide on Inconel

Figure 2 Weight loss of cobalt oxide on the SUS and Inconel vs. time using NF₃/Ar plasma (Flow rate: NF₃ 10 sccm and Ar 40sccm, total pressure: 0.3 Torr, rf power: 150W, DC bias: -300 V, substrate temperature 300 °C)

아크 용융에 의한 방사성 금속 폐기물의 제염 특성

민병연*, 송평섭, 최왕규, 정중현, 오원진, 강용*

*충남대학교, 대전광역시 유성구 궁동 220번지

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

bymin@kaeri.re.kr

Abstract

원자력 시설 유지보수 및 해체 시 발생하는 금속성 폐기물을 용융제염 기술 확립을 위 한 연구 목적으로 실험실 규모의 흑연 아크로를 이용하여 금속성 방사성 폐기물의 물리·화학적 조성을 모의한 비방사성 금속 폐기물의 용융 실험(Surrogate test)을 통해 방사성 핵종들의 특성 및 거동에 대한 기초 자료를 확보하였다. 이를 토대로 방사성 동위원소로 오염된 금속시편과 연구로 원자로에서 인출한 오염 시편을 이용한 금속용융 실험을 수행하였다. 알루미늄에서는 플럭스 NaCl-KCl-Na₃AlF₆, NaCl-NaF-KF, CaF₂, LiF-KCl-BaCl₂을 스테인레스강과 탄소강에서는 SiO₂-CaO-Al₂O₃을 기본 슬래그로 하여 슬래그 농도, 용융온도, 시간, 염기도를 변수로 하여 코발트, 세슘의 방사성 핵종들의 분배특성에 대해 고찰하였다. 알루미늄의 경우 용융온도와 플럭스의 종류에 따라 다소 차이는 있지만 40% 이상으로 상당량의 Cs이 슬래그에 포집되었으며, Co의 경우 약 50%정도가 슬래그로 분배됨을 알 수 있었다. 스테인레스강과 탄소강에서의 Co은 90% 이상이 주피에 잔류함을 보여주었고, Cs은 일부 Slag에 포집됨을 보였으나 대부분 배기체로 분배됨을 알 수 있었다.

개 요

원자력 연구시설의 해체 시 발생하는 금속성 폐기물은 대부분 방사능 오염도가 낮기 때문에 적절한 처리 공정을 통해 감용 및 재활용이 가능한데, 이러한 금속 폐기물의 감용 기술 중 가장 적절한 기술로서 금속 용융 기술이 대두되고 있다. 금속 용융 기술은 폐기물량의 감소로 인한 처분 비용의 절감 및 처분 안전성의 증대뿐만 아니라 자원의 재활용성을 증대시킨다는 점에서 매우 긍정적인 측면을 가지고 있으며 다른 처분 방법에 비해 부피 감용비가 가장 높고, Cs 및 Sr과 같은 휘발성 핵종이나 U과 같이 모재 금속과 반응성이 적은 핵종을 슬래그 상에 포집하여 제염하거나, Co와 같은 방사성 핵종들을 주피 내에 균일하게 분포시켜 방사능을 희석시킴으로써 비방사능을 낮출 뿐만 아니라 슬래그 결정격자 내에 방사성 핵종을 고정화시킬 수 있기 때문에 보다 안정화시킬 수 있다는 장점들을 가지고 있다. 방사성 핵종들의 분배특성은 물질 전달, 화학반응, 열전달 등 다양한 운전조건에 의해 좌우 되는데 본 실험에서는 플럭스 종류와 조성, 운전시간을 운전변수로 채택하였다. 흑연 도가니에 코발트와 세슘의 방사성 핵종으로 오염된 시편을 사용하여 알루미늄 용융실험은 200g을 스테인레스강은 500g의 시편을 사용하였고 탄소강은 연구로 원자로에서 인출한 시편중 500g을 사용하여 용융 실험을 수행하였다. 용융된 용융체는 주형에 부어 일정한 규격의 실린더 형태의 주피를 생성하였으며 MCA를 통해 비방사능을 측정하여 방사성 핵종들의 분배 특성을 고찰하였다.

결과 및 고찰

◇ Aluminum 분배 특성

농도	구분	초기비방 (Bq/g)		초기총방 (Bq)		NaCl(45wt%)-KCl(40%)-Cryolite(15wt%)						NaCl(45wt%)-NaF(40%)-KF(15wt%)					
		Co	Cs	Co	Cs	비방사능 (Bq/g)		총방사능		partitioning (%)		비방사능 (Bq/g)		총방사능		partitioning (%)	
						Co	Cs	Co	Cs	Co	Cs	Co	Cs	Co	Cs	Co	Cs
5wt%	I	26	30	5210	5948	8.8		1713		33		11.0		2153		41	
	S					101	77	3062	2090	59	35	324	295	2838	2584	54	43
	I	50	58	9960	11574	17.1		3335		33		19.9		3875		39	
	S					163	127	5763	4222	58	36	698	640	5570	5107	56	44
	I					36.1		7001		28		45.9		8811		36	
S	124	97	24740	19440	2539	1187	15287	8451	62	43	1425	835	14521	8509	59	44	
7wt%	I	163	127	32620	25340	61	2	11978	335	37	1	47	1	9097	116	28	
	S					1490	960	20261	13055	62	52	1573	976	21236	13182	65	52
9wt%	I	50	58	9960	11574	13.4		2586		26		18.8		3626		36	
	S					453	388	6842	5870	69	51	402	420	5979	6250	60	54
	I	124	97	24740	19446	28.2		5409		22		46.5		8975		36	
	S					1240	776	17930	11221	72	58	1124	702	15763	9846	64	51

◇ Stainless steel 분배특성

◇ Carbon steel 분배특성

구분	염기도	주입량 (wt%)	비방사능 (Bq/g)		총방사능 (Bq)		분배율(%)	
			Co	Cs	Co	Cs	Co	Cs
I	0.823	5	57.6	0.1	28686	45	93	0.2
			S	35.5	368	887	9201	2.9
I		7.5	55.3	0.2	27539	111	89	0.5
			S	7.1	265	259	9716	0.8
I		10	57.9	0.0	28813	0	93	0.0
			S	2.9	243	138	11805	0.4
I		12.5	58.1	0.2	28947	90	94	0.4
			S	15.1	198	877	11495	2.8
I	1.493	5	55.9	0.3	27848	144	90	0.6
			S	3.1	172	68	3788	0.2
I		7.5	55.5	0.5	27631	226	90	1.0
			S	2.9	123	99	4310	0.3
I		10	57.8	0.2	28794	111	93	0.5
			S	6.3	195	279	8625	0.9
I		12.5	53.6	0.4	27689	209	90	0.9
			S	2.5	256	146	14743	0.5
Standard			60.7	1.1	30205	546	98	2.3
초기 비방사능(Bq/g)			62	47				
초기 총 방사능(Bq)			30860	23340				

구분	염기도	비방사능 (Bq/g)		방사능(Bq)		분배율(%)	
		Co	Cs	Co	Cs	Co	Cs
I	0.52	51.5	0.0	24463	0	90	
		S	22.1	72.3	1074	3513	4
I	0.82	49.0	0.0	24059	0	89	
		S	23.9	22.5	1264	1190	5
I	1.28	49.2	0.0	24354	0	90	
		S	25.6	31.1	1227	1491	5
I	1.42	50.1	0.0	24399	0	90	
		S	16.6	25.2	875	1328	3
I	표준	53.1	0.0	26391	0	97	
		S	-	-	-	-	-
Particulate		90.7	2730	3521	105979	11.4	454.1
초기 방사능		27160	19560			1.43	56.8

결론

각 실험마다 2-3개의 주피 샘플을 채취하여 Co의 균질화 정도를 분석한 결과 주피 내에 균질하게 분포됨을 확인할 수 있었다. 다양한 플럭스를 사용하여 알루미늄 용융실험을 수행한 결과 NaCl-KCl-Cryolite, NaCl-NaF-KF 플럭스에서 Co, Cs이 슬래그 상으로 상당량이 분배됨을 알 수 있었으며 NaCl-NaF-KF 플럭스가 더 우수한 것으로 평가되었다. 스테인레스강과 탄소강의 Co 분배특성은 유사한 결과를 보였으며, Cs의 경우 심하게 산화된 탄소강 시편에서 슬래그상으로 분배되는 경향을 더 큼을 알 수 있었다. 이는 산화물인 Fe₂O₃의 강한 산화 특성에 기인한 것으로 보인다. 실험결과 TRIGA 연구로 1, 2호기와 한국원자력연구소 내에 있는 우리나라 변환시설등 원자력 연구시설의 해체 시에 발생 발생된 β,γ로 오염된 알루미늄, 탄소강, 스테인레스강을 비롯한 기타 소금 속폐기물은 용융기술로서 효과적으로 처리할 수 있을 것으로 보인다.

Adsorption of Phenol in the Radioactive Liquid Waste by Activated Carbon Fibers

Jin-Won Kim, Soo-Han Kwon^{*}, Dong-Ho Lee^{**}, Hui-Jun Won, Gye-Nam Kim,
Chong-Heun Jung, Wang-Kyu-Choi,

Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Duck-jin Dong Yuseong-gu Daejeon, Korea

^{*}Chungbuk National University, 12 Gae-sin Dong Huengduck-gu Chongju, Korea

^{**}Samyang Central R&D center, 63-2 Hwaam-dong Yuseong-gu Daejeon, Korea

poetking@lycos.co.kr

The effect of metal treatment on the adsorption of activated carbon fibers(ACFs) was investigated in the context of phenol adsorption. 1wt% the metal ions cobalt(II), nickel(II), copper(II) and zinc(II) solution were used for metal treated. The specific surface area and the pore structure were evaluated from nitrogen adsorption data at 77 K. The phenol adsorption rate onto ACFs were measured by uv-vis spectrophotometer. As a result, the average pore diameter of reference-ACF and Cu-ACF was in the mesopore regions of 30-40Å and 200-300Å with micropore. Iodine adsorption capacity of Cu-ACF is much better than that of the reference-ACFs. The reference-ACF with mesopores is more efficient than the other adsorbents for the adsorption of polymer such as methyleneblue. The adsorption capacity of reference-ACF and Metal-ACFs were increased in order of Cu-ACF>Ni-ACF>Co-ACF>Zn-ACF>Reference-ACF, in spite of a decrease in specific surface area which was resulted from pore blocking by metal. The adsorption rate of Metal-ACFs for phenol is 18 time faster than that of Activate carbon(AC). The adsorption amount of phenol on Cu-ACF at breakpoint was 1.8 times larger than reference-ACF.

This work, from a view point of their adsorption properties, suggest that ACFs provide a promising tool forth treatment of phenol contained in the decontaminated radioactive liquid waste

빈 면

제1분과

방사성폐기물 정책 및 제염해체 (Poster)

빈 면

방사능으로 오염된 금속시편에 대한 PFC 분사 제염

원휘준, 김계남, 최왕규, 정종현, 오원진, 박진호

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

nhjwon@kaeri.re.kr

국내의 DUPIC, 사용 후 핵연료 차세대 관리, 장수명 핵종전환 등 사용 후 핵연료처리 공정은 고 방사성 핵물질의 건식처리기술로서 운전 중에 소규모 보수 혹은 대규모 보수가 필요하다. 이들 시설은 대부분 사용 후 핵연료를 고온에서 산화환원 처리된 분말을 취급하거나 중성자 조사된 재료들을 취급하는 시설이므로 사용 후 핵연료를 취급하는 도중에 생성되는 고 방사성 미세 입자로 시설 내부가 오염되어 있으며 일부 화학적인 결합형태의 오염도 존재할 것으로 판단된다. 이들 시설 내부를 제염하기 위해서는 제염제가 오염물을 잘 제거하여야 할 뿐만 아니라 2차 폐기물의 발생량을 최소화 시켜야하는 조건을 만족시키는 제염방법을 선택하여야 한다. 을 이 처리한 시설 내부를 제염함에 의해 작업자 방사선 피폭을 감소시킬 수 있을 뿐만 아니라 보수 효율도 크게 증대시킬 수 있다. PFC 초음파제염 기술과 관련한 연구는 일부 보고되었지만 PFC 분사 장치를 이용하여 오염된 물질을 제염하는 방법에 대한 연구는 아직 보고되지 않고 있다. 본 연구에서는 PFC 분사제염 공정의 타당성을 평가하기 위해 IMEF 시설의 hot cell 내부에 존재하는 다양한 형태의 시편을 제작, 방사성 용액으로 오염시킨 후 이들에 대한 제염 특성을 살펴보았다. 그리고 오염된 제염용액을 증류법에 재생한 후 재생된 PFC 제염용액의 오염시편의 제염효과에 미치는 영향을 파악하였다.

본 연구에 사용된 제염실험 장치는 분사, 회수, 여과 및 증류 모듈로 구성되었다. 분사 모듈의 노즐 직경은 0.2 mm, 시스템 압력은 40 기압, 유속은 0.2 L/분이다. Eu_2O_3 분말과 동위원소 용액으로 시편을 오염시키고 음지에서 건조시킨 후 사진을 촬영하였다. 촬영 후 시편의 방사능을 MCA로 측정하고 시편 거치대에 넣었다. 제염용액으로는 PFC와 음이온계면활성제의 혼합물을 사용하였다. PFC 용액을 5분간 분사시키고 음지에서 건조한 후 시편의 방사능을 측정하고 사진을 촬영하였다. PFC 제염용액에 대한 재생실험은 증류장치 내에서 따로 수행하였으며 재생 전 후의 탁도를 turbidity meter를 사용하여 측정하였다. 재생 실험에는 Al_2O_3 분말을 사용하였다. FT-IR spectrum은 Bomem 사의 FR-IR spectrometer를 사용하여 얻었다.

본 연구에 사용된 방사성 오염 시편은 원반형으로 흠이 없는 것, 표면에 0.1 mm 및 0.2 mm 깊이의 직선형 흠이 파여진 것, 0.1mm의 바둑판형 흠이 파여진 시편에 대해 제염특성을 살펴보았으며 그 결과를 표 1에 수록하였다. 제염계수는 흠이 없이 매끈한 시편이 가장 높았으며 바둑판형 흠이 파여진 시편에 대해 제일 효과가 낮은 것으로 나타났다. 실험된 모든 시편에 대해 90% 이상의 오염물이 제거되는 양호한 경과를 얻었다. 또한, hot cell 내부의 오염부위를 모사한 screw type 시편에 대해서도 양호한 결과를 얻었다. 그림 1은 screw type 시편을 hot cell 안에 설치하고 PFC 분사 제염공정을 수행하는 사진을 나타낸다.

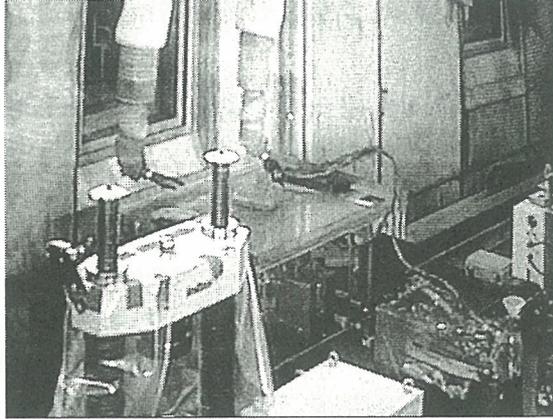


그림 1. Manipulator 이용 제염실증 실험 장면.

알루미늄의 입자의 크기에 따른 증류 전 후 PFC 용액의 탁도 변화를 조사하여 PFC 에 대한 재생효율을 살펴 보았다. 실험결과, 입도가 0.05 ~ 10.0 μm 의 범위에서 입자 크기에 관계없이 효과적으로 모사 오염입자가 제거되는 경향을 파악하였으며 98% 이상의 PFC 용액이 재생되었다. 제염공정의 효율성을 높이기 위해 여과 장치를 사용하는데, 본 연구결과로 부터 여과장치를 통과한 미세입자도 증류에 의해 안전하게 제거할 수 있으며 PFC 분사 제염공정이 2차 폐기물을 거의 발생시키지 않는, 안전하고 효율적인 공정임을 실증할 수 있었다.

토륨(Th-232)으로 오염된 방사성폐기물의 제염 방안 연구

김휘주, 박근택, 이승창

고려검사주식회사, 부산광역시 사상구 패법동 584-5

kic@koreandi.co.kr

핵연료물질인 ^{232}Th 를 사용하여 운영하는 원자력관련 사업자는 국내에서는 극히 소수이다. 핵연료물질인 ^{232}Th 는 그 방사선적 위해성이 high radiotoxicity(Group 2)[ILO guidelines for the radiation protection of workers in industry]로 H-3, U-235, U-238보다 더 높다. 이러한 위해성에도 불구하고 ^{232}Th 에 오염된 방사성폐기물에 대한 제염 방안 연구는 부족한 실정이다. 본 연구에서는 ^{232}Th 에 오염된 방사성폐기물의 특성을 고찰하고, 시설 해체 공사시 발생가능한 방사성폐기물에 대하여 종류별(샌드위치 판넬, 계통 pipe, stainless steel, 덕트, 공기정화 필터류 등)로 최적의 제염 방안을 강구하는데 그 목적이 있다. ^{232}Th 의 물리 화학적 특성으로 물리적 반감기는 1.4×10^{10} 년이며, 여섯 번의 알파와 세 번의 베타 입자를 방출 후 ^{208}Pb 으로 된다. ^{232}Th 은 알파선을 방출하며 에너지는 3.83MeV 가 0.2%, 3.95MeV 가23%, 나머지 약 76.8%는 4.01MeV를 방출한다. ^{232}Th 의 체내 유입 시 알파 핵종의 특성에 의해 폐의 침착부위인 점막(mucus)층, 섬모(cilia)층과 림프관(lymph nodes)에 많은 영향을 미치는 것으로 보고되고 있다. 이러한 특성으로 제염작업 시 체내 피폭 방지를 위한 다양한 방법들이 강구되어야 할 것이다. 발생가능한 방사성폐기물 종류 및 오염 특성은 표 1과 같으며 종류별로 표면오염도를 측정한 결과 공기정화 계통의 오염도가 높게 나타났으며, 함석으로 이루어진 덕트의 알파 표면오염도는 최대 0.43 Bq/cm^2 로 나타났다.

표 1. 방사성폐기물 종류 및 특성

구 분	발 생 원	오염부위 및 특성
샌드위치 판넬	사용시설 벽체	구성 : 0.5t 철판 및 스티로폼 오염 : 접촉면(상,하,좌,우)
계통 pipe	계통 배관등	오염 : 고착된 외부 및 내부
stainless steel	사용설비등	오염 : 연결 이음새 부분
덕트	공기정화 설비 라인	오염 : 내·외부 및 연결부
공기정화 필터	공기정화용	구성 : aluminum frame, wood frame, paper, glass fiber, 부직포 오염 : 전 구성품 (frame은 제염후 자체처분)

방사성폐기물의 종류별 제염 방안을 실험하기 위한 기본조건으로 제염할 대상면의 재질 및 형태, 면적을 동일하게 하며, 제염할 대상면의 방사능오염도가 동일한 지역을 선택한다. 또한 제염 시 균일한 힘을 가하여 제염을 실시한다. 측정 방법으로는 스메어용지에 의한 간접법과 직접법에 의한 측정을 실시하여 제염계수를 산출한다. 제염대상 방사성폐기물의 특성상 오염물질이 비산될 수 있는 브라스팅(blasting)기술은 배제되었으며, 또한 대상물에 손상을 줄 수 있는 연마제(abrasion)

등 기계적 제염 방법은 실험에서 제외하였다. 2차로 발생하는 방사성폐기물을 최소화 하고, 제염 효과를 극대화 할 수 있는 화학적 제염 방법을 적용하여 실험하였다. 실험에 사용된 제염제의 특성 및 방법은 표 2에 요약하여 수록하였다.

표 2. 제염제 특성 및 제염방법

제염제	특 성	제염방법
계 면 활성제	오염물을 유제화하여 물과 증기사용에 의한 제염효과를 높여준다.	- 세제용액이 묻은 걸레로 문지른다. - 마른걸레로 닦아낸다. - 필요시 회전술 이용
CR-1	EDTA 혹은 다른 착화제와 혼합하여 사용(표면에 느슨하게 붙어있는 오염 제거에 효과적)	- 용액을 표면에 묻힌 다음 일정 시간 경과 후 닦아낸다.
Starrett cleaner	Dipropylene glycol methyl ether + water 화합물(pH 11.3)	- 용액을 표면에 묻힌 다음 일정 시간 경과 후 닦아낸다.
질산 (17%)	탄소강에는 사용 불가 (화재 및 폭발 주의)	- 유기성 침전물을 용해시키고, 질산이온은 우라늄 이온과 용해성 흡착물을 형성하는 원리를 이용하여 제거
메 틸 알코올	휘발성이 뛰어나 정밀 장비 등 부식되기 쉬운 금속류 제염	- 부드러운 천에 묻힌 다음 닦아낸다.

각 대상 폐기물의 표면오염도가 가장 높은 부분을 선정하여 제염제별로 각 5회씩 제염 전후의 표면오염도를 측정하여 제염계수를 산정하였다. 제염계수 산정공식은 아래와 같다.

제염계수(Decontamination Factor : DF)

$$DF = \frac{\text{제염전의 방사능농도(Radioactivity before Decontamination)}}{\text{제염후의 방사능농도(Radioactivity after Decontamination)}}$$

제염제 종류별로 제염대상을 바꿔가며 제염계수 산출 실험결과 전체적으로 제염효율은 높은 것으로 나타났다. stainless steel의 표면 특성상 제염효율이 가장 높게 나타 났으며, 덕트는 일부 고착성 오염이 잔존하는 것으로 파악된다. 제염제 성능은 CR-1과 메틸 알코올의 성능이 우수한 것으로 입증되었다. 핵연료물질인 ²³²Th 사용시설 해체 및 제염 작업 수행시 적절한 제염제와 제염방법을 선택하여 작업을 수행한다면 만족한 결과를 얻을 수 있을 것으로 판단된다. 표 3은 제염제별로 제염대상을 바꿔가며 실험한 제염계수를 나타낸 것이다.

표 3. 제염제별 제염대상 제염계수

제염제 \ 제염대상	계통 pipe		stainless steel		샌드위치 판넬		덕 트	
	α	β	α	β	α	β	α	β
계면활성제	48	21	66	49	53	39	28	16
CR-1	54	39	80	59	43	18	35	21
Starrett Cleaner	32	18	35	27	47	31	25	11
질산(17%)	51	29	52	60	49	27	32	19
메틸 알코올	63	47	40	19	52	28	21	13

자기연마제염장치의 개발과 성능실험

김종화, 김용은, 송관석*, 이승재*, 이광식*, 황두성**

충북대학교, 충북 청주시 흥덕구 개신동 12번지

*한일플랜트서비스(주), 경기도 안양시 만안구 안양7동 202-4 동영벤처스텔(3차) 302호

**한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

jkh4198@paran.com

최근 자기연마법에 의한 자동화 기계, 원자력, 의료장비 등의 분야에 사용되는 스테인리스스틸(STS304) 파이프 표면을 정밀하게 연마하는 연구가 많이 시도되고 있다.^{1,2)} 또한 일본의 (주)화연에서는 원자력발전소의 운영 또는 해체 때 발생하는 오염 배관 등의 표면에 고착된 방사성물질을 제거하기 위해 전자석을 이용한 자기요동연마제염기술이 개발되었다.³⁾ 그러나 국내에서는 이러한 자기연마제염에 관한 연구가 아직 미흡한 실정이며, 본 연구에서는 자기연마법을 이용하여 오염된 STS304와 탄소강 파이프 시편에 대해 자기연마제염 성능을 조사하였다.

본 실험에서는 영구자석을 이용한 자기연마제염장치를 개발하였으며, 모터에 전원을 인가하면 영구자석 원반이 회전하게 되는데, 동시에 제염용기내의 자성연마입자도 회전하면서 시편의 내·외면에 밀착되어 자기 브러시를 형성함으로써 자기연마제염이 진행된다. 자기력이 발생하면 자성연마입자는 x방향과 y방향 대해서 힘 F_x , F_y 가 각각 작용하며, F_x , F_y 의 성분은 다음 식과 같다.⁴⁾

$$F_x = VxH(\partial H/\partial x)$$

$$F_y = VyH(\partial H/\partial y)$$

여기서, V 는 자기연마입자의 체적이고, x 는 연마입자의 자화율, H 는 자기장의 세기, $(\partial H/\partial x)$ 와 $(\partial H/\partial y)$ 는 자력선과 등전위선의 방향에서 자기장의 세기에 대한 기울기를 나타낸다.

본 실험에서 사용된 자기연마제염장치(그림 1)는 제염용기, 영구자석 원반, 모터 및 이를 조절하는 제어반 등으로 구성되어 있다. 영구자석은 Fe-Nd-B(0.45 T)를 사용하여 N-S극을 각각 4극으로 배열하였고, 자성연마입자는 STS304 핀($\phi 1.0 \times 5.0$ mm) 2 kg을 사용하였으며, 시편은 한국원자력연구소내 우라늄변환시설의 해체과정에서 발생된 STS304 파이프($\phi 32.6 \times 30.6 \times 3.0$ mm)와 탄소강 파이프($\phi 32.6 \times 29.5 \times 3.3$ mm)을 사용하였다. 본 실험에서는 제염용기 내에 2개의 시편을 자성연마입자와 동시에 넣고 모터(AC 1.0 kW)의 회전수를 1,650 rpm으로 일정하게 하고, 약 15분간 제염을 수행하여 고순도 게르마늄 검출기(CANBERRA Model 04046258)로 1,000초 동안 측정하여 제염 전·후 방사성핵종 및 방사능농도의 변화를 비교하였다.

표 1에 나타난 바와 같이 STS304 파이프의 경우, 제염 전에는 ^{95}Nb , $^{234\text{m}}\text{Pa}$, ^{234}Th , ^{235}U 가 검출되었으나 제염 후에는 ^{234}Th 만 검출되었다. 자기연마제염 전에 46.98585 Bq/g이었던 ^{234}Th 방사능농도가 제염 후 1.273425 Bq/g 으로 감소되었다. 그리고 제염 전 63.3 g이었던 질량은 제염 후 61.0 g으로 감소되었다. 한편, 탄소강 파이프의 경우, 제염 전·후 검출되는 방사성핵종은 STS304 파이프와 동일하였으며, 제염 전 1.937524 Bq/g이었던 ^{234}Th 방사능농도가 제염 후 1.841289 Bq/g으로 감소되었다. 그리고 질량은 제염 전 65.7 g에서 제염 후 64.0 g으로 감소되었다. 자기연마제염 전·후 시편의 표면은 각각 그림 2와 같으며, 제염 후에는 시편의 표면이 깨끗하게 연마되었음을 알 수 있다.

따라서 본 자기연마제염장치를 이용하여 STS304 파이프와 탄소강 파이프를 제염할 경우, 제염 효율은 제염대상물이 자성체 보다는 자성체가 아닌 것이 더 좋게 나타났으며, 제염대상물의 종류에 관계없이 제염이 가능함을 확인하였다. 그리고 앞으로는 제염대상물의 종류에 따라 모터의 회전 및 제염시간 등을 변화시켜 최적의 제염공정을 도출할 예정이다.

표 1. 제염 전·후 방사능농도 비교

시 편	검출핵종	방사능 농도 (Bq/g)		제염계수 (D.F*)	질량 (g)	
		제염 전	제염 후		제염 전	제염 후
STS304 파이프	⁹⁵ Nb	0.3961746	N/D**	∞	63.3	61.0
	^{234m} Pa	132.4422	N/D	∞		
	²³⁴ Th	46.98585	1.273425	37		
	²³⁵ U	3.688269	N/D	∞		
탄소강 파이프	⁹⁵ Nb	N/D	N/D	-	65.7	64.0
	^{234m} Pa	6.993143	N/D	∞		
	²³⁴ Th	1.937524	1.841289	1		
	²³⁵ U	0.1573852	N/D	∞		

* D.F : Decontamination Factor

** N/D : None Detection

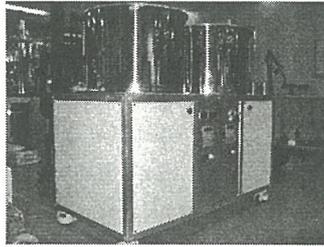


그림 1. 자기연마제염장치

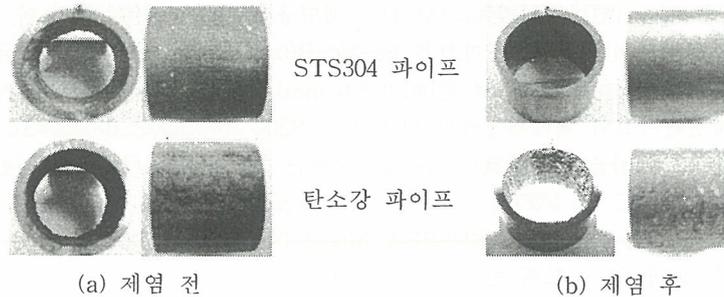


그림 2. 자기연마제염 전·후 시편의 표면 상태

[참고문헌]

- 1) 박원규외5, “자기연마법에 의한 비자성 파이프 내면의 연마특성(III)”, 2001년 한국정밀공학회 추계학술대회논문집, pp.915~918
- 2) 김희남외2, “STS304 파이프 내면의 초정밀 자기연마”, 2001년 한국정밀공학회 추계학술대회논문집, pp.947~952
- 3) <http://www.kakenlabo.co.jp/>
- 4) H.Yamaguchi, T.Shinmura and T.Kaneko, “Development of a New Internal Finishing Process Applying Magnetic Abrasive Finishing by Use of Pole Rotation System”, Int. J. Soc. Prec. Eng., Vol. 30, No. 4, pp. 317-322

Equipment Development and Performance Test for Decontaminated PFC Solution

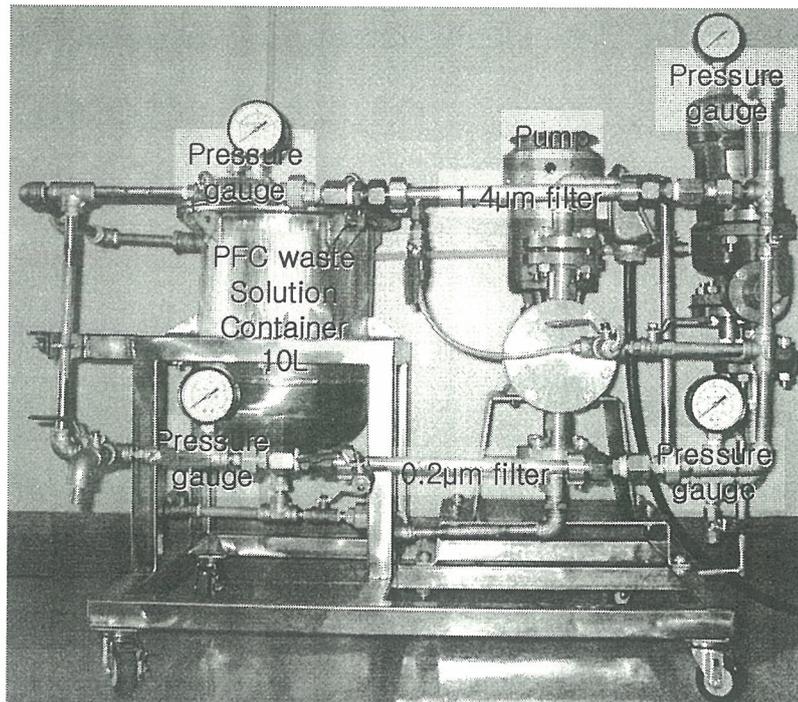
Gye-Nam Kim[†], Cheol-Jin Jeong, Hui-Jun Won, Wang-Kyu Choi, Chong-Hun Jung,

Won-zin Oh and Jin-Ho Park

Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Duckjin-dong, Yuseong-gu, Daejeon

kimsum@kaeri.re.kr

PFC (Perfluorocarbon) decontamination process is one of best method to remove hot particulate adhered at inside surface of hot cell and surface of equipments in hot cell. It was necessary to develop a particulate filtration equipment to reuse the PFC solution used on PFC decontamination due to its high cost and to minimize the volume of the second wastewater. The PFC filtration equipment was developed to remove particulate in PFC waste-solution. It was made a suitable size and weight in consideration of the size of the hot cell gate and the capacity of the crane. And it has wheels for easy movement. The ceramic filter was found highly stable within the high alpha radioactivity. And the equipment has two ceramic filters (pre-filter (1.4 μ m) and final-filter (0.2 μ m)) for high flux and high removal efficiency. The storage capacity of waste-solution is 10L. Flux and removal efficiency of the equipment was evaluated in several concentration conditions. The removal efficiency of equipment showed more than 99% and the average flux of that show 1042 L/m²hr at 0.3 g/L and at 300 kPa.



The development, performance and evaluation of cyclone filter train for removal of hot particulate from contaminated hot cell

Gye-Nam Kim[✉], Mathuresh Narayan, Hui-Jun Won, Wang-Kyu Choi, Chong-Hun Jung,
Won-zin Oh and Jin-Ho Park

Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Duckjin-dong, Yuseong-gu, Daejeon
kimsum@kaeri.re.kr

The present study relates to design, fabrication and evaluation of a novel cyclone train for the removal of hot particulate from a hot cell. SEM (Scanning Electron Microscope) results revealed that the contaminated hot particulate of the size 0.2-20 μm had adhered to the inner surface of the hot cell at KAERI (Korea Atomic Energy Research Institute). Due to the higher radioactivity level in the hot cell, the as-developed cyclone train has a manipulator for safe operation. Collection efficiency of the cyclone was measured for different values of inlet flow rate and the vortex finder length. It was observed that the vortex finder length considerably affects the collection efficiency of the cyclone. A higher collection efficiency was measured with a vortex finder length of 49 mm, $S/D_c=0.64$. An inlet flow rate of 15 m/s was the best condition for this cyclone efficiency. Collection efficiencies were 70% for 1 μm and 97% for 10 μm , alumina mock particles at vortex finder length of 49 mm and inlet flow rate of 15 m/s. Measurements of the pressure drop indicated that increasing the vortex finder length or shortening the cylinder height helped in enhancing the pressure drops of the cyclone. It is concluded that the flow in the cyclone is a turbulent flow on the basis of the Reynolds number (Re), and this turbulent flow caused a pressure drop in the cyclone. Values of stokes number ($Stk_{50}^{1/2}$) decreased with increasing values of Re and gradually approached a constant value at higher values of Re. As the temperature of the inlet air increased, the collection efficiency was slightly decreased. However, the collection efficiency increased with an increase in the inlet air humidity in the cyclone.

3D CAD 기반의 연구로 해체 공정 연구

박희성, 김성균, 이근우, 정중현, 박진호

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

parkhs@kaeri.re.kr

방사능에 오염된 원자력 시설의 해체 활동은 해체 기획부터 해체된 폐기물 처분에 이르기 까지 복잡한 공정을 거쳐야 하기 때문에 합리적인 해체 계획을 수립하기가 쉽지 않다. 특히 오랜 기간의 자료 부재로 인해 아직도 해체 시나리오 기획과 절차 수립 및 설계과정에서 2D 청사진에 의존하고 있기 때문에 방사능에 오염된 시설물을 해체해야하는 활동은 작업자의 안전성을 위협하고, 해체 작업시간을 지연시키며, 해체 비용을 과도 지출을 초래 하게 된다. 원자력 시설을 해체하는 나라들은 진보된 computer를 기술을 이용하여 원자력시설 해체에서 발생하는 제반의 문제점들을 해결하고 있고, 복잡한 해체 업무를 효율적으로 관리하고 있다. 가상의 원자력 시설 내에서 해체 활동을 시연해 봄으로써 작업자들의 안전성을 확보하고 해체 비용에 직접적인 영향을 미치는 요인들을 분석함으로써 해체 비용을 절감시킬 수 있는 방법을 도출하기 위해 연구로 해체 디지털 목업 기술을 연구하였다. 방사능 분포도 가시화를 통하여 해체 구조물의 준위별 방사능 정도를 확인시켜줌으로써 해체 공정 절차 수립과 시나리오 선정에 기초자료를 제공할 수 있는 기초를 마련하였고, 해체 작업자의 안전 의식 고취와 작업의 효율성을 증진시킬 수 있도록 하였다. 해체 디지털목업에서 연구용 원자로 1호기 Thermal Column을 해체 한다고 가정하고 2개의 scenario를 선정 한 후 Prototype을 수행하였다.

애니메이션 설계 결과 해체 시설물과 구조물, 해체 장비 및 작업자 이동경로 등이 해체 현장과 유사하게 모델링 되었으며, 해체 활동 시 발생하는 충돌과 간섭효과 역시 다른 구조물에 영향을 주지 않도록 정상적으로 설계되었다. 해체 작업자들이 원자로 안과 밖에서 수동 및 원격 작업을 해야 하는 특성을 고려하여 다양한 뷰 포인트를 설정한 결과 현장 작업자들이 시나리오를 쉽게 이해할 수 있었다. 해체 현장 데이터와 이를 기반으로 만들어진 방정식을 이용하여 수행한 시물레이션 결과는 플라즈마 아크를 사용하는 시나리오 1이 최적의 공정을 제시하고 있음을 확인되었다. 컴퓨터 그래픽 시물레이션을 통한 원자력 시설의 해체는 전반적인 해체 시공성을 검토할 수 있고, 해체 설계 변경 및 재시공 등을 방지함으로써 해체 비용을 절감할 수 있는 효과가 있다. 본 논문의 결과는 다른 주요 해체 기술에도 적용이 가능할 것으로 사료된다. 향후에는 시물레이션에 사용된 평가식과 가중치 값을 다양한 해체 결과 데이터를 근간으로 현실적으로 수정 보완 되어야 할 것이며, 독립적으로 운영이 되고 있는 애니메이션과 시물레이션 모듈을 연계시켜 해체 공정의 신뢰와 효율성을 증가시킬 계획이다.

An Annealing Characteristics of the Irradiated Graphite Block in KRR-2 Reactor

Gyeong Hwan Jeong, Sei Hun Yun, Dong Gyu Lee, Chong Hun Jung and Kune Woo Lee

Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Duck-Jin Dong, Yusung-Ku, Taejeon

nghchung@kaeri.re.kr

Executing an annealing of a graphite in a realistic scale will be necessary to eliminate the Wigner energy and some other volatile radioactive gases from the irradiated graphite. A few reports in open literatures, however, has been suggested a plausible clue to solve the nuclear graphite waste management problems, especially in the respect of commercial scale annealing process for Wigner energy release[1]. The Wigner energy, as one of major considerations in nuclear graphite waste management, derived from the rearrangements of carbon structures caused by the neutron dose will effect a whole temperature profile in a mode of a thermal shock during annealing[2].

A thermal distribution of the irradiated graphite from KRR-2 research reactor during annealing was studied to investigate the thermal dissipation modes due to the release of Wigner energy in inside of the graphite block that is effected on its heat generation with an annealing heat source. A lump of the irradiated graphite in a shape of rectangular bar, caused by the longitudinal irradiation dose from the reactor core, has not only a radioactive content gradient in terms of surface effective dose rates but also a Wigner energy content gradient in terms of distorted energies between the graphite carbon matrices[3].

Fig. 1 shows two typical temperature difference(ΔT) profiles - that is between an inside and an outside temperatures of the graphite lump during annealing - of an irradiated fresh-graphite and an annealed-graphite. At an initial annealing period in Fig. 1, the temperature difference, ΔT , shows a linear slope approaching to 25 minutes in a batch-wise heat treatment and the maximum ΔT was nearly 110°C. The furnace temperature was controlled to keep on heating up until the chamber approaching to 300°C. When the furnace temperature was reached to a maximum, in this case 300°C, the furnace was keep up its maximum. After 30 minutes later at annealing the graphite block in furnace the temperature difference ΔT shows a rapid declination curve in Fig. 1(dotted black points).

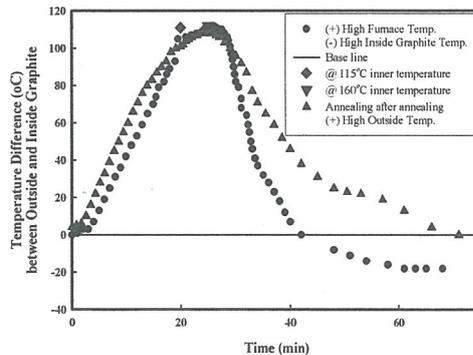


Fig. 1. Temperature difference profile between the inner and the outer of the graphite lump in KRR-2 research reactor during annealing.

The dotted black points after 30 minutes in Fig. 1 was revealed that the Wigner energy release of the irradiated graphite was overwhelmed with the outside temperature. Thereafter the ΔT of the irradiated graphite was profiled the minus values at about 40 minutes at annealing the graphite block. The maximum differences between the inner and outer temperatures in the graphite lump, since the outside temperature is assume to be same to the furnace temperature, was shown to be about 20°C. However, an another graphite sample having no Wigner energy content(i.e., this sample was once annealed) shows a typical time lag curve at annealing process(red colored, triangular points curve in Fig. 1). This graphite block, with no Wigner energy, has a broad temperature difference pattern during annealing and finally arrives an equilibrating period at 70 minutes' progress later. Inside temperature of the irradiated graphite that has some Wigner energy content, therefore, reveals a different type of temperature profile because of the Wigner energy release and/or in aspect of an overall heat release trend along with the ambient annealing rate at the given furnace temperature control.

In Fig. 2 a quantity of heat released or the heat released ratio(percent based on total Wigner energy content) was shown to be a function of (a) the depth in the irradiated graphite block, and (b) the time of heat treating at the same depth of the graphite block. On the basis of the results in Fig. 2 the time required for aging or completing the annealing process in a batch-wise heat control system might be considered in bulk scale operations.

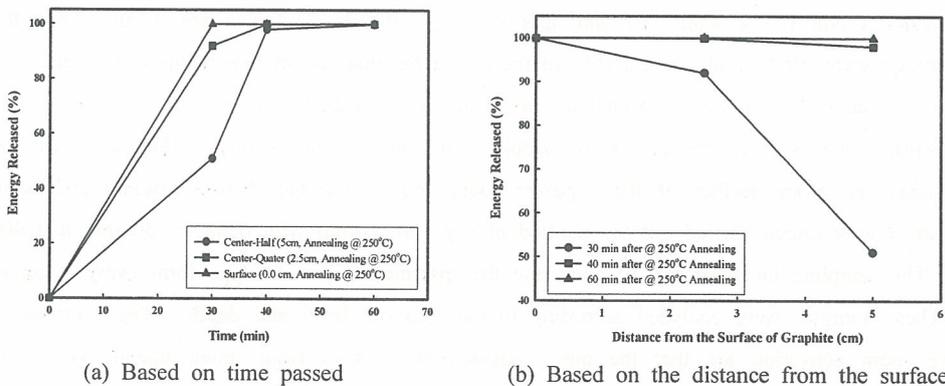


Fig. 2. Wigner energy release characteristics of the irradiated graphite lump in KRR-2 research reactor.

References

- [1] W. Botzem and J. Worner, "Inert Annealing of Irradiated Graphite by Inductive Heating", Proceedings of Technical Committee Meeting of Nuclear Graphite Waste Management, IAEA, United Kingdom (1999).
- [2] D.G Lee, G.H. Jeoung, S.-H. Yun, K. J. Jung, W. J. Oh and K. W. Lee, "Characteristics of Wigner Energy Storage & Release of the Irradiated Graphite in KRR-2", Proceedings of Korea Atomic Energy Association, Oct. (2004).
- [3] G.H. Jeong, D.G. Lee, S.-H. Yun, W.J. Oh and K.W. Lee, "Estimation of Neutron Flux Distribution with Wigner Energy Content in Graphite", Proceedings of Korea Atomic Energy Association, Oct. (2005).

The Dismantling Activities on Bio-shielding Concrete of KRR-2

Ki-Won Lee, Seung-Kook Park, Sang-Bum Hong, Un-Soo Jung, Jin-Ho park
Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Duck-Jin Dong, Yusung-Ku, Daejeon

ngwlee@kaeri.re.kr

KRR-2(Korea Research Reactor-2, Type TRIGA Mark-III) is the second research reactor in Korea. Construction of KRR-2 was started in 1969 and first criticality was achieved in 1972. After 24 years operation, KRR-2 has stopped its operation at the end of 1995 due to normal operation of HANARO. KRR-2 was then decided to decommission in 1996 by government. Decontamination and decommissioning (D&D) was conducted in accordance with domestic laws and international regulations. The major D&D work was conducted safely by using conventional industrial equipment because of relatively low radioactivity and contamination in the facility. When removing activated concrete from reactor pool, it was installed a temporary containment and ventilation system. Under this plan and procedure, we set to decommission this reactor on full scale from 2001. But this study gets within the dismantling of KRR-2 reactor bio-shielding concrete. KRR-2 reactor bio-shielding concrete dimensions are 9.7m (W) x 17.4m (L) x 7.8m (H) and approximately estimated volumes are 650m³. For the dismantling of concrete, first of all we carried out the activation analysis on bio-shielding concrete. As a consequence of analysis, we have expected activated and non-activated concrete and the cutting area etc. This work's goal surveys the activation mapping for concrete dismantling performance and the sampling objects are inside surface of the exposure room and around the thermal column and beam port nose part. The sampling carried out the method of dry core boring with diameter 50 mm and 400 mm depth. The sampling locations are 30 point and the specimen is powder type form every 1 cm of the core. These samples were analyzed according to the location, level and depth. These results of the exposure room activation are that the max. radioactivity is 4.68 Bq/g (main nuclide is Co-60, Eu-152, Eu-154). For the analysis sample on the surrounding of beam port and thermal column in the front of reactor pool, we cored 67 points. The radioactivity is maximum 200 Bq/g. We were going to cut the non activated concretes to use dry type diamond wheel saw to start with, but we could not use it because of the thickness of the shielding concrete and the deficiency of equipment. So we have used the wet type diamond wire saw. And we cut the activated concrete with back hoe, crusher, breaker and bucket etc. But we have the only over head crane of 7.5 ton capacity for treatment, we should cut size down. This is disadvantage condition. Therefore we cut bio-shielding concrete in accordance with Fig. 1. We divide 4th step in order to cut concrete shielding. First step, we dismantle top area, that is hunch, of reactor shielding concrete. Second step dismantle side middle area and third step is rest area of non-activated concrete dismantling. Final step dismantles activated bio-shielding concrete. These places are the surrounding of beam port and thermal column and as stated above, the maximum radioactivity is 200 Bq/g. And the main detection nuclides are Co-60, Eu-152, Eu-154 and Cs-134(a very small amount). The dismantling objects are about 50~60m³. Because of high radioactivity, we set up the green house and we didn't use the diamond wire saw in the same

way cutting non-activated concrete. We cut this part with back hoe, crusher, breaker and bucket. The generating radioactive waste amounts are 256 ton and we store them at 4m³ container (No. 34) and 200L drum (No. 59). The duration times on activated shielding concrete dismantling work were 22 days (2005. 10. 24 ~ 11. 12) and man-powers are 44 man-days.

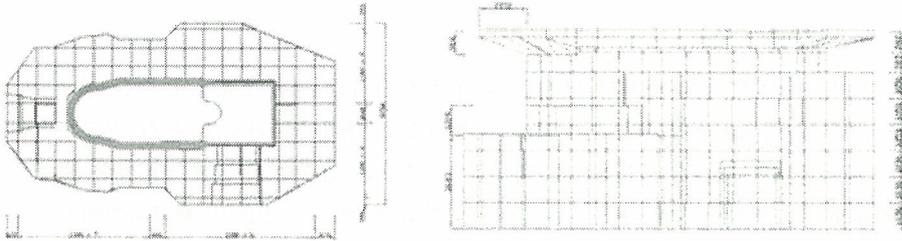


Fig. 4. The schematic diagram for the dismantling bio-shielding concrete.

연구로 2호기 차폐콘크리트의 ^3H 및 ^{14}C 분포 측정

홍상범, 김희령, 정근호, 정경환, 박진호

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

sbhong@kaeri.re.kr

수명을 다한 원자력시설의 제염·해체의 단계를 맞이하여 시설의 해체과정에서 많은 양의 해체 폐기물이 발생된다. 이러한 해체폐기물을 안전하고 효율적으로 측정 및 관리를 위한 연구가 활발히 진행되고 있다. 국내에서는 연구로 1.2호기의 해체를 진행하고 있으며 연구로 2호기의 경우 2005년 말까지 원자로실 및 부속시설에 대한 해체를 완료하였다. 연구로 2호기 해체과정에서 다량의 해체 콘크리트폐기물이 발생하였다. 특히, 연구로 2호기 차폐 콘크리트의 경우 중성자에 의하여 방사화되어 다양한 장반감기 핵종이 검출된다. 일반적으로 원자로 차폐콘크리트는 열중성자 및 공명영역의 중성자에 의하여 방사화되어 다양한 방사성핵종을 생성하게 되며, 그중에서 가장 많은 양을 차지하는 것이 ^3H 및 ^{14}C 이다. 연구로 2호기 차폐 콘크리트의 경우 해체폐기물관리의 기준에 따라 우선 차폐 콘크리트에서 시료를 채취하여 감마방출핵종에 대하여 핵종별 농도를 분석하였고 이러한 결과를 바탕으로 절단 계획을 수립하여 안전하게 해체하였고, 해체된 폐기물은 폐기물관리 절차에 따라 안전하게 용기에 포장하여 저장하고 있다.

본 연구에서는 연구로 2호기 전단부 차폐 콘크리트 내에 Thermal Column 주변이 가장 방사화가 많이 되었을 것으로 예상되는 높이 90 cm (핵연료와 동일한 높이)에서 시료를 채취하여 ^3H 및 ^{14}C 의 핵종별 방사능을 측정하였고, 감마선 방출핵종과 비교하였다.

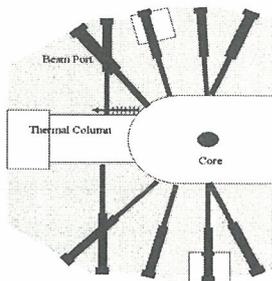


Fig 1. The structure of the nose part of the shielding concrete of KRR-2

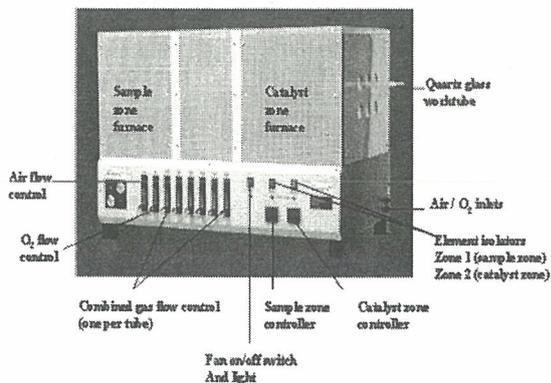


Fig 2.A photo of the Tube furnace.

방사화 콘크리트 시료내의 Total ^3H 및 ^{14}C 의 분석을 위하여 Tube Furnace (Pyrolyser 6TM)를 이용하였다. Tube Furnace는 크게 시료 영역(Sample Zone)과 백금촉매 영역(Catalyst Zone)으로 분리되며, 시료영역은 50℃에서 시작하여 500℃까지 온도를 단계적으로 상승시킨다. 그 이유는

시료 내에 포함되어 있는 유기물 등이 급격한 연소 또는 폭발을 방지하기 위함이다. 연소과정동안 지속적으로 순수 공기를 주입하고, 시료영역이 500°C에 도달하면 순수공기의 공급을 중단하고, 산소를 공급하여 시료의 연소를 촉진한다. 백금촉매 영역은 분석과정동안 800°C를 계속 유지하여 연소시켰다. 연소과정동안 Bubbler를 이용하여 ^3H 는 $\text{HNO}_3(0.1\text{M})$ 에 포집하며, ^{14}C 는 Carbosorb에 포집하여 플라스틱 Scintillation vial에 옮기고, Scintillation Cocktail (Gold star)를 일정비율로 혼합하여 Liquid Scintillator Counter(Wallac 1220 Quantulus)를 이용하여 분석하였다. 콘크리트 시료는 연구로 2호기 차폐콘크리트 내부표면으로부터 1m까지의 시료를 이용하였고, 시료의 양은 5g의 분말로 알루미늄 Boat에 넣어 Tube Furnace에서 약 3시간 정도의 연소과정을 거치며, LSC를 이용하여 30분씩 3 Cycle로 각각의 시료를 분석하였다. 실험을 위해서 먼저 Liquid Scintillator Counter의 Quenching Level을 결정하고, 회수율(recovery) 측정을 위하여 ^3H 및 ^{14}C 표준선원을 Filter paper에 도포하여 Tube Furnace의 회수율을 측정하였다. 이러한 결과를 이용하여 연구로 2호기 전단부 방사화 콘크리트에 대한 깊이별 ^3H 및 ^{14}C 의 분포는 아래의 그림 3, 4와 같다. 전단부 차폐 콘크리트 내부 표면에서 ^3H 의 경우 최대 $1689.58 \pm 1.92 \text{ Bq/g}$, 동일한 지점에서 ^{14}C 는 $0.2538 \pm 0.035 \text{ Bq/g}$ 가 검출되었다. 또한 감마선 방출핵종인 ^{60}Co 핵종과의 상관관계를 확인하였다. 이러한 측정기술 및 결과는 향후 연구로 2호기 해체폐기물 관리를 위한 기초자료로 활용될 뿐만 아니라 향후 원자력시설 해체 및 운영과정에서 발생된 폐기물의 $^3\text{H}/^{14}\text{C}$ 의 방사능 측정에 유용하게 활용 될 것이다.

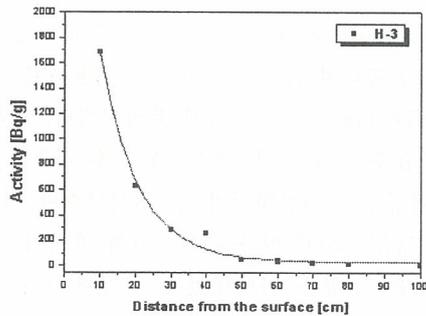


Fig 3. Activity distribution of ^3H from shielding concrete of KRR-2

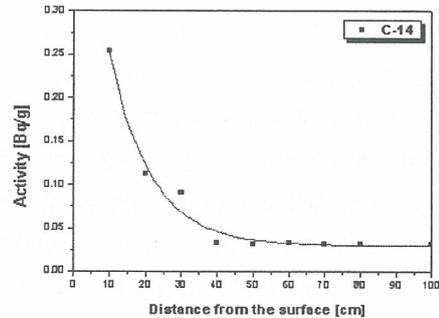


Fig 4. Activity distribution of ^{14}C from shielding concrete of KRR-2

참고문헌

- [1] Xiaolin Hou, "Rapid analysis of ^{14}C and ^3H in graphite and concrete for decommissioning of nuclear reactor", Applied Radiation and Isotopes, Vol 62, pp 871-882, 2005.

중성자 조사된 흑연 내 C-14 처리를 위한 CO₂ 흡착 특성 평가

강영애, 황호상, 이동규, 양희철, 정종현, 이근우
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
yakang@kaeri.re.kr

연구로 해체 시 발생된 중성자 조사 흑연의 처리 시 발생하는 방사능 기체로는 ³H, ¹⁴C, ³⁶Cl가 있다. 그 중 ¹⁴C는 연구로 내에서 ¹⁴CO₂형태로 가장 많이 존재하는 것으로 보고되고 있으며 이의 안전한 처리는 중요한 문제로 대두되어 활발히 연구되고 있다. CO₂ 처리방법에는 흡수법, 흡착법, 막분리법 그리고 침냉법 등이 있다. 이 중 흡수법은 흡수효율과 처리용량이 우수하다는 장점으로 인해 고농도의 CO₂ 제거방법으로 일반산업에서 발생한 CO₂ 기체 제거공정으로 실용화 및 공정개선을 위한 많은 연구가 진행되어 왔다. 중성자에 의해서 조사된 흑연폐기물의 감용처리 시에는 다량의 CO₂ 기체가 고농도로 발생된다. 중성자 조사된 흑연처리 시 발생되는 ¹⁴CO₂ 기체처리를 위한 흡수처리기술은 아민계 화합물에 의한 흡수, CO₂ 기체 탈착 그리고 탈착된 CO₂ 기체를 흡착제에 의한 고형화의 단위공정으로 구성된다.

본 연구는 아민계 화합물에 의해서 흡수된 CO₂를 안전한 형태로 고형화 하기 위한 방법으로 Ca계 흡착제의 흡착특성을 평가하였다. 흡착제는 분말형태의 CaO와 Ca(OH)₂를 사용하였다. 실험장치(흡착탑)는 길이 200mm, 직경 100mm의 stainless still로 되어 있으며 800℃까지 반응온도를 자동으로 조절하게 되어있다. CO₂기체는 고순도 N₂와 혼합하여 15%로 조제하여 사용하였으며 흡착탑이 질소분위기 하에서 반응온도에 도달 시부터 0.5ℓ/min으로 일정하게 유입시켰다. 반응온도는 100~800℃ 범위에서 120분 동안 반응시켰으며 흡착탑을 통과한 배가스는 냉각 후 배출시켰다.

실험결과 Ca계 흡착제와 CO₂의 반응은 온도가 증가할수록 탄산염화가 잘 일어났으며 이에 따른 CaCO₃의 생성여부는 XRD 분석으로 확인하였다. CaO는 400℃이하에서는 거의 흡착이 일어나지 않았으나 그 이상에서는 흡착효율이 크게 증가하는 경향을 나타내었다. 반면에 Ca(OH)₂는 CaO에 비해 400℃ 이하에서도 비교적 높은 흡착특성을 보였다.

CO₂ pellet 분사에 의한 제염 공정 연구

이중명, 이승일*, 정중현, 오원진, 최왕규, 강 용*

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

*충남대학교, 대전광역시 유성구 공동 220번지

ljm7606@kaeri.re.kr

방사성 물질을 취급하는 핵연료주기시설의 수명기간동안 다양한 유지보수 작업이 필요하며, 이 유지보수 작업 중 작업자의 피폭저감과 시설의 안전관리를 위해 제염은 필수적이다. 핵주기 시설을 대상으로 기존에 입증되어 사용 중인 제염공정으로는 크게 습식제염공정과 건식제염공정기술을 들 수 있다. 습식제염공정은 사용되는 분사체의 종류에 따라 고압의 물이나 액체를 사용한 고압액체분사 제염공정으로서 제염 후 발생하는 액상이나 고상의 부생성물을 생성하여 2차 폐기물을 발생시킨다. 최근에 주목을 받고 있는 건식제염기술 중의 하나인 CO₂ pellet 분사 제염법은 장비 파손이나 장비 분해 없이 현장에서 적용할 수 있고 기존의 유해화학물질, 고압수 분사와 연마성 모래분사와는 달리 2차 폐기물 처리·처분의 추가적인 비용이 들지 않는 장점을 가지고 있다. 이러한 기술적 특성을 갖고 있는 CO₂ pellet 건식분사 제염기술을 개발하기 위해 새로운 기능을 갖는 장치의 설계·제작과 CO₂ pellet 분사제염 공정변수를 파악하여 최적의 제염조건을 확립하기 위한 연구를 수행하였다.

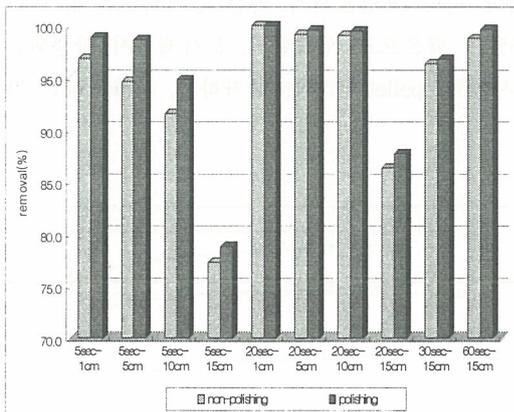


Fig. 1. CO₂ pellet decontamination results for CsNO₃ loose contamination(7mm-7Kgf/cm²).

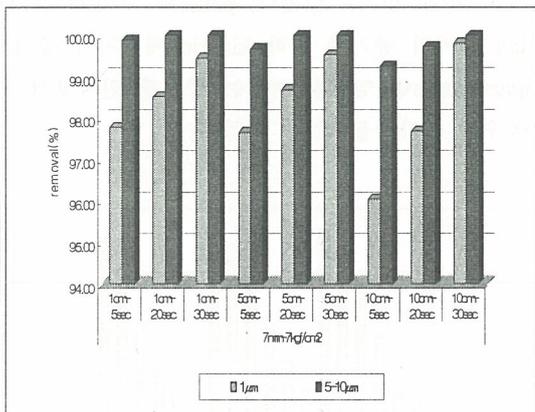


Fig. 2. CO₂ pellet decontamination results for Al₂O₃ contamination (polishing).

방사성 오염시편을 사용한 hot test 수행 전에, 비방사성 실험을 위해 hot cells내 오염을 모사할 수 있는 화합물형 오염, 분진형 오염 및 oil형 오염시편을 제조하였다. 화합물 오염시편으로는

CSNO₃ 용액을 48hr 동안 50℃의 oven에서 단순 건조시킨 비교착성 오염시편과 400℃의 고온에서 24hr동안 산화시킨 고착성 오염시편을 제조하였고, 분진형 오염시편은 SUS 304 모체에 1 μ m, 5-10 μ m 크기의 Al₂O₃ 입자를 alcohol에 용해한 후 도포하여 제조하였으며, oil오염 시편은 구리스 오일 (Dow Corning corp.)을 SUS304 모체에 일정 두께로 도포하여 제조하였다. 제염효과는 XPS 및 제염 전·후 정밀 무게측정에 의해 산정하였다.

화합물 오염에 의한 제염 실험결과, 비교착성 오염의 경우 분사거리 15cm를 제외하고, 분사시간 20sec에서 95% 이상의 제거율을 나타내었으며, 30sec의 접촉시간에서는 15cm의 분사거리에서도 95% 이상의 제거율을 나타내었다. 고착성 오염의 경우 분사거리와 접촉시간이 증가함에 따라 제거율이 증가하였는데, 분사거리보다는 접촉시간의 영향이 더 큰 것으로 나타났다. 분사거리 1cm, 5cm에서 20sec간 접촉시켰을 때, 96% 정도의 제거율을 나타내었다. 또한 5Kgf/cm²의 분사 압력조건에서도 7Kgf/cm²의 압력조건에서의 조작변수 변화에 따른 제거거동과 유사하였으나 5% 정도 낮은 제염효과를 나타내었다. 비교착성 오염에 비해 고착성 오염의 제거효율이 보다 낮았으며, 특히 5sec의 접촉시간에서는 약 10% 이상 낮았다. 이는 오염물질이 화학적으로 결합된 고착성 오염 형태에 기인한 것으로 판단된다. 그리고 분진형 오염 제염결과는 화합물형 오염과 마찬가지로 분사거리, 분사압력, 분사시간이 증가함에 따라 제염효율이 높음을 알 수 있었다. 입자크기별로는 5-10 μ m 오염입자의 제염효율이 1 μ m에 비해 제염효율이 2~3% 정도 높았다. 이는 오염입자의 표면 결합력이 오염입자의 크기에 반비례하기 때문으로 사료된다. 5-10 μ m 오염입자의 경우 99.5%의 제거율을 나타내었다. 점도가 높은 오일 오염에 대해 80% 이상의 제거효율을 얻기 위해서는 90sec의 분사시간이 필요하였으며, 95%의 제거율을 얻기 위해서는 최소 120sec 정도의 분사시간이 필요하였다. 분진 및 화합물 오염과 마찬가지로 분사시간 및 분사압력의 증가에 따라 제염효율이 증가함을 알 수 있었다. pellet의 크기가 증가함에 따라 제염효과가 약간 증가하였는데, 이는 pellet 크기의 증가에 따라 kinetic 에너지가 증가하였기 때문으로 사료된다. 분사제염시 발생하는 impact force에 영향을 미치는 중요한 인자로서 분사압력, pellet 크기는 증가하고, 분사거리는 가까울수록 증가함을 알 수 있었다.

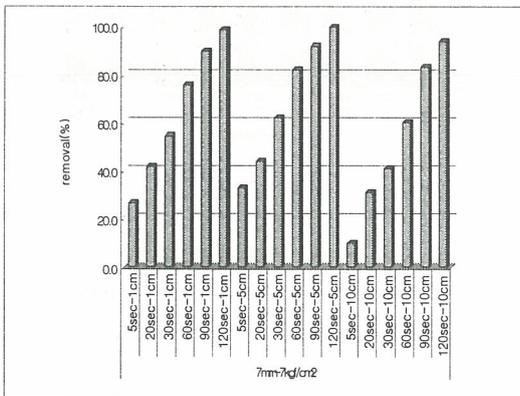


Fig. 3. CO₂ pellet decontamination results for Al₂O₃ contamination (polishing).

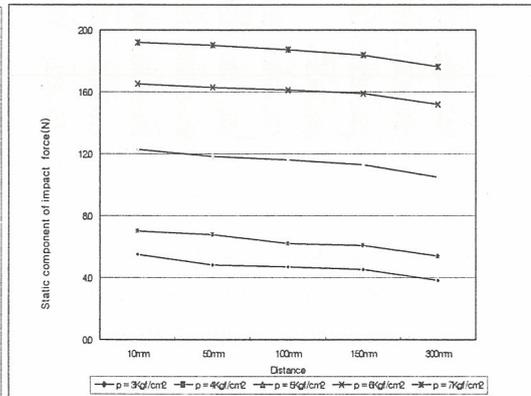


Fig. 4. CO₂ pellet decontamination results for oil contamination.

핵연료 물질 사용시설 내 감손 우라늄의 오염 분석

전종선, 정기철, 박상규, 김태현, 이재민

에네시스, 대전광역시 유성구 장대동 337-2번지

nunki@enesys.co.kr

핵연료 물질 사용시설 내 제조공정에서 화학반응 촉매로 사용하였던 감손 우라늄의 오염정도를 확인하고 사용시설 내 우라늄의 농도가 원자력관련 법령의 환경 허용기준치에 따르는지 확인하였다. 우라늄의 오염정도를 분석하기 위하여 콘크리트로 이루어진 공장부지 내 지표면에서 20 포인트 각각 상, 하단을 구분하여 총 40 개의 지표면 시료과 대기오염과 지표수 오염을 확인하기 위한 시료 15 개 등을 채취하여 산 침출법으로 우라늄을 용해하고 ICP-MS를 사용하여 우라늄(238)의 농도를 분석했다.

콘크리트, 토양 및 활성탄의 용액화를 위해 고온/고압 하에서 밀폐 용기 내의 시료와 산에 2450 MHz의 극초단파를 투과시켜 시료를 분해하는 밀폐형 극초단파 산분해 장치 (Closed-vessel microwave acid digestion system)를 사용하여 대부분 시료를 용액화 할 수 있다. 밀폐된 용기에서 용액화하면, 산과 시료가 반응하여 발생하는 가스로 인하여 산분해용기 내에 고압이 유지되기 때문에 시료 분해시 가스 발생량이 많은 유기물의 경우 시료양이 0.5 g 이하로 제한된다. 콘크리트 및 토양 등의 시료 분해시, 시료내의 탄산염 등으로 인해 과량의 가스가 발생하기 때문에 무기물임에도 불구하고 많은 양을 처리 할 수 없다. 시료 처리량이 제한적인 극초단파 산분해를 이용하는 것 보다 10-20 배 많은 양의 (5-10 g) 시료를 전처리할 수 있는 산 침출법을 사용하여 대상 원소를 분석하는 방법이 시료 내에 미량으로 존재하는 우라늄의 농도를 확인하기에 적합하다.

유도결합 플라즈마 질량분석기 (ICP-MS)의 예비실험 측정 결과를 토대로 활성탄, 콘크리트 및 토양 시료를 전처리하기에 적절한 실험조건을 확인 후 환경시료 5-10 g 정도를 취해 유리 비이커에 넣고 혼산 (질산과 염산)으로 침출 처리한 용액을 ICP-MS로 분석하였다.

대기 시료는 60 여 분간 20 L/min의 유속으로 약 1200 L의 공기를 통과시켜 채취한 에어샘플링 카트리지를 활성탄 약 24 g의 시료 내에 수 ppb 단위로 존재하는 것을 표. 1에 표시하였다. 이 결과를 통하여 공장 내 대기에서 우라늄의 확산은 없는 것으로 확인하였다.

지표수 시료는 공장 설비 중 공업용수 저장탑 3 군데와 인근 저수지 2 군데에서 채취한 시료의 분석 결과는 표. 2에 표시하였다. 최대 수십 ppb 단위의 우라늄(238)이 있는 것을 확인하였으며, 이는 미국 국립 기술표준원에서 권고하는 깨끗한 수질에 준함을 확인 할 수 있었다.

지표면 시료는 지표면의 오염 확인을 위해 선정된 20여 곳의 상, 하단을 구분하여 상단은 콘크리트 시료, 하단은 토양 시료를 채취하고 분석하였다. 기본적인 시료 형태에서 벗어나는 1, 7, 11, 16, 과 17 번 시료는 콘크리트 포장에 되어있지 않고 자갈이나 토양으로만 되어있어 상, 하단이 토양시료이다. 9번 시료의 경우는 시료채취 부근이 예전 공장보수 중 콘크리트 재포장을 한 기록이 있어서 콘크리트 지표면 상단에서 1 cm 두께로 절삭한 3 개 시편을 순서대로 9-1, 9-2, 와 9-3 상단이라 표시했고 지표면 상단 시료로 분석하였다.

시멘트 분석결과에서 나타난 우라늄(238)의 농도는 최고 0.2 ppm에 불과하며 이는 다음에 나타나는 토양 시료에 비해 우라늄(238) 농도가 미비함을 알 수 있다. 토양 시료의 바탕값으로 선택한 대전광역시 유성구에 위치한 충남대학교 자연과학대학 뒷산에서 채취한 시료의 우라늄(238) 농도가 2 ppm 정도 였다. 표. 4. 토양시료의 분석된 결과를 보면 우라늄(238) 농도 분포가 채취 위치마다 많은 변화를 보이고 있다. 그 중 우라늄(238) 농도가 최고 10 ppm에 가까운 시료들도 있다. NIST의 우라늄 분석결과에서도 대부분 2-4 ppm 정도의 우라늄 농도 분포를 보이고 있으나 일부 Inorganics in marine sediment에서 10 ppm과 Montana soil highly elevated traces에서 25 ppm의 농도를 나타내는 곳 있다. NIST의 CRM 분석결과와 비교하여 보았을 때 핵연료 물질 사용시설 내 감손 우라늄의 오염정도가 미비함을 알 수 있었다.

Table. 1. ²³⁸Uranium concentration in the air the samples.

Sample	Weight (g)	²³⁸ U Conc (µg/g)	RSD (%)	²³⁸ U activity (Bq/g)
Air-1	11.9347	0.0154	0.22	1.91E-04
Air-2	11.9071	0.0204	0.54	2.54E-04
Air-3	12.0610	0.0087	0.47	1.08E-04
Air-4	11.9987	0.0092	1.31	1.14E-04
Air-5	12.0453	0.0062	1.88	7.75E-05
Air-6	12.0314	0.0038	1.52	4.74E-05
Air-7	12.1036	0.0077	1.76	9.53E-05
Air-8	12.0370	0.0038	2.40	4.67E-05
Air-9	12.0093	0.0039	1.53	4.84E-05
Air-10	12.0198	0.0051	0.78	6.35E-05

Table. 2. ²³⁸Uranium concentration in surface water samples.

Sample	²³⁸ U Conc (µg/g)	RSD (%)	²³⁸ U activity (Bq/g)
Water-1	0.0335	2.77	4.17E-04
Water-2	0.0281	2.59	3.49E-04
Water-3	0.0057	1.43	7.11E-05
Water-4	0.020	0.38	2.49E-04
Water-5	0.006	1.75	7.43E-05

Table. 3. ²³⁸Uranium concentration in the cement in the soil samples.

Sample	²³⁸ U Conc (µg/g)	RSD (%)	²³⁸ U activity (Bq/g)
2-top	0.1634	2.66	2.03E-03
3-top	0.1316	3.23	1.64E-03
4-top	0.1347	0.74	1.68E-03
5-top	0.1707	2.65	2.11E-03
6-top	0.1135	1.88	1.41E-03
8-top	0.0382	2.20	4.75E-04
9-1 top	0.0568	0.89	7.06E-04
9-2 top	0.0285	1.36	3.54E-04
9-3 top	0.0331	0.28	4.11E-04
10-top	0.201	2.75	2.50E-03
12-top	0.2536	2.75	3.13E-03
13-top	0.1144	2.68	1.42E-03
14-top	0.1148	1.91	1.43E-03
15-top	0.0643	1.87	7.99E-04
18-top	0.0589	3.20	7.32E-04
19-top	0.0978	3.96	1.22E-03
20-top	0.0537	3.58	6.68E-04

Table. 4. ²³⁸Uranium concentration samples.

Sample	²³⁸ U Conc (µg/g)	RSD (%)	²³⁸ U activity (Bq/g)
1-top	2.9174	0.16	3.60E-02
1-bottom	2.5422	0.24	3.14E-02
2-bottom	0.1852	1.67	2.29E-03
3-bottom	0.2203	1.40	2.72E-03
4-bottom	0.1838	0.43	2.27E-03
5-bottom	0.212	1.85	2.62E-03
6-bottom	0.2239	1.61	2.76E-03
7-top	1.0759	1.04	1.33E-02
7-bottom	0.3681	1.63	4.55E-03
8-bottom	0.2119	1.08	2.62E-03
9-bottom	0.2029	0.45	2.50E-03
10-bottom	0.2078	1.27	2.56E-03
11-top	9.2068	1.53	1.14E-01
11-bottom	0.4535	0.94	5.60E-03
12-bottom	0.464	1.22	5.73E-03
13-bottom	0.4056	0.57	5.01E-03
14-bottom	0.5329	0.03	6.58E-03
15-bottom	0.0457	1.20	5.68E-04
16-top	9.9741	0.52	1.24E-01
16-bottom	5.7164	1.01	7.09E-02
17-top	4.0456	0.66	5.02E-02
17-bottom	0.7765	0.16	9.60E-03
18-bottom	0.0497	2.65	6.18E-04
19-bottom	0.2489	0.66	3.09E-03
20-bottom	0.1463	1.56	1.82E-03

차등접근법에 근거한 원자력시설 해체 작업단위별 잠재 위험도 사전선별 방법론

정재학

한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19번지

radwaste@kins.re.kr

원자력시설의 해체과정에는 크고 작은 잠재리스크를 수반하는 다양한 해체활동이 수행되며, 이러한 해체활동은 작업의 특성에 따라 작업단위 (work package)로 세분화 할 수 있다. 그러나 해체안전성을 검증하는 과정에서 일반적으로 수십 내지 수백 가지로 세분화된 개별 작업단위의 적합성을 동일한 수준으로 검증하기 위해서는 많은 규제인력, 자원 및 시간이 소요되며, 잠재적인 위험도가 미미한 작업단위와 위험도가 큰 작업단위를 동일한 수준으로 검증하는 것은 효율성 및 효과성이라는 안전규제 기존원칙과도 부합하지 않는다. IAEA 주관으로 수행되고 있는 해체안전성 평가 및 검증을 위한 국제공동연구 (DeSa)에서 위험도에 따른 차등접근법 (GA)의 적용을 제안한 것도 이와 같은 맥락에서 이해할 수 있다. 그러나 아직까지 국내외적으로 해체와 관련하여 개별 작업단위의 잠재적인 위험도를 정량적으로 신속하게 구분할 수 있는 체계적인 방법론이 개발되지 못함에 따라, GA를 반영한 해체안전성 검증체계의 개선에는 현실적인 한계가 있다.

이 논문에서는 작업자와 일반인에 대한 잠재적인 위험도 예측값에 근거해 개별 해체 작업단위의 중요도를 신속하게 사전선별 (screening)할 수 있는 방법론을 개발하고, 이를 반영한 개선된 해체안전성 검증체계를 제시하였다.

해체과정에서 특정한 작업단위로부터 작업자가 받게 될 방사선량을 결정하는 주요 작업조건과 피폭경로별 각 작업조건 기여도는 표 1과 같이 정리할 수 있으며, 이 연구에서는 표 1의 분석결과를 토대로 해체 작업단위 잠재위험도 지수 (Potential Risk Index for decommissioning Work package: PRI_w)를 수식 (1)과 같이 정의하였다. 해체계획서에 기술된 방사선학적 작업조건 관련 자료를 수식 (1)에 대입해 작업단위별 PRI_w 를 산출하면 개별 작업단위의 잠재적인 위험도 우선순위를 쉽게 평가할 수 있으며, ANSI/HPS N13.1에서 채택한 PIC (Potential Impact Category)와 유사한 등급분류 체계를 적용할 경우 등급별로 잠재 위험도에 상응하는 안전성 검증수준을 결정할 수 있을 것이다.

표 1. 해체 작업단위별 작업조건이 피폭경로에 미치는 기여도 분석결과

주요 작업조건	단위	피폭경로			비고
		외부피폭	호흡	(이차)접취	
외부 방사선량률	mSv/h	◎ (직접)	×	×	◎ : 가장 지배적인 피폭경로
공기오염도	Bq/m ³	△ (잠김)	◎	×	△ : 기여도가 낮은 피폭경로
표면오염도	Bq/m ²	△ (직접)	△ (재부유)	◎	× : 기여도가 미미한 피폭경로

$$PRI_w = \frac{DL_w}{DC_w} \cdot \left(\frac{DR \cdot (2,000)}{DL_w} + \sum_{i=1}^N \frac{CA_i}{DAC_i} + \sum_{i=1}^M \frac{CS_i \cdot SIR \cdot (2,000)}{ALI_i} \right) \quad (1)$$

여기서, DR = 작업구역 외부 선량률 (mSv/h), DLW = 작업자 선량한도 (예: 20 mSv/y), DCW = 해체작업 선량제약치 (예: 10 mSv/y), 2,000 = 단위환산계수 (연간 작업시간, 2,000h/y), i = 핵종 일련번호, N = 작업구역 공기중에 존재하는 핵종의 개수, M = 작업구역 오염표면에 존재하는 핵종의 개수, CA_i = 공기중 방사성핵종 i의 농도 (Bq/m³), DAC_i = 방사성핵종 i의 유도공기중농도 (Bq/m³), CS_i = 작업구역내 접근 가능한 표면의 오염도 (Bq/m²), SIR = 이차섭취율 (예: 10⁻⁴m³/h), ALI_i = 방사성핵종 i의 연간섭취한도 (Bq).

한편 원자력시설의 해체과정에서 발생된 방사성물질의 일부는 대부분 공기중 이동경로를 통해 주변 환경 및 생태계로 유출되어 주변 주민에게 잠재적인 위험도를 유발할 수 있는 것으로 알려져 있다. 이에 따라 특정한 해체 작업단위로 인한 일반인의 잠재적인 위험도를 신속하게 사전 선별할 수 있는 잠재적인 방출가능 재고량 (Potentially Releasable radioactivity Inventory during decommissioning for the Public: PRI_p)을 수식 (2) 및 (3)과 같이 유도할 수 있다.

$$PRI_p = \sum_{i=1}^N \frac{Q_{inv,i}}{Q_{th,i}} \tag{2}$$

$$Q_{th,i} = \frac{DC_p}{RF_i \cdot (X/Q) \cdot ((DCF_{inh,i} \cdot BR) + DCF_{cloud,i})} \tag{3}$$

여기서, i = 핵종 일련번호, Q_{th,i} = 핵종 i의 재고량 상한치 (Bq), Q_{inv,i} = 해체시설 내 방출가능한 핵종 i의 재고량 (Bq), DC_p = 일반인에 대한 선량제약치 (예: 0.05mSv), RF = 방출가능한 핵종 i의 분율(-), (X/Q) = 대기확산인자 (s/m²), DCF_{inh,i} = 핵종 i의 호흡선량환산인자 (Sv/Bq), BR = 호흡률 (8,400m³/y), DCF_{cloud,i} = 핵종 i의 Cloud Shine 선량환산인자 (Sv · m³/Bq · s).

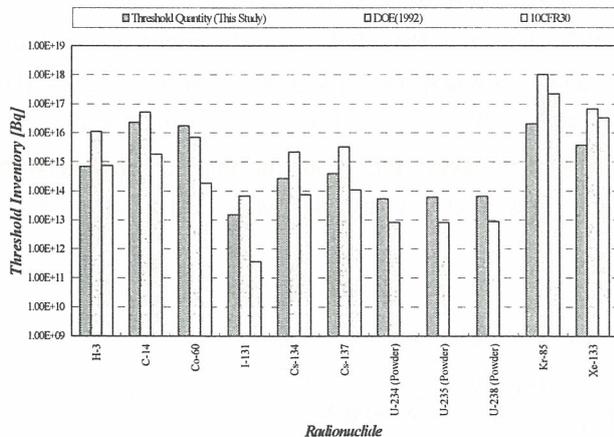


그림 1은 해체시설에서 검출될 수 있는 주요 방사성핵종(³H, ¹⁴C, ⁶⁰Co, ¹³¹I, ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs, 우라늄 동위원소, ⁸⁵Kr, ¹³³Xe)에 대한 Q_{th,i} 예비 산출결과와 미국의 원자력시설 및 방사성물질 이용 위험도 평가지수 적용사례 (DOE-STD-1027-92, 10CFR30 및 40CFR302)를 비교한 결과로서, 대부분 1 내지 2-Order 내에서 일치하고 핵종별로 유사한 추이를 보이고 있음을 알 수 있다.

그림 1. PRI_p 산출결과와 해외 유사사례 비교결과

그림 1로부터 어떤 해체 작업단위에 대해 산출된 PRI_p가 1을 초과하거나 특정 방사성핵종 (예: ¹³⁷Cs)의 재고량이 Q_{th,i} (예: 3.94×10¹⁴Bq)를 초과한다면, 주변 주민에 대한 선량제약치 초과 가능성을 배제할 수 없으므로 상세한 안전성평가가 필요함을 알 수 있다.

제2분과

방사성폐기물 처리 및 처분 (Oral)

빈 면

기존드럼 방사성폐기물 내 핵종농도분포

안홍주, 표형열, 이창현, 한선호, 지광용

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

ahjoo@kaeri.re.kr

최근 원전 수거물 센터 부지선정과 함께 각 원자력발전소에서 발생된 중·저준위 방사성폐기물 처분이 활성화되면서 과기부 고시(제2005-18호)에서는 이들 방사성폐기물드럼 내 14개 핵종에 대하여 핵종농도를 명시하도록 규정하고 있다. 방사성폐기물 드럼 내 각기 다른 반감기를 가진 규제 대상 핵종은 방사성폐기물 발생시점에 따라 다양한 핵종농도 차이를 보일 것으로 예상되므로 이들 핵종에 대하여 농도분포를 파악할 필요가 있다. 따라서 국내 경수로형 원전 내 임시 현장저장소에 보관중인 방사성폐기물 드럼을 대상으로 임의추출법으로 드럼을 선정하여 상·중·하의 3부분으로 구분한 후 일정량의 시료를 채취하였다. 채취된 시료는 방사화학적 방법을 이용하여 시료 유형별로 전처리 및 핵종분리 단계를 거쳐 계측을 통해 핵종농도를 결정하였다. 방사화학적 방법을 통하여 분석된 핵분열 및 방사화생성물의 지표핵종 비인 Cs-137/Co-60은 드럼 상·중·하의 3부분에서 20% 미만의 상대표준편차를 보였으며, 기존드럼 내 Co-60과 Cs-137 핵종농도는 각각 $2.56E-01 \sim 5.32E+03$ Bq/g과 $1.10E-01 \sim 1.27E+04$ Bq/g의 범위로 분석되었고, 기존드럼 내 이들 지표핵종과 주요 방사화 및 핵분열생성 핵종에 대한 농도비는 2004년 및 2005년 발생된 중·저준위 방사성폐기물 내 주요핵종들의 농도비와 비교 평가하였다.

중·저준위 방사성폐기물 척도인자 운영 프로그램 개발

김태욱, 강기두, *이상철, *이건재

한수원(주) 원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

*한국과학기술원, 대전광역시 유성구 구성동 373-1

taewook@khnp.co.kr

중·저준위 방사성폐기물 드럼을 처분하기 위해서는 드럼 내 방사성핵종의 농도 및 총방사능량의 평가가 필요하다. 감마선 방출핵종의 경우에는 RAS(Radioactive waste Assay Sysgtem), ISOCS(In-Situ Object Counting System)등의 핵종분석장치 또는 DTC(Dose-To-curie) 환산방법 등을 이용하여 비파괴방법으로 분석하였으며, 알파/베타 핵종의 경우에는 직접 측정이 어렵기 때문에 이들 측정난이 핵종(DTM)과 감마핵종간의 상관관계인 척도인자를 이용하여 분석하였다.

척도인자 DB는 폐기물종류별로 방사화학적 방법 및 방사선계측을 통하여 얻었으며 최종 척도인자는 이들 DB를 이용하여 경향성을 파악하고 통계적인 방법과 이론적인 방법을 이용하여 도출하였다. 본 연구에서 사용된 척도인자 DB는 원자력연구소에서 생산되었으며 이를 이용하여 중·저준위 방사성폐기물 인도규정에 명시된 규명대상핵종에 대한 측정난이(DTM) 핵종의 척도인자 운영 프로그램을 개발하였다.

척도인자 DB는 우리나라 발전소를 13개의 군(고리1호기, 고리2호기, 고리2발전소, 영광1발전소, 영광2발전소, 영광3발전소, 울진1발전소, 울진2발전소, 울진3발전소, 월성1발전소, 월성2발전소, 월성3발전소, 월성4발전소)과 폐기물 종류(잡고체, 고선량 폐수지, 저선량 폐수지, 폐필터, 농축폐액, 슬러지) 및 스트림(면, 비닐, 종이, 고선량, 저선량 등)별로 구별하여 분석되었으나 각 폐기물 시료의 척도인자 데이터를 분류 또는 종합하여 감마선 방출 key 핵종과 측정난이 핵종과의 방사능 상관관계를 분석한 결과 척도인자 DB의 시료수와 상관관계를 고려할 때 전체 척도인자를 6개의 폐기물 종류별로 분류하는 것이 가장 좋은 방법으로 평가되었다.

척도인자 DB는 microsoft access 형태로 작성되었으며 척도인자 결과는 폐기물 드럼 ID를 입력하면 드럼의 노형(PWR, PHWR), 폐기물 종류를 인식하여 자동으로 계산되고 파일 형태로도 출력할 수 있게 되어있다. 척도인자 운영 프로그램 개발을 위하여 사용된 노형별 폐기물종류별 척도인자 DB의 개수는 다음과 같다.

노형	잡고체	농축폐액	고준위 폐수지	저준위 폐수지	폐필터	슬러지	합계
PWR	104	28	8	17	9	13	179
PHWR	46	-	13	-	14	-	73
합계	150	28	21	17	23	13	252

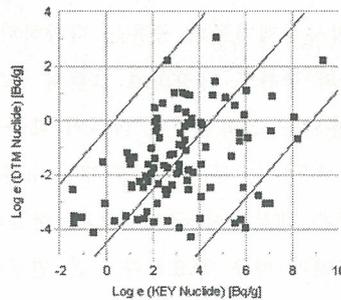
척도인자 운영프로그램은 과거 발생폐기물에 대해서도 평가시점에서의 척도인자가 산출되도록 하였다. 과거 발생 드럼의 척도인자 평가시에는 폐기물 발생시점과 평가시점이 다르므로 폐기물 발생시점에서의 척도인자를 계산한 후, 폐기물에 존재하는 측정난이 핵종과 감마 방출 key 핵종의 방사능을 평가시점까지 방사능 붕괴를 고려하여, 감마선 방출 key 핵종과 측정난이 핵종과의 방사능 상관관계인 척도인자가 평가시점에서 계산되도록 하였다.

척도인자가 도출된 측정난이 핵종은 중·저준위 방사성폐기물 인도규정에서 규정한 규명대상 핵종 중 알파 및 베타방출 핵종인 ^3H , ^{14}C , ^{55}Fe , ^{59}Ni , ^{63}Ni , ^{90}Sr , ^{94}Nb , ^{99}Tc , ^{129}I , 전 알파 등이었으며, 이중 ^3H , ^{14}C , ^{55}Fe , ^{59}Ni , ^{63}Ni , ^{94}Nb , 전 알파 핵종은 ^{60}Co 과의 상관성을 나타내었고, ^{90}Sr ,

^{99}Tc , ^{129}I 핵종은 ^{137}Cs 과의 상관성을 나타내었다.

척도인자는 통계적인 방법으로 보수성을 고려하여 기하평균으로 도출되었으며, ^{99}Tc 과 ^{129}I 핵종의 경우에는 이론적인 방법과 병행하여 동시에 도출하였으나 통계적인 방법의 상관성이 좋은 것으로 나타남에 따라 모든 핵종에 대하여 통계적인 척도인자를 도출하였다.

도출된 핵종별 척도인자 값의 타당성 여부를 확인하기 위하여 로그 평균 분산 값을 분석한 결과 많은 종류의 폐기물 및 대상 핵종에 대하여 10 이하의 좋은 결과를 얻을 수 있었으나, 일부 폐기물의 경우에는 높은 로그평균 분산 값을 나타내기도 하였다. PWR 잠고체 폐기물에 대한 ^{14}C 의 ^{60}Co 에 대한 척도인자 경향성을 다음 그림에 나타내었다.



도출된 척도인자의 경향성을 외국의 예인 EPRI NP-5077에서 도출된 척도인자 값과 비교하였는데 EPRI의 척도인자도 한수원의 척도인자와 유사한 결과를 나타내는 것으로 분석되었다. 비교 결과는 다음 표와 같다.

한수원 척도인자와 EPRI 척도인자와의 값 비교결과

핵종	잠고체		폐수지 [고선량]		폐필터	
	KHNP	EPRI	KHNP	EPRI	KHNP	EPRI
	PWR	NP-5077	PWR	NP-5077	PWR	NP-5077
$^{14}\text{C}/^{60}\text{Co}$	9.56×10^{-3}	1.6×10^{-2}	2.33×10^{-2}	6.3×10^{-3}	1.94×10^{-1}	6.8×10^{-3}
$^{55}\text{Fe}/^{60}\text{Co}$	2.18×10^0	2.9×10^0	2.37×10^0	2.9×10^{-1}	4.71×10^0	1.2×10^0
$^{63}\text{Ni}/^{60}\text{Co}$	1.84×10^{-1}	4.8×10^{-1}	3.59×10^0	4.2×10^{-1}	5.38×10^{-1}	2.8×10^{-1}
$^{90}\text{Sr}/^{137}\text{Cs}$	9.94×10^{-3}	4.6×10^{-3}	3.87×10^{-3}	4.5×10^{-3}	7.39×10^{-2}	1.0×10^{-2}
$^{99}\text{Tc}/^{137}\text{Cs}$	7.61×10^{-3}	8.8×10^{-4}	2.88×10^{-5}	7.0×10^{-5}	2.80×10^{-2}	4.5×10^{-3}
$^{129}\text{I}/^{137}\text{Cs}$	5.10×10^{-3}	2.6×10^{-3}	2.94×10^{-6}	1.1×10^{-5}	1.82×10^{-4}	1.4×10^{-4}

척도인자 운영 프로그램은 중·저준위 방사성폐기물 인도규정에 따라 2년마다 실시되는 척도인자의 주기적 검증에 따라 척도인자 DB가 추가 또는 변경되면 이에 맞게 척도인자를 다시 계산할 수 있도록 하였으며, 사용하고 있는 DB에 대한 척도인자의 타당성 검증이 항상 가능하도록 프로그램 상에서 척도인자를 발전소 노형별, 발전소별, 호기별, 폐기물 종류별, 폐기물 스트림별로 검증할 수 있도록 하였다. 앞으로 주기적 검증과정에서 발생되는 척도인자 DB를 추가하게 되면 보다 신뢰성 있는 척도인자가 도출될 수 있을 것으로 판단된다.

원전 방사성폐기물 시료 내 핵종분석 방법에 대한 품질관리 평가

손세철, 송병철, 전병기*, 지광용, 김원호

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150

*한국수력원자력(주), 서울특별시 강남구 삼성동 167

nscsohn@kaeri.re.kr

원자력발전소에서 발생하는 방사성폐기물의 종류는 다양하다. 방사성폐기물의 종류에 따라 이들 시료에 존재하는 방사성 핵종의 종류도 다양하고 그들의 농도도 또한 다르다. 방사성폐기물의 형태 및 방사성 핵종에 따라 적용되는 분석방법이 다르기 때문에 방사성폐기물 시료에 포함된 방사성 핵종을 분석하기 위해서는 적용되는 분석과정에 대한 표준화가 필요하다. 또한 이들 시료에 함유되어 있는 방사성 핵종의 양은 대부분이 극미량으로, 이들의 양을 정확하게 측정하기 위해서는 전체 분석과정에 대한 품질관리가 매우 중요하다. 본 연구에서는 방사성폐기물 시료 내 핵종 분석과 관련하여 적용한 품질관리 수행결과에 대해 보고하고, 핵종분석 결과의 통계처리 및 data base 구축에 관한 실행결과에 대해 보고하고자 하였다. 방사성 핵종 분석을 위한 시료 전처리 방법과 방사성 핵종 분석방법 각각에 대한 신뢰도를 측정하고 평가하였다. 즉 표준물질을 이용한 측정결과와 정확도를 산출하여 방사성폐기물 내 핵종분석에 적용되는 분석방법에 대한 유효성을 평가하였으며, 주기적 측정을 통해 측정결과에 대한 반복성과 재현성을 검증하고 신뢰도를 평가하였다. 방사성 핵종별 분석에 활용되는 시험분석 장비 등에 대한 품질관리를 위해 표준물질을 이용한 주기적 측정을 통해 관리도를 작성하고 측정결과를 평가하였으며, 결과는 방사성 핵종에 대한 방사능 계측장비의 최소검출방사능을 설정하고 방사성폐기물 시료의 측정범위를 산출하는데 이용하였다. 또한 방사성폐기물 핵종분석에 적용하는 시험방법에 대한 일반적인 요건이 포함된 측정 불확도 산출절차에 대해 평가하였다. 측정 불확도 산출과 관련하여, 방사성폐기물 핵종분석에 적용하는 분석방법에 대한 주요 불확도 요인으로는 시료 무게측정, 시료 전처리, 표준물질 회수율, 핵종 분리 및 회수, 이온교환 및 추출분리 회수, 전착율, 반응용액 부피측정, 바탕값 측정, 계수율 및 계측효율 측정 등인 것으로 평가되었다. 방사성폐기물 핵종분석과 관련하여 시험방법에 대한 비교속런도시험을 수행하여 시험방법에 대한 유효성을 평가하고 결과를 보고하였다. 또한 방사성폐기물 시료 내 핵종분석 결과에 대한 통계처리 및 DB 구축을 목적으로 work sheet을 작성하여 활용하였으며, 이에 대한 적용 사례를 보고하고자 하였다.

저장중인 방사성 오염토양의 취급 및 시료채취를 위한 도구의 개발 및 적용

홍대석, 강일식, 김태국, 손종식, 조한석*

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

충남대학교, 대전광역시 유성구 궁동 110번지

dshong@kaeri.re.kr

저장중인 방사성 오염토양의 시료채취를 위해서는 토양이 담긴 드럼을 적재된 위치에서 내려야 하며 이를 작업장소로 운반하여야 한다. 그 후 내용물 전체를 쏟아 부은 뒤 고루 섞어 드럼의 내용물 전체를 대표할 수 있는 시료를 채취하여야 한다. 또한 시료채취가 끝난 드럼은 시료의 분석 결과에 따라 지정된 장소에 다시 적재되어 별도의 처리가 수행되는 시점까지 보관되어야 한다. 이러한 일련의 작업들은 토양을 함유하고 있는 드럼의 무게가 250kg 이상이 되므로 취급에서의 안전 문제가 수반되며 오염의 확산우려로 인해 드럼이 적재된 저장시설에서의 작업이 어렵다는 문제가 있다. 그러나 저장시설의 드럼을 별도의 시설로 운반한 뒤 시료를 채취하고 다시 저장시설로 운반하여 적재하는 일련의 과정은 시간과 비용 및 노동력이 소요되는 작업이다. 따라서 작업자의 드럼 취급이 용이하도록 하기 위한 도구 및 저장시설에서의 작업에 따른 오염을 제한하는 도구의 개발 및 적용이 필요하게 되었다. 한국원자력연구소에서는 2005년도에 저장시설에 보관 중인 방사성 오염토양에 대한 방사선학적 특성 분석을 수행하였으며, 이를 위하여 보관 중인 각 토양드럼에서 대표성을 반영할 수 있는 시료를 1개씩 채취하였다. 이를 위하여 저장시설에서의 시료 채취를 가능하게 하는 밀폐형 작업실과 작업자의 피폭을 제한하기 위하여 작업실에 부착되는 환기 시스템을 개발하여 적용하였다. 밀폐형 작업실에서 드럼을 취급하기 때문에 저장시설에 구비되어 있는 크레인만으로는 작업의 한계가 있었다. 따라서 기존에 생산되는 Drum lift와 Fork lift를 개조하여 작업실 내에서도 적은 인력으로 드럼의 취급이 용이하도록 하였다. 이 외에도 드럼 내 내용물을 한번에 쏟아 부은 뒤 골고루 혼합시키는 작업을 수행할 수 있는 Tray를 제작하였으며, 대표성을 가지는 시료의 채취가 수월할 수 있도록 10×10 Grid를 제작하여 시료채취에 활용하였다. 채취된 토양 시료는 2 liter의 용기에 담겨지며 이 중 1 liter가 분석에 사용된다. 분석이 완료된 토양은 분석 결과의 검증 목적을 목적으로 장기 보관하며 이때 각 용기는 비닐로 다시 한 번 포장되어 보관된다. 본 연구에서 개발 및 적용된 기기는 방사성폐기물의 처리를 위한 특성분석 작업 시 폐기물을 별도의 장소로 옮기지 않고도 작업이 가능하도록 해주며, 작업자의 피폭 저감화, 취급 효율성 등을 고려하여 개발되었으므로 토양 폐기물 외에도 콘크리트 폐기물 및 기타 방사성폐기물의 취급 작업에서도 충분한 활용이 가능할 것으로 평가된다.

지하 동굴식 중-저준위 방사성 폐기물 처분장을 위한 환기 시뮬레이션

권오상*, 김영민*, 권상기, 김 진*

*인하대학교, 인천시 남구 용현동 253번지
한국원자력연구소, 대전시 유성구 덕진동 150번지
wefl1@inhaian.net

요약

지하 동굴식 중-저준위 방사성 폐기물 처분장은 초기 건설비용이 많이 들지만 처분 후 동굴 입구 폐쇄를 통한 처분장의 관리가 용이하며 지상의 자연환경 훼손을 최소화할 수 있다는 장점을 가지고 있다. 지하 동굴식 처분장이 안전하게 운영되기 위해서는 처분장의 건설 및 운영 단계에서 작업환경 및 위생, 부유 방사성 핵종의 노출 등과 같은 문제들을 제어할 수 있는 환기 시스템이 필요하다. 안전하고 효율적인 환기 시스템에 대한 고려는 처분장 건설 및 운영을 위한 개념 선정 단계에서부터 중요 요소로 반영되어야 한다. 특히 적절한 공기량을 필요한 곳에 정확히 분배시킬 수 있는 환기시스템에 의해 전체 처분장이 통제될 수 있도록 처분장이 설계되어야 할 것이다. 일반적으로 지하 동굴식 처분장은 여러 개의 진입 터널, 저장 터널, 공기 유입-배기 터널, 수직갱 등으로 이루어진 복잡한 회로망의 형태로 나타나기 때문에 최적의 환기시스템에 대한 연구가 시급한 상황이다.

본 논문에서는 미국의 WIPP (Waste Isolation Pilot Plant) 프로젝트와 스웨덴의 SFR (Slutforvar for Reaktoravfall) 중-저준위 처분장을 대상으로 환기 네트워크를 구성하고, 이를 바탕으로 동굴식 중-저준위 처분장에서의 최적 환기 시스템에 대해 고찰하고자 하였다. WIPP 과 SFR 처분장에서의 소요 환기량을 선정하고, 설계상 통풍로의 단면적, 길이, 표면 거칠기 등의 인자들이 고려된 각 회로의 저항을 통해 환기 네트워크를 구성하였다. 그리고 적합한 선풍기의 용량과 설치 위치의 선정 및 수직갱 운용방안 등을 분석함으로써 각 처분장에서의 최적의 환기 시스템을 결정하였다. WIPP 모델의 경우 선풍기 위치가 고정되어 있는 상태에서 선풍기의 용량을 변화시켜가면서 환기 네트워크를 분석하였으며, SFR 모델의 경우 선풍기 위치, 용량, 설치방법에 의해서 변화되는 소요환기량을 분석하는 것에 초점을 맞추었다.

중심단어: 지하 동굴식 중-저준위 방사성폐기물 처분장, 환기 시스템, 소요 환기량, WIPP, SFR

Nuclide Release Rates from the Near-field of a HLW Repository

Youn-Myoung Lee, Yong-Soo Hwang, Chul-Hyung Kang, Pil-Soo Hahn

Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Deokjin, Yuseong, Daejeon 305-600, Korea

ymlee@kaeri.re.kr

To quantify the nuclide release from the canisters damaged initially or due to whatever the reason after disposal, an in depth modeling for the nuclide transport through the near-field has been carried out by ACGEO2, which is developed based on the compartment modeling method utilizing AMBER. After leakage from the canister, nuclides will spread out through buffer material surrounding canister before migrating farther into flowing groundwater in the fractures possibly embedded at various locations of the host rock medium, through which preferential nuclide transfer into the far-field seems to take place. The objective of this paper is to illustrate the calculation results, with newly introduced compartments such as the tunnel crown and the excavation disturbed zone (EDZ) as well as nuclide pathways, for the nuclide release from the near-field of the HLW repository. Calculation of nuclide release from the near-field is very important not only to show final safety of the repository, but also to investigate the functionality of the repository system as well as in view of its design feedback.

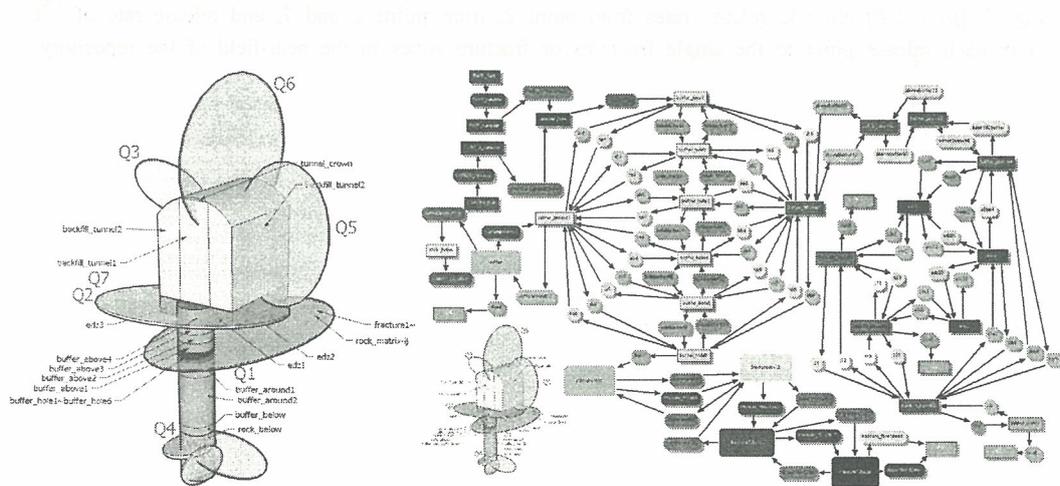


Fig. 1. Near-field of the repository embedded by fractures and implemented compartment scheme for nuclide flux calculation.

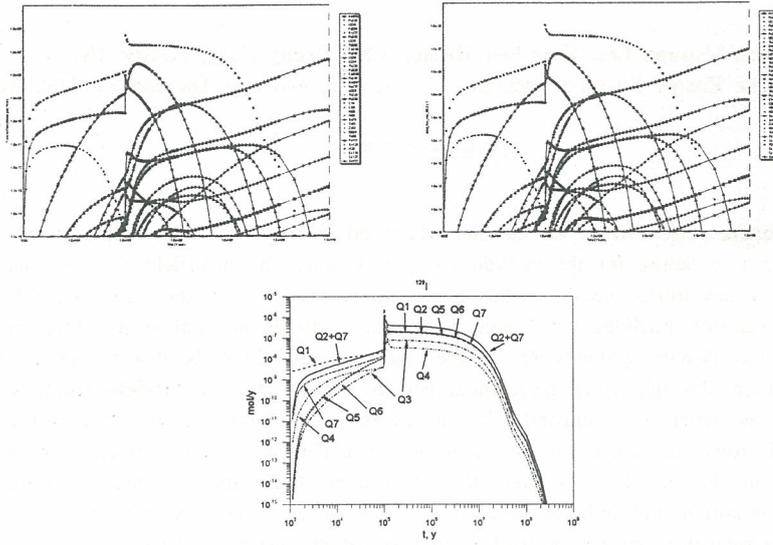


Fig. 2. (from left) Nuclide release rates from point 2, from point 2 and 7, and release rate of ^{129}I from each release point to the single fractures or fracture zones in the near-field of the repository.

Experimental Investigation on Diffusion Properties of some Radionuclides in Crystalline Rocks

Chung-Kyun PARK *, Won-Jin CHO, and Pil-Soo HAHN

Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Duck-Jin Dong, Yusung-Ku, Daejeon

ckpark@kaeri.re.kr

Diffusion experiments has been carried in crystalline rocks to determine the diffusivities of some radionuclides. A rock mass can provide retardation and dilution effects by removing radionuclides from flowing groundwater. Thus, diffusion into the rock mass is one of the important process for the radiological safety assessment in the radioactive waste disposal.

The experimental setup was designed as a through-diffusion type, which was separated a cylinder into two blocks by a rock slice. The rock disk was fixed in the middle of a acrylate column and sealed with a silicone or epoxy resin. Rock sample was immersed in the groundwater for a month prior to the diffusion experiment. The rock was sampled at the east coast of Korea, which has a porosity of 0.004, the specific surface of $1\text{m}^2/\text{g}$ by BET method, the density of $2.55\text{g}/\text{ml}$, and the cation exchange capacity of $6.8\text{meq}/100\text{g}$. Both sides of the column were filled with the groundwater and the radionuclides as diffusing species were added in the source side. Tritium and anions were used as nonsorbing tracers, while, strontium, cobalt, cesium, and uranium used as sorbing tracers. The 1 ml of solution was taken from the sampling hole at both sides to measure the concentration change at a certain time interval. When a rock coupon is kept in contact with the solution in the through-diffusion system, radionuclides sorb and diffuse through the rock. Because tritium and anions do not sorb on the rock surface, they migrate mainly by pore diffusion. The apparent diffusivity of tritium is obtained about $8.5 \times 10^{-6}\text{cm}^2/\text{s}$ from the experimental curve. The molecular diffusivity of tritium is $2.4 \times 10^{-5}\text{cm}^2/\text{s}$ at 25°C , the geometric factor of the granite can be obtained as 0.35. On the other hand, when the sorbing tracers diffuse into the rock pores, probably the most portion of the solutes sorbs on the pore surface, and some portion of the sorbed solutes desorb and diffuse again, or some of them may migrate on the sorbed phase, which is called the surface diffusion. The apparent diffusivity of cesium is obtained about $1.5 \times 10^{-7}\text{cm}^2/\text{s}$ from the experimental curve. The measured K_d value of the granite is about $800\text{ml}/\text{g}$ in a separated batch test. And the molecular diffusivity of cesium is $2.0 \times 10^{-5}\text{cm}^2/\text{s}$ at 25°C , thus the pore diffusivity of cesium is obtained about $7.2 \times 10^{-6}\text{cm}^2/\text{s}$ and the surface diffusivity of cesium is about $3.8 \times 10^{-8}\text{cm}^2/\text{s}$.

사용후핵연료 지하처분장 배치를 위한 처분공 및 처분터널 간격 분석

이종열, 이 양, 김성기, 최희주, 최종원

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

njylee@kaeri.re.kr

고준위 방사성폐기물 처분의 목표는 일정 기간 동안 인간 생활권으로부터 고준위폐기물을 완전히 격리하는 것이며, 이러한 목표를 달성하기 위하여 우리나라를 비롯한 세계 각 국에서 심지층 처분시스템 개발 연구가 활발하게 진행되고 있다. 고준위폐기물은 핵연료주기에 따라 다르게 표현될 수 있는데, 사용후핵연료 재활용주기의 경우 고준위폐기물은 사용후핵연료를 재처리하는 과정에서 발생하는 악티나이드/핵분열 생성물 등을 함유하는 폐기물을 말하며, 직접 처분주기의 경우는 사용후핵연료 자체가 처분대상 고준위폐기물이 된다.

본 연구에서는 사용후핵연료를 처분대상으로 고려하였으며, 이를 심지층에 처분할 경우 시설 규모 및 lay-out 개념을 설정하고 이의 최적화 방안을 도출하기 위하여 처분터널 및 처분공 간격을 분석하였다. 이를 위하여 다양한 처분공 및 처분터널 간격을 설정하여 사용후핵연료 냉각기간에 따른 열해석을 통하여 처분터널 간격 및 처분공 간격에 있어서의 상관관계를 검토하였으며, 처분장 면적 최적화를 위한 방안을 도출하였다.

- 단위 처분면적

처분공 간격과 처분터널 간격의 적절한 조합에 필요한 분석 및 처분시설 규모 추정을 위하여, 그림 1.에서 보여주는 바와 같이 처분터널 간격과 처분공 간격 간의 면적을 고려한 단위 처분면적 설정하였다. 따라서, 고준위폐기물 처분을 위한 지하시설의 개략적인 규모는 단위 처분면적과 처분될 총 폐기물 포장물의 수를 곱하여 추정할 수 있다. 또한, 개략적인 처분 터널의 총 길이는 처분될 폐기물 포장물의 수와 폐기물 포장물 거치 간격의 곱으로 추산이 가능하다. 경제성 관점에서 볼 때, 지하 처분시설의 면적을 최소화할 수 있도록 처분 터널 간격과 처분공 간격을 설정하는 것이 바람직하다.

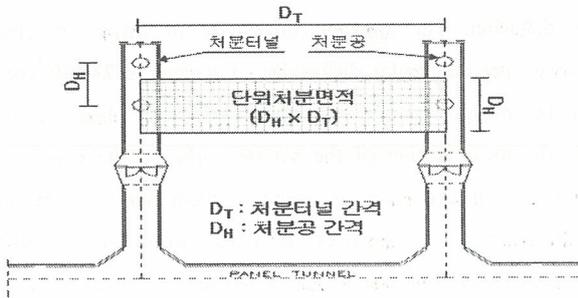


그림 1. 단위 처분면적 개념

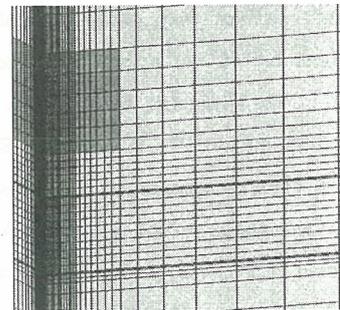


그림 2. 처분장 열해석 모델

- 처분공 및 처분터널 간격에 따른 열적 안정성 분석

지하 처분시설 면적을 최소화하기 위한 적절한 터널 간격과 폐기물 거치 간격의 조합은 터널의 구조적 안정성에 대한 분석뿐만 아니라 열적 안정성 등 다양한 분석 결과를 고려하여야 한다. 공학적 방벽의 사양, 터널 건설 및 처분시설 운전 기술 등은 이러한 조합 결정에 제한 사항을 주는 인자이며, 이러한 인자에 대한 철저한 분석이 필요하다. 그러나 가장 중요하고 민감한 요소는 고준위폐기물로부터 발생하는 붕괴열에 의한 완충재의 온도를 100 °C 이하로 유지하여야 하는 것이다.

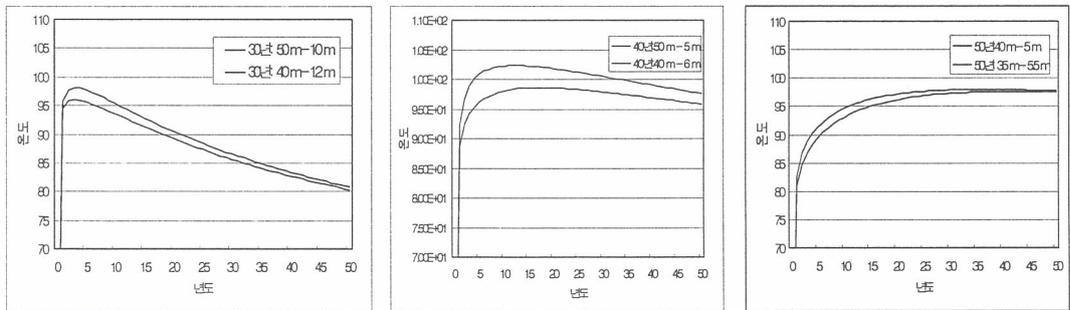
본 연구에서는 완충재의 최대온도가 100 °C 이하가 되도록 하는 사용후핵연료 처분용기 정치

및 처분터널 간격 분석에 필요한 연구를 수행하였으며, 처분 터널과 처분용기 정치 간격의 다양한 조합을 고려하여 열적 안전성을 분석하였다.

처분장에서의 열적 안전성 해석을 위한 모델은 그림 2와 같으며, 사용후핵연료의 냉각기간은 30년, 40년, 50년을 고려하였다. 이들 냉각기간에 따른 처분장에서의 배치를 위한 각각의 냉각기간의 사용후핵연료에 따른 처분공 간격과 처분 터널간격 및 해석 결과는 아래 표 1. 및 그림 3.에 나타낸 바와 같다.

표 1. 냉각기간 및 처분터널/처분공 간격에 따른 완충재 최고온도

냉각기간 (년)	처분터널 간격 (m)	처분공 간격 (m)	단위 처분면적 (m ²)	최고 온도 (°C)	최고 온도 도달 시간 (년)
30	50	10	500	98.1	3
	40	12	480	96.1	3
40	50	5	250	102.35	12
	40	6	240	98.6	16
50	40	5	200	97.98	36
	35	5.5	192.5	97.65	43



냉각 기간 30년인 경우

냉각기간 40년인 경우

냉각기간 50년인 경우

그림 3. 냉각기간별 처분기간에 따른 완충재 온도이력

- 결론 및 향후 계획

본 연구에서는 사용후핵연료를 대상으로 하는 고준위 방사성폐기물 심지층 처분시설의 규모 및 layout 설정 위하여 다양한 처분터널 및 처분공 간격을 설정하여 열적 안전성을 분석하고 그 결과를 이용하여 최적의 Lay-out 설정 방안을 도출하였으며, 그 내용은 다음에 기술한 바와 같다.

. 사용후핵연료의 냉각기간이 짧을수록 처분공 간격이 좁을수록 처분장에서 허용된 범위의 최고 온도에

이르는 시간이 빠르다.

. 사용후핵연료의 냉각기간이 길수록 처분장에서 온도가 떨어지는 속도는 늦어진다.

. 처분장에서의 허용 온도 조건을 만족하도록 하는 배치는 처분터널의 간격을 조절하기 보다는 처분공의

간격을 조절하여 배치하는 것이 열적 측면이나 경제적 측면에서 유리할 것으로 판단된다.

본 연구에서의 결과는 고준위폐기물 지하처분장 배치 설계시 유용하게 활용될 것이며, 향후 부지에 대한 불확실성을 줄이기 위하여 정확한 부지특성 자료를 통한 상세한 분석이 필요하다.

빈 면

제2분과

방사성폐기물 처리 및 처분 (Poster)

빈 면

지역 특성을 고려한 PRESTO 코드 환경영향평가

김아름, 신상화, 김정훈, 황주호

경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 서천동 1번지

현재 우리나라는 20기의 원전이 운영되고 있으며, 2012년까지 원전 4기를 추가로 건설하여 발전 설비용량이 2251만 6천kW의 원자력 발전소를 보유하게 된다. 이러한 원전의 운영으로 방사성폐기물이 발생하게 되고, 그 양은 점차 늘어날 것으로 예상된다. 방사성폐기물 처분장 건설은 발전소의 안정적인 운영을 돕고, 나아가 원활한 전력수급을 가능하게 한다. 따라서 본 연구에서는 처분장등 원자력 이용시설을 건설하거나, 운영할 때 오염부지에서 근무하는 작업자 또는 거주자에 대한 피폭선량을 예측하는 환경영향평가를 수행하였다. 이를 위해 처분장등 오염부지의 거주자나 작업자의 피폭선량을 평가하기 위해 미국 환경청(EPA : environmental protection agency)에서 개발한 PRESTO 코드를 사용하여 관련지역의 선량평가를 수행하였다. 원자력 관련시설로는 방사성 동위원소인 ^{238}U 을 사용하는 울산의 석유화학 공업단지를 선정하였고, 결정 주된 집단에서 개인이 1000년 동안 받는 피폭선량을 평가하였다. 피폭경로는 체내 피폭과 체외피폭으로 나누어 환경영향평가를 수행하였다. 평가핵종은 ^{238}U 과 자핵종인 ^{234}U , ^{230}Th , ^{226}Ra , ^{210}Pb 을 기준핵종으로 선택하였고 해당 오염부지에서 ^{238}U 의 양을 측정된 결과 핵종의 양은 0.124 Bq/g 이었고, 그에 따라 자핵종의 양을 설정하였다. 평가지역은 오염 부지를 포함하여 정방 1km를 지정하였고, 부지 섭생 자료는 2001년 국민건강보고서와 2005년 울산시 농축산 현황자료를 사용하였다. 부지 특성 인자는 실제 울산지역 공업단지의 토양 특성 값을 알지 못하므로 보수적 관점에서 모래의 특성값을 적용하여, 모래의 밀도 및 수리전도도 값을 설정하였다. 대기조건은 북반구 습한지역으로 선정하였고, 평균풍속과 강수량 등은 기상청자료를 기초로 하였다. PRESTO 코드에서는 물의 이동경로를 지하수의 영향을 받는 우물과 표층수의 영향을 받는 강물로 나누지만, 본 연구에서는 우물만을 음용수로 사용한다고 가정하였다.

Fig. 1은 강물에서의 방사능 변화를 나타내고, Fig. 2는 우물에서의 방사능 변화를 나타낸다. Fig. 3은 표층도양 속 핵종의 비방사능 변화를 나타낸다.

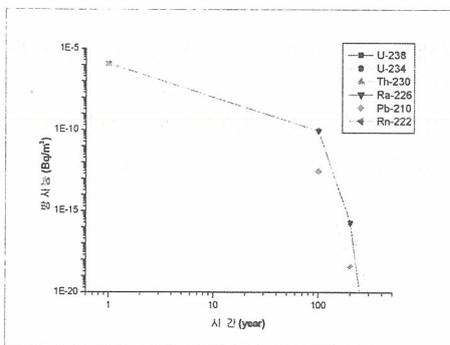


Fig. 1 Radioactivity variation in the stream

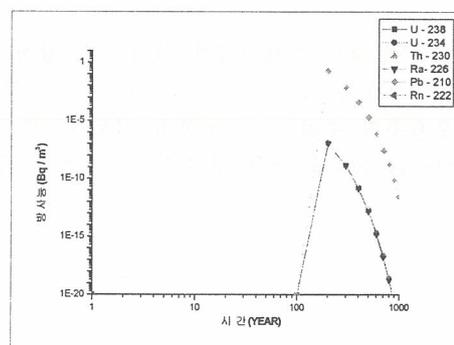


Fig. 2 Radioactivity variation in the well

강물에서 방사성 핵종의 방사능은 시간에 따라 감소하지만, 우물에서 방사성 핵종의 방사능은 100년 이후에 증가한다. 이것은 표층도양 속 핵종과 결합한 물이 지하수로 이동하여 우물로 나타난다고 추정할 수 있다. 본 연구에서 음용수의 활용범위를 지하수로 가정하였으므로, 100년 이후 우물에서 방사능의 증가는 피폭선량의 증가를 나타낼 것이다. Fig. 4는 경로에 따른 피폭선량을 나타

내고, Fig. 5는 체 내·외 피폭선량을 나타낸다. 물은 소화기로 섭취되므로 섭취 경로의 선량과 체 내 피폭선량이 증가하는 것을 확인 할 수 있다.

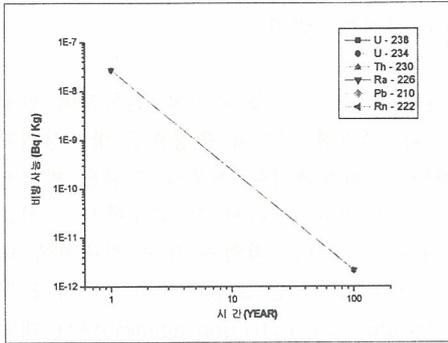


Fig. 3 Specific activity in the surface soil

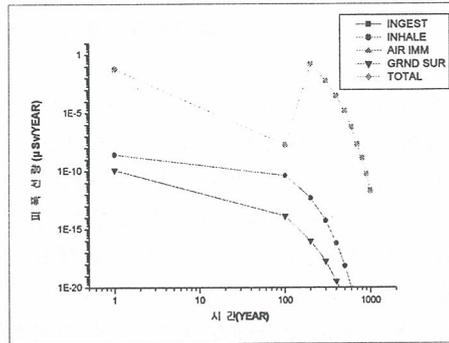


Fig. 4 Radiation exposure dose of exposure pathway

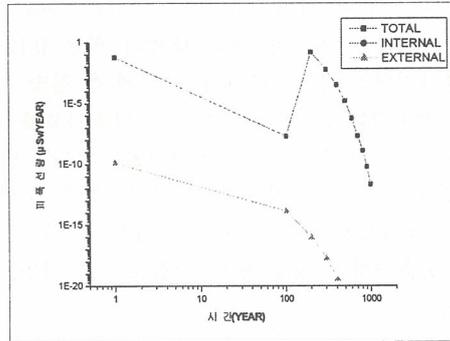


Fig. 5 Radiation exposure dose of whole body

체내 피폭선량은 전체선량과 일치하며, 섭취 경로가 전체선량과 일치하는 것으로 전체피폭선량 평가에서 주요한 피폭경로는 섭취에 의한 것임을 파악 할 수 있다. 그러므로 소화기 경로로 섭취 되는 음용수의 수리 · 수문학적 이동경로를 파악하는 작업이 필요 할 것으로 판단된다. 따라서 향후 연구는 음용수 활용 범위를 지표수까지 확대하여 환경영향평가를 수행해야 할 것이다.

방사성오염부지 내 환경영향평가 모의 모사

신상화, 김정훈, 황주호

경희대학교 원자력공학과, 경기도 용인시 기흥구 서천동

sanghwashin@khu.ac.kr

환경영향평가에서 가장 중요한 부분은 오염부지에서 근무하는 작업자 또는 거주자에 대한 피폭 선량을 예측하고, 평가하는 것이다. 이에 따라 많은 연구를 통해 오염부지에 대한 환경 예측이 이루어지고 있고, 관련된 많은 환경영향평가 프로그램 등이 개발되고 있다. 환경영향 프로그램은 원자력 관련 시설의 운영으로 발생될 환경 변화를 예측하고, 선량평가를 수행한다.

본 연구에서는 환경영향평가 프로그램 중 처분장등 오염부지의 거주자나 작업자의 피폭선량을 평가하기 위해 RESRAD 코드를 사용하여 관련지역의 선량평가를 수행하였다. 원자력 관련시설로는 ^{238}U 원소를 사용하는 울산의 석유화학 공업단지를 선정하여 지역 거주자에 대한 환경영향평가를 수행하였다.

I. 방사성오염부지내 환경영향평가 모의 모사

방사성오염부지의 오염 토양으로부터 상부 거주민에 대한 선량평가를 수행하기 위해서는 RESRAD에서 기본적으로 요구하는 오염부지의 토양 종류를 알아야 한다. 정확한 자료를 얻기 위해서는 실제 해당 부지의 지질 조사를 수행해야 하나 본 연구에서는 방사성오염부지와 약 30 km 떨어져 있는 고리 1호기 최종안전성분석보고서에 있는 자료를 사용하여 지질 구조와 토양 종류를 선정하였다. 아래 그림 1에서 보는 바와 같이 토양의 종류는 주로 Silty sand로 구성되어 있으며, 포화지역은 해수면의 높이를 기준으로 삼았다. 또한 계산에 필요한 각 인자값들은 고리 1호기 최종안전성분석보고서에 제시된 값을 선별하고, 적정 데이터가 없는 경우에는 관련 연구에서 제시된 인자값을 적용하였다.

Table 1. RESRAD Input data

Item	input data	Remarks
Soil density	1.52 g/cm ²	Density of Sand
Erosion rate	0.001 m/yr	RESRAD data
Total porosity	0.43	FSAR of Kori
Effective porosity	0.33	FSAR of Kori
b-parameter	4.05	b-parameter of sand
Evapotranspiration Coefficient	0.352	Calculated by HELP code
Runoff Coefficient	0.045	Calculated by HELP code

결과에서는 복토층이 없는 경우의 작업자와 거주자에 대한 피폭선량을 계산하였으며, 실제 측정값의 최대치인 0.124 Bq/g (^{238}U)이 부지에 고루 분포해 있다는 가정과 1m²의 면적에 오염되어 있다는 가정하에 계산을 수행하였다.

i) 오염도 : 0.124 Bq/g, 오염면적 : 10,000 m²

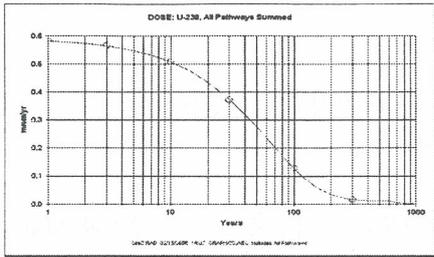


Fig 1. DOSE: ²³⁸U, All Pathways

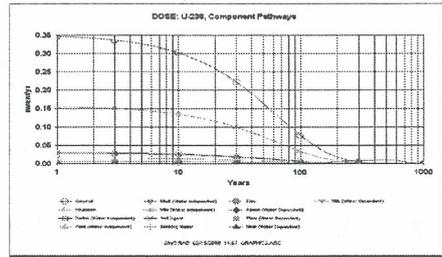


Fig 2. DOSE: ²³⁸U, Component Pathways

ii) 오염도 : 0.124 Bq/g, 오염면적 : 1 m²

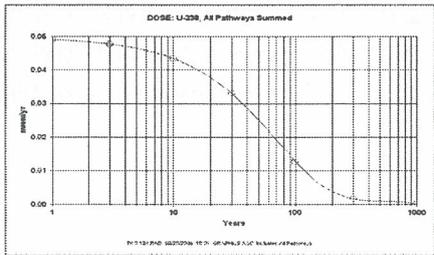


Fig 3. DOSE: ²³⁸U, All Pathways

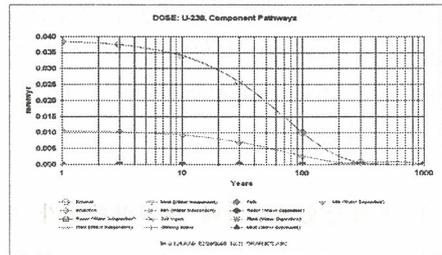


Fig 4. DOSE: ²³⁸U, Component Pathways

그림 1 에서 보는 것과 같이, 체내·외 피폭을 합산한 유효선량은 초기 5.909E-01 mrem/yr에서 100년까지 1.280E-01 mrem/yr를 나타냈으나, 작업자 년 피폭선량에는 미치지 않는 수준으로 평가되었다. 이를 좀 더 세부적인 경로를 고려하여 평가한 결과 그림 2와 같이 ²³⁸U에 의한 체외 피폭이 가장 높은 선량을 나타냈으며, 다음으로 소화기를 통한 체내피폭은 오염된 흙과 물에 의한 식물의 성장, 그리고 오염된 식물을 섭취한 경우에 가장 높은 선량을 받는 것으로 나타났다.

RESRAD에서 제시하는 종합적인 유효선량은 누적선량과는 다른 개념으로 보다 더 정량적인 선량평가를 위해서는 누적 선량을 평가함이 옳지만, 거주자가 항상 그 곳에 머물러 생활하지는 않기 때문에 년 단위의 유효선량만을 제시 하고 있다. 본 연구는 초기부터 1000년까지의 피폭선량을 평가 하였지만, 그림 1과 2에서 보는 바와 같이 10년까지 가장 높은 피폭선량을 받는 것으로 나타났으며, 이후 급격히 선량이 감소하는 것으로 평가 되었다. 종합적으로 본 부지에서 향후 ²³⁸U에 의해 받게 되는 선량은 연간 자연에서 받게 되는 2.4 mSv에 미치지 않음을 알 수 있었다. 그러나 300년 이후에 나타날 수 있는 라돈에 의한 체내 피폭을 평가가 이루어진다면 보다 더 정량적인 계산 값이 제시 될 것이다.

초임계 이산화탄소내에서 QCM을 이용한 금속피막 제거율 측정

주민수, 고문성, 박광현, 김홍두, 김학원

경희대학교 원자력공학과 청정제염연구실(NRL)

jhlov2@hanmail.net

기존의 화학연마법은 금속의 피막을 제거하기 위하여 가공물을 강산이나 강알칼리 용액에 담근 후 세척을 하는 방법을 사용하고 있다. 그러나 이러한 화학연마법은 필요이상의 유독성 용매를 사용하여 연마폐액의 처리에 많은 비용이 소비되며, 연마 후 건조공정 필요하기 때문에 작업시간의 증가와 얼룩이 발생하는 등의 문제점이 있다. 초임계 이산화탄소를 화학연마의 용매로 사용할 경우 연마공정 후 감압만으로 쉽게 용매와 가공품의 분리가 가능하고 이산화탄소는 회수하여 재사용할 수 있기 때문에 환경친화적인 공정이라 할 수 있다. 또한 건조공정이 불필요하기 때문에 이로 인해 발생하는 문제점들을 쉽게 해결할 수 있다.

본 연구에서는 초임계이산화탄소-질산 마이크로에멀전을 화학연마에 적용하고, 실시간으로 피막제거 특성 관찰이 가능한 QCM(Quartz Crystal Microbalance)을 이용하였다. QCM 한쪽 표면에 Cu 피막을 도금을 하여 피막을 만든 후 마이크로에멀전에 함유된 질산-계면활성제 양 및 종류를 다르게 하여 피막제거율을 구하였다. QCM을 이용하여 질산-초임계이산화탄소 마이크로에멀전내의 금속피막 제거 특성을 알아보기 위하여 고압 시스템을 제작하였다. 고압 반응용기는 양쪽에 사파이어 윈도우를 설치하여 마이크로에멀전 형성을 in-situ 관찰할 수 있게 하였다. 또한 압력용기내에 단자를 두어 QCM을 장착 할 수 있도록 제작하였으며, Ch1 부분에 Bare QCM, Ch2 부분에 Cu 도금된 QCM을 설치하였다(33ml, 한울엔지니어링). 실험방법은 고압 반응용기 내에 계면활성제와 질산을 넣어주고 용기를 닫은 후 항온조에 압력용기를 두어 실험 조건에 맞게 가온 하여 준다. 온도는 일정하게 유지시키고 N₂ 가스를 3bar로 흘려주어 QCM의 안정된 진동수를 측정된 뒤 가압정량펌프(ISCO Model 260D, Lincoln, NB, USA)로 반응용기에 이산화탄소를 공급하여준다. 마이크로에멀전을 형성하기 위하여 이산화탄소를 250bar로 가압하여주고, 교반기를 이용하여 연속적으로 교반을 해주며 일정시간 동안 도금된 QCM의 금속피막제거 특성을 관찰하였다.

Cu 피막을 대상으로 계면활성제를 F-AOT와 Proline surfactant-1을 사용했을 경우 피막제거율을 나타내는 기울기는 Proline surfactant-1 이 매우 큰 것을 알 수 있다. 이를 질량으로 환산하면 $1.6\mu\text{g}/\text{cm}^2\text{min}$ 과 $7.3\mu\text{g}/\text{cm}^2\text{min}$ 이다. 이와 같은 차이를 보이는 이유는 계면활성제에 따른 초임계 이산화탄소-질산 마이크로에멀전의 특성이 다르게 나타나기 때문이다. 하지만 동일한 계면활성제 내에서는 W값이 클수록, 같은 W값에서 질산의 양이 많을수록 제거율이 크게 나타났다.

감사의글

본 연구는 과학기술부의 국가지정연구실 사업(NRL) 및 산업자원부에서 시행한 전력산업 인프라 구축지원 사업으로 수행된 논문입니다.

방사성오염 토양폐기물의 재평가를 위한 분류처리와 재포장기술

강일식, 이범철, 김태국, 조한석, 홍대석, 손종식, 제환경*

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

* 한일원자력(주), 경기도 안양시 만안구 안양7동 202-4

niskang@kaeri.re.kr

방사성폐기물저장고에는 1988년에 서울 공릉동 소재의 당시 연구소 분소시설에서 발생한 시설 해체폐기물 및 오염토양폐기물 4,000여 드럼을 대전 본소에 수송하여 보관중이다. 이들 폐기물은 발생 당시에도 오염준위가 매우 낮았으며 저장한 기간이 16년 가량 경과하였으므로 핵종들의 반감기를 고려할 때 발생초기보다 방사능 농도가 많이 낮아졌을 것으로 평가되고 있다. 따라서 방사성고체폐기물저장시설에 보관중인 오염 토양폐기물 3,272드럼의 핵종 및 방사능을 재평가하여 규제해제 및 방사성폐기물로 재분류하고 규제해제폐기물은 별도 저장고에 보관하여 자체처분 함으로써 저장공간을 확보하며 처분비용을 절감하고자 하였다. 또한 폐기물 드럼의 장기 보관에 따른 부식 여부를 확인하고 부식드럼을 재포장하여 드럼 부식에 의한 방사성물질의 유출을 방지하고 원자력관계법령 및 규정을 준수함으로써 주변환경의 오염을 방지하고자 하였다.

방사성 오염토양에는 토양으로 이루어진 폐기물 드럼이 전체의 50.8%를 차지하고 있으며, 콘크리트 폐기물이 28.6%, 토양과 콘크리트 혼합물이 19.1%를 각각 차지하고 있다. 오염 토양의 시료 채취 작업후 드럼내 이물질 제거로 토양드럼의 신뢰성을 높였고 토양폐기물 3,272개에서 콘크리트 혼합물과 잡고체를 제외한 토양 1,895드럼의 시료를 채취하였다. 미완충 드럼에 대해서는 충분히 완충하여 1,570드럼으로 줄여 325드럼의 공드럼을 생성하였고, 토양드럼내 이물질을 분류하여 포장하는데 콘크리트는 94드럼, 자갈은 83드럼과 분류와 시료채취과정에서 발생된 비닐슈트, 제염에 사용된 제염지 및 오염피복과 장갑 등의 2차 생성폐기물을 포장하는데 148드럼을 사용하였다. 폐기물의 내용물에 따라 토양 1,570드럼, 콘크리트 1,386드럼, 자갈 103드럼, 방호복과 제염지 등의 잡고체 폐기물을 213드럼으로 분류하여 적재함으로써 향후 작업의 원활성을 확보하였다. 시료채취는 tray에서 균질하게 혼합된 토양을 2ℓ 정도로 채취하고 다시 균질화하여 1ℓ marinelli beaker에 옮겨 담아 분석시료를 제작한 후 γ -spectroscopy로 핵종을 분석한다. 핵종의 분석결과 주요 γ 선 방출 핵종으로는 Co-60과 Cs-137이 존재하였으며 방사능 농도의 분석결과 전체 토양의 약 68%가 0.1Bq/g의 농도를 가지고 있으며 0.4Bq/g이상의 농도를 가진 토양이 전체의 약 5.5%에 해당되었다. 이와 같이 오염토양의 재평가를 위한 분류처리와 재포장을 통하여 향후 실시 예정인 오염토양의 제염 작업시 재분류에 의한 비오염 토양의 불필요한 제염처리를 방지하여 제염비용 및 처분비용을 절감하고 또한 시료 채취, 핵종분석 등의 전처리공정 기술을 확보할 수 있었다.

초임계유체를 이용한 방사성폐유 정제

유계룡*, 성진현*, 박광현*, 김홍두*, 김학원*, 임태윤

*경희대학교, 경기도 용인시 기흥구

한국석유품질관리원, 경기도 성남시 분당구

naiad_79@khu.ac.kr

현재 국내 상용발전에서 발생하는 방사성 폐유에 존재하는 오염물질은 방사성 중금속이나 유기 금속형태이며, 이러한 방사성 폐유는 일반산업체에서 처리되는 폐유와 유사한 점도를 가진다. 이러한 폐유를 정제하기 위한 방법으로는 백토법, 진공증발, 화학약품을 첨가하여 침강시키는 방법, 열분해 등이 있는데 이러한 방법은 2차폐기물의 발생을 유발하기도 한다. 2차폐기물의 발생량을 줄이기 위한 방법으로는 초임계유체를 이용하여 폐유의 점도를 낮추어서 막분리를 하는 방법이 있다. 이러한 막을 이용한 정제법은 방사성 폐유에 존재하는 오염물이 입자형태일 경우 완전 분리가 가능하나, 방사성 폐유에 존재하는 오염물질은 입자형태뿐만 아니라 폐유에 용해되어 있는 수용성 불순물의 형태로도 존재하기 때문에, 초임계 유체를 사용하여 순수한 기름성분만을 추출하는 방법이 필요하다. 초임계유체를 이용하여 방사성 폐유를 구성하는 순수기름성분을 추출하기 위해서는 방사성 폐유에 대한 초임계유체의 용매비(단위질량의 기름을 추출하기 위해 필요한 용매량)가 낮아야 하며, 이를 확인하기 위한 기초실험으로 초임계 유체에 대한 방사성 폐유의 용해도를 확인하였다(그림 1). 방사성 폐유에 대한 초임계 이산화탄소와 R22(Chlorodifluoromethane)의 용매비를 비교를 하였는데, 동일한 실험 조건(동일압력/동일온도)하에서 R22가 더 낮은 용매비를 나타내었다. 이 실험을 근거로 하여 초임계 R22를 이용한 방사성 폐유의 정제실험을 수행하였다. 방사성 폐유를 정제하기 위한 장치는 그림 2. 와 같으며, 기존에 사용하고 있는 냉매인 R22를 사용하였다. R22의 임계온도와 임계압력은 각각 96.1℃, 49.9bar이며, 방사성 폐유정제를 하기 위한 실험조건은 100 ~ 110℃의 온도와 60 ~ 70bar의 압력으로 설정하여 실험을 수행하였다. 추출용기의 용량은 150ml 이며 200℃, 200bar까지 견디도록 설계되었다(HANWOUL ENGINEERING CO.).

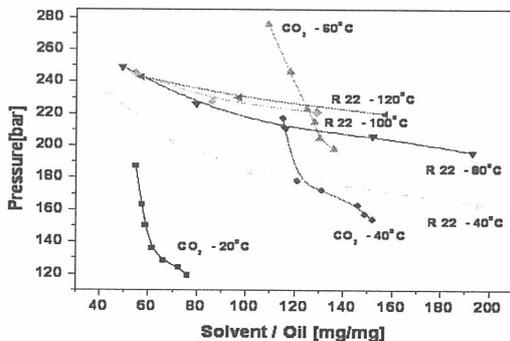


그림 1. 초임계유체에 대한 방사성폐유의 용해도 (초임계이산화탄소 / R22)

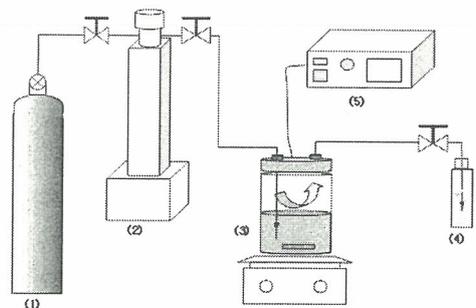


그림 2. 방사성폐유 정제장치 (1) R22 저장탱크 (2) 가압펌프 (3) 추출용기 (4) 포집용기 (5) 온도조절장치

방사성 폐유의 밀도(0.84g/ml)는 초임계 R22(0.65~0.75g/ml)의 밀도보다 크기 때문에, 추출시 폐유내 순수한 오일은 초임계 R22에 용해되어 추출용기의 상부에 존재하게 되므로, 용해되어 있는 순수한 기름만을 추출 할 수 있다. 추출하기 전의 방사성폐유와 추출후 오일의 탁도가 다르게 나타났는데, 비교적 용매비가 높은 70bar, 110℃에서 정제한 폐유의 경우 더 밝은 색을 나타냈다(그림 3).

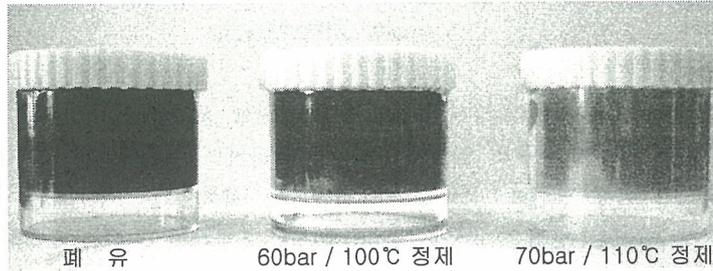


그림 3. 방사성 폐유의 정제

HPGe 감마측정기를 이용하여 정제실험 전·후 방사성폐유의 방사능을 측정하였다. 코발트-60의 경우 실험 전에는 88mBq/55ml의 값이 측정되었으나, 실험 후에는 최소측정치(MDA : Minimum Detectable Activity) 이하로 낮아졌다.

Modeling the activity of I-129 and Cs-137 in primary coolant at PWR

Sang Chul Lee, Kun Jai Lee, Ki Ha Hwang*

Korea Advanced Institute of Science and Technology, 373-1, Gusong-dong, Yusong-gu, Daejeon

*Korea Institute of Nuclear Safety, #19, Guseong-dong, Yuseong-gu, Daejeon

lsc237@kaist.ac.kr

I-129, which is a low energy beta emitter (max energy = 0.15 MeV) with half-life of 1.57×10^7 year, is a critical nuclide for low and intermediate level waste disposal because it is a significant hazardous radionuclide in ground water due to its high mobility in underground water. Due to the difficulty in direct measurement of this nuclide in waste packages, I-129 is generally evaluated using a scaling factor between I-129 and easier measured Cs-137. The determination of scaling factor is difficult because of the much lower concentration of I-129. Therefore, Theoretical approaches have been proposed to estimate I-129 activity or scaling factor. In this study, mathematical models have been derived to describe the activities of I-129 and Cs-137 in the primary coolant during constant power operation in a PWR. The current model for I-129 coolant activity is based on the primary coolant activity model for I-129 in a CANDU reactor. The models, which account for the source releases from defective fuel rod(s) and tramp uranium, rely on the contribution of chemical & volume control system (CVCS) resin and boron recovery system (BRS) as a removal process. Figure 1 shows a schematic diagram of mass balance for volatile fission products in interested regions. To distinguish the difference in behaviour for each nuclide, differentiable correlations of model parameter between I-129 and Cs-137 for gap escape rate coefficient, diffusivity and removal efficiency were applied for the rationalized application to the PWR. The plant-specific source-related information such as gap escape rate coefficient, fission rate and diffusivity in defective fuel, and amount of tramp uranium can be estimated from the short-lived radioiodine analysis. Figure 2 shows an example of predicted coolant activities of I-129 and Cs-137 with burnup. And, they were derived by using the measured reactor coolant system (RCS) data. The contributions of tramp uranium to activities in coolant will be generally negligible when meaningful fuel defects exist. The current models were validated through measured coolant activities for Cs-137. The resultant scaling factors of I-129/Cs-137 agree reasonably well with the results of the test resin and the actual resins in French and US PWRs. It can be known that predicted activities in current models shows relatively better agreements than ones in Lewis model. Further study will be conducted for the discrimination of SF in coolant and spent resin generated from the primary coolant, especially based on the RCS data in Korean NPPs.

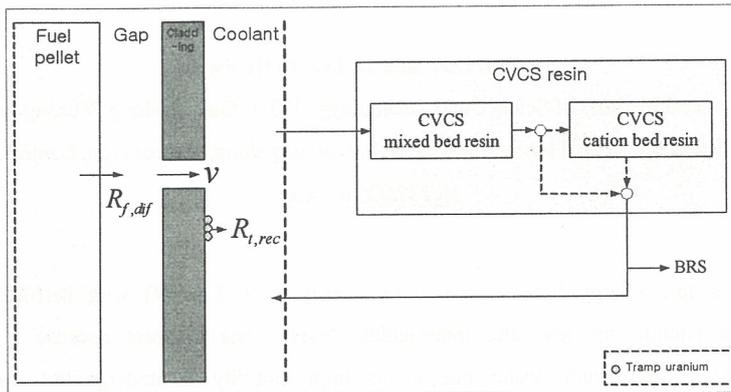


Figure 1 . Schematic diagram of mass balance

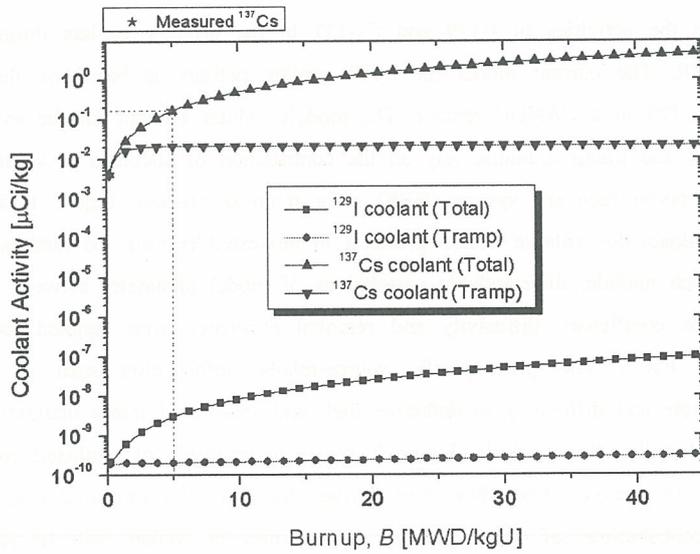


Figure 2. Coolant activities of I-129 and Cs-137 as a function of burnup

원자로 냉각재 계통 내 핵종포집 및 농도분포

지광용, 박영재, 표형열, 김원호

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

nkyjee@kaeri.re.kr

국내 경수로원전으로부터 발생된 방사성폐기물에 대하여 폐기물스트림을 평가하고자 각 발전소의 원자로 냉각재 계통 내 핵종을 포집하였고 이를 분석하였다. 핵종포집은 원전 정상운전 중 냉각계통수 내 핵종농도가 가장 안정화되었을 것으로 판단되는 발전중기를 택하여 특수하게 제작된 RCS sampling kit로 시료를 채취하였다. 이때 냉각계통수를 RCS sampling kit 내로 유입시킬 때, 기기작동 미숙 또는 기기 이상으로 기기 허용치 이상의 내압에 의한 장치 연결부위 누수 현상 발생을 미연에 방지하기 위하여 3회에 걸친 안전성 시험을 평가하였으며, 그 결과 최대 300 psi의 내압에서 누수 발생 없이 작동되는 것을 확인하였다. 원전 현장에서 RCS sampling kit는 화학분석용 시료채취 라인에 별도로 연결하였고, RCS sampling kit의 하단 필터로부터 상단 이온교환수지를 흘러 화학분석용 시료채취라인에 다시 연결되도록 하였다. 핵종포집을 위한 시료채취 조건으로써 냉각계통수는 0.2 ~ 0.3 l/min의 유속으로 1시간 30분 동안 총 20 l를 sampling kit에 흐르게 하였으며, 이로부터 핵종을 포집 하였다. 이때 통상압력은 57 ~ 86 psi(4 ~ 6 kgf/cm²)이었다. 시료채취는 경수로형 전 원자력 발전소로부터 2004년과 2005년에 걸쳐 시료를 채취하였고, 채취된 시료는 방사능 준위가 높아 1주일 이상 현장 보관 후 방사화학적 방법인 시료 전처리 및 핵종분리를 통하여 핵종농도를 분석하였다. RCS sampling kit 내 필터와 수지에서 분석된 ¹³⁷Cs/⁶⁰Co 핵종농도비는 평균적으로 각각 0.045와 3.3를 보였으며, 동일주기 내 발생된 중·저준위 방사성폐기물인 농축폐액, 폐수지 및 잡고체 시료 내 ¹³⁷Cs/⁶⁰Co 핵종 농도비는 각각 1.72, 3.54 및 0.27로 시료유형별로 다양한 변화를 나타내었다.

계통수 중 부식생성물 분석을 위한 LIBS 기술의 응용

조강욱, 김문수*, 문전수**

충남대학교, 대전광역시 유성구 궁동 220번지

*원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

**한국전력 전력연구원, 대전광역시 유성구 문지동 103-16

choko_luf@hanmail.net

환경시료 중에 포함된 유해 성분의 조사방법으로서 LIBS(Laser Induced Breakdown Spectroscopy)의 응용연구가 최근 활발히 진행되고 있다. 선진국에서는 원자력발전소 증기발생기 취출수 중에 포함된 현탁철을 제거하기 위하여 카트리지 필터와 전자여과기 기술을 적용하여 처리수를 복수기로 회수하여 재이용하는 경우도 있으나, 국내에서는 전자여과기 및 Nd:YAG 레이저 분석기술을 현장에 적용한 실적 및 연구가 전무한 실정이다. 본 연구에서는 증기발생계통 부식생성물 농도를 실시간 감시하기 위한 LIBD(Laser Induced Breakdown Detection) on-line 감시기술을 개발하였다. 레이저 파장이 532 nm이고 Repetition Rate 10 Hz, 레이저 에너지 60 mJ의 Nd:YAG 레이저 발생장치를 사용하여 시작품을 제작하였으며 레이저 출력을 0.5 mJ로 낮추어 시험에 사용하였다. 주파수대역이 30~100 kHz 인 Piezoelectric 음향센서를 시료셀에 부착하여 수중 부식생성물로 인한 LIBD신호를 측정하여 Breakdown Probability를 산출함으로써 부식생성물의 정량분석을 수행하였다.

LRDPS 성능개선을 위한 전처리 방안 연구

심성보 · 이상진 · 양호연

원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
ssb1125@khnp.co.kr

영광3발전소 액체방사성 폐기물처리계통에는 원심분리기와 이온교환설비인 LRDPS(Liquid Radioactive Demineralizer Package System)이 있으나 원심분리기 성능저하로 인한 LRDPS 성능저하로 액체방사성폐기물 관리에 많은 어려움이 발생하고 있다. 따라서 본 연구에서는 LRDPS로 유입되는 방사성폐액의 수질을 개선함으로써 액체방사성 폐기물처리계통이 정상적인 기능을 회복하도록 하고자 LRDPS의 보완공정으로 막분리 공정을 적용하기 위한 연구를 수행하게 되었다.

발전소에서 발생된 실제 폐액 적용을 통한 각 막의 처리 성능을 확인하기 위하여 실험실 규모의 전처리장치와 소규모 SIES(Selective Ion Exchange System) 실험장치를 제작하여 사용하였다. 실험에 사용된 정밀여과 분리막(Microfiltration)은 PHILOSEP RCM-8060(막면적 28m²)이고, 한외여과분리막(Ultrafiltration)은 PHILOSEP HUF-8040(막면적 35m²), 나노분리막(Nanofiltration)은 Film Tec.사의 NF-4040(막면적 7.6m²)이며 역삼투막(Reverse Osmosis)은 Film Tec.사의 BW30LE-4040(막면적 7.6m²)이며 소규모 SIES장치의 활성탄과 이온교환수지는 현재 영광3발전소에서 사용하는 모델을 이용하였다. 처리대상폐액은 Chemical Waste Tank와 HTDS폐액을 사용하였으며 폐액특성을 표1에 나타내었다.

처리대상 폐액은 200리터 저장탱크에 수집후 막으로 공급하였다. 정밀여과분리막은 1kg/cm²주입 유량 65 l/min, 투과수량 50 l/min 조건이었으며 역세는 25초/30분으로 하였다. 나노분리막 장치는 정밀여과분리막 투과수를 주입유량 13 l/min, 투과수량 4.5 l/min의 유량조건과 8kg/cm²의 압력으로 공급하였다. 소규모 SIES장치에는 활성탄과 양이온, 음이온 및 혼상이온교환수지를 각 5리터씩 충전하였고 나노분리막 투과수를 원수로 60 l/min의 유량으로 공급하여 실험하였다. 각 공정의 처리성능을 판단하기 위하여 PH, 전도도, TSS(Total Suspended Solid) 및 방사능 농도를 분석하였다.

Chemical Waste Tank와 HTDS폐액을 MF-NF-RO-SIES 배열과 UF-NF-RO-SIES배열로 각각 처리하였으며 그중 화학폐액탱크 폐액의 처리결과를 표2~표5에 나타내었다. 현탁고형물은 정밀여과분리막과 한외여과분리막을 통과하면서 대부분 제거되었으며 핵종분석결과를 통해 다가의 이온이 막에서 제거됨을 확인하였다.

표 1 영광3발전 처리대상 폐액

폐액	PH	총부유고체(ppm)	방사능(Bq/cc)	방사성핵종
화학탱크	6.79 ~ 6.99	15 ~ 21	1.11E-01	Mn-54, Co-58, 60
고용존고형물탱크	6.54 ~ 6.62	3 ~ 6	2.79E+02	Mn-54, Co-57,58,60, Fe-59, Sb-122,124

표 2 Chimiical Waste Tank폐액 실험결과(멤브레인배열 MF-NF-RO)

구 분	A원수	AMF	ANF	ARO
pH	6.79	7.16	6.31	6.14
TSS (ppm)	15	3	3	2
방사성 핵종	Mn-54, Co-58, 60	Co-58	N/D	N/D
방사능(Bq/cc)	1.10E-01	1.80E-02		

표 3 Chimiical Waste Tank폐액 실험결과(멤브레인배열 UF-NF-RO)

구 분	B원수	BUF	BNF	BRO
pH	6.99	7.27	6.8	6.58
TSS (ppm)	21	3	3	3
방사성 핵종	Mn-54, Co-58, 60	Co-58	N/D	N/D
방사능(Bq/cc)	1.11E-01	1.63E-02		

표 4 고용존고형물탱크 폐액 실험결과(멤브레인배열 MF-NF-RO)

구 분	A원수	AMF	ANF	ARO
pH	6.62	6.55	6.72	6.02
TSS (ppm)	3	1	1	1
방사성 핵종	Mn-54, Co-57, 58, 60, Fe-59, Sb-122, 124	Mn-54, Co-57,58, Co-60, Fe-59, Sb-124	Mn-54, Co-58	Mn-54, Co-58, 60
방사능(Bq/cc)	1.82E+02	2.20E+02	4.06E-01	1.41E+00

표 5 고용존고형물탱크 폐액 실험결과(멤브레인배열 UF-NF-RO)

구 분	B원수	BUF	BNF	BRO
pH	6.54	6.54	6.72	5.98
TSS (ppm)	6	1	1	1
방사성 핵종	Mn-54, Co-57, 58,60, Fe-59, Sb-122, 124	Mn-54, Co-57,58,60, Fe-59,Sb-124	Mn-54, Co-58	Mn-54, Co-58, 60
방사능(Bq/cc)	2.79E+02	2.60E+02	4.60E-01	1.46E+00

원자력발전소의 수처리계통에서 발생된 폐수지의 ^{14}C 및 ^3H 분포측정

박순달, 김정석, 지광용, 김종구, 김원호

한국원자력연구소 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

nsdpark@kaeri.re.kr

폐수지는 원자력발전소의 일차냉각재, 감속재, 열수송계통 및 기타 2차계통의 용수처리 과정에서 사용후 방출되는 이온교환수지이다. 폐수지에는 환경 이동성이 빠르며 먹이사슬을 통해 인체에 용이하게 유입될 수 있어 주요 내부피폭 핵종으로 분류되는 ^{14}C 및 ^3H 가 높은 농도로 함유되어 있다. 따라서 폐수지중 ^{14}C 및 ^3H 의 농도는 폐수지의 장기저장과 처분방식 결정 및 그에 따른 처분 비용 산출에 있어서 중요 인자로 인식 된다. 본 연구에서는 우리나라의 원자력발전소 운영과정에서 발생된 폐수지중 ^{14}C 및 ^3H 의 분포 특성을 조사하였다.

폐수지에서 ^{14}C 은 주로 탄산이온 혹은 중탄산이온으로 존재하며, 이온교환수지 기지에 교환된 탄소의 형태로 존재할 가능성은 낮은 것으로 알려져 있다. 또한 삼중수소는 HTO의 형태로 수분과 함께 존재한다. 따라서 폐수지의 ^{14}C 및 ^3H 의 분리시 유기물인 폐수지를 완전산화 시킬 필요는 없다. 본 연구에서는 폐수지로부터 ^{14}C 및 ^3H 의 동시 분리시 산화용출법을 사용하였으며 ^{14}C 및 ^3H 의 측정에는 액체섬광계수기를 이용하였다. 또한 폐수지중 ^{14}C 의 유기 및 무기 탄소 분율을 조사하였다. ^{14}C 은 CO_2 로 휘발시켜 섬광제인 Permaflour와 강알카리성 포집액인 Carbosorb의 1:1 혼합 용액으로 포집하였다. 삼중수소는 ^{14}C 포집 후 남은 용액을 증류시켜 증류액으로 포집한 후 섬광제인 Ultimagold와 혼합하였다. $\text{Na}_2^{14}\text{CO}_3$ 표준용액을 사용하여 ^{14}C 의 회수율을 측정된 결과 1 Bq 이상의 ^{14}C 을 주입하였을 때 산의(염산, 질산 및 황산) 종류에 관계없이 80% 이상 회수되었다. 염산 및 질산 매질에서 산화증류법에 의한 삼중수소의 회수시 증류액이 강한 산성을 나타내었으며 Ultimagold와 혼합시 현탁 되었다. 그러나 황산매질에서 포집한 삼중수소의 증류액은 Ultimagold와 잘 혼합되었다. 황산매질에서 HTO 표준용액에 의한 삼중수소 회수율 측정결과 1 Bq 이상의 삼중수소 주입농도에서 80% 이상 회수되었다. 질산 및 염산매질에서 폐수지를 산화 용출시킨 ^{14}C 포집용액에서는 감마핵종이 검출되지 않거나 미량 검출되었다. 그러나 삼중수소 포집액에서는 ^{60}Co 및 ^{137}Cs 등의 감마핵종이 검출되었다. 또한 Sample Oxidizer에 의한 폐수지의 ^{14}C 및 ^3H 포집용액에서도 감마핵종이 검출되었으며, 산화 용출법에 비해 ^{14}C 및 ^3H 이 수십~수백 배 이상 높은 농도로 측정되었다. ^{14}C 의 화학종분석결과 폐수지에 존재하는 ^{14}C 의 약 60% 이상이 HCO_3^- , CO_3^{2-} 의 무기성탄소로 확인되었다. 폐수지의 ^{14}C 및 ^3H 의 분포범위는 각각 불검출~1E5 Bq/g 및 불검출~850 Bq/g 이었으며, 폐수지 발생원에 따라 다양한 분포를 보였다. 폐수지중 ^{14}C 의 평균농도가 ^3H 에 비해 약 50배 이상 높게 나타났는데 이것은 폐수지의 낮은 수분함량에 기인하는 것으로 사료된다.

Trickle bed Reactor for the Hydrogen Isotope Exchange Reaction

Seungwoo Paek, Do-Hee Ahn, Kwang-Rag Kim, Minsoo Lee, Sung-Paal Yim, Hongsuk Chung

Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Duck-Jin Dong, Yusung-Ku, Daejeon

swpaek@kaeri.re.kr

The CECE (Combined Electrolysis Catalytic Exchange) with a hydrophobic catalyst is a very effective method to remove small quantities of tritium from light or heavy waste water streams because of its high separation factor and mild operating conditions. This paper deals with the experiment for the hydrogen isotope exchange in a trickle-bed reactor packed with a hydrophobic catalyst and the design of the catalytic column for the CECE to tritium recovery from light water. A hydrophobic Pt/SDBC catalyst which has been developed for the LPCE column of WTRF (Wolsong Tritium Removal Facility) was tested in a trickle bed reactor. The catalyst column was packed with a mixture of a hydrophobic catalyst and hydrophilic packing (Dixon gauze ring). An experimental apparatus was built for the test of the catalyst at various temperatures and gas velocities. The difference in the deuterium concentration between the inlet and outlet gas samples was analyzed by using a Gas Chromatography. Catalyst performance is expressed as an overall rate constant K_{ya} ($\text{m}^3(\text{STP})\text{s}^{-1}\text{m}^{-3}$). The overall rate constant of the Pt/SDBC catalyst was deactivated with the operating time because of a slow condensation of the water in the pores of the catalyst. K_{ya} increases with the hydrogen flow rates in the range 0.4 to 1.6 m/s at STP. The overall rate constant may be high enough for less demanding applications such as the CECE process.

삼중수소 산화 배기체 처리를 위한 CO₂ 동반 수증기 흡착시험

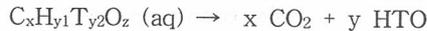
김광락, 이민수, 백승우, 안도희, 임성팔, 정홍석, 심명화*

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

*과학기술연합대학원대학교, 대전광역시 유성구 어은동 52번지

krkim1@kaeri.re.kr

삼중수소가 유기적으로 결합된 화합물(C_xH_{y1}T_{y2}O_z)은 삼중수소가 결합된 물의 형태(HTO)보다 방사성 물질의 연산섭취한도, 유도공기중농도 및 배기/배수중의 배출관리기준이 더 엄격한 것으로 분류되고 있다. 국내 방사선방호등에 관한 기준에 트리튬폐기물의 종류에 유기상 트리튬 폐기물이 포함되어 있으나 이에 대한 처리기술이 절실한 실정이다. 삼중수소화 유기상 폐기물은 처리가 용이한 트리튬 산화물 형태로 전환하는 산화공정이 선행되며, 후속 공정으로 흡착 회수하여 수소-물 교환 촉매반응 등으로 처리된다. 유기적으로 결합된 삼중수소 화합물은 촉매 존재 하의 고온에서 효과적으로 분해할 수 있다. 이 공정에서는 아래 반응식과 같이 삼중수소가 결합된 가연성 유기물이 분해되어 이산화탄소(CO₂)와 삼중수소 산화물(HTO)이 주 생성물로 발생된다.



이것은 저준위 방사성폐기물로 처분되거나 처리기술이 확립된 후속공정으로 트리튬의 회수가 가능하여 소각공정보다 잇점이 있다.

수소가 삼중수소로 치환된 수증기의 흡착 제염에서 광범위하게 사용되는 합성 제올라이트는 높은 함수율을 나타내고, 열적 안전성이 우수하여 고온에서 물리 흡착된 모든 수분을 탈착시킬 수 있으므로 재생 사용이 가능하다. 합성 제올라이트는 높은 온도와 낮은 습도 분위기에서 우수한 흡착용량을 보여주고, 온도와 수증기압에 대한 의존성이 비교적 적기 때문에 안정적인 흡착 제염제로 사용된다.

본 연구에서는 흡착제의 동적 흡착성능을 알기 위해 관류형 파과특성을 시험할 수 있는 시험장치를 구축하였다. 이산화탄소가 동반된 모의 삼중수소 산화 배기체를 molecular sieve 13X 고정층을 통과시켜 동적 흡착시험 및 제염 효율성을 평가하였다.

흡착 시험은 15~35℃에서 carrier 공기흐름의 상대습도가 20~80% (Figure 1)로 변화도록 습분의 양과 같은 물수의 이산화탄소 유량을 조절하여 흡착탑에 통과시켰다. 출구 노점변화를 관찰하여 흡착능력이 종료되는 파과점까지 흡수된 수분량을 이용하여 동적 흡착성능을 평가하였다. 파과 거동은 이산화탄소가 동반된 경우 출구 노점이 높게 나타났으며 파과점에 이르는 시간이 지연되는 거동을 나타내었다(Figure 2). 이산화탄소의 동반은 동일한 습도 조건에서 시험된 흡착제의 동적 흡착성능에 미치는 영향은 미미했으나 제염효율 저하를 가져올 수 있음이 확인되었다.

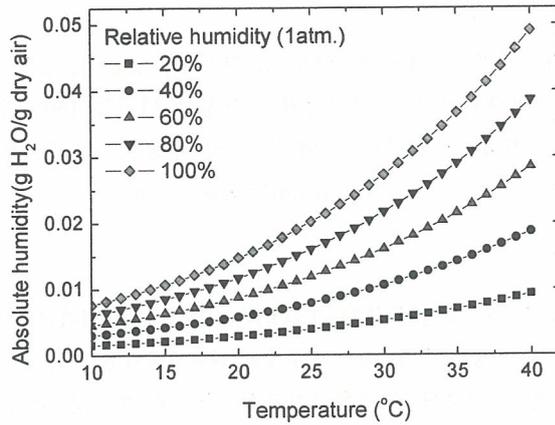


Figure 1. Temperature, relative humidity, and absolute humidity relationships. (Each line on the figure represents a different relative humidity and shows the absolute humidity as it varies with temperature)

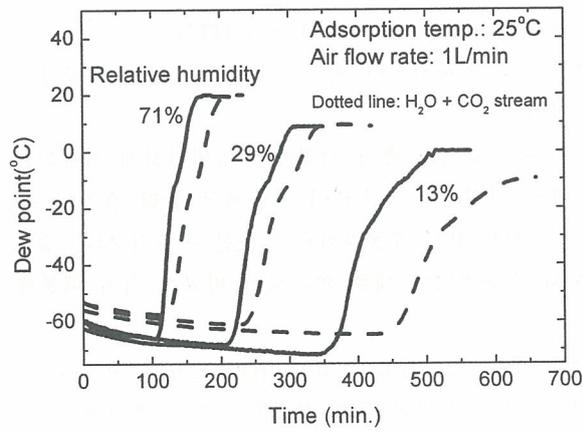


Figure 2. Adsorption process in the zeolite 13X sorbent bed with 1.6mm pellets.

감사의 글: 본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었음.

방사성기체 폐기물 크립톤(Kr-85)여과장치

전길호, 신동관

한맥방사선(주) 기술연구소, 대전광역시 서구 둔산1동 1182번지 송전B/D 303호

hanmac03@empal.com

방사성폐기물 처리의 목적은 폐기물들의 발생량을 감소시키고, 최종 생성물을 방사화학적으로 안정한 형태로 전환시켜 추후 수송과 최종 처분에 적합하도록 하는 데 있다. 이러한 목적을 달성하기 위하여 방사성 폐기물 처리 시에는 희석 및 방출분산, 지연 및 감쇠, 농축 및 밀봉과 같은 원리가 채택될 수 있다. 이들은 폐기물의 상태, 물리학적 특성, 방사능 준위 등에 따라 적절한 방법이 선택될 수 있다. 원자력 발전소에서 발생하는 총 기체폐기물의 주종을 차지하는 크립톤(Kr-85) 및 크세논(Xe-133) 등의 불활성 기체방사성폐기물의 처리방법은 일반적으로 감쇄법, 활성탄흡착법 및 저온증류법 등을 이용하여 처리되고 있다. 이중 감쇄법은 감쇄탱크를 사용하여 폐기물 방출시간을 지연시킴으로써 방사능의 시간에 따른 감쇄 효과를 이용하는 방법이며 활성탄 흡착법은 활성탄층에 기체폐기물이 통과할 때 불활성 기체가 선택적으로 흡착되어 그 이동이 지연되는 성질을 이용하는 방법이다. 그러나 기존의 방사성 불활성 기체의 처리방법은 주로 기체폐기물을 감쇄탱크 등에 일정 기간 보관하여 방사능이 시간에 따라 감쇄되는 효과를 이용하고 있기 때문에 기체폐기물을 처리하기 위한 시간 및 기체폐기물을 보관하기 위한 공간의 증가를 피할 수 없다는 문제점이 있다.

본 보고서는 상기한 문제점을 해결하기 위하여, 본 연구소에서 개발한 크립톤(Kr-85: 반감기 - 10.7년) 등의 불활성 기체폐기물을 수분 및 불소 처리된 여과지가 장착된 용기 내에 주입한 후 회전시키면 질량이 큰 물질은 큰 원심력을 받으므로 공기(N: 70%, O:30%)보다 무거운 불활성 기체폐기물을 여과지에 포집하여 기체폐기물의 부피 및 처리시간을 획기적으로 감소시킬 수 있는 여과장치(그림 1)를 제공하는데 목적이 있다.

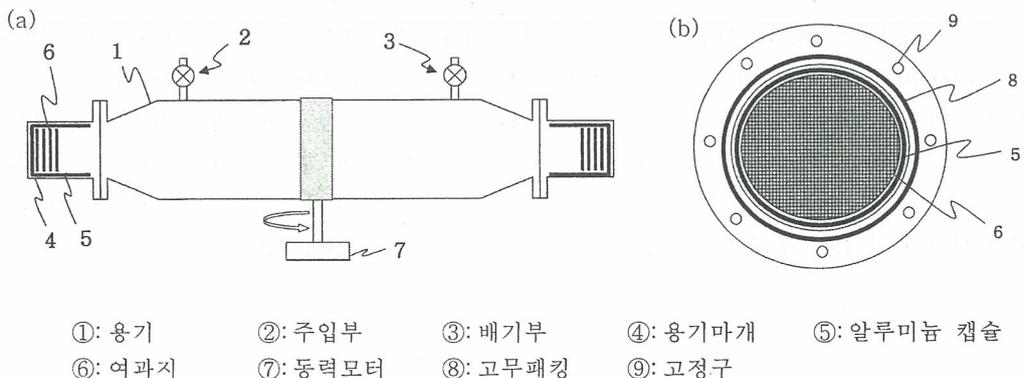


그림 1. (a) 크립톤(Kr-85) 기체폐기물 여과장치의 구성도 (b) 용기마개 단면도

본 여과장치에 대한 구성 및 작동원리 등의 상세한 내용은 본사에서 출원한 실용신안(출원번호: 20-2006-0007073)을 참고하기 바람에 간략히 소개하면 다음과 같다. 본 여과장치는 그림1과 같이 ① 원통형용기, ④ 용기마개, ⑦ 회전동력모터의 3가지 주요장치로 구성되며 ①의 원통형용기는 양단이 개방된 테이퍼(taper)형으로 양단이 개방되고 용기 내부의 공기를 배기하기 위한 배기부와 용기 내부로 기체폐기물을 주입하기 위한 주입부가 부착되며 용기내 공기의 배기는 진공펌프를 사용한다. ④의 용기마개는 용통형용기의 개방된 양단에 부착되는 2개의 마개로서 기체폐기물 여과지의 탈착 및 부착이 가능한 알루미늄캡슐이 내장된 원통형 마개이다. ⑦의 회전동력모터는 상기 원통형용기의 중앙에 고정 연결되어 원통형용기를 회전시키는 장치이다.

기체폐기물 여과방법은 먼저 ①의 원통형용기에 ④의 용기마개를 결합한 후 ③의 배기부를 이용하여 용기내부를 진공시킨 후 ②의 주입부를 이용하여 Kr-85 등의 불활성 기체폐기물을 주입한 후 동력모터로 용기를 회전시키면 Kr-85 등의 불활성기체는 공기(N, O, Ar) 보다 질량이 크므로 ④의 용기마개에 유입되어 용기마개에 장착된 수분 및 불소가 함유된 여과지에 포집된다. 방사성 기체폐기물이 포집된 여과지는 용기마개에서 분리한 후 고체폐기물로 분류하여 처리한다.

여과지는 증류수를 10% 함유시킨 후 불소 기체를 통과시킴으로써 수분과 불소를 함유시키며 수분과 불소를 함유시키는 이유는 크립톤(Kr-85)은 불활성 기체로서 다른 원소와 화학적 결합을 거의 하지 않으나 물(H₂O)에 용해되어 Kr-6H₂O 형태로 존재하거나 불소(F)와 결합하여 KrF₂ 혹은 KrF₄의 분자를 형성하는 화학적 특성이 있으므로 이를 이용하여 크립톤(Kr)을 포집할 수 있기 때문이다. 여과지의 양은 방사성 기체폐기물 내에 포함되어 있는 불활성 기체, 즉 크립톤(Kr-85)의 양에 따라 조절할 수 있다. 통상적으로 방사성 기체폐기물에 포함된 크립톤(Kr-85)의 양은 기체 1cc에 20mCi 이하로서, 전체 기체폐기물 부피의 0.1% 이하를 차지하기 때문에, 일반 실험용 Kr-85 방사성동위원소의 경우 알루미늄 캡슐 내부에 두께가 1mm인 여과지를 3cm 두께로 장착할 경우 용기내부의 Kr-85 기체폐기물의 거의 100% 포집이 가능하다.

구성장치의 크기를 실험용으로 적용하여 역학적으로 해석하면 알루미늄 재질의 원통형용기 [테이퍼(taper)형, 두께: 3mm, 길이: 70cm, 중앙직경: 20cm, 양단 직경: 10cm]에 알루미늄 재질의 원통형 용기마개[직경: 10cm, 길이: 10cm]를 부착하여 회전시키면 여과장치의 회전각속도(ω)는 크립톤(Kr-85)이 받는 원심력과 중력이 같은 경우, 여과장치의 길이가 70cm 중력가속도(g)가 9.8 m/s²이므로 회전각속도(ω)는 약 85rpm 이상이면 여과장치에 기체폐기물의 포집이 가능하다.

본 여과장치는 제작 중에 있으며 상세한 내용은 본사에서 출원한 실용신안 (출원번호: 20-2006-0007073)를 참고하며 이상에서 설명한 바와 같이, 본 고안에 따른 방사성 기체폐기물 여과장치는 방사성 기체폐기물을 수분 및 불소 처리된 여과지가 장착된 용기에 유입시킨 후 회전시켜 상기 방사성 기체폐기물 내에 함유된 불활성 기체를 여과지에 포집함으로써 방사성 기체폐기물의 처리 시간 및 처리 공간을 획기적으로 감소시킬 수 있는 효과가 있다. 본 여과장치를 다른 불활성 방사성 기체폐기물 중 Xe-133에 적용할 수 경우 같은 효과를 얻을 수 있다.

석탄회필터를 이용한 방사성 세습의 포집

신진명, 박장진, 박근일

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150

jmshin@kaeri.re.kr

DUPIC(Direct Use of spent PWR fuel in CANDU) 핵연료 제조과정 중 산화·환원공정(OREOX) 및 소결과정 중에 발생하는 세습 핵종은 핵연료 습식처리에서 발생하는 세습과는 달리 고온조건하 기상에서 방출되므로 이를 안정적으로 포집할 수 있는 석탄회필터가 개발되었다. 제조된 석탄회필터를 한국원자력연구소 DFDF M6 hot-cell 내의 배기체 처리시스템에 적용하기 위해서 예비실험으로서 다양한 세습시약을 사용하여 석탄회와 세습화합물간의 반응특성 및 고온 안정성을 분석한 바 있다. 또한 분말인 석탄회를 필터로 제조하여 기체상 세습을 화학적으로 안정한 형태로 포집하기 위한 공정 변수를 도출하기 위해 석탄회 필터의 포집온도, 유속, 분위기, 세습화합물 변화 등에 따른 제반 포집특성에 대하여 연구를 수행한 바 있다.

이러한 제반 기초실험을 바탕으로 핵연료 제조시설 M6 hot-cell 내의 DUPIC 핵연료 소결장치와 연결된 석탄회필터가 장착한 세습포집장치를 설치하여 석탄회필터의 방사성 세습 포집성능을 확인하는 것이 필요하다. 이를 위하여 석탄회필터를 이용하여 DUPIC 핵연료 소결과정 중 압분체 400g에서 발생하는 기체상 방사성 세습을 포집실험을 수행하였다.

본 실험에 사용된 사용후핵연료 압분체는 연소도 27,300 MWd/tU(G-23-5B)의 사용후핵연료로서 핫셀에서 원격 작업에 의해 산화/환원 공정 및 압분공정 공정을 거쳐 제조되었다. 압분체의 사용량은 400g이었고 이를 환원분위기(4% H₂/Ar)하 1800℃ 소결온도에서 7시간 동안 소결하였다. 압분체 400g에서 발생하는 세습의 발생량 및 방사능량을 ORIGEN2 code를 이용하여 계산한 결과 각각 0.52g, 24.2Ci 이었다. DUPIC 핵연료 소결공정에서 발생하는 방사성 세습을 포집하기 위해서 석탄회필터 충전용 SUS-304 재질의 필터 바스켓을 사용하였다. Fig. 1에 본 연구에 사용된 필터와 필터 바스켓을 나타내었다. Fig. 1의 필터 바스켓 내에 5.8mm(Ø) X 90mm(H) 규격의 석탄회필터를 장착한 후 필터 바스켓과 석탄회필터 사이의 기밀성을 유지하기 위해서 alumina 재질의 고온용 ceramic fiber paper를 사용하여 필터외부를 감쌌다. 장착된 석탄회필터의 압력강하는 142mm/H₂O 이었다. 석탄회필터의 포집 온도는 700℃, 공압 가스 속도는 0.17m/sec 이었다. 소결로에서 발생하는 세습을 포집하기 위하여 세습 포집 필터 층이 장착된 세습 포집장치를 핫셀 내에 설치하였다. Fig. 2에 핫셀에 설치된 세습 포집장치의 모습을 나타내었다. Hot-cell 내에 방사성세습을 포집하기 위하여 설치된 세습 포집장치는 필터 바스켓의 교체 편리성을 고려하여 성능 시험 장치에서 필터바스켓의 분리가 가능하도록 설계되었다. 또한 정확한 반응온도를 측정하기 위하여 필터의 상 단면에 thermocouple를 설치하였고 핫셀 밖 작업구역에 설치된 배기체 처리장치 제어반에서 반응온도를 조절하였다.

Hot-cell내에서 방사성세습 포집 전·후의 세습 필터 바스켓의 감마 방사능 양을 감마 분광 분석기(Gamma-ray Spectrometry System)를 이용 on-line으로 측정하여 방사성 세습 포집효율을 구하였다. 감마 방사능 측정 장치는 고순도 게르마늄 검출기, 증폭기, 다중과고분석기, 고전압 공급 장치, 액체질소 이송장비 등으로 구성되어 있다. 감마 분광 분석기는 검출기로 HPGe (High Purity Germanium) 검출기가 사용되며 증폭범위 2.5에서 1500까지 coarse와 fine gain으로 연속적으로 제어된다. 이를 감마 핵종 측정 장치를 이용하여 방사성 세습 포집 전·후의 필터 바스켓의 감마 방사능 양을 on-line으로 측정하여 석탄회필터의 방사성 세습 포집효율을 분석하였다.

세습 포집실험이 종료된 후 필터의 색은 검회색으로 cold test 시험 결과와 같았으며 필터의 파

손은 없었다. 사용후핵연료(G-23-5B) 400g에서 발생되는 방사성 세슘을 포집한 후 방사성 세슘 포집 후 필터 층을 감마 핵종 측정 장치를 이용하여 필터 층의 바닥부터 상부까지 측정 한 결과 ^{134}Cs 및 ^{137}Cs 의 포집효율은 각각 99.4%, 99.1% 이었다. 필터 바스켓 바닥면부터 상층부까지 거리에 따른 감마 핵종의 방사능 분포를 측정 한 결과를 Fig. 3에 나타내었다. Fig. 3에서 보는 바와 같이 필터 바닥 면부터 상층부까지 갈수록 ^{137}Cs 의 count rate가 감소하였다. 필터의 바닥 면에 많 양의 ^{137}Cs 이 포집되어 있고 상층부로 올라갈수록 점차로 감소하는 경향을 보였다. 따라서 석탄회 필터가 방사성 세슘 포집시 향후 유용하게 이용될 수 있을 것으로 판단된다.

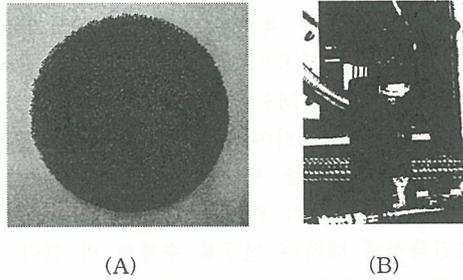


Fig. 1. Photographs of the fly ash filter(A) and filter basket(B).

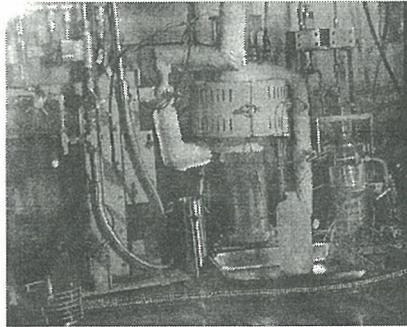


Fig. 2. Photograph of cesium trapping unit in hot-cell.

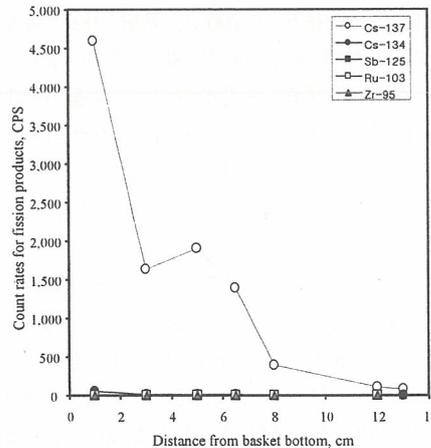


Fig. 3. Count rate for fission products of gamma radionuclides as a function of distance from basket bottom.

붕산함유파라핀 고화체의 노출표면적의 변화에 따른 세습 및 코발트의 침출거동비교

곽경길, 유영걸, 지영용, 김기홍

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

nkkkwak@kaeri.re.kr

중저준위 처분장운영국가에서 널리 활용되고 있는 표준 침출시험법(IAEA, ANS 16.1)을 이용하여 붕산건조분말함유 파라핀 고화체의 노출표면적 변화에 따른 방사성 핵종(^{60}Co 와 ^{137}Cs)의 침출 특성을 살펴보았다. 파라핀고화체는 국내원전의 농축폐액건조설비에 적용되고 있는 붕산/파라핀의 혼합무게비가 3.3/1, H/D=1(D=50,80mm)인 모의고화체를 제조하였고, 침출수로 탈염수(pH = 6.02, L(conductivity) = 1.01 $\mu\text{S}/\text{cm}$)와 합성해수(pH = 8.19, L(conductivity) = 51.0 $\mu\text{S}/\text{cm}$)를 이용하였다. 침출시험은 각 시험법의 시험절차에 따라 수행하였으며, 특히 노출표면적변화에 따른 침출 특성을 비교하기 위해 동일 시험법내에서는 시편의 직경을 변화시켜 시험을 수행하였다. 방사능추적자로는 ^{60}Co 과 ^{137}Cs 을 사용하였으며 제조한 고화체의 초기 방사능량은 시편당 ^{60}Co 인 경우 12.897 ~ 14.444 μCi , ^{137}Cs 인 경우에는 12.949 ~ 14.341 μCi 이었다. 각 침출시험법에서 노출 표면적, 침출교체기간 및 침출수를 변화시켜 얻어진 침출시험 결과에 반무한 침출 확산모델을 적용하여 각 시험법들에 대하여 ^{60}Co 과 ^{137}Cs 의 누적침출분율을 구하여 이들을 상호 비교하였다. 실험에서 파라핀고화체의 ^{60}Co 와 ^{137}Cs 의 누적침출분율은 동일 시험법 내에서는 시편크기 증가에 따라 누적침출분율이 감소하였음을 보았으며, IAEA/ANS16.1에서의 누적침출분율은 ANS16.1 시험법이 IAEA 시험법에 비하여 약 10배정도(Table 1-1참조) 높았다.

Table 1-1. Leaching behavior of ^{60}Co and ^{137}Cs by IAEA/ANS Test Method

Test Method	침출제	직경(mm)	노출표면적 (cm^2)	Cumulative Fraction Leached $\times 100$	
				Co-60	Cs-137
				IAEA	Demi-Water
80	50.84	4.2708	6.4175		
Sea-Water	50	19.44	3.4625		6.1547
	80	50.17	7.0226		9.0885
ANS	Demi-Water	50	115.19	50.9024	56.1334
		80	298.37	36.6467	41.8576
	Sea-Water	50	112.48	58.6053	63.6599
		80	300.74	38.0453	42.4140

(Leached Time = 90 days)

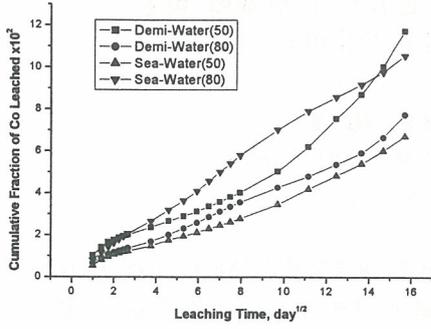


Fig 1. Cumulative Fraction of Co Leached

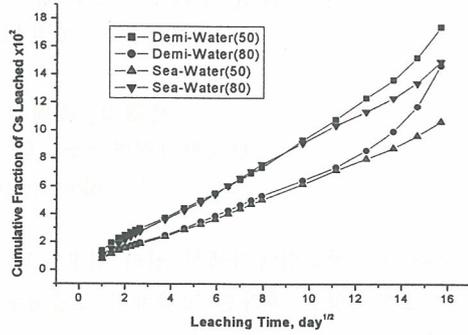


Fig 2. Cumulative Fraction of Cs Leached

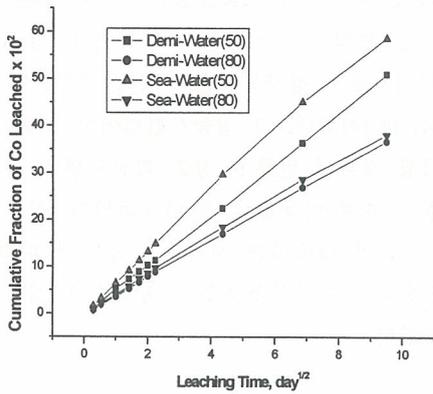


Fig 3. Cumulative Fraction of Co Leached

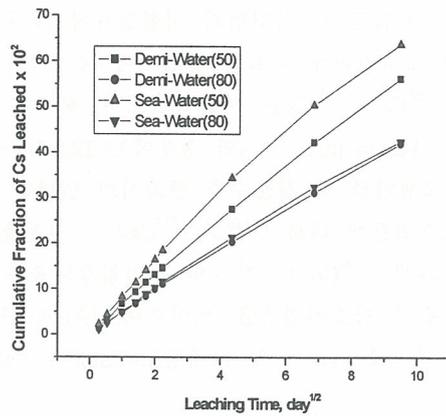


Fig 4. Cumulative Fraction of Cs Leached

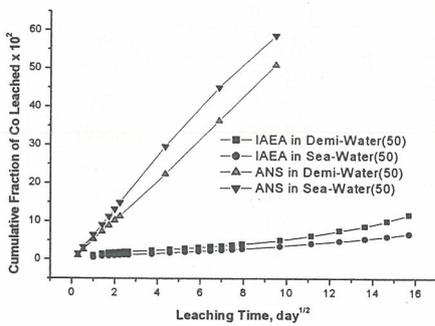


Fig 5. Cumulative Fraction of Co Leached

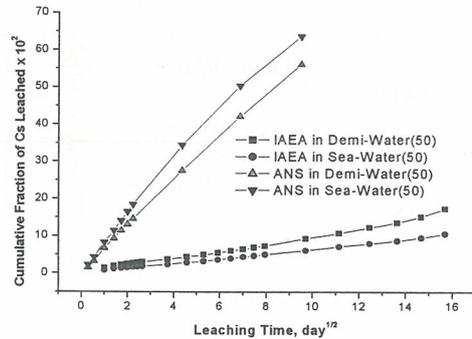


Fig 6. Cumulative Fraction of Cs Leached

염기표면 처리에 따른 입상활성탄의 중금속 흡착

강광철¹, 권수한¹, 김승수², 최종원², 장진석³.¹충북대학교, 충북 청주시 흥덕구 개신동 12번지²한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지³충북지방 중소기업청, 충북 청주시 흥덕구 복대동 418번지

kckang@kaeri.re.kr

본 연구에서는 입상 활성탄에 염기 표면처리에 의한 Pb^{2+} , Cu^{2+} 그리고 Ni^{2+} 이온의 단일 중금속 용액에 대한 흡착 특성을 고찰하였다. 염기 표면 처리용액으로는 1.0 M 수산화나트륨 용액을 사용하였다. 입상 활성탄의 표면특성은 산도-염기도, Fourier transform infrared spectroscopy (FT-IR), X-ray photoelectron spectroscopy (XPS)를 사용하였으며, 비표면적과 기공구조는 77K에서 N_2 등온흡착 방법으로 측정 하였다. 본 실험결과 염기 표면 처리에 따른 입상 활성탄 표면에 carboxylic, lactonic 그리고 phenolic 과 같은 산소를 포함한 관능기가 증가하였다. 이처럼 염기 표면 처리에 의해 증가된 표면 관능기에 따라 염기 표면처리한 입상활성탄이 표면처리하지않은 입상활성탄보다 중금속 흡착능이 증가 하였다. 이 결과로부터 중금속 흡착은 입상활성탄 표면의 관능기에 크게 영향을 받는 것으로 사료된다.

Table1. Results of Boehm titration

	Carboxylic (meq/g)	Lactonic (meq/g)	Phenolic (meq/g)	Acid value (meq/g)	Base value (meq/g)	pH
Untreated- GAC	0.080	0.369	0.169	0.636	1.063	7.79
Basic- GAC	0.010	0.472	0.070	0.552	1.330	8.37

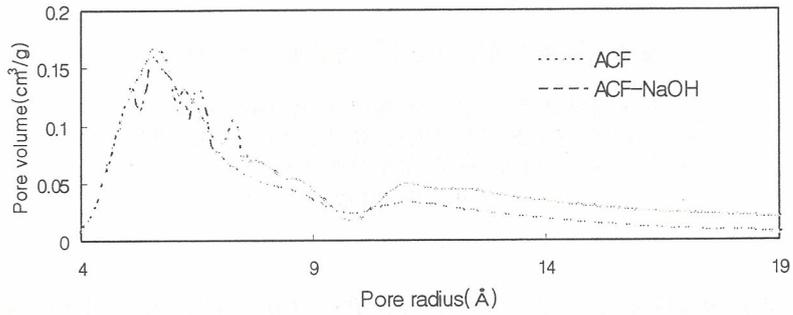


Fig. 1. Pore size distribution of granular activated carbon .

Table2. Surface area and porosity analysis

	S_{BET} (m^2/g)	V_{total} (cm^3/g)	V_{micro} (cm^3/g)	V_{meso} (cm^3/g)
Untreated-GAC	1,100	0.5673	0.2646	0.1449
Basic-GAC	1,105	0.5492	0.2739	0.1909

고온 연소로와 액체섬광계수법을 이용한 활성화탄 시료 중의 ^3H 및 ^{14}C 방사능 분석

김희령 · 정근호 · 강문자 · 이완로 · 조영현 · 최근식 · 이창우 · 홍상범

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

kimhr@kaeri.re.kr

본 논문에서는 고체 시료 중의 ^3H 및 ^{14}C 방사성 핵종을 한 시료로부터 동시에 분석하기 위한 방법을 정립하였으며, 이를 이용하여 발전소에서 사용된 활성화탄 시료 중의 ^3H 와 ^{14}C 방사능을 분석하였다. H와 C의 안정 동위원소들은 원자력발전소에서 필터로 사용되는 활성화탄 등에 많이 함유되어 있으며, ^3H 와 ^{14}C 은 이들 안정 동위원소들의 핵반응에 의하여 생성된다. 그러므로 ^3H 와 ^{14}C 은 중·저준위 방사성 폐기물에 존재할 수 있다. 따라서 원자력발전소의 해체 폐기물을 자체처분하기 위해서나, 중·저준위 방사성 폐기물 처분장의 환경 감시를 위해서도 ^3H , ^{14}C 의 방사능을 측정할 필요가 있다. 이들 방사성 핵종 들을 분석하기 위해서는 시료의 연소 또는 화학적 방법을 통한 전처리 기술을 필요로 한다. 우선 0.1M 질산 용액과 Carbosorb를 각각 20 ml씩 취하여 Bubbler에 넣은 후 고무 튜브를 사용하여 연소로의 석영관과 연결한다. 일정량의 활성화탄 시료를 취한 후 이를 연소로에서 적정 온도로 연소시켜 ^3H 및 ^{14}C 이 질산 용액과 Carbosorb에 의하여 각각 포집되게 한다. 분리 포집된 ^3H 및 ^{14}C 용액을 각각 섬광용액 (Gold star)과 혼합한 후 저준위 액체섬광계수기(Quantlus 1220, Walac)로 방사능을 측정하였다. 모든 측정 시료의 ^3H 및 ^{14}C 계측효율은 소광 정도를 변화시킨 여러 표준용액을 사용하여 측정하였는데 ^3H 및 ^{14}C 의 소광정도(SQP(E))와 계측효율사이의 관계를 그림 1에 나타내었다. 실질적으로 발전소에서 사용된 활성화탄 시료 한 개로부터 동시에 ^3H 및 ^{14}C 방사능 분석을 실시하였다. ^3H 의 농도는 3.1~8.6 Bq/g이었으며 ^{14}C 의 경우는 44.1~86.3 Bq/g으로 검출되었다. 본 실험에서 사용된 활성화탄 시료는 자체처분 농도 제한치인 100 Bq/g 이하임을 알 수 있었다. 결과적으로 고온 연소로와 액체섬광계수법을 이용하여 발전소 활성화탄 시료로부터 ^3H 및 ^{14}C 을 동시에 효과적으로 분석할 수 있었다. 본 연구의 결과는 차후 방사성폐기물의 자체처분을 위한 시료, 또는 중·저준위 방사성 폐기물 처분장의 환경 감시를 위한 시료 중의 ^3H 및 ^{14}C 을 분석하는 데 활용될 것이다.

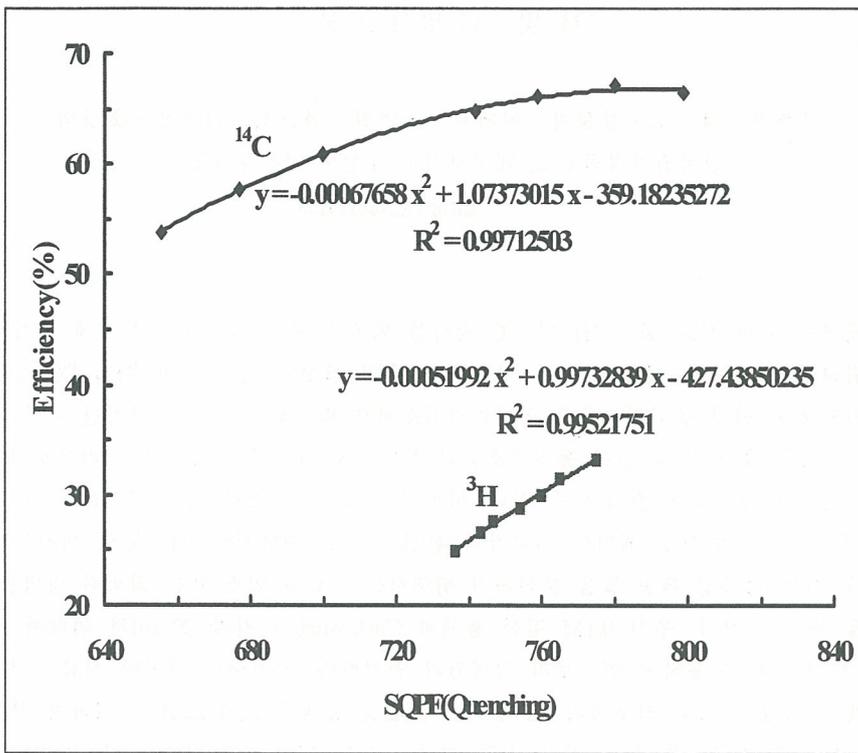


Fig. 1. Quenching curve for ¹⁴C and ³H

Soxhlet 침출시험법을 이용한 방사성폐기물 유리고화체의 침출특성 평가

김천우, 박종길, 황태원

한국수력원자력(주) 원자력환경기술원

대전광역시 유성구 덕진동 150번지

cheonkim@khnp.co.kr

방사성폐기물 유리화(vitrification) 공정을 통하여 발생된 유리고화체는 최종 처분장에서 화학적으로 견고하기 때문에 안정화가 시급한 고준위 방사성폐기물 처리 분야에 1970년대 후반부터 전 세계에서 상업운동을 해오고 있으며 1990년대 이후로는 중·저준위 방사성폐기물 처리에도 적극적으로 적용하기 위하여 노력하고 있다. 유리화란 방사성물질들을 포함한 유해성물질들을 유리구조안에 화학적으로 결합시키고 이 유해성물질들을 환경과 인간에게 영향이 없도록 영구적으로 가두는 환경 친화적인 처리기술이다. 많은 재료 가운데서도 유리가 방사성폐기물의 처리 매질로 선정된 가장 큰 이유는 방사성물질을 환경에 누출시키지 않을 뿐만 아니라 장기적으로 보존하여 중국에는 방사선을 감쇄한 후 자연에 무수히 존재하는 유리고화체로 전환할 수 있기 때문이다. 일반적으로 처분장에 있는 유리고화체는 그 자체만으로도 주변 환경에 대하여 충분한 화학적 안전성을 확보하고 있는 것으로 평가 받고 있다. 따라서 유리고화체에 함유된 방사성물질이 처분장에 스며드는 지하수, 빗물 등으로부터 침출 저항력이 어느 정도인지 검증 및 평가 받을 필요가 있다. 본 연구에서는 국제적으로 인증된 침출시험법인 Soxhlet 시험법을 이용하여 원자력환경기술원이 개발한 중·저준위 방사성폐기물 유리고화체의 침출특성을 평가하였고 고준위 방사성폐기물 유리화에서 적용되고 있는 자료와 그 결과를 비교하였다. Soxhlet 침출시험 수행은 독일 칼스루헤 연구단지내 INE 연구소에서 수행 하였으며 그 결과는 독일 고준위 방사성폐기물 유리고화체 2종과 상호 비교 하였다.

Soxhlet 침출시험 수행에는 원자력환경기술원이 그 동안 개발한 4종(AG8W1, AG8W2, IG1W2, & DG2)의 유리를 적용하였다. AG8W1은 저방사성(RWB) 폐수지와 제올라이트, 가연성잡고체(DAW)가 일정하게 혼합된 폐기물 처리용 유리이며 AG8W2와 IG1W2는 RWB와 고방사성(CVCS) 폐수지, 제올라이트 및 DAW가 일정한 비율로 혼합된 폐기물 처리용 유리이며 DG2 유리는 10여종으로 구성된 DAW를 유리화하기 위해 개발한 유리조성이다. Soxhlet 침출시험은 용출액이 연속적으로 흐르는 기능을 가진 유수형 장치를 사용하는 것으로 일정한 유속조건에서 시험하는 동적(dynamic) 침출시험방법이다. 이 동적 침출시험법은 용출액을 일정한 유속으로 유리고화체에 흘려보내어 시간대별 질량손실이 얼마만큼 발생 하는지를 나타내 준다. Soxhlet 침출시험을 위하여 4종의 유리고화체는 각각 5×5×10mm 크기의 직육면체로 제조되었으며 이를 용기에 넣은 후 98℃의 온도로 일정하게 유지하였다. 그런 다음 증류수를 약 200ml/h의 유속으로 시료에 연속적으로 흐르게 하였다. 시험기간은 1, 3, 6, 10, 17, 30일 동안 수행하였고 각 유리고화체의 시료들은 건조 후 질량손실률을 측정한다. 최종 30일 동안 유리고화체 시료의 질량손실률을 비교해 본 결과(표 1. 참조) DG2 후보유리의 질량손실이 322.4g/m²으로 가장 컸으며 IG1W2는 164.4g/m², AG8W2는 117.2g/m²이며 AG8W1은 106.8g/m²로 나타났다. 각 시간에 따른 질량손실률을 그림 1에 나타내었다. 침출시험 수행결과 독일 고준위방사성폐기물 유리화를 위해 개발한 유리 2종의 결과(GP WAK1 : 150g/m², GG WAK1 : 460g/m²)와 비교 하였으며 원자력환경기술원이 개발한 4종 유리의 화학적 견고성은 유사 하거나 상대적으로 우수함을 알 수 있었다.

표 1. 각 후보유리별 시간대별 질량 손실률(g/m^2 , $g/m^2.d$)

AG8W2			IG1W2		
Time(days)	Weight Loss Rate		Time(days)	Weight Loss Rate	
	(g/m^2)	($g/m^2.d$)		(g/m^2)	($g/m^2.d$)
1	4.05	4.05	1	5.62	5.6
2.96	9.6	3.2	2.96	15.45	5.22
5.8	21.8	3.75	5.8	30.44	5.25
9.67	38.1	3.9	9.67	50.6	5.2
14.54	60	4	14.54	77.74	5.3
20.42	80.2	3.92	20.42	110	5.4
30.3	117.2	3.86	30.3	164.4	5.4
AG8W1			DG2		
Time(days)	Weight Loss Rate		Time(days)	Weight Loss Rate	
	(g/m^2)	($g/m^2.d$)		(g/m^2)	($g/m^2.d$)
1	4.84	4.84	1	14.6	14.6
2.96	11.1	3.75	2.96	42.1	14.2
5.8	21.6	3.74	5.8	85.1	14.7
9.67	35.3	3.65	9.67	134.4	14
14.54	54.7	3.76	14.54	184	12.6
20.42	73.2	3.6	20.42	243.5	11.9
30.3	106.8	3.5	30.3	322.4	11

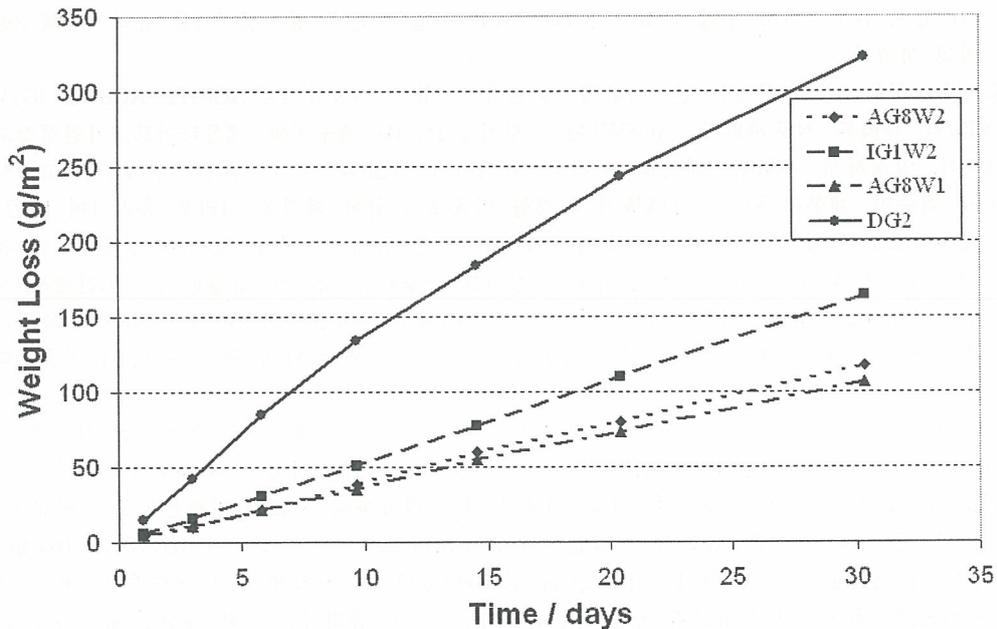


그림 1. Soxhlet 시험법을 이용한 각 후보유리별 시간변화에 따른 질량손실률(g/m^2) 변화 그래프

ISO 침출시험법을 이용한 모의 방사성폐기물 유리고화체의 침출특성 평가

김지연, 김천우, 박종길, 황태원
 한국수력원자력(주) 원자력환경기술원
 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
 cheonkim@khnp.co.kr

수많은 재료 가운데서도 유리가 방사성폐기물의 처리 매질로 선정된 가장 큰 이유는 방사성물질을 지하수 등을 통하여 환경에 누출시키지 않고 장기간 자체 보존할 수 있는 침출에 대한 저항력이 상대적으로 뛰어나기 때문이다. 원자력환경기술원은 원자력발전소에서 발생하는 저방사성(RWB) 및 고방사성(CVCS) 폐수지, zeolite 및 가연성잡고체(DAW)를 유리화하기 위하여 두 가지 후보유리를 개발하였다. 첫 번째 후보유리인 AG8W1은 RWB 폐수지와 제올라이트, DAW가 일정하게 혼합된 폐기물 유리화용 유리이고 두 번째 후보유리인 AG8W2는 RWB와 CVCS 폐수지, 제올라이트 및 DAW가 일정한 비율로 혼합된 폐기물 유리화용 유리이다. 두 후보유리의 성분 및 자체개발 컴퓨터 코드(GlassForm 1.1)로 계산한 주요물성치들을 표 1에 나타내었다. 개발한 두 종류 후보유리의 화학적 특성 평가를 위해서 국제적으로 인증한 침출시험법인 ISO (International Organization for Standardization)를 수행하였다.

표 1. 두 후보유리 조성 및 전산코드로 계산한 주요 물성치

	후보유리	
	AG8W1	AG8W2
SiO ₂	43.14	41.14
알카리 금속	20.44	24.56
B ₂ O ₃	9.97	10.71
Al ₂ O ₃	12.3	12.76
알카리 토금속	6.94	2.33
전이금속	5.57	6.71
기타	1.64	1.79
밀도 (g/cm ³)	2.67	2.65
점도 (poise)†	67	22
전기 전도도 (S/cm)†	0.31	0.66
액상온도(°C)	758	721
7-day PCT(g/m ²)	Si, B, Na, Li : < 2	
미네랄 loading(wt%)	40	20
감용비	84	33

† : 1,150°C에서의 값임

두 후보유리의 침출시험을 실험실적으로 평가하기 위해서 화학약품(raw chemical)을 사용하여 약 600g의 유리 배치(glass batch)를 만들었다. 각 후보유리별 조성에 맞게 조제한 화학약품 배치를 골고루 섞은 후 점토 도가니(clay crucible)에 옮겨 담아 MoSi₂ 발열체 전기로를 이용하여 1,150°C로 가열하고 1,150°C에서 45분간 유지하였다가 꺼내어 석영봉(quartz rod)으로 용융유리를 균질하게 혼합하였고 다시 전기로에 넣어 1,150°C에서 15분 동안 용융한 다음 흑연몰드에 부어 냉각하였다. AG8W1과 AG8W2 후보유리에 대한 용출수 부피 대 봉 형태로 만든 시료 표면적 비인 0.1~0.2m에 해당되는 탈이온 용출수를 시료와 함께 PTFE 용기에 넣고 90°C의 온도에서 시험을 수행하였다. 침출수는 1, 3, 7일, 이후는 주 1회, 6주 이후에는 4주마다 1회 교환하였으며, 후보유리로부터 침출되어 나온 주요원소의 침출률과 누적침출분율(Cumulative Fraction Leached, CFL)

을 평가하였으며 침출액의 pH 변화도 함께 측정하였다. 후보유리의 침출수내 주요성분들의 농도 분석을 위하여 ICP-AES/MS를 이용하였다.

ISO 시험은 603일 동안 수행하였으며 침출액내 pH 변화와 주요원소들의 침출결과를 요약하면 다음과 같다. 시험 초기인 약 90일까지는 용출액이 유리의 변형체와 이온교환반응을 일으켜 알칼리 수산화물을 형성하여 침출액의 pH를 증가시켰으며 pH가 증가하면서 용해속도가 증가하게 되었다. 그 다음 단계에서는 침출된 유리 내부나 표면에 난용성 화합물의 침전에 의하여 유리 침출을 지연시키는 층이 형성되므로 침출률은 감소하게 되었고 pH도 지속적으로 감소하는 경향을 나타내었다. 그림 1에 주요원소(B, Na, & Si)에 대한 누적침출분율을 나타내었다. 분석결과 두 후보유리 모두 B, Na의 누적침출분율은 매우 완만한 기울기를 유지하며 상승하는 곡선이나 유리 구조의 주요골격 구성원소인 Si의 경우는 포화되는 것을 보여줌을 알 수 있었다. 분석결과 침출액 중에 silicic acid의 농도가 감소하지만 다른 원소들의 경우 지속적인 확산은 계속해서 진행되는 것으로 평가되었다.

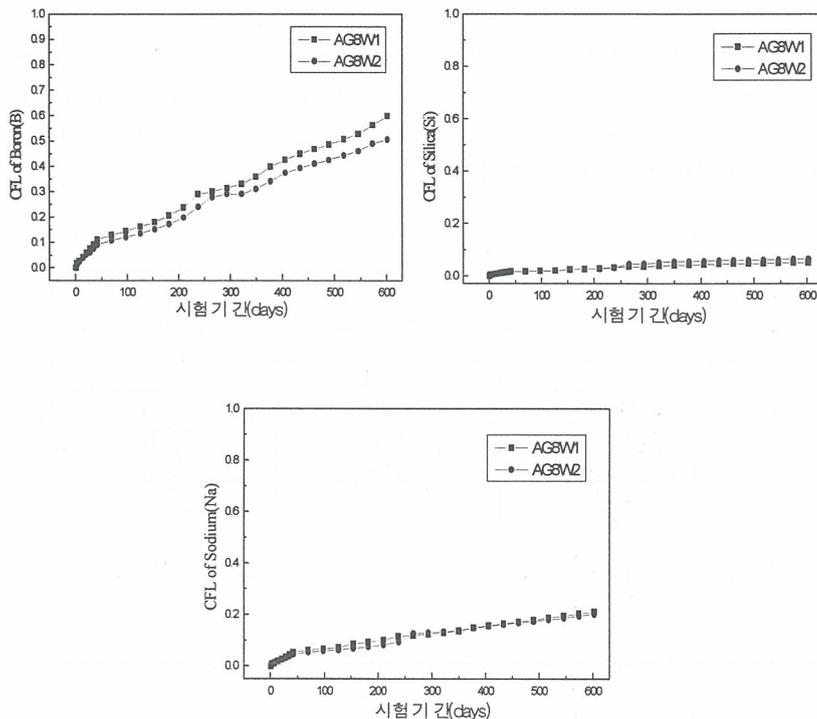


그림 1. 두 후보유리의 주요원소에 대한 누적침출분율

방사성 원소 중 대표적인 두 가지 원소인 세슘(Cs)과 코발트(Co)에 대한 침출특성을 살펴보기 위하여 비방사성 모의 핵종(AG8W1/AG8W2= Cs₂O 0.1/0.1wt%, CoO 0.31/0.42wt%)을 spiking 하여 시험 수행한 결과 침출액 중에서 세슘의 농도는 ICP-MS 검출 하한치(0.01ppb) 이하로 나타나 평가가 불가능 하였으며 코발트의 경우 두 후보유리에서 간헐적으로 침출되었으나 누적침출분율은 주요원소들에 비해 상대적으로 미량(0.002% 이하) 침출된 것으로 나타났다.

저온용융로(CCM) 내부 용융유리 모사를 위한 컴퓨터 코드 개발

김천우, 박종길, 황태원, 정해권*, 하만영*, 류봉기*

한국수력원자력(주) 원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

*부산대학교, 부산광역시 금정구 장전동 산30번지

cheonkim@khnp.co.kr

고주파 유도가열 열원을 사용하여 유리를 용융하는 저온용융로(Cold Crucible Melter: CCM)는 방사성폐기물 유리화용 용융로로 개발되어 물리화학적 품질이 우수한 유리고화체를 생산 하는데 사용되고 있다. CCM은 수명이 반영구적이며 유지 보수 측면에서 매우 용이하므로 상용 설비로의 적용이 크게 기대되고 있다. CCM을 효율적으로 활용하고 CCM의 최적운전 조건 확립과 양질의 유리고화체 획득을 위해서는 CCM 내부 용융유리의 열유동 특성 파악에 관한 보다 정량적이고 가시적인 연구가 필요하다. CCM 내부 유체의 거동 및 온도장을 해석하기 위하여 본 연구에서는 상용 Maxwell 소프트웨어를 이용하였다. 고주파 영역을 상용 Fluent로 계산할 경우 아주 작은 시간간격(time step)을 요구하며 많은 시간과 비용이 소요된다. 그러나 Maxwell은 CCM 내부 용융유리 물성치 및 CCM 섹터 물성치가 결정되면 전기장, 자기장 등의 분포를 예측하는 유용한 소프트웨어이다. Maxwell을 이용할 경우 와전류의 분포를 구할 수 있으며, 유도코일에 주어지는 전류와 전압, 유도코일을 구성하는 금속의 물성치를 이용하여 유도코일 주변에 발생하는 전기장 및 유도 전류를 구할 수 있다. 이를 이용하여 CCM의 유도코일을 모델링, CCM 내부의 자기장 분포를 예측할 수 있으며, 이를 상용 e-Physics 및 Fluent로 전달하여 모사 코드를 완성할 수 있다.

Maxwell을 이용하여 CCM과 유사한 형상에 대해 모델링을 수행하였다. 본 모델링에 사용된 변수 및 물성치는 표 1과 같다.

표 1. CCM 내부 용융유리 모사 변수 및 물성치

변 수	물 성 치
HFG 출력 주파수(kHz)	272
전류(A)	608
비유전율	78/1,000
용융유리 전기전도도(S/cm)	0.125/10
유도코일 높이(mm)	250
CCM 높이(mm)	250/160

모델링 결과를 그림 1에 나타내었다. 그림 1(a)는 전기장의 분포 및 크기를 나타내며 0.01~2.5[V/m]의 범위를 나타내었다. 최대 전기장이 발생하는 지점은 그림 1(b)의 전류장 분포에서 전류장이 가장 큰 지점과 동일하게 나타났다. 전류장의 범위는 1~30[A/m²]로 나타났다. 그림 1(c)는 자기장의 분포 및 크기를 나타낸다. 자기장은 유도코일 근처에서 값이 가장 크고 CCM 중앙부로 갈수록 작아지는 것을 알 수 있었다. 유도코일 근처의 자기장의 크기가 가장 크므로 이 영향으로 인한 저항손실에 의한 열분포도를 예상할 수 있을 것으로 판단된다. 모델링 결과 자기장은 전기장, 전류장과 마찬가지로 중심축을 기준으로 대칭성을 가진다. 자기장의 범위는 1.0×10⁻⁵~2.5×10⁻⁴[T]를 나타내었다. 이때 유도코일에서의 전류방향은 그림 1(d)와 같다. CCM 내부 발생 유도전류는 그림 1(e)와 같이 반대 방향이 됨을 알 수 있었다. 용융유리의 높이를 160mm로

하고 비유전율과 용융유리의 전기전도도를 각각 1,000 및 10S/cm로 변화 시켰을 때 이에 따른 자기장 분포 및 Ohm-loss에 대한 결과는 그림 1(f), 그림 1(g)와 같음을 알 수 있었다. 두 그림에서 상부 즉 절반은 공기영역을 나타내고 있다. 본 모델링 결과 Maxwell 소프트웨어로 CCM에 대한 전자기장을 분석하는데 필요한 변수 및 결과의 타당성 등을 평가 할 수 있었으며 향후 Fluent에서 자기장 입력 시 결과를 정성적, 정량적으로 비교할 수 있는 중요한 입력 자료가 될 수 있음을 알 수 있었다. 본 모델링에서는 CCM 내부 용융유리의 전기전도도는 반영 하였으나 대류현상 및 CCM 수냉각 섹터의 구조는 일단 제외한 상태에서 수행하였다. Maxwell 소프트웨어를 이용한 모델링 해석결과를 살펴볼 때 실제 CCM 내부현상을 모사 가능할 것으로 평가할 수 있었으며 대체적으로 만족할 만한 결과를 얻었다. 따라서 Maxwell 프로그램에서 사용할 수 있는 정확한 자료를 수집, 정리하고 향후 이를 e-Physics 및 Fluent로 전달하여 CCM 내부 용융유리에서 일어나는 제반 현상들을 모사할 수 있는 코드를 완성할 예정이다.

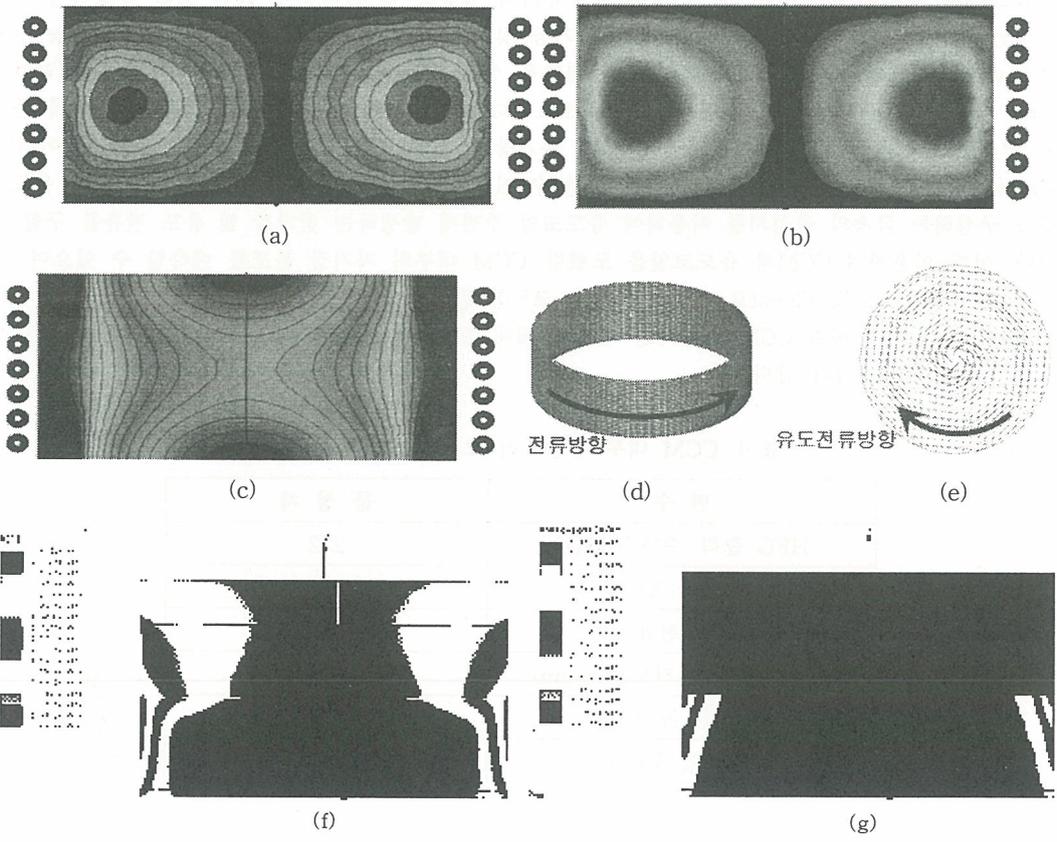


그림 1. CCM 내부 용융유리에 대한 Maxwell 모델링 결과

중·저준위 방사성폐기물 유리화공정에서 금속필터 차압특성

박승철, 김병렬, 황태원, 최중서*, 이충상*, 강병광*

한국수력원자력(주) 원자력환경기술원,

* 현대모비스(주)

중·저준위 방사성폐기물 유리화 공정에서 발생하는 Off-gas 중의 분진을 제거하기 위하여 금속필터의 적용성 시험을 수행하였다. 시험결과 기저차압 관점에서 기존의 세라믹필터보다 안정적으로 운전이 가능하였으며, 기저 압력변화는 유량 150Nm³/hr 기준으로 W1-06 시험에서는 50mmH₂O, W1-07 시험에서는 125mmH₂O, W1-08 시험에서는 150mmH₂O이며, 점차 증가함을 알 수 있었다. 금속 고온필터가 Off-gas에 노출시간이 증가함에 따라 여과속도가 증가한 것으로 나타났다. 이는 유량증가, 여과면적 감소, 잔류 분진층에 의한 차압상승이 원인으로 판단된다. 또한 SMPS를 이용한 고온금속필터 후단 입자크기 분포를 측정된 결과 100~700nm 입자크기 범위에서 높은 count수를 보였으며, 배기체중 분진의 질량농도는 12.78 μ g/m³로 분석되었다. 최근 수행된 3개 시험에서 사용된 필터의 여과면적이 달랐기 때문에 동일선상 비교를 위해 여과 속도별 차압을 분석한 결과 금속필터의 시간간격이 크고 매 시험에서 배기체 노출시간이 짧아서 정상상태(Steady State)도달 여부 확인은 어려웠다.

Table 1. Specification of the Sintered Metal Filter Element

Model No.	SIKA R 3 AS	SIKA R cu 3 AS	SIKA IL 3 AS
Material	AISI 316L	AISI 904L	INCONEL 600
Dimension(L×OD×ID)	1183mm × 60.5 × 54/50		
Thickness(mm)	2mm	2mm	2mm
Support layer membrane	0.2mm	0.2mm	0.2mm
Filtration Area	0.2m ²	0.2m ²	0.2m ²
Porosity(%)	32	32	32
Permeability coefficient	1.8E-12m ²	1.8E-12m ²	1.8E-12m ²
Temperature	540℃	600℃	800℃
Filtration Efficiency(%)	0.3 μ m, 99.9%	0.3 μ m, 99.9%	0.3 μ m, 99.9%
Pulse Pressure	< 12bar	< 12bar	< 12bar

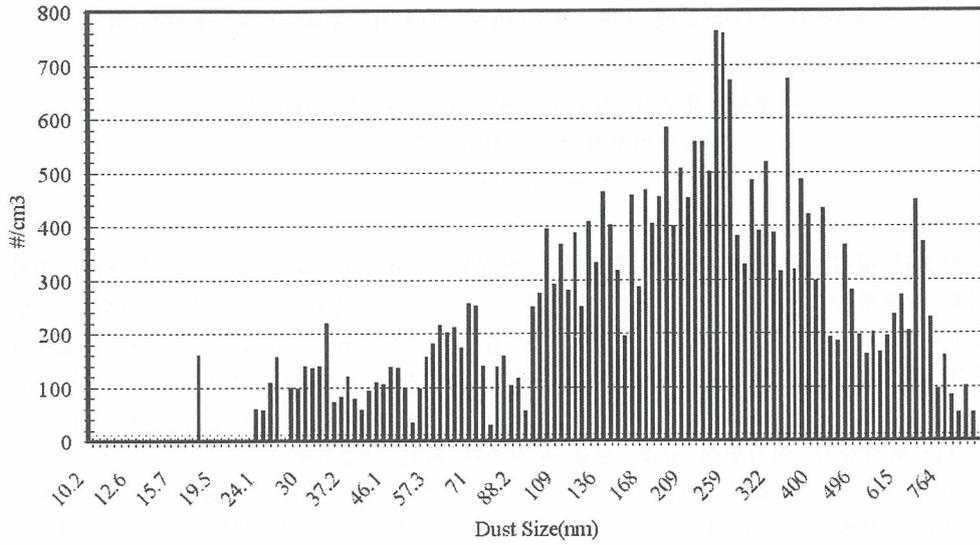


Fig. 1 Number of particle counts Measured by SMPS at the outlet of Metal Filter

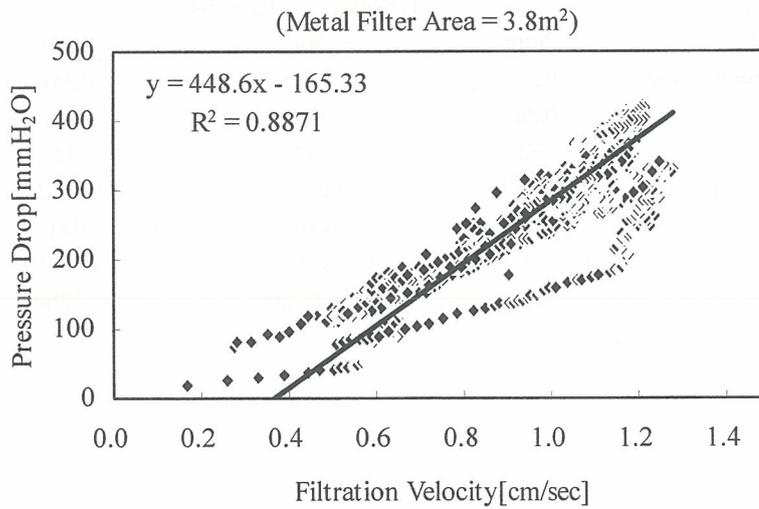


Fig. 2 Effect of the Face Velocity on the Pressure Differential

원전 증기발생기 화학세정폐액 처리용 150kW급 아크 플라즈마 장치 개발

강덕원, 김진길*, 박상훈*, 손욱, 이두호, 한철우*, 황리호*, 이병호*

전력연구원, 대전광역시 유성구 문지동 103-16

*(주)비츠로테크, 안산시 단원구 성곡동 605-2(19BL, 1LT.)

dwkang@kerpi.re.kr

I. 서론

원전 2차측(Secondary-Loop) 증기발생기(SG; Steam Generator)에 침적된 연성·경성 슬러지의 제거를 위한 화학세정시 발생하는 액상폐기물은 증기발생기 세관의 건진성에 따라 수십톤에서 수백톤이상 발생될 수 있다. 이렇게 발생된 액상폐기물은 금속이온의 킬레이트(Chelate)로 사용되는 EDTA (Etheylene Diamine Tetra Aceticacid)가 금속과 착물 형태 또는 반응하지 않은 채로 다량 존재하게 된다. 이들은 화학적으로 안정하여 폐수처리에 사용되는 일반적인 산화분해 공정으로는 처리하기 어려우며, 방사능을 띠는 금속이온들이 함유되어 있어 여과 및 증발 과정을 거쳐 농축 액상폐기물의 형태로 폐기물 저장고에 저장, 보관해 오고 있다. 이러한 조성의 폐액은 처리시 고도의 처리기술과 소요비용 및 처리공간이 요구되는 바, 발전 소 내의 수납공간을 고려할 때 보다 효과적이고 경제적으로 이들을 처리할 수 있는 폐액처리 기술의 개발이 요구되고 있다.

II. 장치 구성

SG 화학세정폐액 처리를 위한 플라즈마 장치는 1) 폐액의 열분해를 위한 플라즈마 챔버, 2) 응축수 포집탱크, 3) 응축수 증발시스템 및 슬러지 건조시스템, 4) 배가스 정화장치 들로 구성되어 있으며, 그림 1은 SG 화학세정폐액 처리용 플라즈마 시스템의 개략적 공정도이다.

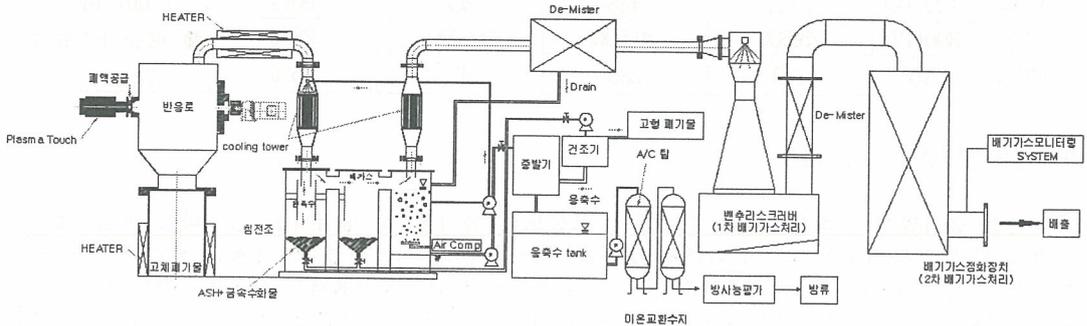


그림 1. 증기발생기 화학세정폐액 처리용 150kWh급 아크 플라즈마 장치

III. 실험결과

1. 유기물 분해효율

원전 SG 화학세정시 발생하는 화학세정폐액을 모사한 폐액(표 1참조)을 이용해 150kW급 아크 플라즈마 장치의 폐액처리 특성을 평가 하였다.

표 1. 모사 화학세정폐액 폐액 조성

수분	유기물		무기물		비중	EDTA 농도
	총탄소	총질소	회분	중금속		
93%	2.5%	0.8%	0.9%	2.8%	1.08	0.18 mol/L

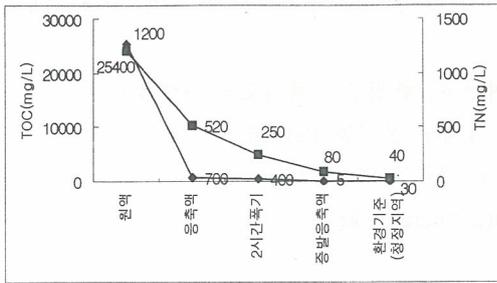


그림 2. 폐액 처리 실험결과



그림 3. 플라즈마처리 응축액의 증발처리 결과

실험결과 150kW급 아크 플라즈마 화학세정폐액처리 장치를 이용한 TOC/TN 제거율은 각각 97.2%, 57% 수준이었으며(그림 2참조), 이때의 EDTA 물질의 분해율은 100%로 나타났다. 응축수에 함유된 TN 성분은 520ppm이었으며, 2시간 동안 pH 12에서 탈기한 결과 약 52%의 제거효율을 보였다. 본 연구에서는 필터시스템 및 미처리 유기물 분해 시스템을 대처할 수 있는 증발기 시스템을 도입하여 그 처리효율을 평가하였다. 실험결과 증발기를 통해 발생하는 응축수의 수질은 TOC/TN 각각 5ppm, 80ppm으로 매우 안정적인 수질을 얻을 수 있었다(그림 2, 3참조).

2. 배가스 중 유해가스 처리효율 평가

폐액처리시 발생하는 배가스 처리효율 평가결과는 표 3과 같다. 배가스의 농도를 분석한 결과 NOx, CO 및 HCN 가스 저감을 위한 추가 설비가 필요할 것으로 판단된다.

표 3. 각 공정별 배가스 정화 효율 평가

구분 항목	기준치 (ppm)	측정 부위별 결과(ppm)				비 고
		반응챔버 내부	열교환기 후단	스크리버 후단	스크리버 효율	
NOx	150(12)	17,520	13,825	1,914	86%	● 배출가스량 : 120m ³ /hr
SOx	100(12)	1,217	446	43	90%	
CO	300(12)	25,500	30,500	22,000	28%	● 배출가스유속 : 0.74m/s
HCN	10	249	286	43	85%	

IV. 결론 및 향후 연구 계획

원전 증기발생기 화학세정시 발생하는 고농도의 유기물 및 중금속을 함유하는 액상 폐기물 처리를 위해 150kWh급 아크 플라즈마 장치를 이용하여 그 처리특성 및 효율을 평가하였다. 유기물 2.5%, 질소 0.8%, 중금속 2.8%를 함유한 증기발생기 화학세정폐액을 이용한 폐액처리 실험결과 150kW급 장치는 평균 75L/hr의 처리효율을 나타내는 것으로 나타났으며, 그때의 유기물, 질소의 제거 효율은 각각 97%, 52% 수준으로 나타났으며, 최종 증발기 시스템을 도입함으로써 만족할 만한 방류수 수질을 얻을 수 있었다. 향후 미처리된 배가스의 NOx, CO, VOCs 및 HCN 처리를 위한 배가스 정화장치를 추가로 설치하여 유해가스를 환경배출기준 이하로 관리할 계획이다.

V. 참고문헌

1. 산업자원부, [복합플라즈마를 이용한 난분해성 액상폐기물 처리 기술] 보고서, 2005. 8.
2. National Low-Level Waste Management Program, Commercially Available Low-Level Radioactive and Mixed Waste Treatment Technologies, DOE/LLW-240, October 1996

울진 중·저준위 방사성폐기물 유리화설비 설계 특성

양경화*, 지평국, 신상운

한수원 원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

khyangbb@khnp.co.kr

울진 원전에서 발생하는 가연성 중·저준위 방사성폐기물을 유리고화하기 위한 유리화 설비 설계를 2004년에 착수하였다. 본 설비는 처리용량이 18~20kg/h로써, 울진 원전에서 발생하는 저준위 폐이온교환수지 및 가연성 잡고체를 처리할 목적으로 울진 5,6호기 방사성폐기물처리건물 내에 건설되고 있다.

유리화 처리 후 생성되는 폐기물 용융고화체는 국외 고준위 폐기물 유리고화체에 대한 내구성 요건을 충족시키고, 공정에서 배출되는 폐액 및 배출가스는 관련 배출 규정을 충분히 만족할 수 있도록 설계하였다. 유리화설비 설계를 위한 기본 자료는 '99년부터 대전 실증시설에서 수행한 비방사성 실증시험 결과를 활용하였다. 또한, 실증설비와는 달리 울진 유리화설비에 처음 적용되는 설계 사항은 실증설비에서 사전 실험을 수행하여 설계를 검증함으로써 신뢰성을 제고하였다.

울진 유리화시설에는 방사성 물질 처리를 위한 차폐 및 방호 개념을 설계에 반영하였으며, 원전 설계 기준을 바탕으로 구조물 및 기자재에 대해 품질 등급을 적용하였다. 설비의 연속 운전과 안전성 확보를 위해 필터, 배기팬 등의 주요 기기는 다중으로 설치되도록 하였으며, 사고 또는 비정상 운전시에 대비하여 독립적으로 운영될 수 있도록 하였다. 또한, 방사선 방호를 위해 각 설비의 예상 방사선량에 따라 4개의 방호구역으로 분리하여 기기를 배치하고, 작업자가 4대의 원격조정기를 사용하여 운전할 수 있도록 하였다. 유리화시설은 기존 발전소 내에 설치되기 때문에 발전소의 운전과 안전성에 미치는 영향을 최소화하기 위해 독립적으로 운영할 수 있도록 설계하였다. 또한, 유리화설비에 필요한 질소 및 탈염수 등 유틸리티는 울진 원전의 설비 용량을 고려하여 공유하여 사용할 수 있도록 하였다.

폐기물 유리화 처리를 위한 주공정은 폐기물을 분쇄, 압축, 공급을 위한 전처리 및 공급 계통, 고온에서 폐기물 용융을 위한 용융로 계통, 용융로에서 발생하는 배기가스를 배출기준치 이내로 처리하기 위한 배기체처리계통 등으로 구성하였으며, 상기 주공정을 운전하기 위한 보조 계통으로 고화체 취급계통, 2차 폐기물 처리계통, 방사선감시계통, 화재방호계통 등을 설계하였다.

유리화설비 건설을 완료한 후에는 비방사성 및 방사성 성능시험을 통해 최종적으로 성능과 안전성을 입증할 예정이다. 운영인허가를 취득한 후 상용설비로서 원전 발생 폐기물을 처리할 경우에는 폐기물 처분 안전성과 감용비를 크게 제고할 수 있을 것으로 기대된다.

(TBP-TOA)/NDD-다성분 혼합추출 계에서의 Tc, Np 및 U의 선택적 분리

이일희, 임재관, 김광욱, 정동용, 문재권, 양한범

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

실험액 수준의 21성분계 모의용액(Np 산화제 0.005M K₂Cr₂O₇ 함유)을 대상으로 (TBP-TOA)/NDD에 의한 Tc, Np, U의 산화 공추출과 공추출 유기상으로부터 강질산에 의한 Tc의 역추출, AHA에 의한 Np의 환원 역추출 및 약질산에 의한 U의 역추출 등을 각각 고찰하였다.

1. 제 3상 [(30% TBP- x% TOA)/NDD-1M HNO₃ 추출 계]

TOA, [%]	0	0.1	0.3	0.5	1
Zr, [M]	1.0E-05	1.0E-05	1.0E-05	1.0E-05	1.0E-05
	1.0E-04	1.0E-04	1.0E-04	1.0E-04	1.0E-04
	1.0E-03	1.0E-03	1.0E-03	1.0E-03	1.0E-03
	1.0E-02	1.0E-02	1.0E-02	1.0E-02	1.0E-02

2. 질산 추출

Fig. 1은 (30% TBP-x% TOA)/NDD계에서 수용상의 질산농도 변화에 따른 유기상 내 질산 농도로 초기 질산농도 증가에 따라서 추출이 증가하고 있다. 이는 TBP 및 TOA에 의한 질산 추출이 각각 $H^+ + NO_3^- + TBP \rightleftharpoons (HNO_3)TBP$ 및 $H^+ + NO_3^- + TOA \rightleftharpoons (HNO_3)TOA$ 로, [H⁺] 농도 증가에 따라 질산의 추출이 증가한다. 그리고 TOA가 첨가되는 경우가 TBP 단독 보다 추출이 많은데 이는 TOA에 의한 질산 추출에 기인한다.

3. Tc, Np 및 U의 공추출

가. Tc 추출

Fig. 2-(a), (b)는 30% TBP/NDD 및 (30% TBP-0.5% TOA)/NDD에 의한 수용상 (Np의 산화제로 0.005M K₂Cr₂O₇ 함유) 내 질산농도 변화에 따른 각 원소의 추출율이다. Tc의 경우 특히 질산농도 1M 이하에서의 추출 거동이 서로 상이하다. 30% TBP의 경우 0.8M 이하에서는 질산농도 증가에 따라 추출율이 증가하다가 1M 이상에서는 감소하는 데 반하여, (30% TBP- 0.5% TOA)의 경우는 질산농도 증가에 따라 감소하고 있다. Fig. 3과 4는 질산농도 1M, (30% TBP-x% TOA)/NDD 및 (x% TBP-0.5% TOA)/NDD 계에서 TOA 및 TBP의 농도 변화에 따른 각 원소의 추출율이다. Tc의 경우 추출제(TOA, TOA)의 농도 증가에 따라 증가하고 있다. 그리고 본 연구와 같이 U의 함유량이 적고, 산도가 낮은(1M 정도) 영역(Zr의 추출 무시)에서의 Tc의 추출 반응은 $H^+ + TcO_4^- + 3TBP_f \rightleftharpoons (HTcO_4)3TBP_f$, $(HNO_3)TOA + TcO_4^- \rightleftharpoons (HTcO_4)TOA + NO_3^-$ 이 지배적이다.

나. Np 추출

Fig. 2-(a), (b)에서의 Np의 산화 추출은 Tc과는 다르게 거동하며, 30% TBP 및 (30% TBP- 0.5% TOA) 모두 질산농도 증가(NO₃⁻ 농도 증가)에 따라 증가하고 있으며, Fig. 3의 TOA 농도 변화에 따라서는 거의 변화하지 않아(Np의 추출율=87±2%), Np의 산화 추출이 TBP에 의해 주도되는 $NpO_2^{2+} + 2NO_3^- + 2TBP_f \rightleftharpoons NpO_2(NO_3)_2 \cdot 2TBP_f$ 로 추출됨을 알 수 있다. 그리고 TBP 농도 증가에 따라 Np(+6)의 추출율이 증가 되는 Fig. 4의 경우는 TBP 농도 증가에 따라 [TBP]_f가 증

가한 데 기인한다.

다. U 및 기타 핵종 추출

Fig. 2-(a), (b)에서 보는 바와 같이 U의 추출 또한 Tc과는 추출 거동이 다르지만, Np(+6)와는 산화가 상태가 동일하여 유사한 추출 거동을 보이고 있다. 30% TBP 및 (30% TBP-0.5% TOA) 모두 질산농도 증가(NO₃⁻ 농도 증가)에 따라 U의 추출율이 증가하고 있으나, Fig. 3과 같이 TOA 농도 변화에 따라서는 거의 변화하지 않아(U의 추출율=89±2%), U(+6) 또한 Np(+6)과 같이 TBP에 의해 주도되는 $UO_2^{2+} + 2NO_3^- + 2TBP_l \rightleftharpoons UO_2(NO_3)_2 \cdot 2TBP_o$ 로 추출됨을 알 수 있다. U(+6)과 Np(+6)의 추출 거동의 차이점으로는 U이 Np보다 다소 높은 추출율을 보이고 있다는 점이다. 이는 TBP에 대한 추출능이 $UO_2^{2+} > NpO_2^{2+}$ 으로 U-TBP 간의 친화력이 Np-TBP 보다 상대적으로 강한테 기인한다. 그리고 Fig. 4와 같이 TBP 농도 증가에 따른 U(+6)의 추출율 증가는 TBP 농도 증가에 따라 [TBP]_o가 증가한 데 기인한다. Tc, Np 및 U를 제외한 기타 원소는 TBP 및 TOA에 대한 분배계수 값이 본질적으로 적어 모두 10% 이하로 공추출 되었다. 이는 실제의 연속식 다단 추출장치를 이용한 공추출 시 세정 과정을 통해 충분히 제거할 수 있어, 이들 핵종이 Tc, Np 및 U의 공추출에 미치는 영향은 거의 없을 것으로 보인다.

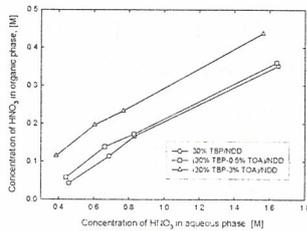


Fig 1 Nitric acid isotherms in 30% TBP-x% TOA/ND system

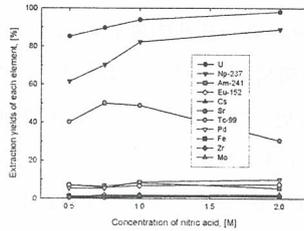


Fig 2-a Extraction yields of each element with nitric acid concentration in 30% TBP/ND xM HNO₃ system

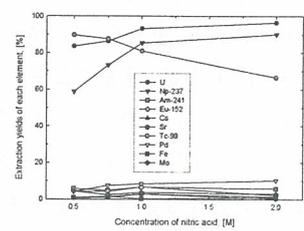


Fig 2-b Extraction yields of each element with nitric acid concentration in (30% TBP-0.5% TOA)/ND xM HNO₃ system

4. Tc, Np 및 U의 선택적 역추출

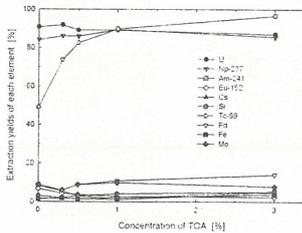


Fig 3 Extraction yields of each element with TOA concentration in (30% TBP-x% TOA)/ND-1M HNO₃ system

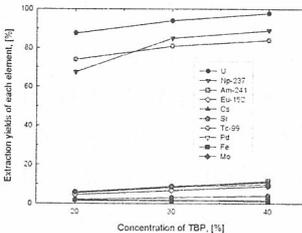


Fig 4 Extractors yields of each element with TBP concentration in (x% TBP-0.5% TOA)/ND-1M HNO₃ system

분리계수		Tc 99, (5M HNO ₃)	Np-237, (0.1M AHA)	U, (0.01M HNO ₃)	
U	U	1,095	1,046	1	
	TRU	Np 237	670	1	1
		Am 241	0.02	0.4	6.1
RE	La	0.4	0.1	5.8	
	Ce	0.4	0.4	3.6	
	Nd	0.2	0.4	6.1	
	Sm	0.1	0.1	6.9	
	Eu 152	0.1	0.1	0.1	
	Y	0.1	0.1	0.1	
Cs Sr	Cs	3,728	5,784	0.1	
	Sr	139	666	0.1	
	Ba	842	4,622	0.1	
Pt	Tc 99	1	105	3,712	
	Re	1.1	480	2,882	
	Ru	43	494	317	
	Pd	0.4	94	7.9	
TE	Na	223	1,070	13	
	Ni	8,574	4,084	0.1	
	Fe	3,419	3,851	0.1	
	Zr	-	-	-	
Mo	191	1,317	1,411		

수소동위원소의 Pd합금 투과막 운전 특성

정홍석 · 김광락 · 이민수 · 백승우 · 심명화* · 임성팔 · 안도희

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

*과학기술연합대학원대학교, 대전광역시 유성구 어은동 52번지

방사성 동위원소인 트리튬 오염물질은 핵확산저항성 핵연료주기공정, 중수형 원자로와 트리튬을 활용하는 첨단시설 등의 국내 원자력 산업에서 기체, 수용액 및 유기상의 다양한 화합물 형태로 발생되며, 원자력의 국민 수용성 확보를 위해서 ALARA 개념으로 안전하게 처리되어야 한다. 특히 삼중수소수 등의 오염물질을 재활용하거나 환경으로 방출을 억제시키기 위한 트리튬의 제거 및 분리 기술의 확보는 국민 보건 향상과 트리튬 응용제품을 수출산업으로 육성할 수 있는 기반 기술 조성에 필수적이다.

이러한 삼중수소수를 처리하기 위한 CECE (Combined Electrolysis and Catalytic Exchange, 전기분해 촉매교환결합) 공정은 삼중수소수(HTO)로부터 트리튬을 HT형태로 제거하는 경제적인 공정이다. CECE 공정은 수소동위원소 교환탑, 전기분해조와 투과막으로 구성되어 있다(Fig. 1). 교환탑에서 농축된 삼중수소수는 전기분해되어 삼중수소화 된다. 이 삼중수소에는 수분과 산소 등 불순물이 있다. 투과막은 수소동위원소만 선택적으로 분리 통과시킨다. 이와 같이 불순물이 제거된 삼중수소(HT)는 Ti 스펀지에 안전하여 저장된다. 본 논문에서는 삼중수소 정제를 위한 Pd합금 투과막 운전특성을 분석하여 향후 본격적인 삼중수소수 처리공정 개발에 대비하고자 한다.

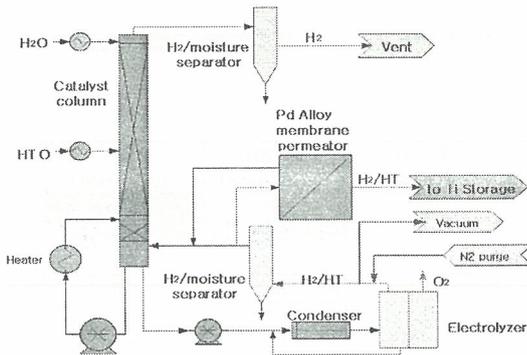


Fig. 1. Pd alloy membrane permeator system

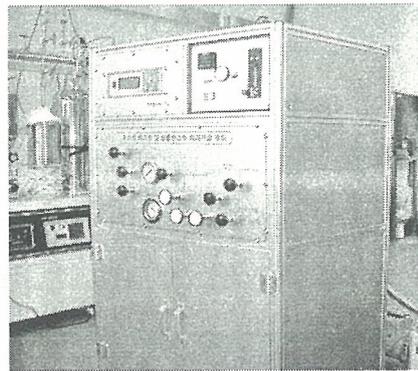


Fig. 2. Experimental apparatus

본 연구에서 제작한 투과막 장치(Fig. 2)의 운전절차는 다음과 같다. 가동 전, 산소 제거를 위해 막의 양측을 진공화 한다. 진공화가 퍼징 보다 효과적이다. 수소 주입은 막의 온도가 $400 \pm 25^\circ\text{C}$ 일 때 시행한다. 히터 가열 전이나, 가동 후 수소가 투과막에 남아 있으면 막이 손상된다. 히터 가열 시 막의 열용량 최소화를 위해, 400°C 까지의 승온 시간을 45분 이상으로 한다. 막의 온도가 400°C 가 되면 비로소 feed 가스를 서서히 주입한다. 투과막의 성능은 400°C 에서나 425°C 에서 거의 같으므로 400°C 보다 높은 온도에서 운전할 이유가 없다. 그러므로 투과막 운전온도는 400°C 로 설정하고, 실제 운전은 유량에 따라 $375 \sim 425^\circ\text{C}$ 범위에서 수행한다. 투과막 장치 운전 중 가장 중요한 사항은 수소 안전임. 수소는 공기 중, 4~75% 농도일 때 연소된다. 수소는 공기 중, 18~59%

농도일 때 폭발하고 공기 중 자동 점화 온도는 500℃임. 200mA@24VDC의 매우 약한 전기 방전에 점화되므로 수소의 유출에 각별히 주의한다.

본 연구에서 제작한 투과막 장치에서의 투과효율 측정을 위해 고순도 질소를 이용하여 다음과 같이 시스템을 시험 가동하였다. 시스템 진공화, 퍼지를 10회 반복한 후, 고순도 질소 퍼지 상태를 유지하면서, 상온에서 45분에 걸쳐 서서히 투과막을 400℃까지 가열하였다. Bleed valve를 서서히 잠금으로 고순도 질소 공급압을 2kg/cm² 까지 올릴 수 있었다. 수소 주입 및 MFC 유량 조절을 위해, MFC 별로 최대유량을 MFC readout box에 입력하였다. 본 연구에서 제작한 투과막 장치에서의 투과효율은 당초 질소분위기에서로부터 고순도 수소를 사용하여 측정하였으며, 실험 종료 시는 질소 퍼지 및 진공화를 반복하여 계통을 안전하게 가동 중지하였다. Feed 수소 압력(6.5~9.6kg/cm²)과 유량(0.3~0.5SLPM), 그리고 bleed 유량(20~100cc/min) 등 운전조건을 변화시키며 실험을 수행하였다.(Table 1) 기체 성분은 Hiden Analyser HPR20 모델의 질량분석기로 분석하였다. 초고순도의 수소 생산이 확인되었으며, 향후 전해조 연계 투과막 성능(Fig. 3) 실험을 통해 CECE 공정에 의한 삼중수소수 처리기술 실증자료를 생산하고자 한다.

시험운전절차	시험 운전 조건
가동 전	투과막 양측 라인 진공화 및 고순도 질소 퍼지 5회 반복
히터 가동	고순도 질소 분위기에서 투과막을 45분에 걸쳐 400℃로 승온
feed 주입	feed 수소가스를 0.3~0.5SLPM 주입하여 6.5~9.6kg/cm ² 되게 함
bleeding 시작	bleed는 10~90cc/min 되게 밸브를 열
순수 수소동위원소 생산	생산된 초고순수 수소를 질량분석기로 실시간 분석
가동 중지 절차	순수 수소 밸브, feed 밸브, bleed 밸브를 잠금
진공화	투과막 양측 라인 진공화 및 고순도 질소 퍼지 5회 반복
가동 중지	히터 전원 차단

Table 1. Operation procedure

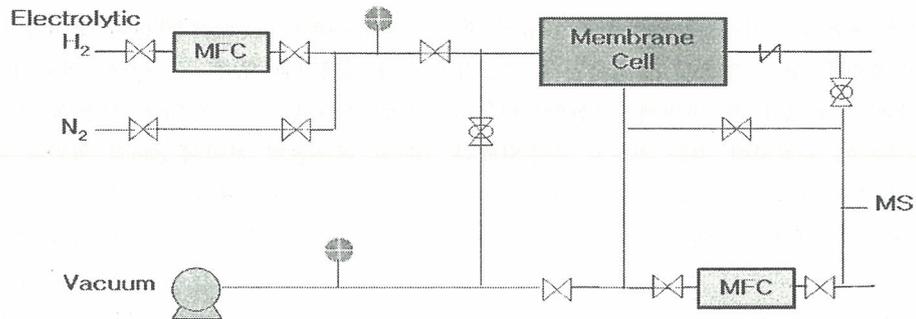


Fig. 3. Electrolytic hydrogen supply

감사의 글: 본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었음.

겔화반응을 이용한 방사성 염폐기물의 안정화/고형화

박환서, 김인태, 김환영, 김준형

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

hspark72@kaeri.re.kr

사용후 핵연료 내 우라늄 및 초우란 원소 회수공정에서 발생하는 금속염화물로 이루어진 폐용융염은 직접적인 유리화나 세라믹고화가 대단히 어려우며 이에 대한 새로운 고화방법의 개발을 필요로 한다. 미국 ANL에서 제안된 제올라이트를 이용한 폐용융염의 처리방법은 현재까지 적용 가능성이 가장 높은 방법으로 고려되고 있다. 높은 처분 안정성을 가지는 반면에 낮은 waste loading과 상대적으로 고온에서 전처리 과정이 진행되므로 인해 공정이 상대적으로 복잡한 단점을 가진다. 본 연구팀은 공정단순성과 처리효율성을 높이는 방법으로 GRSS (Gel-Route Stabilization/Solidification)법을 제안하였다. 이 방법은 sodium silicate를 겔화물질(gelling agent)로, 인산을 겔화촉매/안정화제(catalyst/stabilizer)로, aluminum nitrate 또는 chloride를 특성향상제(promotor)로 이루어진 겔화물질계를 이용하여 염화물 용액에 부가하여 겔화 및 건조시킨후, 선택된 유리분말과 혼합하여 열처리함으로써, 열적, 수화학적으로 안정한 고화체를 제조하는 공정으로 이루어져 있다. 본 연구에서는, 임의의 조성을 가지는 붕규산 유리조성 및 규산 알루미늄 유리조성에 대해, 혼합비와 처리량을 변화시켜 얻은 monolithic waste form의 내구성을 PCT법으로 평가하였다.

90 wt%의 LiCl은 주로 Li_3PO_4 로 전환되었으며, 유리조성에 의존하여 $10^{-2}\sim 10^{-1}\text{g/m}^2\cdot\text{day}$ 의 침출속도를 나타내었다. Cs 및 Sr은 주로 aluminosilicate 화합물로 존재하며, 유리조성에 큰 영향을 받지 않으며 Cs는 $10^{-3}\sim 10^{-2}\text{g/m}^2\cdot\text{day}$ 를, Sr은 $10^{-4}\sim 10^{-3}\text{g/m}^2\cdot\text{day}$ 의 침출속도를 보였다. 유리의 종류 및 조성에 대한 의존성은 각 원소종이 포함된 결정상과 유리와의 compatibility와 상대적인 존재량에 따라 영향을 받는 것으로 유추하였다. 즉, 붕규산 유리매질의 경우, 존재량이 많은 Li_3PO_4 는 유리매질과 상용성이 큰 반면에, 규산알루미늄화합물로 존재하는 Cs나 Sr은 사용된 유리매질의 양에 의존하여 차폐되어 지는 것으로 유추되었다. 16g의 폐용융염 처리에 84g의 첨가물(유리매질과 겔화물질)을 이용하여 Cs의 휘발을 제어하며 내구성이 높은 고화체를 만들 수 있었다. 이는 폐용융염 8g의 처리에 약 92g의 첨가물(제올라이트와 유리매질)을 필요로 하는 ANL의 제올라이트법에 비해 약 2배이상의 처리효율을 가지는 것이다. Cs 및 Sr의 내침출성은 ANL에 상응하거나 그보다 높은 값을 나타내었다. 이상의 결과로부터, 본 연구팀에서 제안된 폐용융염의 안정화/고형화를 위한 GRSS법은 매우 간단한 공정을 통하여 금속염화물이 가지는 휘발특성 및 고화매질에 대한 제한성을 제거함으로써, 보다 높은 처리효율과 높은 안정성을 가질 수 있음을 확인하였으며, 향후, 심도 있는 검증연구를 통하여, 미국의 ANL에서 제안된 제올라이트법에 대한 대안으로 고려될 수 있을 것으로 판단된다.

염폐기물 고화체 제조에 있어 유리첨가 유무에 따른 결정상 변화

김정국, 이재희, 김환영, 김인태

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

jungkim@kaeri.re.kr

한국원자력연구소에서 개발되고 있는 사용후 핵연료 건식처리공정의 하나인 전해환원단계에서 발생된 폐LiCl-Li₂O 용융염을 안정화하여 처분장에 수용 가능한 고화체로 만드는 기술이 연구 중이다. 염폐기물은 Cs, Sr, Ba 및 Y과 같은 고방열성 핵분열 생성물을 다량 함유하는 염화물계로 고준위폐기물 고화체 제조 시에 사용되는 유리에 거의 용해되지 않기 때문에, 유리화하기 전에 제올라이트 4A에 내포시키는 처리를 거친다. 용융염폐기물과 제올라이트를 혼합하면 제올라이트의 세공내로 방사성핵종과 염(chloride) 성분이 들어가게 된다. 이렇게 제조된 염내포제올라이트(salt-loaded zeolite; SLZ)를 고온에서 열처리하면 세공의 입구가 훨씬 더 작은 Na-계 소달라이트로 결정전이되어, 결국 핵종은 세공 내에 갇히게 되고 염은 소달라이트의 결정구조의 일부가 방식으로 핵종이 고정된 매우 안정한 고화체가 얻어진다. 이러한 염폐기물 고화체 제조기술을 개발하려는 지난 몇 년간의 연구를 통해, LiCl 염폐기물을 세라믹 고화체로 만드는 적정 조업조건을 구하였다. 즉, LiCl 염폐기물 / 제올라이트 4A의 혼합비가 약 0.1 - 0.3이 되도록 V-형 블랜더에서 650 °C에서 혼합시켜 SLZ를 만들면, 이들의 결정상은 Li-A나 NaCl이 주종을 이루고 Li-계 소달라이트가 약간 생성된 상태가 된다. 이를 915 °C의 전기로에서 열처리시키면 Na-계 소달라이트가 주종으로 결정전이가 일어나는 것이다. 이 과정에서 미국 ANL은 SLZ에 Borosilicate계 Glass frit를 혼합하여 열처리를 통한 결정전이과정과 고화(consolidation)를 동시에 수행한다. Glass frit를 첨가하지 않고 고온 열처리과정을 진행시키면 Na-계 소달라이트로의 결정전이가 일어나는 적정 혼합범위가 약간 달랐다. 이러한 이유는 Glass frit가 첨가됨으로 열전달이 느리게 일어남으로 Cl-이온이 Na-계 소달라이트의 격자로 원활히 들어가지 못하기 때문으로 보인다.

전해정련 Mock-up 장치 system 설계 및 장치구성

우문식*, 황성찬, 이병직, 강영호, 권상운, 안병길, 이종현, 박성빈,

유계형, 심준보, 김응호

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

krs@kaeri.re.kr

장수명핵종을 소멸처리하기 위하여 전해정련법으로 우라늄 및 초우라늄(TRU)을 분리한 후 TRU를 용융염 혹은 금속 연료형태로 원자로에서 중성자를 이용하여 소멸처리하게 된다. 이때 우라늄 및 TRU를 분리하는 주요 공정으로 고체전극에 우라늄을 전착시키고, 액체음극에 미량의 잔존우라늄 및 TRU를 전착시켜 분리시키는 전해정련 공정과 전착된 우라늄 및 TRU에 포함된 용융염(salt, LiCl-KCl)을 고온($\geq 900^{\circ}\text{C}$) 감압($\leq 500\text{mtorr}$)상태의 아르곤(Ar) 분위기에서 전착물에 포함된 용융염을 제거하는 cathode process를 거치게 된다. 본 설계 및 제작은 상기 주요공정에 대해 연구개발한 핵심기술을 고온용융 전해분리법에 의한 악티늄 원소 회수공정 확립을 위한 공정장치의 시스템 개발을 위하여 1kg-U/batch 규모 mock-up 장치의 기본 설계 및 상세설계를 하여 제작하였다. 제작된 Mock-up 장치의 주요 구성장치는 수분 및 산소를 차단할 수 있는 glove box, 십자형 anode에 crude 우라늄을 장착후 cathode인 고체전극에 전착시켜 순수한 우라늄을 분리할 수 있는 전해정련장치가 있으며, Ar가스를 이용한 공압식 석출물 회수장치를 이용하여 우라늄이 전착된 cathode를 석출물 회수장치로 이송하는 석출물 이송장치가 있다. 그리고 아르곤 분위기에서 전착물에 포함된 salt를 고온감압하에서 증발시킨후 반응기에 남아있는 수지상의 우라늄 금속을 고온($\approx 1330^{\circ}\text{C}$)에서 ingot 상태로 용융시키는 석출물 회수장치에 대한 설계 및 장치제작을 수행하였다. 제작된 Mock-up 장치의 시운전결과 전해정련장치의 경우 500°C 에서 cathode에 우라늄 전착상태가 양호하였고, 900°C 에서 염증류 및 1300°C 에서 우라늄 용융상태를 확인하였다.

Mock-up 장치에서 전해정련 실험 결과

우문식*, 강영호, 황성찬, 권상운, 박성빈, 이병직, 심준보, 김응호

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

krs@kaeri.re.kr

장수명핵종을 소멸처리하기 위하여 전해정련법으로 우라늄 및 초우라늄(TRU)을 분리한 후 TRU를 용융염 혹은 금속 연료형태로 원자로에서 중성자를 이용하여 소멸처리하게 된다. 이때 우라늄 및 TRU를 분리하는 주요 공정으로 고체전극에 우라늄을 전착시키고, 액체음극에 미량의 잔존우라늄 및 TRU를 전착시켜 분리시키는 전해정련 공정과 전착된 우라늄 및 TRU에 포함된 용융염(salt, LiCl-KCl)을 고온($\geq 900^{\circ}\text{C}$) 감압($\leq 500\text{mtorr}$)상태의 아르곤(Ar) 분위기에서 전착물에 포함된 용융염을 제거하는 cathode process를 거치게 된다. 본 실험은 고온용융 전해분리법에 의한 악티늄족 원소 회수공정 확립을 위한 공정장치의 시스템 개발을 위하여 1kg-U/batch 규모 mock-up 장치를 설계 및 제작후 전해정련장치의 성능시험을 위한 실험이다. 장치의 주요 구성은 열선식 전기로, anode, cathode, 기준전극, potentiostat, data 수집기로 이루어졌다. 전극의 경우 sus304로 제작된 십자형 anode에 우라늄 장입하였고, molybdenum으로 제작된 원통형의 cathode 전극에 우라늄을 전착시켰다. 기준전극은 sus304 rod를 사용하였다. 실험조건은 500°C 고순도 아르곤(Ar) 분위기에서 salt 9kg (LiCl-KCl:59-41mol%)에 우라늄 500g를 양극으로 사용하여 인가전류 25A(전류밀도; $170\text{mA}/\text{cm}^2$)로 276min 전착시켰다. 이때 양극과 음극의 회전속도는 각각 14, 8rpm으로 하였고, 음극에서 전착물의 탈리를 방지하기 위하여 알루미늄 발침을 사용하였다. 전착실험결과 음극에 우라늄이 수지상으로 양호하게 전착됨을 확인하였다. 그리고 고온에서 회전 전극체에 전류를 인가할수 있는 전극 coupling의 운전상태는 양호하였다.

Mock-up 장치에서 cathode processor 실험 결과

우문식*, 강영호, 황성찬, 권상운, 박성빈, 이병직, 심준보, 김응호

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

krs@kaeri.re.kr

장수명핵종을 소멸처리하기 위하여 전해정련법으로 우라늄 및 초우라늄(TRU)을 분리한 후 TRU를 용융염 혹은 금속 연료형태로 원자로에서 중성자를 이용하여 소멸처리하게 된다. 이때 우라늄 및 TRU를 분리하는 주요 공정으로 500°C에서 고체전극에 우라늄을 전착시키고, 액체음극에 미량의 잔존우라늄 및 TRU를 전착시켜 분리시키는 전해정련 공정과 전착된 우라늄 및 TRU에 포함된 용융염(salt, LiCl-KCl)을 고온 감압상태의 아르곤(Ar) 분위기에서 전착물에 포함된 용융염을 제거하는 cathode process를 거치게 된다. 본 실험은 고온용융 전해분리법에 의한 악티늄 원소 회수공정 확립을 위한 공정장치의 시스템 개발을 위하여 1kg-U/batch 규모 mock-up 장치를 설계 및 제작후 cathode processor장치의 성능시험을 위한 실험결과이다. 전해정련법으로 cathode인 고체전극에 전착시켜 분리한 우라늄과 함께 포함된 salt를 고온($\geq 900^{\circ}\text{C}$) 감압($\leq 500\text{mtorr}$)상태의 아르곤(Ar) 분위기에서 전착물에 포함된 salt를 제거하는 실험을 수행하였고, 1300°C에서 우라늄과 용융점이 비슷한 구리(Cu)금속 및 우라늄 금속의 용해 실험을 4시간동안 수행한 결과 양호한 ingot를 제조하였다. 그리고 고온 감압하에서 salt 증발 및 금속의 용해 실험을 수회 실시후 장치의 진공도 및 가열체의 상태는 초기의 조건과 같이 매우 양호함을 확인하였다.

CECE 공정을 위한 수전해조 개발

이민수, 백승우, 김광락, 임성팔, 정홍석, 안도희

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

minm@kaeri.re.kr

핵확산저항성 핵연료주기공정과 트리튬 활용산업 등에서 발생하는 트리튬은 산화과정을 거쳐 HTO 형태로 수집된다. 따라서 수집된 액상의 트리튬 폐기물의 감용 및 방사선위해도가 적은 HT 형태로 전환할 수 있는 CECE(Combined Electrolysis Catalytic Exchange) 공정의 개발이 요구되었다. CECE 공정은 크게 촉매교환탑과 전기분해조로 구성되어 있으며, 본 연구에서는 CECE 공정의 실증을 위한 전기분해조의 개발을 수행하였다. 전기분해조에서는 촉매 교환탑에서 농축된 액상의 트리튬 산화물을 O₂와 HT로 분해하고, 얻어진 HT를 Pd-Ag Permeator와 같은 정제 공정으로 공급하게 된다. 이를 위하여 본 연구에서는 수전해 장치의 기본 처리용량을 8L-water/day로 설정하고 고분자 전해질 방식의 수전해 장치를 설계하였다. 고분자 전해질로서는 Nafion 117을 사용하고, 전해 촉매로 양극에는 부식 저항성이 강한 IrO₂, 음극에는 Pt 촉매를 전해질 표면에 처리하였다. 전해질과 맞닿는 부분에는 Porous Ti mesh를 사용하여 전기를 공급하고, 생성된 기체가 빠져나가도록 하였다. 설계 사양은 수소발생량 0.5Nm³/hr, 수소 순도 99.99%, 발생 수소 압력 1~3bar이었다. 이렇게 제작된 고분자 전해질 방식의 전기분해장치는 476cm² 크기를 가지는 전해셀 4개로 구성되었으며, 전압-전류에 따른 수소 발생 시험을 수행하였다. 수전해 voltage에 대한 current는 비교적 안정적으로 나타나고 있음을 알 수 있었으며, 임계수소발생전압은 6.7V로서 셀당 약 1.68V를 나타내었으며, 최대 전압은 23.0V 수준에서 안정적으로 작동됨을 확인하였다. 현재 촉매교환탑과의 연계 공정 구축을 위해 연구를 진행 중에 있다.

차세대관리종합공정 실증시설의 핫셀 폐필터 압축장치 개발

구정희, 권기찬, 이은표, 정원명, 이원경, 유길성
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
jhku@kaeri.re.kr

한국원자력연구소에서는 차세대관리종합공정(ACP: Advanced spent fuel Conditioning Process)의 실증을 위한 시설을 조사재시험시설의 지하에 위치한 예비 핫셀을 개조하여 건설하였다. 이 실증시설은 공정셀과 유지보수셀의 두 개의 핫셀로 구성되어 있으며, 각각의 핫셀에는 원통형의 핫셀 필터가 설치되어 있다. 지하에 위치한 실증시설은 일반 핫셀과는 달리 천장이 1층의 핫셀로 인해 막혀있기 때문에 핫셀의 후면과 측면에 설치된 리어도어(rear door)를 통해서만이 공정물질이나 장치 등을 반출입할 수 있도록 되어 있다.

이 실증시설의 핫셀과 조사재시험시설에 설치되는 핫셀에는 모두 공통적으로 Padirac 수송용기 접속장치를 부착한 리어도어가 있기 때문에 실증시설에서 발생한 폐필터는 이 리어도어를 통해 반출할 수밖에 없다. 필터는 필터 미디어 자체가 방사성 기체폐기물의 흡착성을 극대화하기 위해 단면적을 크게 한 다공성 재질이기 때문에 폐필터를 그대로 방사성폐기물로 처리하는 것은 방사성폐기물 발생량을 증대시키기 때문에 부피를 최대한 압축하여, 폐기물을 최소화 하여야만 한다. 또한 실증시설은 많은 핫셀 내부에 공정장치를 설치한 상태이기 때문에 핫셀 내부에 별도의 추가 장치를 설치할 수 없는 실정이다. 따라서 차세대관리종합공정 실증시설에서는 기존의 조사재시험 시설 핫셀과 실증시설 핫셀을 연계하여, 실증시설에서 발생하는 핫셀 폐필터를 조사재시험시설의 핫셀로 운반한 후 여기서 폐필터를 압축할 수 있도록 시스템을 구성하고, 폐필터 압축장치를 개발하였다.

차세대관리종합공정 실증시설에서 발생한 폐필터는 빠디락 수송용기를 사용하여 조사재시험 시설 1층의 핫셀로 옮겨진 후 핫셀 내에서 고체폐기물운반용기 바스켓에 담긴 상태에서 폐필터 압축장치를 사용해서 압축된 후 바스켓의 뚜껑을 체결하고, 핫셀 상부의 루프도어(roof door)에 고체 폐기물 운반용기를 접속시킨 후 폐필터가 담긴 바스켓을 인출해서 중준위폐기물을 저장하는 모노 리스(Monolithe)로 이동하여 저장하도록 하였다. 따라서 실증시설의 폐필터 압축장치는 기존의 조사재시험시설 및 폐기물저장고의 수송 및 저장시스템을 별도의 장치보완 없이 그대로 사용할 수 있도록 하였다.

핫셀 폐필터 압축장치는 폐필터를 압축하는 압축실린더와 압축기 헤드(press head)를 개폐할 때 사용되는 구동용 실린더 등 두개의 공압 실린더와 폐기물운반용기 바스켓을 안착시키는 받침대와 프레임 등으로 구성된 압축장치가 핫셀 내부에 설치되고, 핫셀 외부에는 압축공기를 공급하는 콤프레셔와 조작기가 설치된다. 핫셀 필터는 원통형 구조로서 원통형 구조의 폐기물운반용 바스켓에 넣기 위해서는 길이방향으로의 압축이 필수적이다. 따라서 핫셀 폐필터는 길이방향으로 압축을 해야 하는데 원통형 구조의 특징상 초기의 좌굴(buckling)하중 값이 매우 크다. 따라서 수직방향으로의 압착시험(crush test)을 실시하여 장치의 최대 압축용량이 3.8톤임을 확인하였다. 따라서 폐

필터 압축장치의 설계용량을 3.8톤으로 정하고, 이 장치는 핫셀 내부에 설치되어야 하는 장치이므로 핫셀 내에서 설치 및 사용이 간단한 압축공기를 사용하도록 공압실린더를 사용하는 것으로 하여 필요한 실린더의 크기를 결정하였다. 핫셀 내부에 설치되는 압축장치의 크기는 높이 1,558 mm, 폭 842 mm, 전후방향으로의 두께는 410mm이다. 압축공기를 공급하는 공기압축기는 무급유식 스크롤 공기압축기로서 3 HP의 용량을 가지며, 토출압력은 6.5~8 kg/cm²이다. 필터 압축용 주 실린더는 내경이 310 mm, 스트로크가 516 mm로서 4.5톤의 압축력을 갖는다.

핫셀 폐필터 압축장치는 폐기물바스켓 안에 폐필터를 하나씩 넣고 차례대로 압축하며, 한 개의 바스켓에 4개의 필터까지 압축하여 넣을 수 있어서 폐기물 바스켓 사용량을 최소화할 수 있도록 하였다. 핫셀 필터는 외경 245 mm, 길이 380mm인 원통형 구조로 되어 있고, 바스켓 또한 원통형 구조로 내부 길이는 403 mm로서 바스켓 안에는 필터 1개밖에 들어갈 수밖에 없지만, 압축장치에서 압축된 폐필터의 길이는 83mm 정도로서 압축장치를 사용하면 4개의 폐필터를 한 개의 바스켓에 담을 수 있고, 또한 압축된 폐필터가 삽입되고 남는 공간은 다른 폐기물을 담을 수 있기 때문에 폐기물 발생량을 아주 효과적으로 절감할 수 있음을 확인하였다. 또한 이 장치는 기존의 타 시설에서 사용되는 장치처럼 필터를 한 개씩 압축한 후 폐기물 저장용 바스켓에 담는 방식이 아니라 폐필터를 바스켓에 담은 상태에서 계속하여 압축한 후 바스켓의 뚜껑을 체결할 수 있기 때문에 폐필터의 압축에서 발생하는 방사성 분진이 핫셀 내부를 오염시키는 일이 없어 핫셀의 청결한 운전에도 큰 도움이 될 것이다. 이 장치는 차세대관리종합공정 실증시설뿐만 아니라 조사재시험시설에서 발생하는 폐필터 폐기물량을 현격하게 감소시킬 수 있을 것으로 판단된다.

낙하충격에 따른 볼트인장력에 대한 와서의 영향

김동학, 서기석, 방경식, 이경호*, 조천형*, 최병일*

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

*원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

dhkim@kaeri.re.kr

32개의 M24 고장력볼트를 이용하여 뚜껑을 체결한 방사성폐기물을 운반하기 위한 IP-2형 운반 용기의 낙하충격에서 와서의 영향을 알아보았다. LSA-II 또는 LSA-III, SCO-II로 분류된 선량율이 20~200 mRem/hr의 DOT-17H 드럼(직경 620mm X 높이 890mm)에 적재된 방사성폐기물 드럼 8개를 운반하는 용기로 적재중량은 3.2 톤이며 총 중량은 9.64 톤이다. 방사선 차폐를 위하여 35 mm의 탄소강을 사용하였다. 이러한 차폐체는 차폐의 기능뿐만 아니라 운반용기의 구조재료의 역할도 수행한다. 드럼 간 간격은 100 mm로 내부크기는 2,980mm X 1,540mm X 910mm이며 차폐체의 외부크기는 2,050mm X 1,610mm X 980mm이다. 여기에 결속 및 인양을 위한 각 모서리에 8개의 모서리쇠를 설치하고 Fork-Lift Pocket을 설치하였다. 구조물의 적층 시에 구조물을 지탱하고 낙하충격에서 완충효과를 위하여 각관을 부착하였다. 전체의 볼트를 일차적으로 체결하고 이후에 대각선 방향으로 200 N·m로 체결한 이후에 전반적으로 한번 더 체결하였다. 이때 볼트에 스프링와서와 평와서를 사용하거나 스프링와서만을 사용하거나 와서가 없는 상태로 시험을 실시하였다. 낙하높이는 30 cm로 낙하에 따른 영구변형이 적도록 하였다. 각 모서리의 중앙의 볼트에 힘센서(PCB사의 Model 206C)를 부착하여서 낙하충격에서의 볼트인장력을 측정하였다. 또한 낙하 충격이후에 볼트를 풀기 위한 토크를 측정하였다.

그림 1은 힘센서로부터 측정된 볼트인장력을 나타낸다. 대체로 와서를 사용하지 않는 경우에 볼트인장력이 가장 크다. 낙하충격에 따른 와서의 변형에 의하여 볼트인장력이 감소한 것으로 사료된다. 두 가지 종류의 와서를 사용하는 경우에 Bolt Force 4에서는 다른 모든 경우의 볼트인장력에 비하여 가장 큰 볼트 인장력을 보이지만 다른 경우에 비하여 평균값은 더 낮은 값을 보인다. Table 1은 볼트인장력의 최대값과 최소값을 나타낸다. 이때 와서를 사용하지 않는 경우, 볼트인장력이 급격하게 변하는 시간에 대한 값은 고려하지 않았다. 와서를 사용하지 않는 경우에 평균 최대값과 최소값의 절대값이 가장 크며 스프링와서와 평와서를 모두 사용한 경우 평균 최대값과 최소값의 절대값이 가장 적다. Bolt force 4는 스프링와서를 사용한 경우의 다른 위치에 비하여 낮은 최소값을 보이며 스프링와서와 평와서를 모두 사용하는 경우에는 높은 최대값을 보인다. 스프링와서에 의하여 볼트 인장력의 변화를 증가시키는 것으로 사료된다.

낙하 충격 이후의 볼트를 풀기 위한 토크를 측정하였다. 와서를 사용하지 않는 경우에 볼트를 풀기 위한 토크의 최대값이 476 N·m, 최소값이 137 N·m이며 평균은 273.5 N·m로 다른 경우에 비하여 가장 크다. 즉, 볼트가 잘 풀리지 않는다. 스프링 와서만을 사용한 경우 최대값이 334 N·m, 최소값이 20.5 N·m이며 평균은 177.7 N·m로 스프링와서와 평와서를 모두 사용한 경우(최대값: 306 N·m, 최소값: 105, 평균: 205 N·m)에 비하여 최대값은 더 크지만 평균값과 최소값은 더 작다. 즉 편차가 더 크다. 스프링 와서에 의한 충격에 의한 편차가 크다는 것을 알 수 있다. 와서를 사

용함에 따라서 볼트의 체결에 따른 플랜지의 탄성변형량이 더욱 증가하게 되고 이로 인한 볼트를 풀기위한 토크를 감소하게 된다.

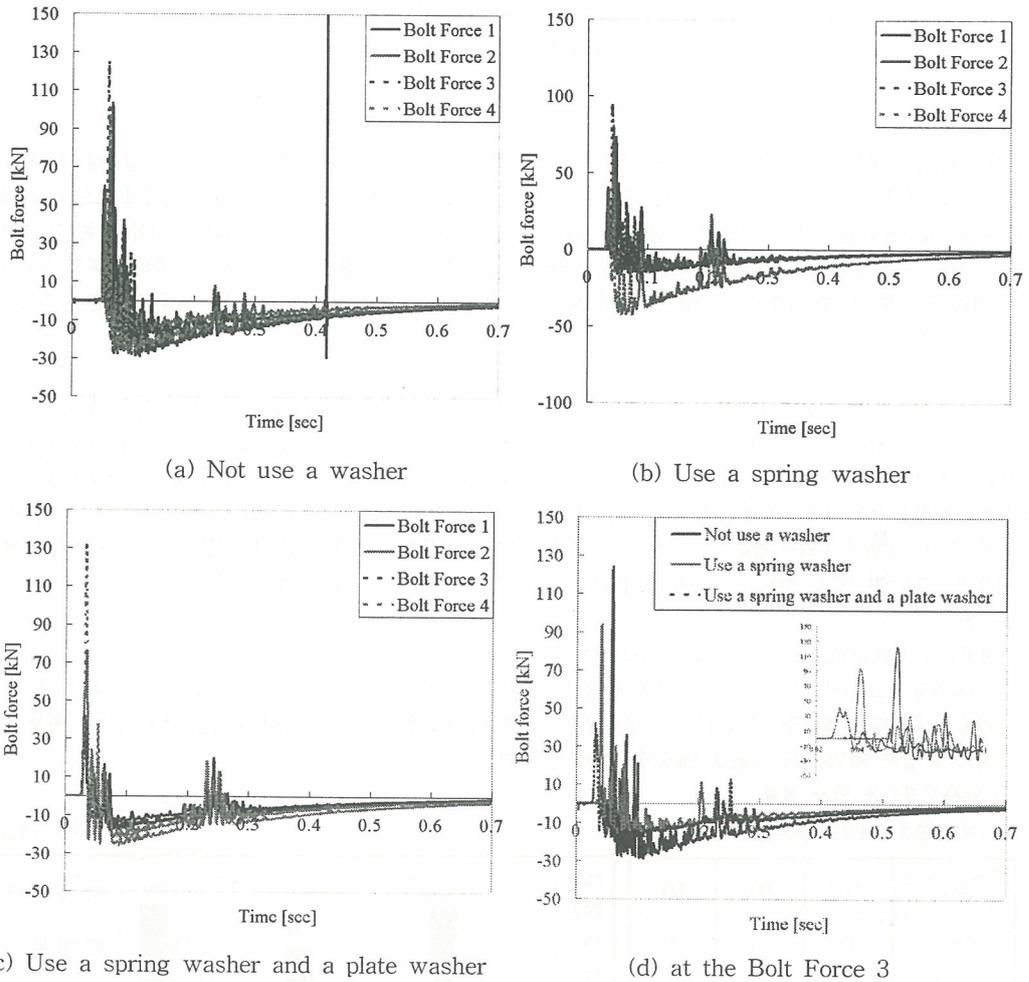


Fig. 2 Bolt tensions obtained from the force sensor.

Table 1. The maximum and the minimum bolt force.

		Bolt Force 1	Bolt Force 2	Bolt Force 3	Bolt Force 4	Average
Not use a washer	Max.	103.4	79.6	124.2	97.9	101.3
	Min.	-29.3	-18.9	-28.9	-26.6	-25.9
Use a spring washer	Max.	73.4	80.5	94.0	61.0	77.2
	Min.	-13.7	-14.9	-16.8	-42.7	-22.0
Use a spring washer and a plate washer	Max.	36.0	76.3	41.8	131.5	71.4
	Min.	-14.6	-26.1	-18.4	-21.6	-20.2

압축성 방사성폐기물 진공 압축기 개발을 위한 실험적 연구

이상태 · 김효철 · 이진화 · 전현진 · 김승재
 하나검사기술(주)고리1사업소
 lst1211@hanmail.net

요 약

원자력시설을 운영함에 있어 방사성폐기물의 발생은 필연적이며, 형상 또한 다양하게 발생 되고 있으며 압축성 폐기물의 처리방법으로는 국내 전원자력발전소는 일반적인 압축기의 원리를 이용하여 체적을 감용(Reduction)처리 하고 있으나 폐기물에 의한 탄성(Back-Spring), 폐기물 사이의 공간(Void-Space)등으로 감용을 크게 충족시키기 어려운 현실이다. 본 연구에서는 다양한 형태의 방사성폐기물을 진공압축 팩(Vacuum Shrink-Pack)에 수용 후 진공을 걸어 폐기물고유의 부피를 감용(50~80%) 처리 후 압축시(저압 압축기) 도출된 미비점을 토대로 감용비가 크게 향상된 진공 압축기를 개발하기위한 실증 실험을 소개하고자한다.

1. 서 론

원전 운영시 발생된 폐기물은 압축성(Compactible)과 비압축성 폐기물(Non Compactible Waste)로 구분후 폐기물 분류 코드(22종)에 따라 재분류 후 폐기물 부피를 줄이기 위해 드럼에 넣고 처리하는 Drum Compactor(10~15 Ton)를 사용 하고 있으며, 압축 가능한 폐기물임에도 폐기물특성 및 드럼 종류(차폐잡고체드럼)에 따라서는 감용없이 폐기물 원형태(물리, 화학적 특성을 변형없이)로 처리하고 있는 실정이다. 폐기물은 압축 후 부피가 압축전과 같이 되려고 하는 성질이 큰 종이, 천, 비닐 등이 많으며 일반적 원리의 압축기를 사용함으로 인해 연간드럼 발생량 증가 및 드럼 영구처분장 처분비용 증가 등에 대한 저감 방안으로 진공압축 팩(Vacuum Shrink-Pack) 개발과정 및 기대효과에 대해 소개 하고자 한다.

2. 본 론

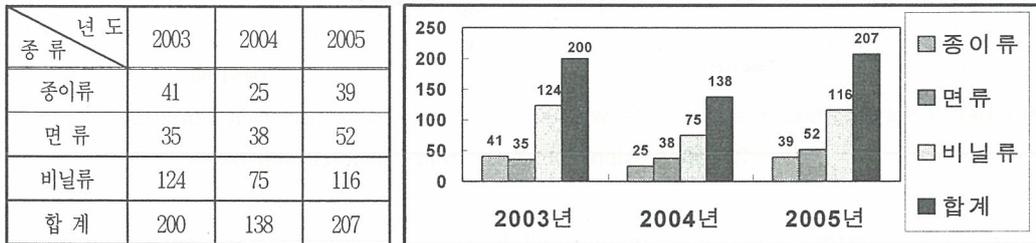
가. 진공압축 팩(Vacuum Shrink-Pack) 개발 현황

1) 개발배경 : 고리1발전소는 타 발전소에 비해 원전 가동연수 증가로 폐기물 발생 및 드럼 보관량이 증가하고 있으며 폐기물 압축설비의 최대압축력(70kg/cm²~120kg/cm²)은 타 발전소(표준원전)에 비해 낮아 폐기물 감용 효과를 향상시키고자 진공 압축 팩(Vacuum Shrink-Pack)을 개발하게 되었다.

2) 방사성폐기물 발생 현황

○ 연간 압축성폐기물 종류별 발생 추이

(단위: Drum)



※ 연간 압축성폐기물 생성량은 전체 잡고체폐기물의 약 40~50%을 차지함.

3) 진공압축 팩의 구성 및 기능 : 장치는 크게 다섯 부분으로 구분되며 각각의 기능 및 구성은 다음과 같다

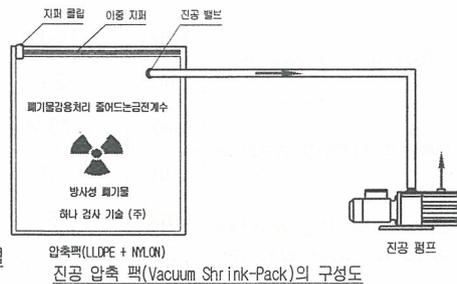
가) 압축팩 : 다양한 형태의 압축성 폐기물을 공급받아 진공을 유지하는 특수 폴리에틸렌 팩으로 폐기물 형상에 따라 Free Size로 제작가능

나) 지퍼 : 폐기물을 공급받는 입구로 폐기물을 수용 후 진공유지

다) 지퍼 클립 : 폐기물을 공급받는 입구 지퍼를 간편, 신속하게 체결

라) 진공 밸브 : 압축팩 내부에 진공을 간편하게 걸고 유지

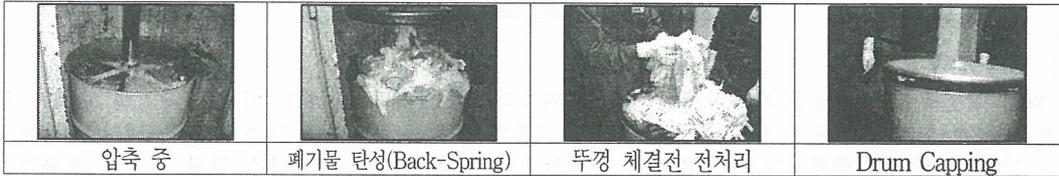
(Check Valve Type)



마) 진공 펌프 : 폐기물을 수용한 팩에 신속하게 진공을 걸 수 있는 Vacuum Pump

나. 현 압축방법 개선 필요성

1) 현 사용중인 저압 압축기(10~15 Ton)는 감용비(2~6)가 낮아 드럼 발생량이 많으며, 또한 Drum Capping시 폐기물 탄성으로 인한 작업 능률저하



2) 차폐잡고체드럼 내경(43cm)이 저압 압축기판(50cm) 보다 작아 폐기물을 압축 없이 원형태로 처리

3) 다양한 성분의 폐기물이 드럼내부 면과 직접 접촉함으로 인한 드럼 부식 우려



다. 진공 압축팩(Vacuum Shrink-Pack)이용시 폐기물 저장 효과 소개

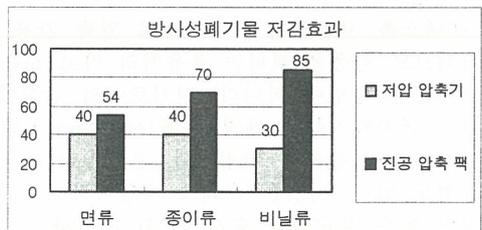
본 장치는 저압 압축기에 비해 감용비(5~8)가 높고, 특히 압축성폐기물중 점유율이 가장 높은 비닐류(57%)에 대해서는 80%이상으로 폐기물 감용에 크게 기여할 수 있다.



3. 실증 실험 결과 고찰

가. 기대효과(폐기물 저장효과) : 폐기물 형상에 따라 차이날수있음

구 분	기존처리방법(저압 압축기)			개선 후 방법(진공 압축 팩)		
	면류	종이류	비닐류	면류	종이류	비닐류
감용 율	40%	40%	30%	54%	70%	85%



나. 작업환경 개선 : 폐기물 되뒹현상으로 인한 오염확산 방지 및 드럼뚜껑체결시 안전사고 우려방지

4. 결 론

원전 가동연수 증가 및 신원전 증설로 원전산업이 증가일로에 있는 현실에서 방사성폐기물의 저장 및 드럼의 건전성 확보를 위한 노력은 지속적으로 연구, 개발 되어야 할 현안으로 본 진공압축 팩(Vacuum Shrink-Pack) 사용시 방사성 폐기물에 따라 기존 방식대비 최대55% 이상의 감용효과를 나타낼 수 있었으며 향후 보다 개선 보완된 진공압축기(Vacuum Compactor) 연구, 개발을 위한 기초 자료로 활용하고자한다.

- 참고문헌 -

1. 중·저준위 방사성폐기물 인도규정(과학기술부고시 제2001-32호)
2. 원자력 발전소 방사선 관리 연보(2003~2005년도, 한국수력원자력주식회사)

방사성고체폐기물의 감용을 위한 처리방법

양승열, 서항석, 이형권, 임성호, 전용범

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

nsyyang@kaeri.re.kr

1. 압축 감용

압축 감용법은 폐기물을 기계적으로 짓눌러 찌그러뜨려 용적을 줄인다. 이것은 폐기물 자체의 용적을 작게 함으로써 용기 하나에 들어가는 폐기물의 양을 늘리고, 그 결과로 전체 폐기물의 용적을 낮게 억제하는 방법이다. 압축처리는 소각처리나 기타 처리가 적합하지 않은 경우에 효과적이며 현재 널리 사용되고 있다. 핵주기시설에서 발생하는 중, 저준위 고체폐기물의 70~80%가 압축처리가 가능하나 폐기물의 조직이 너무 치밀하고 단단하여 부피감소를 무시할 수 있거나 극히 작은 것 또는 압축기 및 압축용기를 손상시킬 수 있는 물질, 인화성 및 폭발성 물질, 액체를 함유하고 있는 물질은 압축처리 할 수 없다. 압축처리에 사용되는 압력은 4.5톤에서 1,500톤으로 다양하며, 사용 압축력이 100톤 미만일 때는 저압압축, 그 이상일 때는 고압압축이라 한다. 압축처리 할 때 얻을 수 있는 감용비는 3~10정도이다. 국내 원자력발전소에서는 기존의 10톤 압축기로 1차 압축하여 생성된 폐기물드럼을 2,000톤 용량의 초고압압축기로 재 압축하여 잡고체폐기물의 최종 발생량을 감소시키고 있다. 드럼 내에 수집된 폐 필터는 60톤 압축기로 압축하여 감용한다.

2. 소각처리

원자력시설에서 발생하는 방사성고체폐기물중의 상당부분이 가연성 물질로 구성되어 있어 이를 소각처리 할 경우 감용비는 약 40~100 정도이다. 소각처리는 이와 같이 폐기물의 감용효과가 클 뿐 아니라 폐기물의 불활성 또는 반응성이 작은 소각재의 형태로 전환시켜, 추후 수송 및 저장시의 문제 발생을 감소시켜 주므로 미국을 비롯한 원자력 선진국에서 과거 수십년이상 시행되어 왔다. 소각공정은 원리는 간단하나 폐기물의 불완전연소, 배기체 처리계통의 과도한 부식, 필터 및 기타 배기체 장치에 타르 및 매연의 오염, 배기체 처리효율 저하, 방사선 환경 하에서의 소각기 조작에 따른 기계적 문제 등이 제기되고 있어 이를 해결하기 위한 연구개발이 진행중에 있다. 도시 폐기물이나 산업폐기물의 처리에 이용되는 것과 같이 방사성폐기물의 소각처리 목적은 가연성 폐기물의 감용, 무기안정화 및 유기물의 회수에 있으며 특히 감용효과가 크다. 소각처리는 발생량이 많은 가연성 잡고체의 대량처리에 적합할 뿐 아니라 달리 적당한 처리방법이 없는 동물사체나 오염의 처리방법으로 좋다. 또 소각재는 무균이고 불연성이며 분해가 어렵고 안정한 고화체를 만들기 쉬운 점 등 폐기물 처분상 매우 좋은 장점을 갖고 있다.

3. 용융

프레스를 사용하여 기계적으로 압축 감용 하는 방법에는 한계가 있기 때문에 기계적이 아니라 열적으로 감용을 꾀하는 용융처리 라고 하는 방법이 있다. 이것은 기계로 눌러 찌그러뜨린다는 미적지근한 방법이 아니라, 전기로에서 단숨에 녹여서 금속덩어리로 만드는 것으로 방사능 준위가 낮은 금속폐기물을 제염, 용융(smelting)처리한 후 방사능을 측정하여 무 구속한계의 이하임을 확인하여 재사용하는 방법이다. 용융처리에서는 폐기물 중의 일부 방사성폐기물을 제거할 수 있는 장점도 있다. 이것은 슬래그 제염이라고 하는 것으로 폐기물을 적당한 용융온도로 하여, 그때 용점이 낮은 불순물을 슬래그로서 제거하고 비등점이 낮은 불순물을 기화시켜서 금속 덩어리 밖으로 내보낸다는 것이다. 그 결과 용융 처리된 금속의 방사능 농도를 그만큼 줄일 수 있는 것으로 기대된다. 또한 이상의 장점 이외에 잘 제거되지 않았던 Co-60 등 방사성물질에 대해서는 금속덩어리 중에서 균일하게 혼합 분포시키면 내부에 분포된 방사성물질로부터의 방사선이 금속자체의 차폐효과에 의해 표면에 이르기까지 자연히 약화되는 효과(소위 자기차폐 효과)가 기대된다. 이와 같이 용융처리는 감용 효과뿐만 아니라 폐기물의 방사능농도 그리고 표면의 방사선강도를 내리는 효과도 기대할 수 있어 일석이조 이상의 일을 하는 폐기물처리기술로서 유망시 되고 있다.

4. 고화처리

1). 시멘트 고화 (Cementation)

시멘트 고화법은 중, 저준위 방사성폐기물의 고화방법으로 가장 많이 사용[8]되고 있으며 주로 고체를 많이 함유하고 있는 슬러지, 농축폐액, 소각재, 이온교환수지 등을 처리하는데 적합하다. 이때 사용되는 시멘트는 ASTM type I 과 ASTM type II이며 시멘트에 대한 폐기물의 중량비는 20~30% 정도이다. 시멘트 고화시 방사성 핵종이 Sr, Pu, Am인 경우에는 핵종이 시멘트내에 잘 결합되어 있기 때문에 좋으나 Cs, Ru인 경우에는 핵종의 침출율이 상당히 높아 이에 대한 대책이 필요하다. 시멘트와 폐기물의 혼합방법으로는 in-drum 혼합방식과 in-line 혼합방식이 있다.

2). 아스팔트 고화 (Bituminization)

아스팔트 고화공정은 폐기물의 고화 매체로서 아스팔트를 사용하는 공정으로서 100℃ 이상의 아스팔트와 방사성폐기물을 혼합시켜 고화시키며, 이때 폐기물내에 함유된 수분의 99.5% 이상이 증발되고 나머지 폐기물과 아스팔트가 저장용기에 담겨져서 냉각된다. 최종 생성물의 조성은 아스팔트 60%, 폐기물 40% 정도이다. 최종 고화체의 표면선량율은 시멘트 고화체보다 높으나 시멘트 고화체에 비해 강도가 낮으며, 물과 접촉시 팽윤현상을 나타내는 점이 단점으로 지적되고 있다. 현재 사용되고 있는 아스팔트 고화공정중 대표적인 것은 회분석공정, extruder공정 및 박막증발공정이 있다.

5. 제염 재활용

오염된 기기나 장비의 제염은 앞에서 언급한 절단, 소각, 압축 등과 같은 감용처리와는 다른 방사성폐기물 저장뿐 만 아니라 자원의 재이용을 목적으로 함과 동시에 폐기물의 운반이나 보관 관리 등 취급을 용이하게 하는 것을 목적으로 하는 것이다. 방사능에 의한 오염정도가 미미하거나 고가의 장비인 경우에는 폐기하지 않고 재사용 또는 재활용하여야 한다. 최근에 방사성폐기물의 발생량을 줄이는 방안으로 제염의 필요성이 대두되고 있으며 가까운 장래에 처분장의 건설과 폐기물의 효과적인 감용처리가 수행되지 않은 한 적극적인 제염을 통하여 폐기물의 발생량을 최소화할 수 있는 기술축적이 선행되어야 한다. 제염기술은 각 분야의 모든 기술이 요구되는 공학적 기술분야로서 최근에 원자력산업에서 급속하게 성장하고 있는 기술이다. 이 기술은 인체피폭 저감과 방사성폐기물 처리비용 절감의 대안으로서 현재까지 원자력 선진국가에서 많은 연구개발이 진행되어 개발된 기술을 상용화하여 이용하고 있다.

6. 절단

절단처리방법에는 전극과 피절단물 사이에 플라즈마아크를 발생시켜, 동작가스를 전리시킴으로써 고온상태를 얻어 피절단물을 국부적으로 가열 용융해서 절단하는 플라즈마아크 절단법과 고속회전(300~1,200rpm)하는 블레이드와 피절단물 사이에 고전류 아크를 발생시키고, 피절단물을 국부적으로 용융하여 블레이드의 회전으로 용융물을 제거 절단하는 아크톱 절단법, 회전하는 원판상, 또는 주행하는 밴드톱형 전극과 피절단물 사이에 직류전압을 걸어서 발생하는 아크열을 이용해 용융 절단하는 방전가공 절단법, 소모전극인 와이어를 보내면서, 절단물과의 사이에서 아크를 발생시켜서 노즐에서 고압 물제트를 분사하여 용융금속을 불어 날리면서 절단하는 용극식 물제트 절단법 등의 전기 에너지 절단과 가스화염(산소, 아세틸렌염 등)으로 절단부를 예열시켜 점화구 중심에서 산소를 분사하여 철을 산화 연소시키면서 절단하는 가스절단, 원반형 카터날을 피절단부에 대고 날끝이 피절단부를 파고 든 상태에서 이동시킴으로써 절단하는 물리적 절단, CO₂ 가스등의 레이저광선을 발생물질인 구성원자를 여기 시켜서 발생한 레이저광을 렌즈로 집속시켜 에너지 밀도가 높은 열원으로 대상물을 절단하는 레이저 절단법이 있다.

7. 파쇄처리

가연성 잡오체중에는 폴리에틸렌 통이나 호스, 튜브 같은 내용물이 없는 상태에서 공간만 차지하는 폐기물이 있다. 또한 폴리에틸렌 통은 압축처리 할 경우 스프링백이 커서 실제로 감용율이 크지 않다. 따라서 이들 빈 용기를 포장용기 내에 그대로 넣으면 부피만 차지함으로 조금 밖에 집어넣지 못한다. 이와 같이 연질의 종이류나 플라스틱류의 폐기물은 용기에 수집하기 전, 또한 소각처리 하기 전에 파쇄기에 넣고 잘게 썰어 부피를 축소하는 방법을 사용하는 것이 효율적이다.

CEA 교체작업 시 발생된 고 방사성폐기물(Spider) 처리방안 소개

김건태, 오영일, 송대원, 송관석*, 이승재*, 이광식*

한일원자력(주), 경기도 안양시 만안구 안양7동 동영벤처스텔 3층

*한일플랜트서비스(주), 경기도 용인시 풍덕천동 수지샤르망오피스텔 409호

whitepine11@hanmir.com

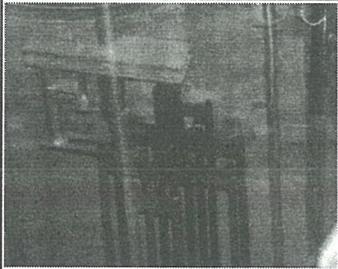
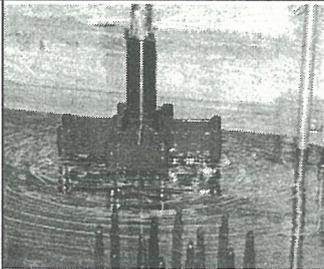
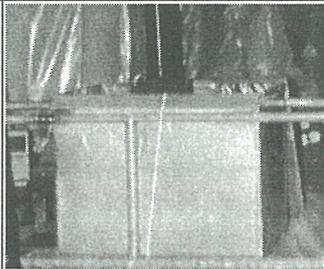
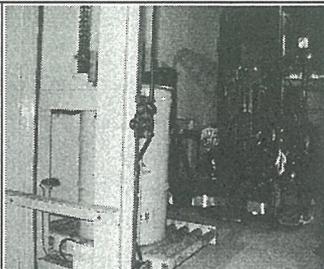
서 론

원자력 발전소에서 4 Finger 제어봉은 출력운전범위 내에서 노심반응도 및 출력 분포 제어를 위해 사용되며, 12 Finger 제어봉은 한 연료집합체의 주변 4개 모서리 안내관과 이웃 연료집합체 2개의 인근 안내관에 삽입되어, 제어봉집합체의 제어그룹 균형을 맞추고 강한 정지봉으로서 역할을 수행한다. 제어봉집합체는 중성자 흡수체 연소, 인코넬 625 재질의 허용응력, 연료집합안내관의 제어봉과의 간격 등을 고려하여 10년의 수명을 갖도록 설계되어 있다.(최종안전성보고서 4.2.3.4) 이 관련 규정에 따라 수행된 영광 3호기 계획예방정비 기간중 발생된 전강(Full Strength) 제어봉 집합체 교체 작업 후 생성된 방사성폐기물 처리 시 발생된 문제점을 보완하여 영광4호기 작업시 적용해 작업자의 피폭방사선량을 저감시킨 기법에 대해 소개하고자 한다.

본 론

제어봉의 구성 부품은 Spider (4 Finger와 12 Finger로 구분), Control Rod (Finger), Crimping Nut이며 73개의 제어봉으로 구성되어 있다.

1. CEA 교체 작업 공정 및 Spider 처리 공정

		
Cavity 내 엘리베이터를 이용 CEA 인양	CEA에서 너트 제거 후 Tool을 이용하여 Spider 인양	너트와 Spider 운반
		
폐 Spider 드럼 장입	전동지게차를 이용 RWB로 이동	Lift를 이용하여 RWB의 임시저장고에 보관.

원자로 헤드 분해 후 상부 안내구조물(Upper Guide Structure) 인양 하여 상부구조물 안착대에 안착 시킨다. 상부구조물에서 ESA(Extension Shaft Assembly)와 CEA(Control Element Assembly) 분리작업을 시행한다. 분리된 CEA는 작업 Tool.를 사용 수면 30cm정도 까지 인양하여 Crimping Nut 제거 후 Spider를 인양 해 준비된 차폐 용기로 운반 처리한다. Spider가 제거된 제어봉은 절단하여 바스켓에 넣어 사용후 핵연료다발을 보관하는 수조에 보관 한다. 제거한 Crimping Nut 및 Spider는 사전 제작된 전용 차폐 운반 용기함에 넣어 발생 즉시 처리 하여 임시 저장용 차폐드럼에 운반 및 저장한다. 제거한 Crimping Nut 및 Spider 6~8개가 한 드럼에 채워지면 폐기물 처리건물 임시저장소로 이동 보관한다.

2. 피폭저감화 사례

1) 페스파이더 드럼 장입 및 임시저장소의 위치선정

3호기 계획예방정비시 드럼 장입 및 임시저장소의 위치가 기타 방사성폐기물의 처리 작업과 동시에 이루어져 Room 내의 공간방사선량률이 증가(50 μ Sv/hr \rightarrow 150 μ Sv/hr)하여 압축, 분류작업자의 피폭방사선량을 증가 시키는 원인이 되었다. 따라서 4호기 계획예방정비시에는 Spider 장입 위치를 기타 방사성폐기물의 처리 작업장과 분리하였다.

2) 전동지게차를 이용한 스파이더 드럼 이동

전동지게차를 이용 스파이더 드럼을 RWB로 이동하였다. 이동 시 작업자와 드럼사이에 납 차폐 및 충분한 이격거리를 두어 피폭저감효과를 기대하였다.

3) 스파이더 이동 전용 Cask의 제작 사용

3호기 제8차 계획예방정비 수행 시 사용된 이동용 Cask는 페 스파이더를 드럼에 작업자가 손으로 직접 장입하였으나 4호기 제8차 계획예방정비 수행 시에는 이러한 단점을 보완한 스파이더 이동 Cask를 제작하여 드럼에 장입 시 이동 Cask의 하부를 제거하면 드럼에 장입되는 방식을 사용함으로써 작업자의 피폭방사선량이 감소하였다.

결 론

구 분	총 피폭선량 (man-mSv)	평균 Spider 접촉선량률	최대 Spider 접촉선량률	드럼 최대선량률	이동용기 최대선량률
3호기 8차	5.99	26,000	50,000	10,500	20,000
4호기 8차	4.21	22,000	50,000	8,500	20,000

전강제어봉 교체 작업 후 발생한 방사성폐기물 처리에 대해 작업 전 충분한 사전 회의 및 검토로 Spider 차폐 전용운반함 제작 운용, 작업장소의 변경, 전동지게차 사용등으로 작업자의 피폭방사선량을 30%정도 저감 하였고 분해한 Crimping Nut, Spider는 차폐드럼 저장시 최대한 조밀 저장으로 방사성폐기물 발생드럼의 수량을 최소화 하였다.

전강제어봉(Full Strength) 설계수명이 10년으로 되어 있어 향후 이와 동일한 작업이 반복적으로 수행될 것으로 예상된다. 그러므로 금번 작업을 토대로 향후 시행되는 작업에 대해서는 잘 된 점은 지속적으로 권장하고, 작업공정별 개선점을 도출하여 충분한 검토 후 수정, 보완하여 차기 동일 작업에 적용함으로써 작업자의 피폭방사선량 저감에 일조하는 계기가 될것으로 사료된다.

『하나로』 고체 방사성 폐기물 현황 및 저감화 노력

이성효*, 김지옥, 최영산, 박상준

shlee8@kaeri.re.kr

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동150번지

요 약

하나로에서의 방사성폐기물은 작업공정 특성상 원자로 정기점검(overhaul)시 주로 발생된다. 이에 방사성 폐기물의 발생을 최소화 하고, 규제해제대상 폐기물의 지정 및 분류를 해야 한다. 본 논문에서는 방사성 폐기물의 종류 및 특성을 고려하여 작업절차의 개선, 저감화 대책 및 이를 적용한 실적을 소개하고자 한다.

1. 방사성 폐기물 발생 현황

하나로에서 발생한 연도별 고체 폐기물 발생 현황을 그림1에 나타내었다. 2005년 발생된 고체 방사성 폐기물의 양은 30,900ℓ로 종류별로 살펴보면 가연성 8,800ℓ, 비가연성 8,000ℓ, 폐수지 7,200ℓ, 폐필터 2,500ℓ 그리고 규제해제대상이 4,400ℓ이다. 규제해제대상 폐기물은 주로 활성탄으로 비오염 폐기물이다. 연도별 고체 방사성 폐기물의 발생량 가운데 특이 사항을 살펴보면, 폐수지 발생량은 7,200ℓ로 다른 해와 달리 많은 양이 배출되었음을 알 수 있다.

이는 2005년 하나로 overhaul 기간의 장기화에 따른 설비점검 및 소모품 교체로 폐기물 처리 작업이 집중되었기 때문이다.

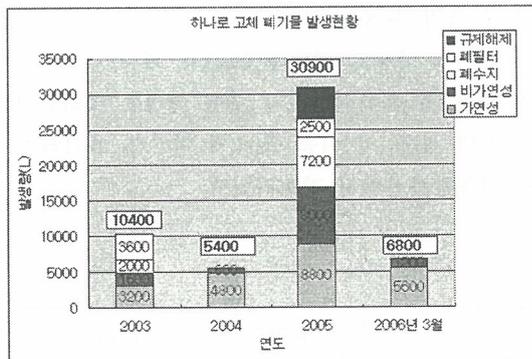


그림 1. 연도별 고체 방사성 폐기물 발생 현황

2. 고체 방사성 폐기물 처리방법

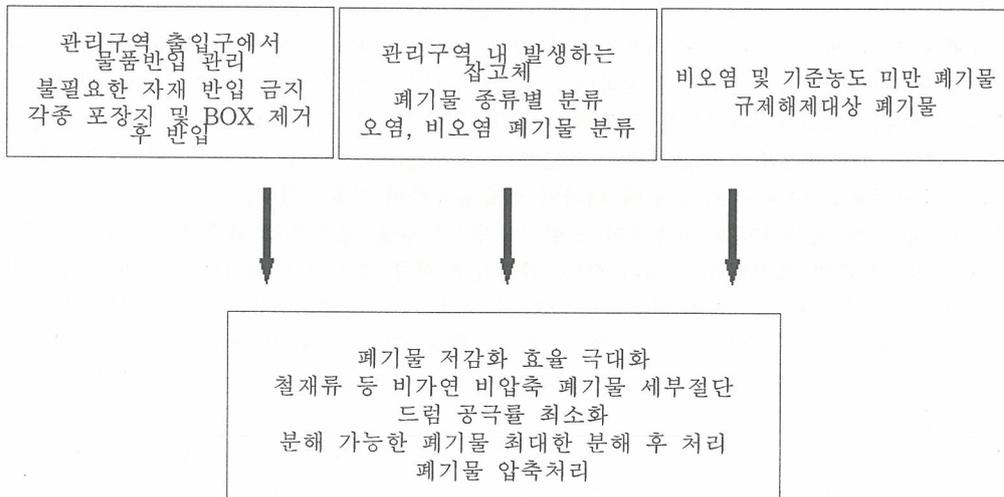
고체 방사성폐기물의 처리는 수거에서부터 분류 압축 및 드럼화에 이르기까지 일괄적으로 처리한다. 폐기물 임시저장고에서 종류별로 분류한 후 가연성, 비가연성 압축폐기물은 압축하여 드럼에 장입 한다. 비가연성 철재류 등은 최대한 분해 및 절단하여 드럼에 장입 한다. 폐기물 중 재사용이 가능한 것은 제염해서 폐기물량을 최소화 하도록 한다. 또한 비오염 폐기물은 규제해제대상 폐기물로 분류하여 오염되지 않도록 관리한다.

2.1 규제해제대상 폐기물

규제해제대상 폐기물이라 함은 신규 선원 및 행위를 처음부터 규제 대상에서 제외하는 규제배제와는 달리 규제대상이었던 선원 및 행위를 규제대상에서 제외하는 것으로 정의할 수 있다. 이러한 규제해제는 방사성폐기물의 경우 시간이 경과함에 따라 방사능의 농도가 현저히 감소될 것으로 예상되므로 타당성이 뒷받침된다. 규제해제는 선량기준으로 '개인에 대한 연간 피폭방사선량이 10 μ Sv 미만, 집단에 대한 연간 총 피폭방사선량이 1 man-Sv미만으로 제시되고 있다. 일부 핵종에서는 농도 기준으로 제시되고 있으나, 하나로 운영과정에서 발생하는 대부분이 가연성 폐기물중 주요 방사성 핵종인 Co-60, Cs-137에 대한 핵종농도 기준이 미비한 실정이다. Co-60, Cs-137 규제해제를 위한 IAEA의 잠정적인 기준으로는 각각 0.1Bq/g미만이 제시되고 있으며 두 핵종 농도의 합도 0.1Bq/g 을 넘지 않도록 제시되고 있다. 하나로에서 발생하는 폐기물 중 비오염 폐기물 및 기준농도 미만의 폐기물은 규제해제대상 폐기물로 지정하여 오염되지 않도록 분류하고 있다.

3. 고체 방사성 폐기물 저감화 대책 개선

관리구역 내에서 발생하는 방사성폐기물에 대한 자체처분 관리규정 및 핵종별 기준 농도가 강화되고 있는 실정이다. 그러므로 관리구역 출입구에서부터 반입물품에 대한 제한을 두는 것이 필요하다. 방사성폐기물 발생 최소화를 위한 조치로 불필요한 포장지나 자재는 반입 자체를 금지하여 포장지를 제거한 후 반입할 수 있도록 한다. 재사용이 가능한 자재나 물품은 제염방법의 개선으로 기준치 이하가 되도록 한다. 폐기물발생량 저감화 대책을 마련하고 작업절차의 개선을 통해 방사성폐기물의 발생이 예상되는 작업을 할 때도 폐기물량의 발생을 최소화 하도록 한다.



4. 결 론

하나로 원자로 계획정지 시 방사성 폐기물 발생을 최소화하기 위한 방안으로 방사성 폐기물 처리 작업 절차의 개선 및 폐기물 저감화 대책을 수립하고 있다. 가연성 및 비가연성 고체 폐기물 처리 작업 절차의 개선은 폐기물량 감소효과를 높일 수 있다. 또한, 규제해제대상 폐기물의 분류 및 지정 절차를 수립하여 방사성 폐기물 관리에 최선을 다하고 있다. 앞으로도 방사성 폐기물 저감화 대책 연구 및 처리 작업 절차 개선 등과 같은 지속적인 노력과 신기술 개발로 하나로 안전 운영에 기여하고자 한다.

비규격 방사성폐기물 드럼의 핵종 재고량 평가방안

김태욱, 강기두, *이상철, *이건재

한수원(주) 원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

*한국과학기술원, 대전광역시 유성구 구성동 373-1

taewook@khnp.co.kr

중·저준위 방사성폐기물 비규격 드럼의 핵종 재고량 평가방안을 도출하였다. 중·저준위 방사성폐기물 200리터 및 320리터 규격 드럼은 감마선 방출핵종의 경우 드럼 핵종분석장치를 이용하여 핵종 재고량을 평가하고 측정난이(DTM) 핵종의 경우에는 key 핵종의 방사능과 척도인자를 이용하여 핵종 재고량을 평가할 수 있다. 그러나 드럼의 밀도가 3 이상이거나 표면선량이 150 mSv·h⁻¹ 초과 드럼 또는 규격이 이와 다른 드럼인 경우에는 감마선 방출핵종의 핵종 재고량 평가시 드럼 핵종분석장치의 적용이 어렵다.

현재 우리나라 원전에서 드럼에 담아 저장되고 있는 폐기물 드럼 중 드럼 핵종분석장치를 이용하여 핵종재고량을 평가하기 어려운 드럼은 고건전성 용기, 콘크리트 드럼, 4-Pack 용기 등이다. 이들 드럼에 대한 핵종 재고량 평가방안으로 드럼의 표면선량과 폐기물 내 감마선 방출핵종의 비를 이용하는 선량 대 방사능 환산방법과 이동용 핵종분석장치를 이용하여 직접 평가하는 방법이 있다.

선량 대 방사능 환산방법은 드럼 내 핵종의 조성비를 알 때 MCNP 또는 MSshield 등의 코드를 이용하여 단위 방사능 당 드럼 표면에서의 방사선량을 나타내는 환산인자를 도출하고 실제 드럼 측정시에는 역으로 표면선량을 측정하여 드럼 내 감마선 방출핵종의 방사능을 구하게 된다.

본 연구에서는 드럼 내 폐기물을 균질하다고 가정하였고, 비균질 가정으로 인한 오차를 줄이기 위하여 드럼을 상중하 3개의 segment로 분할하고 각 segment에 대하여 전후좌우 4개소에 대한 선량의 기하평균값을 다시 전체 드럼에 대하여 산술평균하여 사용하였다.

방사능 대 선량 환산인자를 이용하여 드럼 내 방사능량을 평가하기 위해서는 드럼 내 폐기물의 감마선 방출핵종의 조성비를 구해야 한다. 폐기물별 핵종 조성비는 폐기물 종류별로 시료의 방사화학분석에서 얻어진 데이터를 활용하였으며, 측정된 감마 방출 핵종들 중 표면선량률에 대한 기여도를 반영하여 ⁶⁰Co, ¹³⁷Cs, ^{110m}Ag, ⁵⁸Co, ¹³⁴Cs, ¹⁴⁴Ce, ⁵⁴Mn, ¹²⁵Sb의 핵종에 대한 조성비를 사용하였다. 이들 핵종의 방사능량은 폐기물 종류별로 총 방사능량의 95% 이상을 포함하고 있는 것으로 나타났다.

잡고체는 다양한 폐기물로 구성되어 있고 포장시 그 내부 조성 또한 비균질하나 이에 의한 영향보다는 밀도에 의한 영향이 크므로 밀도에 의한 영향을 고려하고 보수적인 관점에서 드럼의 정중앙에 점선원으로 위치하고 있는 것으로 가정하였다. 농축폐액은 시멘트, 파라핀, 농축폐액 분말이 균질하게 혼합되어 있다고 가정하여 적용하였으며, 폐수지도 균질하게 분포되어 있는 것으로 가정하였고, 폐필터의 경우에는 단일 폐필터 하나가 드럼의 정 중앙에 저장되는 것으로 가정하였다.

선량 대 방사능 환산방법의 주요 변수인 환산인자와 조성비가 지닐 수 있는 불확도를 평가하기 위하여 불확도가 가장 높을 것으로 판단되는 잡고체의 모의 드럼에 방사능을 알고 있는 선원을 이용하여 실측치와 예측치를 비교 평가하였으며, 조성비의 경우 얻어진 시료 분석 자료를 통해 불확도를 평가하였다.

환산인자로 인한 최대 오차는 선원이 표면에 있는 경우로 최대 150%의 오차가 발생하였으며, 그 밖의 경우에는 혼합선원 2 종류 및 ¹³⁴Cs에 대해 각각 36% ~ 54%로 나타났다. 잡고체의 환

산인자에 대한 보수적인 설정을 위해 가정한 점선원의 경우에는 혼합선원 2 종류 및 ^{134}Cs 에 대해 8% ~ 25%의 오차가 있는 것으로 나타났다. 또한, 세 선원을 이용한 9개 지점의 평균 선량률에 대한 측정치와 예측치를 비교 결과 평균 오차는 최대 60% 이하인 것으로 나타났다.

이동용 핵종분석장치를 이용할 경우에는 분석프로그램의 정형화된 기하형태에 해당 드럼의 기하형태가 존재하여야 한다. 현재 이동용 핵종분석장치를 이용하여 평가하려는 드럼은 콘크리트 드럼 및 4-Pack 용기이다. 이동용 핵종분석장치를 사용하였을 경우 기하형태별 불확도는 향후 평가할 예정이며, 이동용 핵종분석장치를 이용하여 핵종 재고량을 평가할 경우를 대비하여 척도인자를 이용한 측정난이 핵종의 핵종재고량 평가 프로그램을 개발하였다.

앞으로 과거 드럼을 대상으로 드럼 핵종분석장치를 이용하여 평가한 결과가 도출되면 선량 대 방사능 환산방법 및 이동용 핵종분석장치를 이용한 핵종 재고량 평가방법의 결과와 비교하여 폐기물 종류별 최적의 핵종 재고량 평가방안을 도출할 수 있을 것으로 판단된다.

시료의 대표성 확보를 위한 통계적 방법에 관한 연구

김주열, 박병기, 이병철

(주)미래와도전, 서울시 관악구 봉천7동 산4-2 서울대학교연구공원 본관516호

gracemi@fnctech.com

방사성폐기물 처분사업의 본격화로 저장 중인 방사성폐기물의 처분 준비가 활발하게 이루어지고 있다. 처분비용이 드럼 당 수 백만원에 이를 것으로 예측되는 가운데 처분대상 폐기물의 최소화를 위해 규제해제 및 자체처분 방안이 논의되고 있다. 특히 200 리터 드럼의 내용물 전체에 대한 특성분석은 현실적으로 불가능하며 비용 및 효율의 측면에서 바람직하지 않으므로 핵종분석 및 처리방안에 앞서 시료의 대표성 확보(attaining a representative sample or master sample)가 요구된다. 시료의 대표성 확보 방안은 자체처분 신청대상 폐기물의 방사선(능) 측정 관련 방사성 오염토양, 해체콘크리트폐기물, RI폐기물, 대용량기기 및 폐철재류, 활성탄 및 폐수지 등의 공정폐기물에 적용할 수 있으며, 시료의 품질보증(quality assurance) 측면에서도 대단히 중요하다.

시료의 대표성 확보를 위해 국내외적으로 초기 단계의 연구가 이루어지고 있다. 국외의 경우 대부분이 광역 규모 오염토양의 제염 및 복원처리를 위한 권고 방안들이며, 이를 위해 최근 개발된 프로그램으로 NRC의 MARSSIM(Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, 2000)과 PNNL의 VSP(Visual Sample Plan, 2005)가 있다. IAEA-TECDOC-855 (1996)에서는 규제해제 적용의 타당성을 검증하기 위한 시료채취 및 측정방법에 대한 권고안으로 대상 폐기물을 종류 및 발생원에 따라 균일하게 분류하고 해당물질의 평균화가 허용되는 최대 면적 및 질량 단위를 결정하여 방사능을 측정하여야 한다고 제시하고 있다. 최근 EPA QA/G-5S (2002)와 IAEA-TECDOC-1415 (2004)에서는 오염토양의 효과적인 감시와 시료의 대표성 확보를 위한 표본 추출방법론을 소개하고 있고 특정 신뢰도를 확보하기 위하여 요구되는 시료의 개수 및 추정치의 정밀도를 제공하고 있다.

국내의 경우 KINS의 방사성폐기물 규제기술개발 - 방사성폐기물 규제해제 요건 개발(KINS/RR-144)에 제시된 균질화 및 평균화 방안이 있다. 균질화 방안은 동일한 종류의 폐기물 전체를 균일하게 혼합하여 채취한 시료에 대한 방사능 분석결과를 이용하는 것이고, 평균화 방안은 동일한 종류의 폐기물 중 무작위로 다수의 시료를 채취하여 분석된 방사능 농도의 평균치를 적용하는 것이다. 상기 보고서에서는 평균화를 인정할 수 있는 시료의 양이 200 kg 또는 200 L의 폐기물 당 1 kg 또는 1 L 이상이어야 한다고 제시하고 있다. 하지만 상기 수치에 대한 객관적인 근거가 빈약하며, 현재 방사성오염 토양폐기물에만 적용가능 방안으로, 불균질의 고체폐기물과 일정한 폐기물 발생형태(waste stream)가 없이 다종, 소량 및 불규칙하게 발생하는 RI 폐기물과 같은 대상에 적용하기에는 무리가 있다. 또한 KAERI에서는 상기 균질화 및 평균화 방안을 방사성 오염토양 규제해제를 위한 시료채취 및 분류처리 절차에 적용한 바 있다. 토양의 경우 입자의 크기가 작아 전체적인 혼합이 쉽고 일부의 시료가 전체 내용물을 비교적 쉽게 대표할 수 있다.

표본추출설계(sampling design)는 추정의 편의(bias)를 줄이면서 모집단을 대표할 수 있는 표본의 추출 및 조사에 관한 것으로 최적의 표본크기, 평균, 신뢰구간, 분산 및 변이계수 등을 결정한

다. 널리 이용되는 표본추출설계에는 단순랜덤추출(simple random sampling), 층화랜덤추출(stratified random sampling), 계통추출(systematic sampling), 판단추출(judgemental sampling), 적응추출(adaptive sampling), 복합추출(composite sampling) 등이 있다. 실제로는 상기 방법들을 복합된 형태로 적용하며, 비용, 시간, 효율성 등을 고려하여 표본추출의 방법과 표본의 크기를 결정한다. 또한 소규모 시험조사를 통하여 표본설계의 오류를 검사하고 표본설계를 재작성한다. 그림 1은 매립지 주변 대규모 오염토양의 특성분석과 규제치 이상의 토양납오염 지역(hotspots)을 찾기 위해 목적지향적인 적응샘플링기법(adaptive sampling)과 추계적인 지구통계기법(stochastic geostatistical technique)을 적용한 시료채취 설계의 예시이다. 가연성 종이류, 가연성 플라스틱류, 비가연성 압축성, 비가연성 비압축성, 폐필터, 유기폐액, 무기폐액, 동물사체 및 밀봉선원 폐기물 등으로 이루어진 RI 폐기물의 표본조사방법으로는 계층분석(hierarchical process)이 포함된 층화랜덤추출과 전문가의 판단이 가미된 판단추출을 복합된 형태로 사용하는 것이 타당하다 (그림 2).

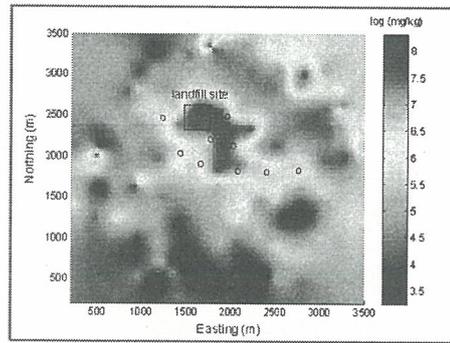


그림 1. 오염토양의 특성분석을 위한 표본추출설계 예시

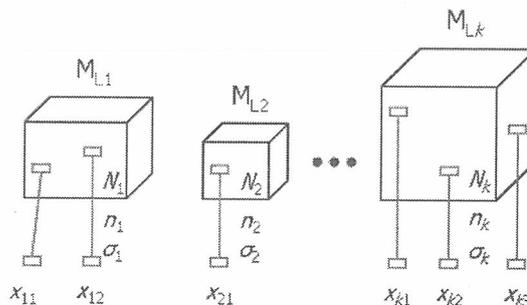


그림 2. 다양한 크기와 종류를 가지는 불균질 RI 폐기물에 대한 표본추출설계 예시

방사성폐기물 장기저장시설의 안전성 검증체계에 관한 고찰

정재학

한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19번지

radwaste@kins.re.kr

우리나라는 지난 40년 가까이 방사성폐기물을 임시저장해왔으며, 현재 추진중인 중저준위폐기물 처분시설이 운영될 경우에도 단기간에 저장중인 모든 폐기물을 처분하는 것은 현실적으로 어려울 것으로 예상된다. 따라서 향후 국내 장기저장 수요에 대한 예측과 장기저장이 필요한 방사성폐기물에 대한 안전성 검증체계의 확립이 필요한 시점이라고 할 수 있다.

표 1은 방사성폐기물 장기저장에 관한 IAEA의 Position Paper (2003)와 Technical Meeting (2005)에서 논의된 고려사항 (장기저장의 목적 및 형태, 저장기간, 장기저장의 수요, 관련 안전성 항목, 잠재적인 현안 등)에 대하여 국내 상황을 반영해 예비적으로 검토한 결과를 요약한 것이다.

표 1. 방사성폐기물 장기저장 안전성 확보를 위한 고려항목에 대한 예비 검토결과

항목	예비 검토결과	비고	
장기저장 목적 및 형태	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 붕괴/냉각저장 (단수명 폐기물, 사용후핵연료) ▪ 완충저장 (가공전 폐기물) ▪ 중간저장 (처분을 위해 대기중인 폐기물) ▪ 전략적 저장 (재처리를 위해 대기중인 사용후핵연료) 	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 장기저장 목적에 대한 명확한 정의 ▪ 저장방식에 대한 분류 	
저장기간 분류	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 단기저장 (예: 예상 저장기간 5년 이내) ▪ 중기저장 (예: 예상 저장기간 5년 초과) ▪ 장기저장 (예: 예상 저장기간 수십 년 초과) ▪ 무기한 저장 (저장 이후의 관리방침 미정) 	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 대개 5년 내지 수십 년을 장기저장기간으로 고려 	
장기저장 수요 및 현황	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 과거발생 폐기물 중 처분장 인수기준 불만족분 ▪ 과거발생 폐기물 중 처분장 인수기준 미확인분 ▪ 향후 발생될 폐기물 중 인수기준 불만족분 ▪ 월성 삼중수소제거설비에서 발생될 삼중수소 저장용기 ▪ 연구로1,2호기 해체시 발생될 흑연폐기물 등 	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 처분시설 인수가 불가능하거나 지연되는 폐기물 ▪ 구체적인 사례에 대한 추가조사 필요 	
장기저장 안전성 항목	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 시설/포장물/용기의 안정성 ▪ 차폐설계 ▪ 작업자의 방사선방호 ▪ 물리적방호 및 보안 ▪ 경년열화 및 부식관리 ▪ 운반안전성 	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 설계기준 사고 ▪ 화재방호 ▪ 가연성 기체 등 발생 ▪ 폭발 및 자연발화 ▪ 장기간 부지환경 조건 ↳ 자연현상 (지진, 홍수 등) 	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 전통적인 저장 안전성 항목과 대부분 일치 ▪ 저장용기의 건전성, 열화, 부지조건 변화, 설계기준 사고 등의 중요성 증가
장기저장시 잠재적 현안	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 장기간 시설 소유권 및 관리·운영의 책임 ▪ 장기간 기록유지 및 보전 ▪ 과거 허가시설에 대한 신규 규제요건 적용 ▪ 장기저장 시설에 대한 안전사례 재구성 및 인허가 갱신 ▪ 화학적·생물학적 위험도에 대한 관리 ▪ 세대간 평등문제 (지속가능한 발전 측면) 	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 현행 규제체계 하에서 예상되는 현안들 	

우리나라의 경우에도 추가적인 가공이나 특성평가가 요구됨에 따라 처분장 인수가 지연될 수 있는 중저준위폐기물과 중간저장이 필요한 사용후핵연료 등 잠재적인 장기저장 수요가 있는 것으로 분석되었다. 저장기간 분류기준으로는 특성평가 또는 완충을 위한 임시저장 소요기간 (약 5년)이나 적절한 최종 관리단계 이행이 지연됨에 따라 예상되는 “수십 년”을 고려할 수 있을 것이

다. 장기저장에 따른 안전성 항목은 대부분 전통적인 저장안전성 항목과 일치하지만 저장기간 장기화에 따른 저장용기의 건전성, 열화, 부지조건 변화, 설계기준 사고 등의 중요성이 상대적으로 증가될 것으로 예상된다. 한편 장기간 관리의 책임소재, 기록보존, 기존 시설에 대한 안전사례 재구성, 주기적인 안전성평가 등이 잠재적인 현안이 될 수 있는 것으로 분석되었다.

또한 이 논문에서는 방사성폐기물 장기저장 시설에 대한 안전사례 구성을 위한 기본자료를 생산하기 위한 목적으로, 저장시설에서 폭발 및 화재사고 발생시 주변 주민에 미치는 영향에 대한 예비평가를 수행하였다. 우선 과기부고시 제2005-18호(중저준위 방사성폐기물 인도규정)에 명시된 핵종별 처분농도 상한치에 상당하는 폐기물 1,000드림을 장기간 (5년 이상) 저장하는 시설을 평가 대상으로 선정하였다. 사고유형으로는 소규모 폭발 (TNT 1파운드 폭발에 상당)과 대규모 화재 (시설전체 폐기물의 화재)를 고려하였고, 기체상 물질의 누설 가능한 분율은 NUREG-1140의 표준값 (예: 삼중수소 100 %, 기타핵종 0.01-1 %)을 적용하였다. 기상조건으로는 대기안정도 F, 풍속 1 m/s (원자력시설 사고해석 기본가정), 시설로부터 소외주민 거주지까지의 거리는 100 m로 가정하였다. 상기 시나리오에 대하여 미국 LLNL에서 개발한 HOSPOT Version 2.06 전산코드를 이용하여 예상되는 소외주민 영향을 평가하였다.

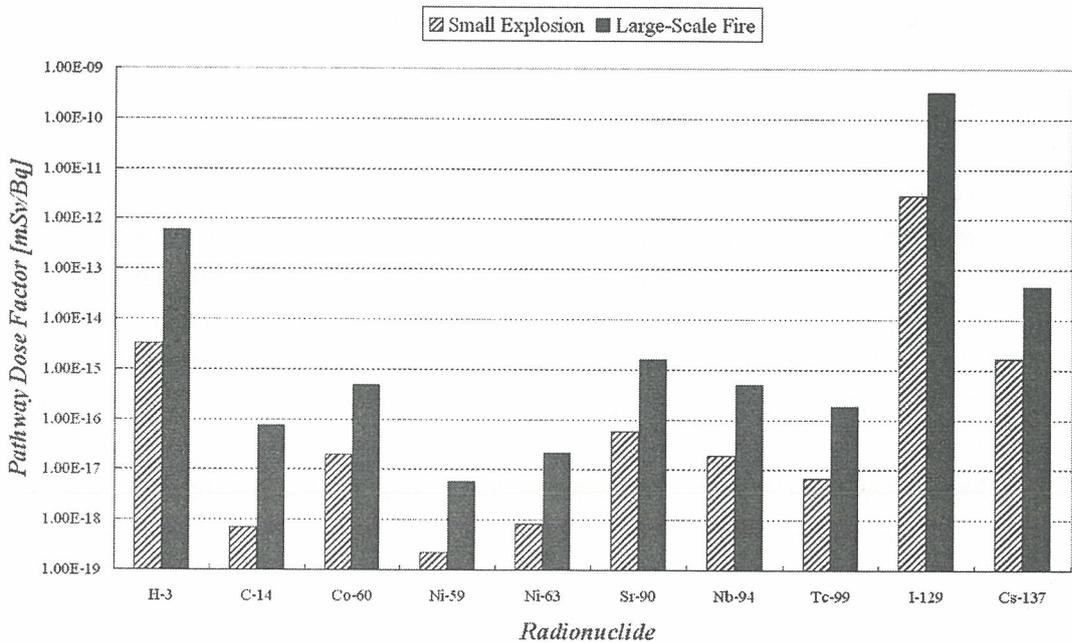


그림 2. 장기저장시설에서 폭발 및 화재사고시 핵종별 주민선량 환산인자 (mSv/Bq)

그림 2에 도시한 바와 같이 핵종별 주민선량 환산인자의 순위는 유효선량 환산인자의 순위와 상이하며, 특히 저장시설에서 폭발 및 화재발생시 ³H의 주민선량 환산인자는 ⁶⁰Co이나 ¹³⁷Cs에 비해 오히려 큰 것으로 평가되었다. 이러한 평가결과는 폭발 및 화재사고시 기체상 누설비율이 큰 핵종 (예: ³H)에 의한 영향이 상대적으로 증가함에 기인한 것이며, 이는 장기저장시설에 대한 안전사례의 구성 또는 저장 방사능 재고량 제한치 유도과정에서 시나리오와 피폭경로 별로 차별화된 접근방법이 필요함을 암시하고 있다.

방사성폐기물의 저장 및 운반과정에서 기체발생 현상에 대한 예비평가

정재학

한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19번지

radwaste@kins.re.kr

처분조건에서 방사성폐기물에 함유된 금속의 부식 및 셀룰로스의 미생물 분해는 기체 (수소, 메탄, 이산화탄소 등)의 발생을 유발할 수 있으며, 지금까지 처분안전성 측면에서 기체발생 현상에 대해 많은 연구가 국내외에서 수행된 바 있다. 특히 폭발성 또는 가연성 기체 (수소, 메탄 등)가 다량으로 발생될 경우에는 화재나 폭발에 의한 잠재적인 위험도가 증가될 수 있으며, 이는 처분안전성 뿐 아니라 저장 및 운반 안전성 측면에서도 관심을 가질 필요가 있다. 실제로 미국의 반웰 처분장에서는 탈수·건조된 여과기 및 폐수지 포장물 인수 과정에서 기체의 누출 또는 기체발생으로 인한 용기의 변형현상이 확인된 사례가 보고된 바 있다.

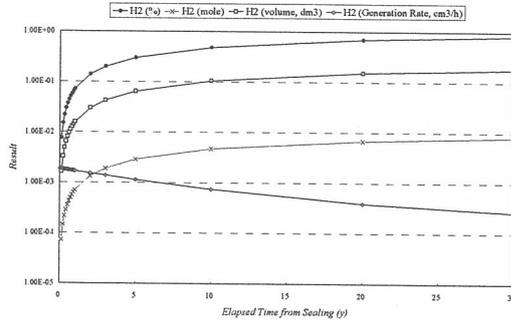
상기 문제점과 관련하여 NRC는 일련의 Generic Communications를 발간하여 사업자의 조치를 촉구하였으며, 특히 Information Notice No. 84-72에서는 운반과정에서 요구되는 가연성기체 관련 요건을 "예상되는 반출기간의 2배 기간동안 표준상태 (STP)에서 포장물 내부 수소기체의 발생을 용기 빈공간의 부피비 5% 이내로 제한해야 한다"는 입장을 표명하였다. 동 문서에서 수소기체의 발생량을 공극부피의 5%로 제한함에 따른 기술적 배경은 제시되지 않았으나, 이는 수소기체의 폭발 가능성을 배제하기 위한 목적으로 설정된 것으로 추정된다.

이 논문에서는 지금까지 국내에서 심도 있게 논의되지 못했던 저장 및 운반과정에서 방사성폐기물 용기내부의 기체발생 가능성과 이에 따른 안전성 측면의 Implication을 예비적으로 고찰하였다. 우선 수소기체 발생 가능성이 상대적으로 큰 것으로 알려진 유기물질을 함유한 폐이온교환수지 (IRN-150 HOH형 혼상탈염기) 시멘트 고화체와 파라핀으로 안정화된 농축폐액 폐기물 (이하 파라핀 폐기물)을 대상 폐기물로 선정하였다. 이들 폐기물은 발생된 후 30일이 경과된 시점에 용기 (DOT-17H 드럼; 내경 57.2 cm, 높이 84.46 cm)에 장입·밀봉 (뚜껑 고정장치 체결)되며, 용기 내부 (상부) 빈공간의 부피는 용기 내부 총부피의 10%로 가정하였다. 임시저장 및 운반에 소요되는 시간을 고려해, 밀봉된 용기는 일정기간이 경과된 후 처분장에 인수된다고 가정하였다. 개별 용기의 방사선원량은 1996년 National Academy Press가 발간한 NAS-NS-3119에 제시된 PWR 발생 폐기물의 평균값을 적용하였다 (단, TRU는 ^{239}Np 로 가정). 한편 문헌조사를 통해 각 폐기물 구성성분에 대한 G_{H_2} 값 (흡수되는 100 eV의 방사선에너지 당 생성되는 H_2 분자의 개수)을 확보하였다. 표 1은 파라핀의 조성별 G_{H_2} 값 조사결과를 보여주고 있다 (표 1 참조).

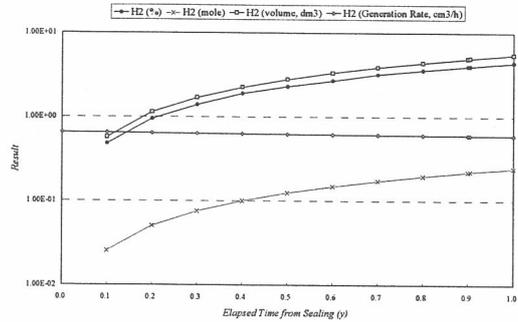
표 1. 파라핀 조성변화에 따른 G_{H_2} 값

조사온도		-77℃	실온	55℃
파라핀의 조성	$\text{C}_{20}\text{H}_{42}$	2.14	2.26	3.32
	$\text{C}_{21}\text{H}_{44}$	2.16	2.38	3.32
	$\text{C}_{23}\text{H}_{48}$	2.25	2.45	3.28
	$\text{C}_{24}\text{H}_{50}$	2.16	2.52	3.22

이 논문에서는 방사성폐기물의 기체발생 현상을 평가하기 위해 개발된 많은 모델들 중에서, Radcalc 4.0 (개발사: Duratek)을 이용해 용기내 폐기물의 방사분해에 의한 수소기체 발생량과 발생률을 시간 경과에 따라 평가하였으며, 그 결과를 그림 1에 도시하였다. 금속의 부식이나 셀룰로오스의 미생물 분해 메커니즘은 저장 및 운반조건 및 소요되는 시간을 고려해 반영하지 않았다.



(a) 파라핀 폐기물



(b) 폐수지 고화체

그림 1. 폐기물 드럼의 밀봉 후 시간 경과에 따른 수소기체 발생량 및 발생률 예측결과

파라핀 폐기물의 경우 주어진 조건에서 용기를 밀봉한 후 1년 내지 10년 동안 수소기체의 농도는 0.072% 내지 0.48% 범위로서 낮은 수준으로 유지될 것으로 예상되었다. 그러나 폐수지 고화체 내부의 수소농도는 밀봉 후 점차 증가하다고 약 0.9년이 경과한 시점에서 4%에 도달하는 것으로 평가되었다. 이 논문에서 적용한 폐수지와 시멘트의 G_{H_2} 값 (0.41)이 파라핀 폐기물의 G_{H_2} 값 (2.5) 보다 작음에도 불구하고 폐수지 고화체의 수소기체 발생률이 상대적으로 크게 평가된 이유는 폐수지 고화체 용기내의 총방사선원량 (1.4×10^{12} Bq)이 파라핀 폐기물의 방사선원량 (1.58×10^9)에 비해 상대적으로 크기 때문인 것으로 분석되었다. 이러한 결과는 사용후핵연료 손상으로 인해 계통의 방사능 농도가 증가된 시기에 발생된 유기물질을 함유한 폐기물은 저장기간이 장기화될 경우 용기 내부에 수소기체가 유의할 만한 수준으로 누적될 가능성을 배제할 수 없음을 암시하고 있다.

한편 수소의 발생률이 같을 경우 용기 상부의 빈공간이 감소하거나 폐기물의 겉보기 밀도가 증가하면, 같은 시점에서 용기 내부의 수소농도가 상대적으로 높아지는 것으로 나타났다. 이는 용기 내부에 폐기물을 과도하게 압축·장입할 경우 저장·운반과정에서의 수소기체 농도관리 필요성이 증가함을 의미하는 것이다. 또한 문헌조사 과정에서 방사분해에 의한 물 (water)의 수소기체 발생률이 일반적인 무기물질에 비해 높은 수준 (G_{H_2} 값이 각각 1.6, 0.53 및 0.45)임을 확인하였으며, 이를 통해 습식폐기물의 경우 건식폐기물에 비해 수소기체 발생현상에 대한 고려 필요성이 상대적으로 큼을 알 수 있었다.

물론 국내 방사성폐기물의 실제 자료를 적용하지 못한 상태에서 수행된 이 논문의 예비 평가 결과만으로 저장·운반과정에서 수소기체 발생현상에 대한 추가적인 고려 필요성을 논의하는 것은 한계가 있다. 그러나 방사성폐기물 임시저장 기간이 장기화되고 있고 처분장 운영과 관련하여 향후 소의운반 수요가 증가될 것으로 예상되는 국내 상황을 고려할 때, 저장·운반 안전성 측면에서도 방사성폐기물 용기 내부의 가연성기체 발생·누적 가능성에 대한 보다 구체적인 검토가 필요한 시점이라고 판단한다.

MDPSA 코드의 단일 암반내 이류-분산 물질 이송 현상 모사 성능 검토

한지운, 황용수, 강철형

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

jwhan@kaeri.re.kr

증장기 원자력 연구 개발의 일환으로 개발중인 다차원 확률론적 안전성 평가(MDPSA)코드는 유한체적법에 기초하여 지하암반에서의 지하수 및 핵종의 다차원 이동 현상을 모사할 수 있도록 설계되었다. 특히 다공암반과 단일암반이 혼재하는 국내 지하암반의 특성상 두 암반에서의 물질 이송 현상에 대한 MDPSA 코드 모사 성능의 정확성 평가는 방사성폐기물 처분장의 올바른 안전성 평가 적용에 앞서 필수적으로 선행되어야 한다. 이미 기존 연구를 통하여 다공암반내 이류-분산 물질 이송 현상에 대한 MDPSA 코드 예측 성능이 해석해와의 비교를 통하여 검증되었다[1]. 그러나 단일암반내 물질 이송 현상에 대해서는 단일간의 복잡한 상호 연결성으로 인한 해석해 도출의 한계성으로 인하여 주로 단일 단열을 대상으로한 이론적 접근이 주로 수행되어 왔다[2].

따라서 본 연구에서는 MDPSA 코드의 단일 암반내 이류-분산 물질 이송 현상 모사 성능을 검토하기 위하여 우선 해석해가 존재하는 단일 단열을 대상으로한 수치계산을 수행하고 해석해와 비교하여 MDPSA 코드 수치계산 결과의 유효성을 검토하였다. 또한 복잡하게 연결된 단열망에서 Rock Matrix Diffusion(RMD) 영향을 고려하기 위한 모델을 제안하였고 간단한 단열암반을 대상으로 관련 수치계산을 수행하였다.

우선, 단일 단열내 이류-분산 물질 이송 현상에 대한 MDPSA 코드의 예측 성능을 검토하기 위한 계산 조건을 Table 1에 표시하였으며 Fig. 1에 MDPSA 농도 분포 계산 결과 및 해석해를 비교 도시하였다.

총길이	10000 m	초기조건	$C(X \geq 0, t=0)=0$
단열내 격자	$X \times Y=100 \times 1$	경계조건	$C(X=0, t>0)=C_0$ $C(X=100, t>0)=0$
Transmissivity	8.33333E-8		
Pressure drop	58.75994 Pa		

Table 1 Calculation conditions for the simulation of advective-dispersive mass transport in single fracture

이 경우에 대한 해석해는 Tang 등이 제시한 식 (1)와 같은 형태로 표시되며, Talbot 알고리즘에 기초한 Laplace 변환을 통하여 계산된다[3].

$$\frac{C}{C_0} = \frac{\exp(vz)}{\pi^{1/2}} \int_0^\infty \exp\left(-\xi^2 - \frac{v^2 z^2}{4\xi^2}\right) \exp(-\eta z^2) \left\{ \exp(-\lambda^{1/2} Y) \operatorname{erfc}\left(\frac{Y}{2T} - \lambda^{1/2} T\right) + \exp(\lambda^{1/2} Y) \operatorname{erfc}\left(\frac{Y}{2T} + \lambda^{1/2} T\right) \right\} d\xi \quad (1)$$

Fig. 1 에서 보는 바와 같이 단일 단열내 이류-분산 물질 이송 현상 모사의 경우 MDPSA 코드에 의한 수치해와 해석해의 결과에 큰 차이가 없는 것을 알 수 있다.

그러나, 복잡하게 연결되어 있는 단열망의 경우 각 단열마다 단일 단열에서와 같은 해석

적 방법을 적용하는 것은 불가능하며, 유한차분법 등과 같은 수치접근법을 적용하는 것도 계산용량의 막대한 증가를 초래하여 실용적으로 활용하는 데에는 한계가 있다. 또한 개별 단열로부터 확산 유출된 물질은 암반공극을 통해 확산 이동되어 인근 단열로 유입되면서 상호 간섭현상을 일으키게 된다. 이러한 상호 간섭현상을 수치적으로 상세히 모사하는 것은 현 단계에서는 요원하기 때문에 MDPSA 코드에서는 이러한 단열망내 RMD 현상을 다음과 같은 방법으로 모델링하였다. 우선 단열암반으로의 확산현상은 1차원 확산현상에 기초한다고 가정하였다. 단열 암반내 전체 공극으로의 평균 확산 거리는 2개의 단열벽 면적 및 단열 암반이 차지하고 있는 격자의 총체적 관계로부터 산출한다. 이때 단열 면적중 실제 단열암반으로의 유효 유출입량에 기여하는 유효단열면적을 고려할 수 있는 channeling 분율 ε 을 도입하였으며, 최종 모델식은 식(2)와 같다.

$$d = \frac{V}{2\varepsilon \sum_{fractures} A_{fractures}} \quad (2)$$

여기서, V는 단열암반이 포함된 격자의 총 체적, A는 각 단열면적, d는 확산거리, ε 은 channeling 분율을 각각 의미한다. 단, 현 단계 모델에서는 channeling 효과의 경우 단열간의 RMD를 통한 물질이동에만 기여할 뿐 단열내 물질 이동에는 영향을 주지 않는다고 가정하였다. 본 모델에 기초하여 각 격자마다 평균 확산 거리를 차등적으로 할당할 경우 계산용량의 추가부담없이 구획별 확산거리의 추계론적인 변화도 반영할 수 있을 것으로 기대된다.

본 논문의 해석해 및 수치해의 비교를 통하여, MDPSA 코드가 단일 단열 암반내 이류-분산 물질 이송 현상을 타당하게 모사할 수 있는 것으로 판단되며, 추후 제안된 RMD 모델을 활용할 경우 분리단열모델을 이용하여 구성된 단열망에서의 물질 이동 해석시 상대적으로 적은 계산용량으로 RMD 효과를 반영할 수 있을 것으로 사료된다.

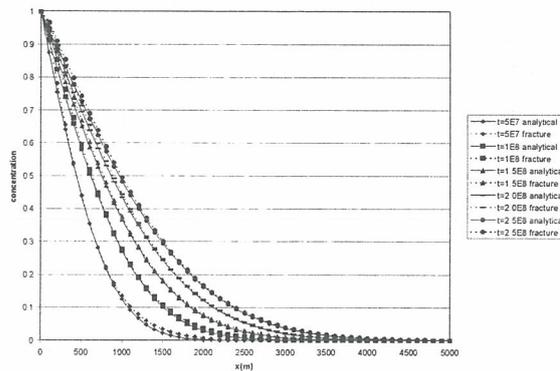


Fig. 1 Comparison of calculated results with analytic solutions about mass transport in single fracture

참고문헌

[1] J. W. Han, Y. S. Hwang and C. H. Kang, MDPSA Code Verification for Advective-Dispersive Mass Transport in Porous Media, Proceedings of Korean Nuclear Society autumn meeting, 2005.
 [2] D. H. Tang, E. O. Frind and E. A. Sudicky, Contaminant Transport in Fractured Porous Media : Analytical Solution for a Single Fracture, Water Resources Research, Vol. 17, No. 3, pp.555-564, 1981.
 [3] A Talbot, The Accurate Numerical Inversion of Laplace Transforms, J. Inst. Math. Appl. 23, 97, 1979.

처분장 구조안정성 분석을 위한 모듈식 해석모델 개발

이 양*, 이종열, 최희주, 최종원

*한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

yalee@kaeri.re.kr

심지층 고준위방사성폐기물 처분장 설계시 많은 설계인자들이 고려되어진다. 특히, 처분장의 성능과 안정성은 처분장 주변의 열, 수리, 역학적 거동과 밀접한 관계가 있다. 이 외에도 지각이동, 지하수압의 작용, 벤토나이트 버퍼의 포화에 의한 팽창압의 작용 등도 처분장의 안정성에 영향을 준다. 이 현상들은 개별적으로 작용하기도 하지만, 대부분 서로 연관성을 가지고 복합적으로 작용하게 된다. 이러한 복잡한 거동과 유사한 시간적, 공간적 현상은 자연현상에서 그 예를 찾기가 거의 불가능하기 때문에, 처분장 설계시에는 부분적인 실증시험과 수치해석적 방법이 유용하게 사용된다.

처분장의 거동과 관련한 분석에서는 해석의 효율성을 위하여 해석내용에 따라서 모델의 시간적, 공간적 규모에 대한 조정이 필요하다. 일반적으로 역학적인 모델보다 열, 수리적 모델에서 훨씬 더 큰 시·공간적 모델이 사용된다. 따라서 열-수리-역학적 연계 거동해석을 위해서는 시·공간적으로 가장 큰 모델이 사용되어야 한다. 이는 해석모델의 복잡성과 관련하여 제한적으로 사용될 수밖에 없으며, 매우 긴 계산시간이 요구된다. 본 연구에서는 각각의 현상을 독립적으로 분석하고 이를 통합할 수 있도록 하는 모듈식 해석모델을 제안하고자 한다. 모듈식 해석모델은 각 모듈마다 대상 모델의 규모와 해석 시간을 서로 다르게 지정할 수 있으므로 계산시간을 단축할 수 있는 것으로 확인되었다. 또한, 임의의 시간단계에서 응력성분을 자유롭게 추출하거나 추가할 수 있으므로 다양한 거동 분석에 대해 적용성이 뛰어난 것으로 판단된다.

FLAC3D는 지반공학적 문제 설계를 위해 개발된 유한차분 해석 프로그램으로서 터널, 사면, 댐 등의 설계에 널리 이용되고 있다. FLAC3D는 역학적 문제뿐만 아니라, 열전달 및 유체유동 해석이 가능하며, 부분적으로 이들의 연계해석도 가능하다. 특히, FLAC3D에는 FISH라는 내장함수를 제공하며, FISH를 통해 사용자 정의의 구성모델을 작성할 수 있다. 일반화된 Hooke의 법칙 (Generalized Hooke's Law)에 의하면 수직변형률은 역학적 변형률 성분과 열응력에 의한 변형률 성분으로 분리될 수 있다. 이 사실을 토대로 FLAC의 FISH함수를 사용하여 주어진 역학적 초기 조건과 열하중에 의한 각각의 응력분포를 계산하고 이를 통합할 수 있는 모델을 작성하였다. 이 모델의 내부적인 계산절차는 Fig. 1과 같으며, 최종적으로 임의의 시간단계에서 처분장의 초기 응력 및 열하중에 의한 구조적 거동을 분석할 수 있다. 그리고 지하수압의 작용 및 버퍼의 팽창압의 적용을 위한 추가작업과 검증과정이 수행중이다.

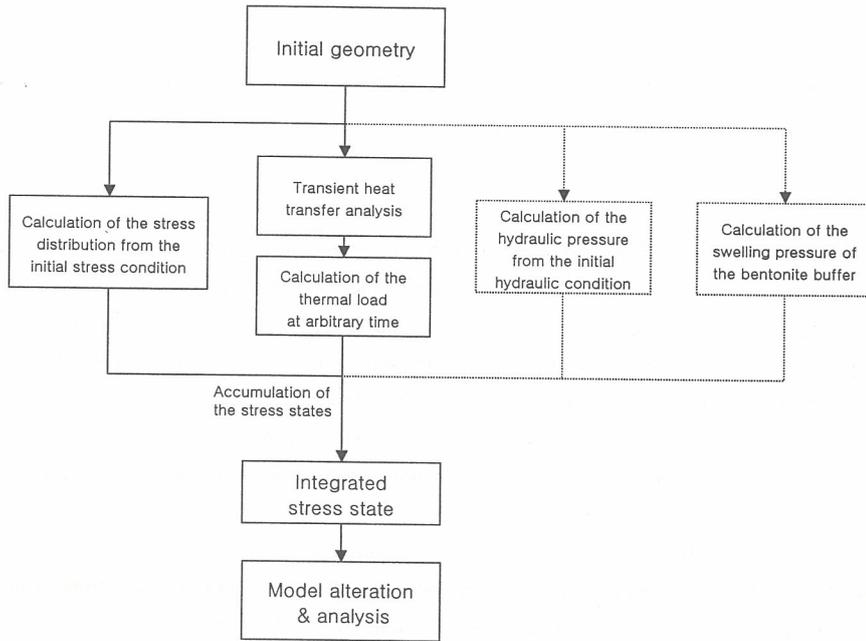


Fig.1 모듈식 해석모델의 계산 절차

A Probabilistic Biosphere Analysis for Derivation of Pathway Dose Conversion Factor

Jin Beak Park, Joo-Wan Park, and Chang-Lak Kim

Korea Hydro & Nuclear Power Co., Ltd. (KHNP), P.O. BOX 149, Yusong-gu, Daejeon, 305-600

jbpark@khnp.co.kr

In this paper, the nonparametric distributions of the biosphere pathway dose conversion factors(PDCFs) used for the groundwater release scenario and intrusion scenario analyses are derived from a probabilistic biosphere analysis. The statistical characteristics of the output distributions are obtained by a MS Excel spreadsheet with the @Risk probabilistic sampling add-on module, allowing probabilistic sampling of parameters.

The biosphere model takes account of three potential receptors points: a contaminated well, a contaminated river, and contamination in seawater. Exposures are considered from multiple pathways, including ingestion, inhalation, and external exposure. The biosphere is assumed to have a much shorter time constant than other portions of the system. As a result, the biosphere can be represented as a set of steady-state, radionuclide-specific PDCFs that are multiplied by the appropriate release rate from the far field for each pathway. The biosphere model consists of a set of algebraic expressions on water concentrations, soil concentrations, water ingestion, crop ingestion, meat and milk consumption, soil consumption, fish consumption, external exposure, and inhalation exposure. The overall pathway dose conversion factor for each radionuclide is the sum over all exposure pathways and environmental media. For individual exposure scenarios, a limited set of the equations may be used. For instance, there is no fish exposure for a well exposure scenario, and for the ocean or lake scenario, only the fish exposure is considered. Input parameters for the biosphere model have been taken from literature values, suitable for application to this generic analysis. Distributions for input parameters needed for the probabilistic analysis of ingestion, inhalation, and external dose the biosphere analysis have been adopted from Yu et al.[1] and NCRP[2]. A number of key elemental parameters are assigned lognormal distributions. For the generic biosphere implemented here, the dose factor are chosen from ICRP 72[3] for each radionuclide. Ingestion rates and geosphere dilution factors used in the analysis are shown in Table 1 and 2, respectively.

The statistical outputs for each PDCF for the given set of nuclides are shown in Table 3, calculated using the @RISK spreadsheet model. The statistical results of the analysis are presented in Table 2. These distributions can be implemented in the probabilistic assessment parameter sampling process as truncated distributions, typically as triangular or loguniform distributions.

Table 1. Ingestion rates used in the analysis

Ingestion rate	Distribution	Values
milk (L/d)	triangular	Minimum: 60 Maximum: 200 Most likely: 102
meat (kg/y)	lognormal	mean: 100, geometric standard deviation 1.15
vegetable and grain(kg/y)	triangular	Minimum: 135 Maximum: 318 Most likely: 178
Soil(g/y)	triangular	Minimum: 0 Maximum: 36.5 Most likely: 18.3
water (L/y)	lognormal	mean: 6.015, geometric standard deviation: 0.489
water by cattle (m ³ /y)	constant	30
soil by cattle (kg/y)	constant	220
fodder by cattle (kg/y)	constant	3650

Table 2. Generic dilution factors applied in the biosphere analysis

Exposure Pathway	Generic Dilution Factor (m ³ /y)
Well	250
River	1000
Lake/Ocean	10000

Table 3-1. Well PDCF statistical output.

Outputs	C-14	Co-60	H-3	Tc-99	I-129
Minimum	3.80E-13	2.13E-11	1.86E-15	2.66E-13	2.08E-11
Maximum	6.27E-08	8.78E-05	1.00E-13	1.29E-09	1.12E-09
Mean	8.27E-11	1.88E-07	1.17E-14	6.58E-12	7.14E-11
Standard Deviation	1.99E-09	2.83E-06	6.73E-15	5.48E-11	6.01E-11
Variance	3.98E-18	7.98E-12	4.53E-29	3.00E-21	3.61E-21
Skewness	3.11E+01	3.00E+01	3.84E+00	1.80E+01	9.64E+00
Kurtosis	9.82E+02	9.33E+02	3.79E+01	3.72E+02	1.36E+02

Table 3-2. River PDCF statistical output.

Outputs	C-14	Co-60	H-3	Tc-99	I-129
Minimum	1.11E-13	4.90E-12	1.86E-15	6.67E-14	2.08E-11
Maximum	1.80E-09	4.43E-06	1.00E-13	4.58E-10	1.12E-09
Mean	9.76E-12	2.92E-08	1.17E-14	1.47E-12	7.14E-11
Standard Deviation	9.88E-11	1.91E-07	6.73E-15	1.52E-11	6.01E-11
Variance	9.77E-21	3.64E-14	4.53E-29	2.32E-22	3.61E-21
Skewness	1.58E+01	1.64E+01	3.84E+00	2.74E+01	9.64E+00
Kurtosis	2.64E+02	3.31E+02	3.79E+01	8.13E+02	1.36E+02

Table 3-3. Sea PDCF statistical output.

Outputs	C-14	Co-60	H-3	Tc-99	I-129
Minimum	5.08E-13	1.66E-14	7.15E-18	1.82E-16	3.52E-14
Maximum	5.89E-10	1.91E-11	1.41E-17	2.64E-13	1.43E-10
Mean	2.85E-11	1.02E-12	9.95E-18	1.29E-14	4.52E-12
Standard Deviation	4.17E-11	1.49E-12	9.98E-19	1.88E-14	7.39E-12
Variance	1.74E-21	2.22E-24	9.97E-37	3.53E-28	5.46E-23
Skewness	5.28E+00	5.11E+00	3.13E-01	5.24E+00	8.61E+00
Kurtosis	4.94E+01	4.43E+01	3.20E+00	4.85E+01	1.34E+02

References

1. Yu, C., D. LePoire, E. Gnanapragasam, J. Arnish, S. Kamboj, B.M. Biwer, J.J. Chang, and S.Y. Chen, "Development of Probabilistic RESRAD 6.0 and RESRAD-Build 3.0 Computer Codes," NUREG/CR-6697, 2000.
2. NCRP, "Recommended Screening Limits for Contaminated Surface Soil and Review of Factors Relevant to Site-Specific Studies," NCRP Report 129, 1999.
3. ICRP 72, "Age Dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients," ICRP Publication 72, 1996.

지하처분연구시설의 건설중 암반거동 특성 연구

권상기, 박정화, 조원진

한국원자력연구소, 대전시 유성구 덕진동 150번지

kwonsk@kaeri.re.kr

요약

현재 한국원자력연구소에서는 고준위폐기물 처분시스템의 다양한 현장 실증연구를 위해 원자력연구소내 지하처분연구시설(KURF)을 건설중에 있다. 터널 크기 6mx6m, 총길이 250m(진입터널 180m, 연구모듈 70m) 인 KURF 는 결정질 화강암반에 위치하고 있으며 2006년 6월 준공될 예정으로 있다. 진입터널의 경사를 하향 10%로 하고 터널의 방향은 산정상부 쪽으로 향하도록 함으로써 연구모듈의 심도를 효과적으로 얻을 수 있도록 하였다. KURF 의 초기 설계개념은 건설중에 확인된 지질 및 지하수 조건을 고려하여 수정 보완되었으며 그림 1은 최종적으로 확정된 지하처분연구시설 개념도를 보여준다.

터널의 굴착을 위해 고성능폭약이 사용되었으며 발파에 의한 암반 손상을 최소화하기 위해 조절발파기법이 이용되었다. 발파는 1일 1회 실시되었으며 한번의 발파로 1-3m 의 굴진장을 얻을 수 있었다. 그림 2는 연구모듈에서의 발파공 천공작업을 보여준다. 소음 및 발파진동을 측정함으로써 인접 연구시설에 미치는 영향을 평가하였는데, 평가결과 발파에 의한 영향은 미미한 것으로 나타났다. 터널의 굴착에 의한 터널 주변 암반의 거동을 파악하고 역학적 안정성을 평가하기 위해 다양한 현장 측정이 실시되었다.

본 연구에서는 KURF 의 건설과정과 최종개념 도출에 대한 소개와 함께 건설중 발파진동과 굴착후 응력 및 변위 변화에 대한 분석을 통해 지하연구시설의 암반 거동 특성을 이해하고자 하였다.

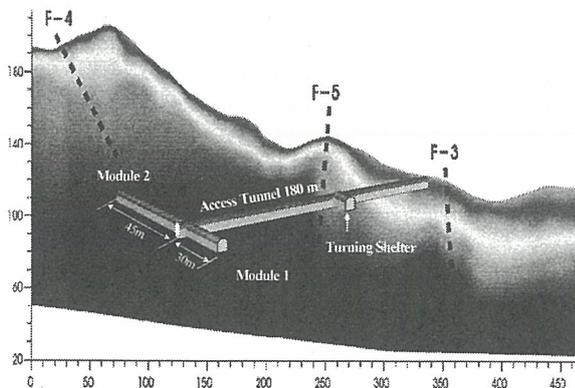


Fig. 1 KURF layout



Fig. 2 KURF construction

심지층 처분을 위한 사용후핵연료 포장공정 그래픽 시뮬레이션

이종열, 이 양, 조동건, 최희주, 최종원

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

njylee@kaeri.re.kr

우리나라 전체 전력량의 40 %를 점유하고 있는 원자력 발전은 장기 전력수급계획에 의하면, 2015년까지 28기의 원자력발전소를 운영할 예정이며, 이들의 운전이 완료되는 시점까지 발생하여 누적될 것으로 예상되는 사용후핵연료는 총 36,000 tHM(PWR 20,000tHM + CANDU 16,000tHM)에 이를 것으로 전망된다. 이들 사용후핵연료는 고준위폐기물로 분류되며, 지하 수백 미터에 위치한 안전한 압반에 처분하는 것이 가장 안전한 방법으로 고려되고 있다.

이러한, 심지층 처분을 위한 사용후핵연료 포장은 지하 수백 미터의 환경조건에서 사용후핵연료가 수만 년 이상 안전성을 유지하는데 필수적인 구조적 건전성과 부식 저항성을 갖는 처분용기에 사용후핵연료를 포장하는 공정으로서, 일반적으로 심지층 지하시설이 위치한 지표의 지상시설에서 공정을 수행한다. 우리나라의 경우 2가지 형태의 원자로로부터 PWR형 사용후핵연료와 CANDU형 사용후핵연료가 발생하므로, 각 노형별 사용후핵연료의 특성을 고려한 다양한 분석을 통하여 가장 효율적인 처분 시나리오를 설정하고, 이에 따른 사용후핵연료 포장이 고려되어야 한다.

본 연구에서는 처분장 지상시설의 핵심공정인 사용후핵연료 포장공정을 설정하고 포장공정에 필요한 장비 개념을 도출하기 위하여 3차원 컴퓨터 그래픽에 의한 작업환경을 구축하여 다음에 설명하는 바와 같이 설정된 공정 시나리오에 따라 그래픽 시뮬레이션을 수행하였다.

- 사용후핵연료 인수 및 저장

원자력발전소 또는 중간저장시설에서 저장되어있던 사용후핵연료는 처분을 위하여 수송용기에 적재되어 수송차량으로 최종처분장의 인수/저장시설로 이송된다. 각 종 검사가 완료된 수송용기는 크레인으로 수직 상태로 전환하여 사용후핵연료 이송복도의 이송트레일러에 적재하며, 이송복도에서는 사용후핵연료 하역을 위한 준비작업이 수행되며, 수송용기 외부뚜껑 취급용 오버헤드 크레인, 어댑터 및 기타 장비가 구비된다. 수송용기는 어댑터 설치 후 핫셀에 연결하고, 신규 처분용기도 수송용기와 유사한 공정을 거쳐 사용후핵연료 적재를 위하여 핫셀에 연결된다.

- 핫셀 공정

핫셀 구역에서 사용후핵연료는 수송용기로부터 하역되고 필요에 따라 사용후핵연료 건조를 위하여 압력용기의 내부 랙에 저장한 후 처분용기에 적재하게 된다. PWR 사용후핵연료 집합체는 Telescopic pole crane으로 처분용기에 적재하며, 이 크레인의 제어장비와 계측장비는 유지보수를 용이하게 하기위하여 핫셀 외부에 설치한다. CANDU 사용후핵연료는 건조하지 않는 것과 연료변들은 바스켓(33개 들이)으로 취급하여 바스켓을 직접 처분용기에 적재하는 것을 제외하면 PWR형과 공정이 동일하다. 정상 운전시 핫셀로의 작업자 진입은 금지되나, 유지보수를 위한 핫셀로의 작업자 진입구는 구비할 필요가 있다.

- 처분용기 용접 및 검사

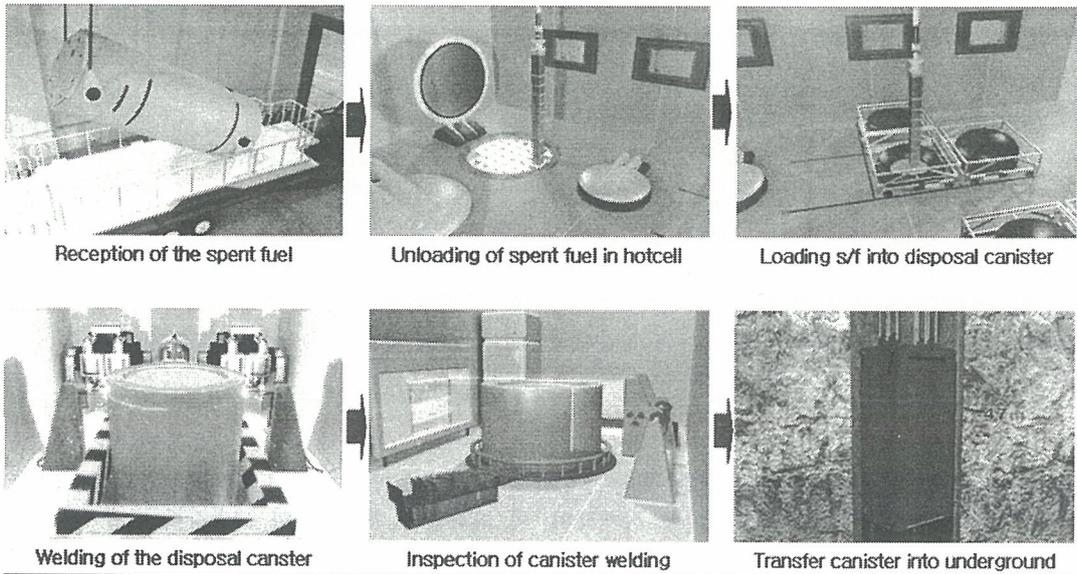
핫셀 공정을 마친 처분용기의 외부 실린더 구리 뚜껑은 연료가 적재된 처분용기가 용접실로 이송되기 전에 장착하고, 전자빔 용접방법을 사용하여 밀봉시킨다. 이때, 진공 챔버는 방사선 방호장비가 준비되어야 하며, 전자빔 용접기는 수직 위치로 장착되어 고정식이고 처분용기를 회전시키며 용접을 수행하게 된다. 용접결함 발생시 결함부위 보수를 위한 재용접을 수행하고 재용접이 불

가능한 경우 전체뚜껑을 제거한 후 핵연료집합체를 제거하여 새로운 처분용기에 적재하여야 한다. 용접부위 건전성 검사를 위한 비파괴 검사는 초음파 검사 및 X-ray 검사 장비로 수행하는데, 초음파 검사는 검사부를 처분용기 검사 부위에 위치시킨 후 처분용기를 회전하여 검사하며, X-ray 검사는 특수 챔버에서 수행하는데 X-ray 검사기는 고정시키고 회전판위의 처분용기를 회전하며 검사를 수행한다.

- 지하 처분장으로 처분용기 이송

일반적으로 포장시설에서 공정이 완료된 처분용기는 임시저장고를 거치지 않고 직접 처분장으로 이송하게 되는데, 이는 절차를 축소하며 이에 따른 오류를 감소시키는 장점이 있다. 지하 처분장으로의 사용후핵연료 처분용기 이송은 자동안내 차량에 의하여 이송 복도로부터 임시저장고 까지 이송하거나, 더 나아가 연장된 통로를 통하여 처분용기 이송을 위한 지하 승강기까지 이송한 후, 지하로 연결된 처분용기 승강기로 최종 지하 처분장까지 이송한다.

이상에서 기술한 바와 같이 설정된 사용후핵연료 포장공정에 대한 주요 세부공정의 그래픽 시뮬레이션은 그림 1.에 나타내었다. 본 그래픽 시뮬레이션은 지속적인 분석 및 수정/보완을 통하여 사용후핵연료 포장공정을 최적화하고, 소요 장비개념을 도출하는데 활용하게 될 것이다. 또한, 더 나아가 처분시스템 운영관리 프로그램과 연계하여 물질흐름을 분석하고 공정간 간섭, 물질의 병목 현상 등을 점검하는데 유용하게 활용할 것이다.



Reception of the spent fuel

Unloading of spent fuel in hotcell

Loading s/f into disposal canister

Welding of the disposal canister

Inspection of canister welding

Transfer canister into underground

A Source Term Modeling for Near Surface Disposal by MOSAIC

Joo-Wan Park, Jin Beak Park, and Chang-Lak Kim

Korea Hydro & Nuclear Power Co., Ltd. (KHNP), P.O. BOX 149, Yusong-gu, Daejeon, 305-600
p5j9w@khnp.co.kr

The longevity of covers and vaults are much greater than that of metal drums, so drums are not generally given much credit for delaying releases from near-surface disposal systems. Once water enters the drums, leaching can commence. The rinse-release waste forms immediately release their inventory into solution, and the radionuclides are advected into the backfill, and thence to the boundary of the vault. The uniform-release waste forms release their inventory from the waste form into the backfill within a specified time period at a constant fractional release rate. Mass transfer of radionuclides from diffusion-release waste forms into the backfill also takes place, giving rise to a diffusion-release source term. In each case, the radionuclides entering the backfill are transported to the lower boundary of the vault by advection and diffusion. These processes, identified and subsequently modeled by Sullivan and coworkers[1], form the basis of the well-established DUST computer code. A near-field analysis module of MOSAIC(MODular Safety Assessment code with Integrated Concrete analysis) code has been developed to provide similar leaching model capabilities to DUST, while enhancing it with additional capabilities.

In this paper, a diffusion-release source-term modeling by MOSAIC is discussed to compare its results with those from DUST. The problem that defined in IAEA's Vault Safety Case (VSC) is used for code comparison. Consistent with the design scenario description of VSC[2], the disposal facility is a set of 20 concrete vaults located above ground level. The waste disposal area contains two lines of 10 vaults. Each vault including four 200l drums contains 4,692 concrete cubes in array. Approximate dimensions of the disposal area are 170 by 210m giving a surface area of 35,700 m². 150,000 m³ of grouted waste is disposed in standard 200l drums and placed into concrete cubes, and grout filled in between the drums. The facility has a total of about 750,000 drums. Each vault has internal dimensions of 9m high by 20.5m wide by 83m long allowing concrete cubes to be stacked in an array 4 high x 17 wide x 69 long. It is assumed that the near-field barriers degrade with time. The drums are assumed to remain intact for 100 years and the concrete cubes are assumed to physically fail after 300 years of closure and chemically degrade over a 1,000 year period from site closure. The cap is assumed to be maintained during the 100-year active institutional control period, but then starts to degrade so that it allows 50 % of the total precipitation to pass up to 500 years, and no longer limits the rate of water infiltration after 500 years. The near field barrier is also assumed to be degraded chemically after 500 years, so that the distribution coefficient for degraded vault is used for the safety assessment thereafter. Before and after this degradation switching time (500yr), distribution coefficients listed in Table 1 are specified separately as the non-degraded and degraded value for radionuclides of interest. Table 2 lists the radionuclide inventory at facility closure and decay chains considered in this modeling. The release of these radionuclides from the engineered vault and their transport through the unsaturated zone are calculated by both MOSAIC and DUST. Figure 1 shows radionuclide release rates at the water table as a result of transport from vault through the engineered barrier system and the entire un-saturated zone. It seems the comparison between MOSAIC and DUST are very good for slightly sorbing Tc-99 and I-129, but MOSAIC predicted lower peak release rates for relatively stronger sorbing C-14 and U-238. This points to the problem of sorption (the two nuclides seem more sorbed in MOSAIC than in DUST) which, in turn, points to the transport regions outside the vault, because the release rates are really sensitive to sorption K_d. In DUST modeling, no degradation of the

vault system from site closure until 500 years is not considered. But in MOSAIC modeling, time dependent sorption coefficients in the near field can be addressed. This enhanced feature can be used to model groundwater geochemistry changes due to alkaline plumes released from the dissolving cement waste matrix as well as the concrete vault structure.

The capability to treat waste forms that release contamination by all of the leaching mechanism provides MOSAIC all of the technical functionality included in the venerable DUST code. Moreover, certain additional functionality, such as proper treatment of time-dependent sorption, has been properly implemented in MOSAIC.

Table 1. Unsaturated Zone Distribution coefficients for Near-field (m³/kg)

Element	Concrete		Red sand/ Calcrete		Brown sand/ Gritty clay		White Kaolinite clay		Weathered Granite	
	Non-degraded	degraded	Non-degraded	degraded	Non-degraded	degraded	Non-degraded	degraded	Non-degraded	degraded
C	2.0e+0	2.0e-1	5.0e-3	5.0e-3	5.0e-3	5.0e-3	1.0e-3	1.0e-3	5.0e-3	5.0e-3
Tc	1.0e-3	0.0e+0	1.0e-4	1.0e-4	1.0e-4	1.0e-4	1.0e-3	1.0e-3	1.0e-4	1.0e-4
I	1.0e-2	1.0e-3	1.0e-3	1.0e-3	1.0e-3	1.0e-3	1.0e-3	1.0e-3	1.0e-3	1.0e-3
U	2.0e+0	1.0e-1	2.5e-3	2.5e-3	6.8e-3	6.8e-3	1.4e-3	1.4e-3	3.0e-3	3.0e-3

Table 2. Radionuclide inventory at facility closure and decay chains

Nuclides	Inventory (Bq)	Decay Chain
C-14	1E+13	
Tc-99	1E+14	
I-129	3E+10	
U-238	5E+10	U-234Th-230Ra-226Ph-210Po-210

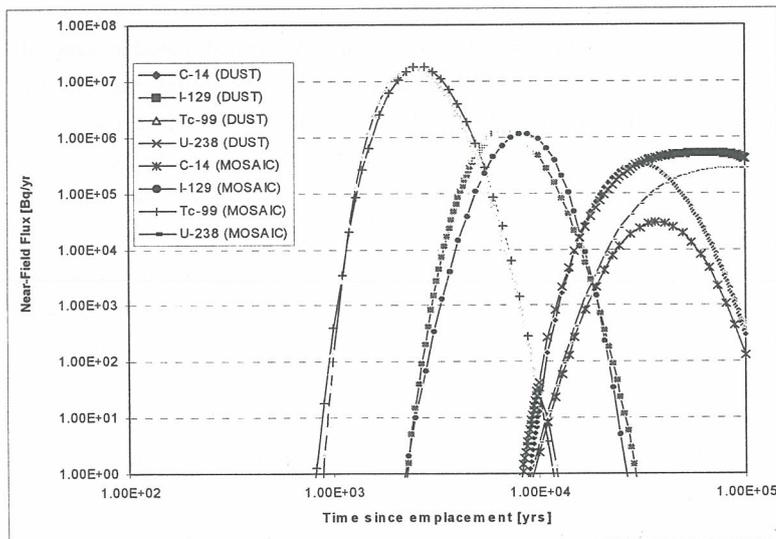


Fig. 1. Comparison of radionuclide fluxes at the outlet of unsaturated zone

References

1. Sullivan, T.M. and. Suen, C.J. "Low-level Waste Source Term Model Development and Testing," NUREG/CR-5681, BNL-NUREG-52280, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1991.
2. IAEA, Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities, Results of a Coordinated Research Project, Volume 2: Test Cases, IAEA-ISAM, International Atomic Energy Agency, 2004.

고준위폐기물 한국형처분시스템 특성

최희주, 이종열, 조동건, 이양, 김성기, 최종원

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

한국원자력연구소에서는 고준위폐기물 한국형처분시스템을 개발 중이다. 국내에서는 2가지 형태의 원자로로부터 사용후핵연료가 발생하고 있으며, 2005년 말 기준 각 발전소에 저장되어 있는 총 누적 발생량은 7,962 tU이다. 한국원자력연구소에서 중장기연구를 통해 개발하고 있는 처분시설의 기본 개념은 스웨덴의 KBS-3 처분개념과 큰 차이가 없으나, 저자들은 국내 사용후핵연료 특성, 지질 조건을 고려하여 공학적방벽을 독자적으로 설계함으로써 한국형처분시스템을 개발하고자 하였다. 본 논문에서는 한국형처분시스템을 구성하고 있는 각 시스템 특성을 결정하는 인자들과 그 특성을 요약하였다.

한국형처분시스템에 영구 처분될 사용후핵연료는 다른 국가들과는 달리 PWR 사용후핵연료와 CANDU 사용후핵연료 2가지로 구성되어 있다. 이 두 가지 사용후핵연료는 그 형상과 특성이 크게 다르나, 한국형처분시스템에서는 동일한 외형의 처분용기를 이용하여 두 가지 사용후핵연료를 처분할 계획이다. 일반적으로 CANDU 사용후핵연료로부터의 열 발생량이 적어 30년의 냉각시간을 갖고 먼저 처분하며, PWR 사용후핵연료는 40년간 냉각시킨 후 처분할 것을 제안하였다. 저자들은 사용후핵연료 처분을 위하여 다양한 종류의 처분용기를 설계하였으며, 이들로부터 한국형처분시스템에 이용할 처분용기를 결정하였다.

고준위폐기물을 영구처분하기 위한 부지는 아직 결정되지 않아, 본 연구에서는 한국형처분시스템을 설계하기 위하여 한국의 대표 결정질암인 화강암 지역을 가정하고 대표 물성을 나타내는 한국형 지질조건을 이용하였다. 국내 지질 여건 상 처분시설은 지하수 포화지대에 건설되어야 할 것으로 판단되어 지하수의 화학적 조건은 환원조건을 선정하였다. 또한, 부지조건을 결정하는 대표적인 특성인 균열대를 4가지로 구분하고 그 특성을 정의하였다 (Table 1). 스웨덴, 핀란드, 캐나다와 달리 한국 특유의 지질조건의 하나는 지열구배이다. 한국 지질 환경에서의 지열구배는 30°C/km로 추정되고 있으며, 이 값은 외국의 값과 비교하여 매우 높아 처분용기 및 완충재 블록의 설계에 어려움을 야기하고 있다. 또한 높은 지열구배는 고준위폐기물 처분시설의 깊이를 지하 500 m 이내로 제한하고 있다. 캐나다와 일본의 경우 지하 1,000 m 까지도 고려하고 있으나 이들 국가의 경우 각각 비교적 낮은 지열구배와 재처리에서 발생하는 유리고화체가 처분대상이기 때문에 그와 같은 심도의 처분시설에 대한 검토가 가능한 것으로 판단된다.

처분시스템을 구성하는 공학적방벽인 처분용기와 완충재 블록을 설계하고, 성능을 평가하였다. PWR과 CANDU 사용후핵연료 처분용기의 외형은 동일하도록 하였으며, 그 기본 형상은 스웨덴과 핀란드에서 구상하고 있는 이중용기 개념을 도입하였다. 국내에서 처분용기의 수명에 대한 기준이 아직 결정된 바가 없어 용기 수명이 1,000년인 경우와 십 만년인 경우 각각에 대해 용기를 설계하였다. 즉, 처분용기 수명의 결정에 따라 이중용기의 외부용기의 재질을 결정할 예정이다. 완충재 블록은 순수 국산 칼슘벤토나이트를 이용하여 설계하였다.

처분시스템의 지하시설을 구성하는 처분터널 및 처분공의 크기 및 간격은 열 해석을 통하여 결정하였다. PWR 사용후핵연료의 경우 처분터널 간격은 40 m, 처분공의 간격은 6 m이며, CANDU 사용후핵연료의 경우 처분터널 간격은 40 m, 처분공의 간격은 4 m이다. 처분장의 배치는 Figure 1에 나타난 바와 같으며, 지하시설의 경우 방사선 관리상 관리구역과 비관리구역으로 나누었다. 즉, 관리구역과 비관리구역에 맞추어 환기와 배수를 구분하여 관리하도록 설계하였다. 환기를 위하여 관리구역 별로 각각의 샤프트(shaft)를 건설할 계획이다. 처분시설 건설은 진입터널(access tunnel)을 이용할 예정이며, 사용후핵연료와 운영요원을 위해 별도의 샤프트를 건설할

계획이다. 화재 등 사고를 대비하여 지하시설 내에서 운영 요원들의 대피로가 항상 2곳이 생길 수 있도록 터널을 배치하였다.

처분시스템을 구성하는 지상시설의 가장 중요한 역할의 하나는 사용후핵연료를 수송용기에서 꺼내 처분용기에 넣고 처분용기 뚜껑을 용접하고 방사성물질의 누출을 시험하는 것이다. 이와 같은 공정은 사용후핵연료에 포함된 방사능이 매우 높아 특별한 설비가 갖추어진 encapsulation plant 건물에서 이루어진다. 처분비용의 상당 부분을 운영비가 차지하며, 운영비 결정은 처분시설 운영기간에 좌우된다. 처분시설 운영은 55년간 수행되면 적절할 것으로 판단되었으며, CANDU 사용후핵연료 처분은 25년간, PWR 사용후핵연료 처분은 30년간 이루어질 예정이다. 이를 위하여 현재 CANDU 사용후핵연료는 1일에 약 1개의 처분용기를, PWR 사용후핵연료 처분용기는 1일에 2개 정도를 처분할 계획이다. 지상시설에 관한 설계 경험이 국내에 부족하여 핀란드의 POSIVA와 공동연구를 수행하여 예비개념설계를 수행하였다.

한국형처분시스템을 결정하기 위하여 다양한 대안 연구를 수행하였다. 단층처분장과 복층처분장에 대한 대안 연구결과 복층의 경우 경제성 측면에서 불리한 것으로 판단되었다. 수평처분에 대해서는 충분한 개념설계가 수행되지 않아 한국형처분시스템 결정에 유보하였으며, 이에 대한 연구는 계속 진행할 계획이다. 공학적방벽에 대한 다양한 대안을 비교, 검토하여 현재 결정된 시스템에 대한 정당성을 향상시켰다.

Table 1. Classification of fracture zones

	Order	Length (m)	Width (m)	Interval (km)	T (m ² /s)	Safety distance (m)
Regional fracture zone	1	>10,000	>100	>4	1×10 ⁻⁵	100 (to unit facility)
Local major fracture zone	2	1,000 - 10,000	5 - 100	1 - 4	1×10 ⁻⁶	50 (to deposition tunnels)
Local minor fracture zone	3A	500 - 1,000	1 - 5	1<	1×10 ⁻⁷ ~ 1×10 ⁻⁸	5 (to dep. holes)
	3B	<500	<1			3 (to dep. holes)
Bedrock fracture system	4	<10	<0,01	-	<1×10 ⁻⁹	-

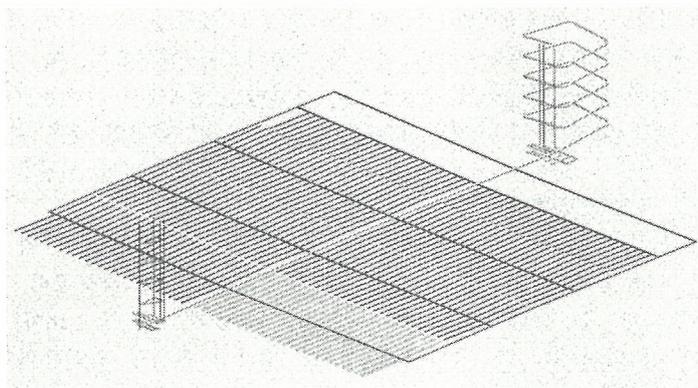


Figure 1. Schematic of Korean Reference disposal System.

System-Level Test of MOSAIC: ISAM Vault Safety Case

Ji-Hoon Lee, Joo-Wan Park, Jin-Beak Park, Chang-Lak Kim

Korea Hydro & Nuclear Power Co., Ltd, NETEC, 150 Duck-Jin Dong, Yusung-Ku, Daejeon

jihoon@khnp.co.kr

A computer code, called MOSAIC (MODular Safety Assessment code with Integrated Concrete analysis) has been developed by KHNP for evaluation of the concept for low-level waste disposal. A significant feature of MOSAIC is to evaluate explicitly the degradation of a concrete vault as a function of time. Intercomparison with those results from other codes has been undertaken, in which includes a system-level test with the IAEA ISAM Vault Safety Case. Characteristics of the test are

- Multiple layers of differing materials in the unsaturated zone,
- Sorption in the vault (K_d values) change with time,
- Flow through the disposal system begins at 10 percent of its full value, then increases linearly between 100 and 500 years.

Documentation of benchmarks carried out between Amber and Ecolego for the vault safety case is presented in Maul et al. (2004). The description of the conceptual model presented by Maul et al. does not precisely match the ISAM Vault Safety Case Description (IAEA, 2004), in that diffusion and dispersion in the vault and unsaturated zone was not included. However, Maul et al. provide results for a complete set of radionuclides, demonstrating excellent agreement between Ecolego and Amber for their benchmark exercise.

As expected from the results of Maul et al., a number of the radionuclides peak after 10^5 years; the more mobile fission product radionuclides and uranium isotopes peak before 10^5 years. A comparison is presented in Table 1 of the arrival time and peak flux between those calculated by Maul et al. and those using MOSAIC. As noted by Maul et al., comparing the peak is a stringent criterion for such a comparison. Excellent agreement is achieved between the two analyses for all sets of radionuclides, particularly since the models are implemented in different ways, and there was no possibility to check input files or the Ecolego and Amber model implementations to ensure consistency between the approaches. The largest observed difference between the analyses is for H-3; this difference is attributable to minor differences in the approach to represent the linear increase in flow during the period 100 – 500 years specified in the problem specification.

The release profiles from the near field were used with the MOSAIC far field to calculate concentrations at the well for the ISAM Vault Safety Case as specified by Maul et al. It is necessary to use the total well pumping rate ($8300 \text{ m}^3/\text{y}$) deduced from irrigation and non-irrigation uses specified by Maul et al. to convert the geosphere flux to concentration.

Table 1. Comparison of the results of Maul et al. (2004) with MOSAIC for releases from the unsaturated zone. Dispersivities were set to zero in the vault and unsaturated zone in this benchmark of Ecolego and Amber.

Nuclide	Maul et al.		MOSAIC	
	Time (y)	Peak (Bq/y)	Time (y)	Peak (Bq/y)
C-14	2.9E4	7.9E5	2.8E4	7.6E5
H-3	5.0E2	7.8E-4	5.0E2	5.5E-4
Ni-59	1.0E6	1.4E-2	1.0E6	1.5E-2
Tc-99	2.5E3	1.9E7	2.8E3	1.8E7
I-129	7.4E3	1.4E6	7.4E3	1.4E6
Th-229	1.9E5	3.5E-2	1.9E5	3.5E-2
Th-230	1.2E5	2.0E2	1.2E5	2.0E2
Ra-226	1.2E5	1.2E3	1.2E5	1.2E3
Pb-210	1.2E5	2.0E3	1.2E5	2.0E3
Pu-239	5.1E5	4.7E-12	5.0E5	4.4E-12
U-233	1.7E5	3.3E1	1.7E5	3.3E1
U-234	3.5E4	5.1E5	3.4E4	5.1E5
U-235	7.2E4	7.0E0	6.7E4	6.9E0
U-238	3.5E4	5.1E5	3.4E4	5.1E5

The resulting comparison between the Ecolego and Amber analyses of Maul et al. and MOSAIC results is presented in Table 2. Good to excellent agreement is observed for all radionuclides.

Table 2. Concentrations for the ISAM vault safety case test problem as specified by Maul et al. (2004) compared to output from MOSAIC.

Nuclide	Maul et al.		MOSAIC	
	Time (y)	Peak (Bq/m ³)	Time (y)	Peak (Bq/m ³)
C-14	2.9E4	9.5E1	2.4E4	9.2E1
H-3	5.0E2	9.3E-8	5.0E2	6.6E-8
Tc-99	2.5E3	2.2E3	2.5E3	2.2E3
I-129	7.4E3	1.7E2	7.4E3	1.7E2
Th-229	1.9E5	4.2E-6	1.9E5	4.1E-6
Th-230	1.2E5	2.4E-2	1.2E5	2.4E-2
Ra-226	1.2E5	1.4E-1	1.2E5	1.4E-1
Pb-210	1.2E5	2.4E-1	1.2E5	2.4E-1
U-233	1.7E5	4.0E-3	1.7E5	4.0E-3
U-234	3.5E4	6.2E1	3.4E4	6.1E1
U-235	7.2E4	8.4E-4	6.7E4	8.4E-4
U-238	3.5E4	6.2E1	3.4E4	6.1E1

References

1. IAEA, Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities, Results of a Coordinated Research Project, Volume 2: Test Cases, IAEA-ISAM, International Atomic Energy Agency, 2004.
2. Maul, P., P. Robinson, R. Broed, and R. Avila, "Further Amber and Ecolego Intercomparisons," SKI Report 2004:05, SSI Report 2004:01, Swedish Radiation Protection Authority, 2004.

연구용 지하처분시설(KURF)의 암석 및 균열/단층의 광물학 및 지화학적 특성 연구

이승엽, 백민훈, 조원진, 한필수

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

seungylee@kaeri.re.kr

원자력연구소 내 건설중인 지하처분연구시설(KURF)은 향후 국내에서 이뤄질 고준위 폐기물 처분을 대비한 연구용 지하터널로서 한국형 지하처분 시스템을 설계하고 실현하는데 중요한 연구시설이다. 본 연구는 KURF 터널내에서 조암광물과 단층 및 균열대의 충전광물, 그리고 벽면과 바닥의 침전물 등을 대상으로 광물학적, 지화학적 조사 및 관찰을 수행하였다. 터널 굴착공사가 약 100 m 정도 진행된 이후, 채취 가능한 샘플들을 대상으로 조사 및 분석을 수행하였으며, 슛크리트로 인해 노출되지 않은 암반은 본 연구에서 제외시켰다. 샘플 분석은 실체현미경과 편광현미경을 이용하여 일차적으로 광물의 조직을 확인하였고 광물의 동정 및 표면 관찰은 X-선 회절분석기와 전자현미경 등을 이용하였다. 지하수와 접촉이 있는 균열대는 새로운 2차광물 및 콜로이드 생성이 활발하였고 철 및 망간 산화물들이 절리를 따라 암체를 피복하는 현상이 관찰되었다. 또한, 풍화가 진행중인 암석과 균열충전광물의 경우, 신선한 암석에 비해 우라늄과 토륨의 함량이 상대적으로 높았다. 방사성 핵종원소들의 철 및 점토성 광물에 대한 흡착 및 결합력이 강하여 신선한 암석에 비해 상대적으로 풍화암이나 균열충전광물에 핵종원소의 농집이 활발한 것으로 보인다. 추후 세밀한 관찰을 통해 암반 굴착시 발생하는 광물학적, 화학적 변화를 체계적으로 정리하고 향후 지하처분장의 핵종 원소들의 지하 암반을 통한 이동, 수착 및 침전 등을 장기 예측하는데 중요한 자료로 활용할 계획이다.

Optimizing Long-term Ground Water Monitoring Networks for Waste Disposal

Juyoul Kim, Byunghul Lee, and Thomas C. Harmon*

FNC Technology Co. Main Bldg. 516, SNU Research Park, San4-2, Bongcheon7-dong, Gwanak-gu, Seoul

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

gracemi@fnctech.com

At many waste disposal facilities including nuclear waste disposal sites, the presence of toxic or radioactive wastes between the land surface and underlying aquifers poses a serious and ongoing threat to public health and safety. To reduce the risk associated with these industrial and radioactive by-products, a long-term ground water monitoring network (GWMN) design will be required.

The GWMN problem addressed here is the design of sensor network supporting ground water observations, such as may be associated with optimal observation and management of water supplies or subsurface pollutants in the ground water. The GWMN design problem is a good potential application domain because it represents a trade-off between the availability of data and their reliability. A common ground water monitoring problem is concerned with the location of contaminant sources, when transport model parameters are unknown or known with some uncertainty, and where monitoring points (which are costly) are to be located to minimize model prediction uncertainty for a given budget and collected data. Inverse modeling strategies have been used for estimating model transport parameters and reconstruct unknown source information.

The goal of monitoring network design is to identify the optimal sampling strategy from among many monitoring alternatives. The monitoring network design model seeks to identify the sampling strategy which minimize the trace of the model-prediction covariance;

$$\begin{aligned} \min \quad & \text{trace Cov}(\vec{p}) \\ \text{subject to} \quad & \sum x_i c_i \leq B \end{aligned}$$

where \vec{p} is vector of model parameters, x_i is the indicator variable associated with measurement i ; $x_i=1$ if i is taken and is zero otherwise, B is the budget, and c_i is the cost of sample i . The covariance matrix provides a quantitative measure of the reliability of model parameters and can be used to evaluate and compare alternative sampling strategies.

This kind of integer programming optimization problem is extremely computational task. A simple genetic algorithm (GA) known as combinatorial optimization technique is employed to solve the integer programming optimization problem. GA is known as an efficient tool for searching optimal solutions in optimization problems when the parameter hyperspace is large. Since GA includes a random search component, local minimum can be avoided and GA's operation does not require any knowledge of derivatives which are needed for numerical-analytical search methods for parameter estimation such as gradient-based ones. These makes the GA technique potentially strong for applications in highly non-linear cases.

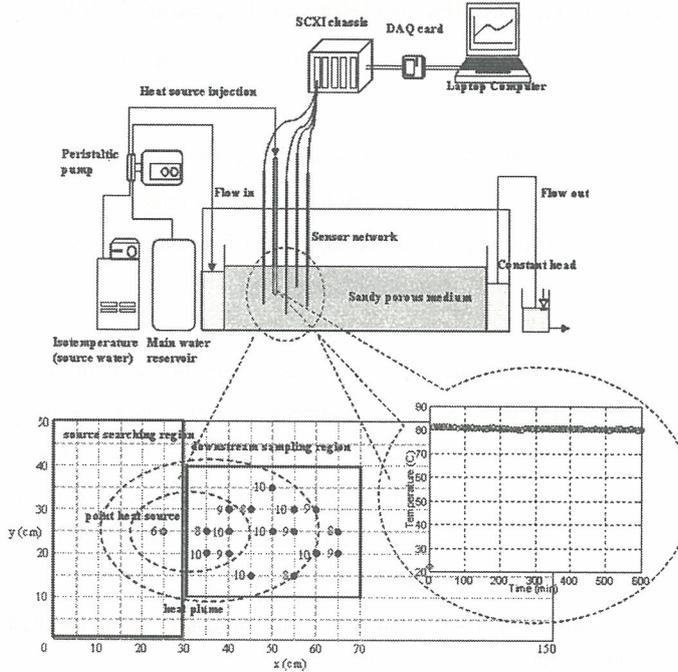


Figure 1. Plan view of the experimental layout for exercising the GWMN design algorithm

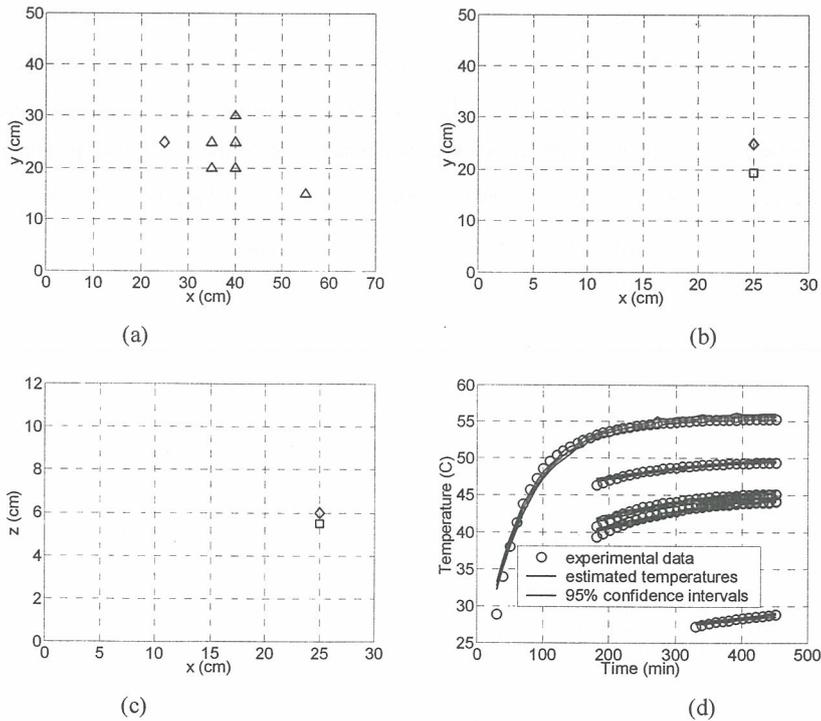


Figure 2. 6-sensor design: (a) monitoring network design with GA, (b and c) source identification with inverse modeling, and (d) comparison between experimental data and estimated temperatures

One-dimensional Coupled Modeling of Unsaturated Water, Heat, and Solute Transport in Layered Soil

Juyoul Kim, Byungchul Lee, and Thomas C. Harmon*

FNC Technology Co. Main Bldg. 516, SNU Research Park, San4-2, Bongcheon7-dong, Gwanak-gu, Seoul

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

gracemi@fnctech.com

Coupled modeling of unsaturated water, heat, and solute transport in multi-layered soil is important to understand the long-term safety performance of engineered cover system for the planned near surface disposal of Low- and intermediate-level waste (LILW). In the present paper, one-dimensional infiltration in unsaturated layered soil is numerically modeled and verified with analytic solutions using Richards' equation for water flow, advection-dispersion equation (ADE) for solute transport, and simultaneous conductive and advective equation for heat transport.

Variably-saturated water flow in porous media is usually described using the Richards' equation. The one-dimensional, vertical flow equation can be written as

$$\frac{\partial \theta(z, t)}{\partial t} = \frac{\partial}{\partial z} \left(k(\theta, z) \frac{\partial h(\theta, z)}{\partial z} - k(\theta, z) \right) - S(h) \quad (1)$$

where θ is volumetric moisture content (cm^3/cm^3), z is vertical coordinate assuming positive downward (cm), t is time (hr), $k(\theta, z)$ is unsaturated hydraulic conductivity (cm/hr), $h(\theta, z)$ is soil water matric pressure head (cm), and $S(h)$ is the root water extraction ($\text{cm}^3/\text{cm}^3/\text{hr}$). The Richards equation can be solved numerically when the initial and boundary conditions are prescribed and two constitutive relations, i.e., the unsaturated hydraulic conductivity curve, $k = k(h)$, and the soil water retention curve, $\theta = \theta(h)$ are specified. The soil hydraulic function $k(h)$ and $\theta(h)$ are described by the Mualem-van Genuchten model:

$$k(h) = k_s \text{Se}^\lambda [1 - (1 - \text{Se}^{1/m})^m]^2 \quad (2)$$

$$\text{Se}(h) = \frac{\theta(h) - \theta_r}{\theta_s - \theta_r} = \frac{1}{(1 + |\alpha h|^n)^m} \quad (3)$$

where θ_s and θ_r are the saturated and residual volumetric water contents, respectively. Se is effective saturation, k_s is saturated hydraulic conductivity, and λ (-), α (cm^{-1}), n and $m (= 1 - 1/n)$ are fitting parameters.

The transport of chemical substance in the unsaturated zone is commonly described by the general advection-dispersion equation (ADE):

$$R \frac{\partial (\theta C)}{\partial t} = \frac{\partial}{\partial z} \left[\theta D_e \frac{\partial C}{\partial z} \right] - \frac{\partial}{\partial z} (\bar{v} \theta C) - \lambda R \theta C \quad (4)$$

where $R = 1 + \frac{K_d \rho_b}{\theta}$ is a retardation factor (-), K_d linear Freundlich sorption coefficient, ρ_b dry bulk density (g/cm^3), θ volumetric water content (cm^3/cm^3), C is the liquid-phase concentration of substance (mg/L), D_e is an effective combined molecular and mechanical dispersion coefficient of the substance in the pore water.

D_e is given by the relation $D_e = D_o + \varepsilon|\bar{v}|$, where D_o (cm^2/hr), ε (cm), and \bar{v} (cm/hr) are molecular diffusion of substance in the soil, soil dispersivity, and mean pore water velocity ($\bar{v} = q/\theta$). λ is removal rate ($\text{g}/\text{cm}^3/\text{hr}$) of the substance associated with biodegradation and root uptake.

One-dimensional simultaneous conductive and advective heat transport equation is written as:

$$\frac{\partial(\theta C_w + (1-\phi)C_s)T}{\partial t} = \frac{\partial}{\partial z} \left[(K_T(\theta) + \theta C_w D_H(\theta)) \frac{\partial T}{\partial z} \right] - C_w \frac{\partial(qT)}{\partial z} - C_w S T \quad (5)$$

where C_w is heat capacity of water ($\text{J}/\text{m}^3\text{C}$), C_s heat capacity of the dry solid ($\text{J}/\text{m}^3\text{C}$), θ volumetric water content, ϕ porosity of medium, K_T thermal conductivity of the water and solid matrix ($K_T = \theta K_w + (1-\phi)K_m$, $\text{W}/\text{m}\cdot\text{C}$), D_H hydrodynamic dispersion tensor (m^2/s), $q = \theta \bar{v}$ Darcian water flux (cm/s), and S energy uptake by plant roots associated with root water uptake. Using continuity equation defined

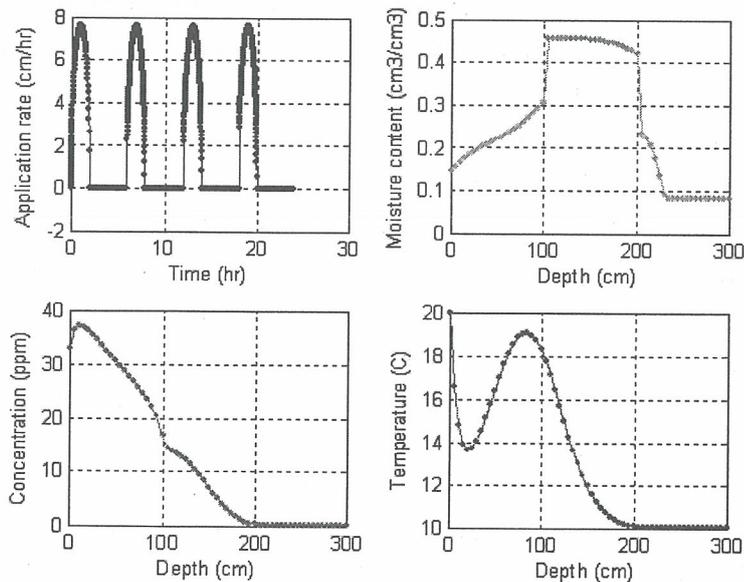
by $\frac{\partial \theta}{\partial t} = -\frac{\partial q}{\partial z} - S$, Eq. (5) can be reduced as:

$$\left[\theta C_w + (1-\phi)C_s \frac{\partial T}{\partial t} \right] = \frac{\partial}{\partial z} \left[K_a(\theta) \frac{\partial T}{\partial z} \right] - C_w q \frac{\partial T}{\partial z} \quad (6)$$

where K_a is an apparent thermal conductivity coefficient which entails both the heat conduction of the medium and the dispersion by advective flow.

$$K_a(\theta) = K_T(\theta) + \theta C_w D_H = K_T(\theta) + C_w \beta_t |q| \quad (7)$$

The following figure shows an infiltration modeling in layered soil for a sand-sandy loam-sand textural structure.



환원환경에서 화강암 균열을 통한 핵종이동 실험 - 실험장치 설치 및 기초 실험 결과

백민훈, 조원진, 한필수

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

mhbaik@kaeri.re.kr

현재 국내의 고준위폐기물 처분개념은 지하 500미터 정도의 심지층 결정질 암반에 다중방벽 개념에 기초한 처분시스템을 건설하고 사용후핵연료를 처분하는 것이다[1]. 처분장 주변의 포화된 암반 균열을 통해 침투한 지하수가 폐기물을 용해하여 방사성핵종을 유출시키면 유출된 핵종들은 처분장으로부터 지하수를 따라 암반 균열을 통해 자연 생태환경으로 이동하게 된다. 아울러 처분장의 안전성 평가를 위해서는 이러한 암반 균열을 통한 핵종이동과 관련된 수착(sorption), 암반 확산(rock matrix diffusion), 이류-분산(advection-dispersion), 콜로이드 및 복합체 형성 등 다양한 물리화학적 과정들에 대한 이해 및 해석, 그리고 수학적 모델링 등이 필요하다[2]. 특히 약틴족 핵종들의 경우 지하매질 및 지하수와 매우 복잡하고 다양한 상호작용을 하기 때문에 이러한 이동과정 및 상호작용들에 대한 지화학적 변수들의 영향을 고려해야 한다. 그러나 실제 이러한 지화학적 변수들의 영향을 고찰하기 위한 핵종이동 연구는 많은 제약을 가지고 있기 때문에 쉽게 수행되지 못하고 있는 것이 현실이다[3]. 따라서 본 연구에서는 실제 천연지하수 및 자연균열을 가진 화강암 코어를 이용하여 타당한 지하조건을 모사하기 위한 실험장치를 글로버박스 내에 설치하고 핵종이동 실험을 수행하였다 (Fig. 1참조).

실험에 사용된 자연균열을 가진 암석코어는 원자력연구소 부지 내 KURF(Korea Underground Research Facility) 시설의 시추공으로부터 얻은 것으로 먼저 다양한 광물학적 분석을 수행하였다. 암석의 주요 구성광물은 석영, 녹니석, 엘바이트(albite), K-장석(K-feldspar), 흑운모(Biotite), 질석(Vermiculite) 등으로 구성되어 있으며, 균열충진광물은 자연 불석(zeolite)의 일종인 laumontite인 것으로 확인되었다. 사용된 천연지하수는 원자력연구소 부지내 multipacker가 설치된 시추공(YS-01)에서부터 채취한 지하수를 사용하였다. 사용된 지하수의 지화학적 조건들은 pH = 9.9, Eh = -195 mV, $P_{CO_2} = 10^{-5.61}$ atm, alkalinity = 7.5×10^{-4} 등으로 $NaHCO_3$ 형 지하수인 것으로 측정되었다. 먼저 암반코어의 균열을 통한 지하수 유동을 해석하기 위하여 비수착성 음이온 핵종인 Br^- (0.01M NaBr)로 지하수 유동실험을 수행하였고, 실험결과를 이용하여 지체시간(t_0), 이동속도(V_0), 분산계수(D), 균열폭(δ) 등 다양한 수력학적 변수값들을 구하였다[4].

직경이 약 0.1 μm 인 라텍스 콜로이드(Fluorescent polystyrene latex colloids)를 이용한 암반 균열을 통한 콜로이드 이동 실험결과(Fig. 2 참조), 음이온인 Br^- 의 경우와 거의 유사한 거동을 보임으로써 콜로이드가 비수착성 핵종처럼 거동하였고, 유속이 느리다보니(2.0685×10^{-6} m/s) 콜로이드의 실제 회수율이 매우 낮게 나타났다. 암반 균열을 통한 우라늄($\sim 10^{-6}$ M $UO_2(NO_3)_2 \cdot 6H_2O$) 이동 실험결과에서는 우라늄의 유출곡선이 비수착성 핵종인 Br^- 와 유사한 거동을 보여주었는데, 이는 주어진 지하수 조건에서 우라늄이 주로 탄산염과 결합된 음이온 복합체로 이동하기 때문인 것으로 추정된다. 비록 확인된 것은 아니지만 우라늄의 이동 실험 결과로부터 +6가로 주입된 우라늄이 지하수 환원 조건에서 +4가로 환원되지 않고 여전히 +6가로 균열을 통해 이동하는 것으로 추측된다.

본 연구의 우라늄 이동 실험결과는 중간 실험결과로 향후 균열 충전광물에 대한 우라늄의 수착반응과 지하수 조건에서의 우라늄의 지화학적 거동 특성에 대한 실험이 추가로 수행될 예정이다. 따라서 실험결과가 추가로 확보되면 암반균열 및 지하수와의 상호작용을 고려한 우라늄의 이동 특성 및 메커니즘에 대한 보다 정확한 해석을 할 수 있을 것으로 기대된다.

참고문헌

- [1] Korea Atomic Energy Research Institute(KAERI), Progress Report on the R&D Program for the Disposal of HLW in Korea, Korea Atomic Energy Research Institute, August 20, 2002, Daejeon.
- [2] I. Neretnieks et al., Tracer movement in a single fissure in granitic rock: Some experimental results and their interpretation. Water Resour. Res. 18, 849, 1982.
- [3] B. Kienzler et al., Swedish-German actinide migration experiment at ÄSPÖ hard rock laboratory. J. Contam. Hydrol. 61, 219-233, 2003.
- [4] C.A.J. Appelo, D. Postma, Geochemistry, groundwater and pollution. A.A. Balkema, Rotterdam, Chap. 9, pp. 327, 1994.

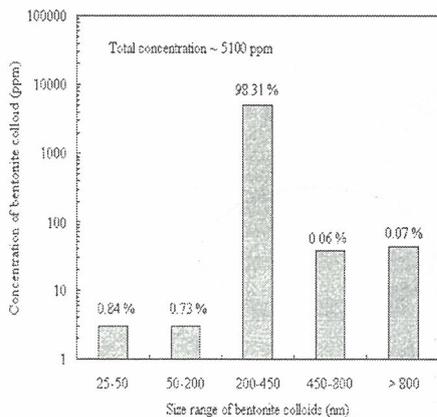


Fig. 1. System set-up for the migration experiments.

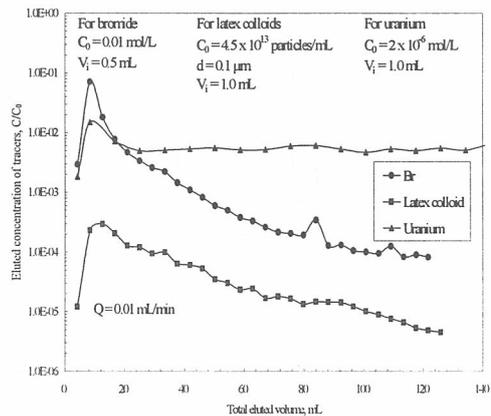


Fig. 2. Interim results for the nuclide migration experiments.

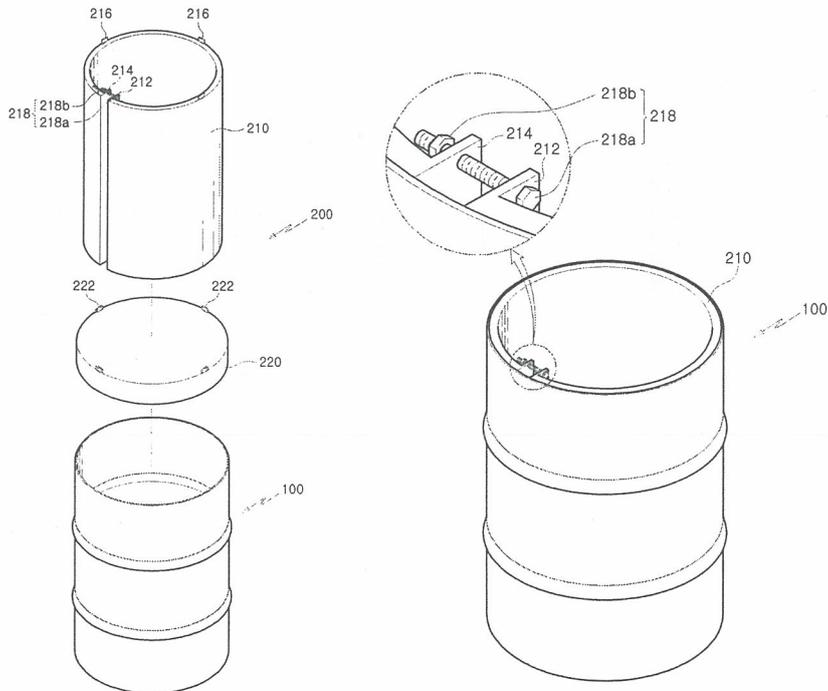
방사성 폐기물 처리 드럼 보강재 개발

홍용호

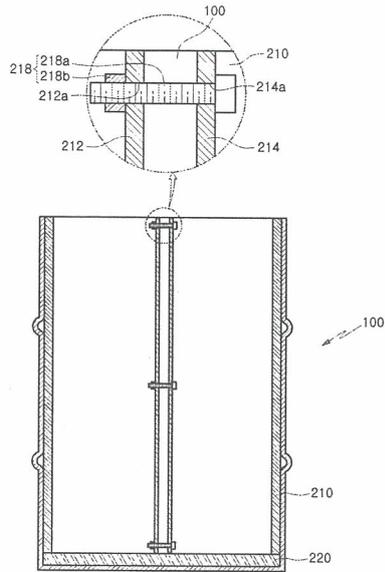
케이비이엔지(주) 서울시 영등포구 대림3동 775-3

본 연구는 원자력발전소에서 발생되는 고철 및 폐기 핵연료저장랙 등의 철재 방사성 폐기물을 담아 반영구적으로 안전하게 보관 처리하는 방사성 폐기물 처리 드럼에 내설되는 보강재에 관한 것으로, 더욱 상세하게는 드럼본체의 내구성을 증가시키고 방사성 폐기물을 안전하게 반영구적으로 보관 처리할 수 있는 방사성 폐기물 처리 드럼 보강재의 연구에 관한 것이다.

본 연구에 적용된 드럼보강재의 주요 구성은, 고철 및 폐기 핵연료저장랙 등의 철재 방사성 폐기물을 담은 드럼본체가 구비되어 폐기물을 반영구적으로 안전하게 보관처리하는 방사성 폐기물 처리 드럼본체 내부의 바닥면에 내설되는 하부지지판과; 상기 하부지지판의 상면에 지지되어 상기 드럼본체 내부로 내설되는 것으로, 일면이 절개되어 내측으로 소정길이 절곡된 제1,2절개부가 형성되는 보강재몸통부와; 상기 보강재몸통부의 제1,2절개부에는 상기 제1,2절개부의 간격을 조절하는 간격조절부재가 적어도 하나 이상 구비되는 것을 특징으로 하는 방사성 폐기물 처리 드럼 보강재를 개발하여 현재보다 폐기물 주입량을 증가시켜 영구처분비용의 절감에 기여하고자 한다. 아래그림은 드럼보강재 개략도이며 단계별 조립부 모습과 체결부를 소개하였다



<방사성 폐기물드럼 보강재 개략도>



<방사성폐기물드럼 보강재 결속장치 개략도>

이상에서 상술한 본 연구의 기대효과는, 드럼본체 내부에 보강재를 내설함으로써, 보다 많은 중량의 폐기물을 담아 처리할 수 있으며, 이로 인해 처리비용을 획기적으로 절감할 수 있고, 드럼 보강재가 방사선을 일차적으로 차단할 수 있는 차폐기능이 있어 보다 안전하게 방사성 폐기물을 반영구적으로 보관 처리할 수 있는 효과가 있다.

또한, 드럼본체의 내구성이 증가하여 임시저장고에서 4단 이상 적재시 상부드럼의 하중으로 인하여 하부 드럼이 찌그러지지 않아 4단 이상 적재하여 보관할 수 있으므로 보관면적을 최소화시킬 수 있는 효과가 있다.

【중심단어】

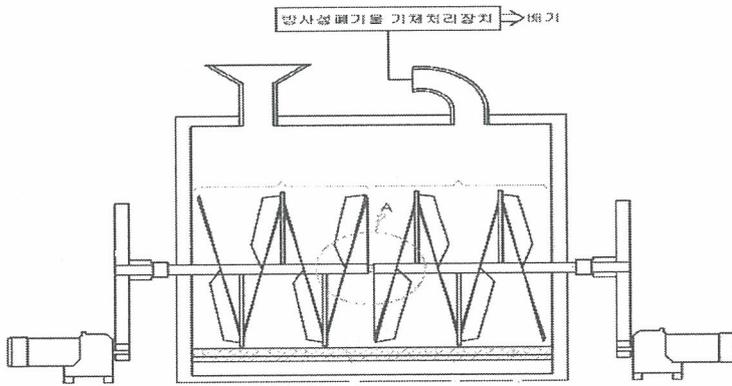
폐기물, 보강재, 드럼, 간격조절부재

저준위방사성폐기물(슬러지 및 폐수지) 건조설비 개발

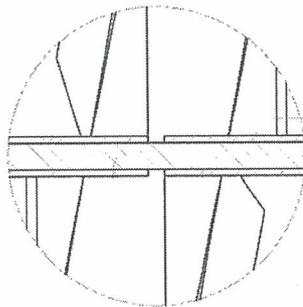
홍용호

케이비이엔지(주) 서울시 영등포구 대림3동 775-3

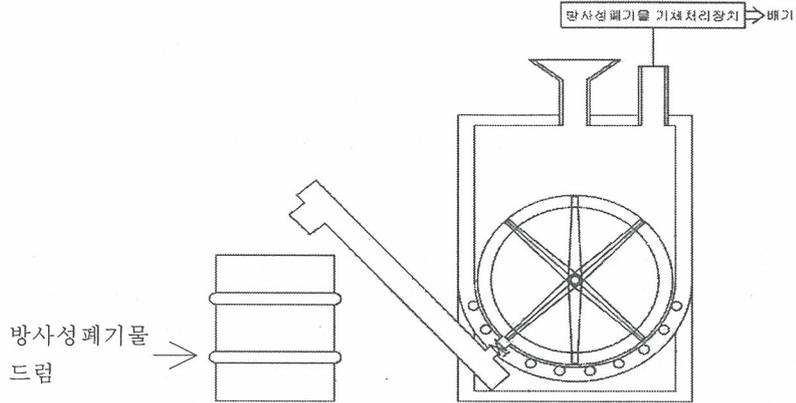
본 연구는 저준위방사성 폐기물슬러지 및 폐수지를 기계적인 교반 이송 및 가열 등으로 건조 처리하여 차폐드럼에 포집하게 되는 방사성 슬러지 및 폐수지 건조장치 개발에 관한 것으로, 설비의 주요구성은, 저준위방사성 폐기물슬러지 및 폐수지가 주입되는 호퍼와, 가열시 생성된 기체가 배출되는 배기구가 구비되는 건조실; 상기 건조실의 일측과 타측에 각각 구비되는 것으로, 제1기어를 갖는 제1기어드모터와, 제2기어를 갖는 제2기어드모터; 상기 제1,2기어드모터로부터 회전력을 얻어 구동하며, 방사성 슬러지 및 폐수지를 교반 이송시키는 교반수단과; 상기 교반수단의 하부에 위치하여, 일측에 건조 완료된 슬러지 및 폐수지를 배출하는 배출구가 구비되는 반호형상의 히터버킷과; 상기 히터버킷에 내설되어 열을 발생하는 히터열선; 으로 구성되는 것을 특징으로 하는 방사성 슬러지 및 폐수지 건조장치를 개발하고자 한다.



건조설비 정면도(개략도)



스크류부분 상세도



건조설비 측면도(개략도)

본 연구의 기대효과로는 저준위방사성 폐기물슬러지 및 폐수지를 교반하여 가열 건조시켜 스크류컨베이어를 이용해 설비측면에 대기중인 방사성폐기물 처리용 드럼에 주입 보관 처리함으로써, 별도의 슬러지 및 폐수지를 수집하여 건조시킨 후 방사성폐기물 처리용 드럼에 담아 처리하는 작업이 필요없게 되어 방사선작업종사자 들의 작업시간을 줄일 수 있으며, 이에 따른 인건비 절감과 안전사고 예방 및 슬러지의 잔존 습기에 의한 방사성폐기물드럼의 부식문제점 등을 해결할 수 있는 효과가 있다.

또한, 종래의 포대에 담아 자연건조 시키기 위한 공간 확보가 필요 없게 되며, 건조시간을 줄일 수 있는 효과가 있다.

【중심단어】

기어드모터, 슬러지, 방사성, 폐수지, 건조장치, 스크류, 히터

시멘트 고화체 내 ^{94}Nb , ^{55}Fe , ^{90}Sr 및 $^{59/63}\text{Ni}$ 의 화학분리

이창현*, 최광순, 안홍주, 지광용, 김원호

한국원자력연구소, 대전광역시, 유성구 덕진동 150 번지

nchleel@kaeri.re.kr

1. 서론

국내 원자력발전소에서 발생하는 중·저준위 방사성폐기물의 효율적 관리를 위한 척도인자¹ 및 주기적 검증기술 개발에 관한 연구의 일환으로 시멘트 고화체에 함유되어 있는 ^{55}Fe , $^{59/63}\text{Ni}$, ^{90}Sr 및 ^{94}Nb 재고량 평가에 필요한 정량분석기술을 개발하였다. 이 핵종들은 핵연료 조사과정에서 생성되는 핵분열생성물과 재료물질로부터 생성되는 방사화 물질로서 낮은 에너지의 X-선과 베타선을 방출하므로 이들을 정량적으로 분석하기 위해서는 공존하는 핵종들 뿐만 아니라 방사성 폐기물의 매질원소(Na, K, Li, Cs, Ca, Mg, Al, Zn, Cr, Pb, Co, Cd, Mo, Mn, Cu, Ti, Zr 및 U)로부터 개별분리와 정제가 요구된다. 본 연구에서는 방사성 폐액의 발생량이 작고 분리과정이 단순하여 분석자의 방사선 피폭을 줄일 수 있도록 이온교환수지법과² 추출 크로마토그래피로³ 핵종을 개별분리한 후 개별 분리한 핵종의 정제뿐만 아니라 기체비례계수법으로 방사능을 측정할 때 필요한 radionuclide source를 만들기 위하여 침전법을 적용하는 일련의 분리절차를 확립하였다. 시멘트 고화체와 유사한 매질의 공인된 기준물질(Certified Reference Materials)이 없으므로 실제 시료를 분석하여 얻은 결과를 바탕으로 모의 시멘트 고화체 용해용액을 만들고 확립한 분리절차에 따라 Nb, Fe, Sr 및 Ni을 분리한 후 회수율과 상대표준편차로부터 분리기술의 적용성을 평가하였다.

2. 실험

2.1. 시멘트 고화체 용해

시멘트 고화체 시료를 용해시키고 (4.7 M HNO_3 /7.2 M HCl) 용해용액의 산매질을 음이온 교환수지법에 의한 Nb의 선택적 분리에 적합한 12.07 M HCl 으로 바꾸었다. 개방된 용해조건에서 확인된 불용성 물질은 주로 Al, Ca 및 Mg으로 구성되어 있었으며 완전히 용해시키지 않으면 Sr의 회수에 영향을 미쳤다. Teflon 재질의 내부 마개를 사용한 유리용기(50 mL, No. 1395, Pyrex)를 acid digestion bomb으로 사용하여 불용성 물질을 완전히 용해시켰다.

2.2. 분리관 준비

실험에 사용된 분리관은 폴리프로필렌 재질의 일회용 주사기 (1 mL, NSC사, Germany)로서 폴리에틸렌 재질의 필터 (Alltech, U.S.A.)를 끼워 사용하였다. 음·양이온교환수지는 Bio Rad사의 AG 1×8 및 AG 50W×8 (100~200 mesh)을 각각 사용하였으며 분리관의 수지 충전부피를 1 mL로 조절하였다. 추출 크로마토그래피 수지는 Eichrom사의 Sr-Spec 수지(100~150 μm)를 사용하였으며 1,000 mg 취하여 분리관 (안지름 6 mm)을 준비하였다.

2.3. Nb, Fe, Sr 및 Ni의 분리거동

Fe: 5 mg, Nb, Sr 및 Ni; 각각 100 μg 그리고 Cr, Pb, Mn, Al, Ti, Ca, Mg, Mn, Ce, Co, Cu, Cd; 각각 25 μg 함유되어 있는 12.07 M HCl (2 mL)의 혼합 금속이온 용액 일정량을 음이온교환수지 분리관에 넣고 개별 또는 균분리에 적합한 용리액을 통과시키면서 1 mL씩 분취한 다음 유도결합 플라즈마 원자방출분광분석기 (ICP-AES, Jobin Yvon, JY 50P, France)로 분석하여 용출된 금속이온들의 양을 측정하였다. 이와 같은 방법으로 Sr은 Sr-Spec 분리관에서 그리고 Ni은 양이온교환수지 분리관에서 공존원소들과의 분리거동을 비교하였다.

2.4. Nb, Fe, Sr 및 Ni 회수율 측정 및 신뢰도 평가

시멘트 고화체를 ICP-AES로 분석하고 용해용액과 화학조성이 유사한 표 1의 비방사성 모의 시멘트 고화체 용해용액을 제조한 후 그림 1과 같은 분리절차에 따라 Nb, Fe, Sr 및 Ni 회수율을 3 회 측정하고 상대표준편차로부터 신뢰도를 평가하였다.

Table 1. Chemical components of a synthetic cement solution

Metal	Conc. mg/10 mL	Metal	Conc. mg/10 mL
Al	20	Li	0.3
B	9	Na	45
Ba	0.1	Mg	16
Ca	320	Mn	0.6
Ce	0.02	Nb	0.2
Co	0.01	Ni	0.1
Cr	0.04	Sr	0.15
Fe	10	Ti	0.8
K	8	Zn	0.3

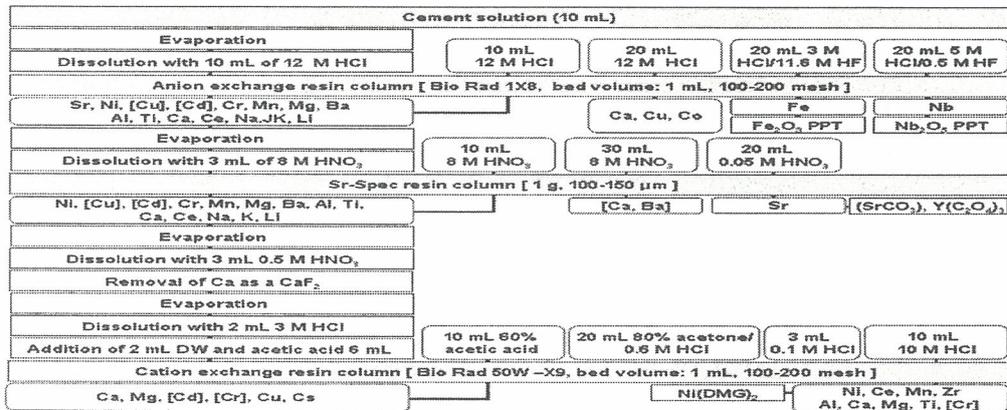


Fig. 1. Separation and purification procedure of ⁹⁴Nb, ⁵⁵Fe, ⁹⁰Sr 및 ^{59/63}Ni in cement solid waste forms.

3. 결과 및 토의

연구대상 금속원소들의 분리, 회수율은 상대표준편차 0.9~1.5% 범위에서 96.1~100.9%로서 본 연구에서 확립한 분리기술을 시멘트 고화체 내 ⁹⁴Nb, ⁵⁵Fe, ⁹⁰Sr 및 ^{59/63}Ni의 정량적 분리에 적용할 수 있다고 판단한다.

참고문헌

[1] J. E. Cline, J. R. Novce, L. J. Coe and K. W. Wright, Assay of long-lived radionuclides in low-level wastes from power reactors, NUREG/CR-4101, Division of waste management office of nuclear material safety and safeguards. U. S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C. 2055, NRC FINB7356, 1985.
 [2] H. F. Walton, R. D. Rocklin, Ion Exchange in Analytical Chemistry; CRC Press; Boca Raton, FL(1990).
 [3] T. Braunt, G. Ghersini, Eds.; Extraction chromatography; Elsevier: Amsterdam(1975).

빈 면

제3분과

사용후핵연료 및 핵연료주기 (Oral)

빈 면

A Numerical Simulation of the Li Reduction Process for PWR Spent Fuel

Hee-Sung Shin, Yun-Hee Lee, Ji-Woon Jang, Ho-Dong Kim, Ji-Sup Yoon
Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Duck-Jin Dong, Yuseong-Gu, Daejeon

shinhs@kaeri.re.kr

As a pyrochemical process, the Li process completely transforms spent fuels into their corresponding metals by using Li dissolved in molten LiCl at 650 °C, except for the fission product and some rare earth elements. GC code[1] simulates the Li process which is composed of the Li reduction, Li recovery, electrorefining, and electrowinning processes. It is assumed that the code simulates a situation where the amount of Li is sufficient enough to completely reduce most of spent fuel oxides. Since the code is not available, so that the development of a similar code has been carried out[2-3]. This paper presents a computer code to simulate a process consisting of the Li reduction and Li recovery processes, and it compares its result with that of the GC code.

This developed program simulates chemical reactions to produce the quantities of products, which are calculated by SLG(simple but robust algorithm) by using a Newton-Raphson iteration as in the GC code. In the program, a database is established, which is composed of characteristic values related to the chemical reactions occurring in the Li reduction process, such as the Gibbs free energy, activity coefficient, and the quantity of each compound. For simulating a real chemical reaction phenomenon, after determining the order of the chemical reaction of spent fuel oxides according to the magnitude of the Gibbs free energy of each reaction given from the database, the amount of the products or the remaining reactants are calculated. Some data in the database have been assumed, only on the basis of the result of the GC code, because these values were not given in other references, which are some of the Gibbs free energies and some of the activity coefficients of several compounds. When the activity coefficient was not given, 1.0 has been assumed except for EuCl_2 , Li_3CeO_3 , and Li_3NdO_3 , whose activity coefficients have used the values presented in the database. In addition, a branching ratio, which is 1.0 in the case of a simple reaction, has been introduced for compounds having several composite reactions. In the other cases, the branching ratios of Eu_2O_3 and Sm_2O_3 have used the values assumed by regarding their composite reactions as only two reactions.

The performance test of the program has been carried out for 300 batches using a 20 kg batch of spent fuel. The quantities of the products produced from the Li reduction process for each batch have been accumulated. Of all the batch results, those of the 1st, 50th and 300th batches have been compared with those of the GC code and their relative errors have been calculated, which are the ratios of the quantities of each product calculated with this code and with the GC code, respectively. In the 1st batch, the two outcomes have been consistent with each other and, in the other two batches, they have been almost the same to within about a 6 % error except for Eu_2O_3 and Sm_2O_3 which had large relative errors for the 50th and 300th batches, respectively. Figure 1 shows the relative errors for the 50th and 300th batches. This developed program seems to be applicable to compounds, except for Eu_2O_3 and Sm_2O_3 having a large error. It is deduced that the errors resulted from their extremely simplified chemical reactions far away from the real reactions. It is required that the program be improved for the simulations of Eu_2O_3 and Sm_2O_3 through analyzing their reactions in detail. It is also necessary to add a user-friendly interface to the program.

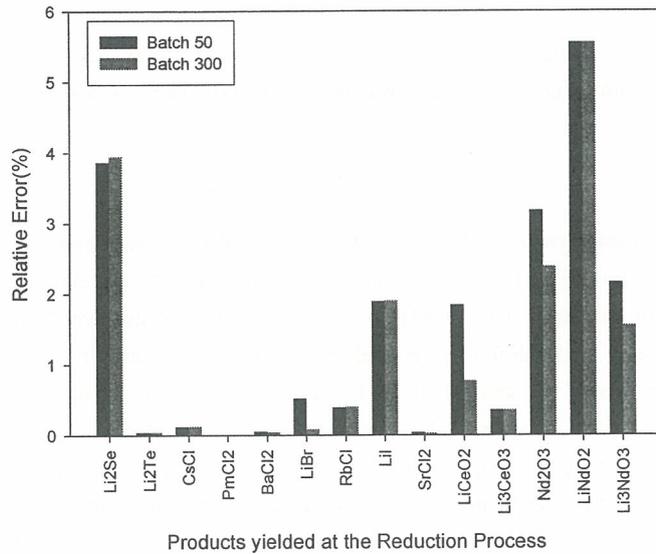


Figure 1. Relative Errors Comparison on the basis of the GC code result.

REFERENCE

- [1] RAhluwalia, and H.Geyer, The GC Computer Code for Flow Sheet Simulation of Pyrochemical Processing of Spent Nuclear Fuels, Nuclear Technology, v116, p.180-195(1996).
- [2] Yun-Hee Lee, Hee-Sung Shin, Ji-Woon Jang, Ho-Dong Kim, Ki-Jung Jung, A Preliminary Study on the Simulation of a Spent Oxide Fuel Metalization Process, 한국원자력방사성폐기물학회 춘계학술발표회, 논문집, p.424-425(2005).
- [3] Yun-Hee Lee, Hee-Sung Shin, Ji-Woon Jang, Ho-Dong Kim, Ki-Jung Jung, A Study on a Computer Code Simulating a Metallization Process of Spent Oxide Fuels, 한국원자력방사성폐기물학회 추계학술발표회, 논문집, p.293-294(2005).

ACP 금속전환체로부터 LiCl-Li₂O-Li의 확산증발에 의한 분리

허진목, 서중석, 윤지섭

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

jmhur@kaeri.re.kr

한국원자력연구소에서는 1997년 이래로 경수로 발생 사용후핵연료를 처리하기 위한 건식공정인 사용후핵연료 관리·이용 기술개발(Advanced Spent Fuel Conditioning Process (ACP))에 대한 연구를 수행하고 있다. ACP 공정은 1) 사용후핵연료 집합체의 dry decladding과 air voloxidation, 2) 사용후핵연료 산화물 분말의 금속분말로의 전해환원, 3) smelting에 의한 금속분말의 금속 ingot으로의 제조 등으로 구성되어 있다.

ACP 전해환원 단계는 LiCl-Li₂O 용융염을 전해질로 사용하는 전해 셀에서 이루어진다. 이러한 금속전환 과정에서 사용후핵연료에 포함된 알칼리와 알칼리 토금속 원소들은 염화물로 전환되어 염에 용해되어 궁극적으로는 금속 전환된 사용후핵연료로부터 분리되며, 이에 따라 저장된 방사능의 사용후핵연료 금속전환체가 얻어진다.

한국원자력연구소의 전해환원 시스템에서는 용융염에 녹아있는 Li₂O의 *in situ* 전해에 의하여 생성된 Li가 전해 셀의 환원전극부 마그네시아 용기에 담긴 사용후핵연료 산화물과 반응하여 이를 금속으로 전환시킨다. 이 결과 Li가 Li₂O로 산화되어 마그네시아 용기 내에 축적되는 현상이 실험적으로 관찰되고 있다. 일반적으로 전해 셀에서 회수된 금속 전환체에 함유된 잔류 LiCl 염은 30 ~ 40 wt%에 달하고 있으며, 이에 포함된 Li₂O도 공정 운전조건에 좌우되지만 염의 3 wt% 이상이다. 그리고 과량 생성된 금속 Li도 금속 전환체 상부에 존재한다. 이러한 LiCl-Li₂O-Li는 smelting 공정에서 증발에 의하여 금속전환체와 분리되어, 재사용을 위하여 전해 셀로 재순환되거나, 염 폐기물 처리공정으로 보내지게 된다.

미국 Argonne National Laboratory는 전해 정련된 사용후핵연료를 대상으로 염 분리에 관하여 광범위한 연구를 수행해 왔다. 하지만 이러한 'Cathode Process'에서는 선행공정인 전해정련 공정이 LiCl-KCl 공용 염상에서 수행되기 때문에 염 염화물의 증발 분리만 고려하고 있다. 그런데 ACP 전해염에는 상대적으로 높은 농도의 Li₂O와 Li가 존재하기 때문에 이의 증발 거동을 조사할 필요성이 있다.

본 연구에서는 전해 환원된 사용후핵연료 금속 전환체에 포함된 잔류염의 증발 분리 거동을 모사할 수 있는 모델을 개발하고, 이를 한국원자력연구소 ACPF 핫셀에 설치된 Smelter의 운전조건 설정에 적용하는 한편, 염증류 장치 설계에 반영하고자 하였다. 또한 열중량 분석법으로 측정된 염 휘발 실측값과 모델 식에 의한 계산값을 비교하여 모델식 검증을 수행하였다.

ACP smelting 공정에서 잔류염 휘발 단계는 purge 기체 존재하에서 수행된다. 이러한 분위기에 서 물질은 액면에서, 확산에 의하여 서서히 증발된다. 이때 증발속도는 Langmuir 식에서 구할 수 있는 최대 증발속도보다는 확산계수에 의존하는 확산속도에 의존하게 된다. 따라서 본 연구에서는 확산지배 증발식을 구하여, Smelter mold 높이, purge 기체압력, 증발온도, purge 기체 종류에 따른 증발속도 변화를 계산하였다. 확산지배 증발식은 이상기체 정상상태를 가정하고 대류와 농도구배를 고려하여 유도하였으며, 1차원 확산만을 다루었다. 그리고 열중량분석기로 측정된 염의 증은

휘발실험 결과로 확산지배 증발식과 Langmuir 휘발식을 비교 평가하였다.

Langmuir 휘발식을 적용할 경우, 950 °C 1 기압 Ar flow 분위기 조건에서 측정된 LiCl 증발의 휘발계수 $\alpha \approx 2 \times 10^{-4}$ 이었으며, 이는 진공으로의 휘발을 가정하여 유도된 Langmuir 휘발식이 purge gas 존재하의 증발 거동 모사에 적용될 수 없음을 의미한다. 반면에 확산지배 증발식은 950 °C 1 기압 Ar flow 분위기 조건에서의 LiCl의 증발을 10% 오차범위 내에서 예측할 수 있었다. 즉, purge gas 존재하에서 LiCl의 증발은 확산에 지배되었다.

전해정련 공정 환경에서 란탄족 산화물의 화학적 거동규명연구

조영환*, 김택진, 최인규, 지광용

한국원자력연구소 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

*yhcho@kaeri.re.kr

용융염매질에서 금속전환공정을 거친 사용후 핵연료는, 재활용을 위해 전해정련 공정을 거치게 된다. 이 때 우라늄금속전환체에는 란탄족(혼합)산화물이 함께 존재하게 된다. LiCl-KCl 용융염 조건하에서 이들 란탄족 산화물의 화학적 거동은 전해정련공정에 영향을 미치게 된다. 따라서 전해정련공정 환경 하에서 이들 란탄족산화물들의 용해특성, 각 이온들의 화학적 거동규명은 성공적인 전해정련공정 수행을 위해서 필히 밝혀서 이해되어야 할 연구항목이다. 본 연구에서는:

(1) LiCl-KCl Eutectic 450 °C 조건에서 란탄족 산화물의 용해특성을 측정하였고, 용해도를 지배하는 관련 화학적 현상을 분광학적 방법을 통해 연구하였다. 결과, 다른 란탄족원소와는 달리 यू로피움(Eu)은 특정한 화학적 거동을 나타냄을 확인할 수 있었다. 그러나 전반적으로 용해도는 높지 않아, 용해도 관점에서는 전해정련에 큰 영향을 미치지 않을 것으로 나타났다.

(2) 전해정련반응은 U(III)가 항시 존재하는 조건이므로 란탄족산화물과 U(III)와의 반응성 유무 및 관련형상이 주요 관심사가 된다. 본 연구에서는 전해정련 환경에서 U(III)와 란탄족(혼합)산화물의 반응 유무 및 그 진행과정을 UV-VIS 분광법으로 실시간으로 측정이 가능하도록 장치를 제작하여 연구를 수행하였다. 그 결과 대부분 란탄족 산화물은 U(III)와 반응하여 Ln(III)이온으로 존재하게 된다. 이 현상의 열역학적인 가능성은 예측이 되었지만, 본 연구를 통해 분광학적으로 확인할 수 있었다. 이 반응을 통해 U(III)은 불용성 화합물로 전환케 되어 전반적으로 전해정련공정의 효율을 저해할 수 있음을 예상할 수 있다.

(3) 란탄족 혼합산화물 및 란탄족 산화물에서 발생하는 Li₂O 로 인한 산소이온의 영향 또한 규명되어야 할 과제로 나타났다. 전해환원 조건에서 U(III)와 O²⁻의 반응성을 UV-VIS 분광학적으로 측정된 결과 전해정련공정의 부반응을 일으켜 전해정련 공정효율을 저해시킬 가능성이 클 것으로 예상된다. 따라서 실제 전해정련 공정에서의 효율을 높이기 위해서는 이들 란탄족산화물 및 산소이온의 영향이 정확하게 규명되고, 예상되는 역효과를 제거하기 위한 방안이 수립되어야 할 것으로 판단된다.

흑연 전극을 이용한 우라늄 전해정련 특성

강영호, 이종현, 황성찬, 심준보, 김웅호

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
yhkang1@kaeri.re.kr

사용후 핵연료를 처리하기 위한 고온 야금 처리공정에서 용융염 전해정련 공정은 제한된 공간에서 사용후 핵연료 내에 포함된 다량의 우라늄을 회수하기 위한 핵심 공정이다. 따라서 전해정련기의 효율을 향상시키기 위한 시도가 활발히 진행되어 오고 있는 실정이다. 전해정련 반응기의 효율 향상을 위해 추구하고 있는 기본 방향은 우라늄이 석출되는 음극의 면적을 넓히고, 전극간의 간격을 줄여 저항을 감소시킴으로서 다량의 전류를 인가시키며, 공정을 개선하여 중단 없이 연속 조업이 가능하게 하는 개념이다. 이를 실현하기 위하여 Mark-V 전해정련 반응기가 개발되었으며, 최근 평형 전극 전해정련 반응기 (Planar Electrode Electrorefiner, PEER)가 미국 Argonne National Laboratory (ANL)에 의해 개발되기에 이르렀다. 그러나 이들 전해정련 반응기는 철계 음극을 사용함으로 인하여 우라늄 전착물 회수 과정에서 전착물이 완전히 탈리되지 않고 고착되는 근본적인 문제점을 안고 있다. 따라서 고착물 제거를 위하여 전극의 극성을 바꾸어 음극의 잔류 전착물을 양극용해 시켜 세척하는 이른바 stripping공정을 거치게 되는데 이공정은 전체 우라늄 전해정련 공정의 전류 효율을 급격히

감소시키는 것으로 알려져 있다.

따라서 본 연구에서는 우라늄 석출물의 고착을 최소화하기 위하여 흑연 음극을 적용한 새로운 개념의 전해정련 반응기에 대하여 보고하고자 하였으며, 회수된 우라늄 석출물 내의 불순물로서 탄소와 희토류금속의 오염도를 측정하여 전해정련을 위한 흑연 음극의 적용 가능성을 알아보하고자 하였다.

우라늄 전해정련은 9 wt% UCl_3 , 500 °C의 LiCl-KCl 공융염에서 기존 전해정련과 동일한 반응기를 사용하였으며, 스테인레스 음극을 흑연으로 대체하여 실험을 실시하였다. 일련의 실험을 통하여

그림 1과 같이 30 mA/cm²의 전류밀도에서 우라늄이 전착됨을 확인하였으며, 그때의 점착 계수 (Sticking coefficient, SC)는 0.6 이었다. 전류밀도를 100 mA/cm²로 증가시킬 경우, 점착계수는 0.06으로 감소하였으며, 그 이상에서는 잔류 우라늄 석출물이 관찰되지 않는 self-scraping거동을 나타내었다. 이러한 흑연 전극의 self-scraping 기구는 그림 2와 같이 우라늄이 흑연과 인터칼레이션 화합물을 형성하여 흑연 격자를 파괴시킴으로서 우라늄 전착물이 일정 하중에 도달 했을 때 자발적으로 탈리되는 현상으로 설명될 수 있다. 이때 우라늄 전착물의 성장은 기 성장된 우라늄 수지상 위에서 지속적으로 이루어지므로 흑연 전극과의 접촉이 제한적으로 발생하여, 최종 석출물 내의 흑연 오염은 300 ppm 으로 비교적 낮게 측정되었다. 또한 이러한 흑연의 오염은 우라늄 석출물의 용해 과정에서 금속 이트륨과 반응을 시켜 이트륨 탄화물을 형성시킨 후 용탕 상부로 부유시켜 물리적 제거가 가능하므로 무시할 수 있다. 희토류 성분의 오염을 관찰하기 위하여 용융염

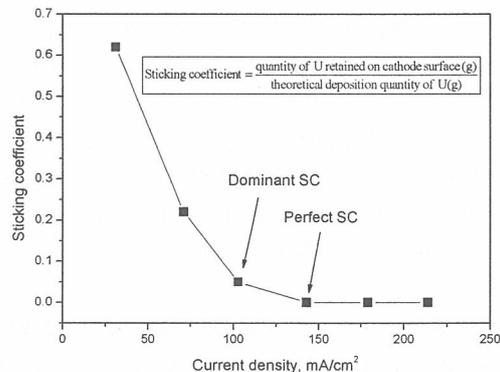


Fig. 1. Variation of sticking coefficient of graphite cathode according to current density (500 °C, UCl_3 : 9wt%, SC : self scraping)

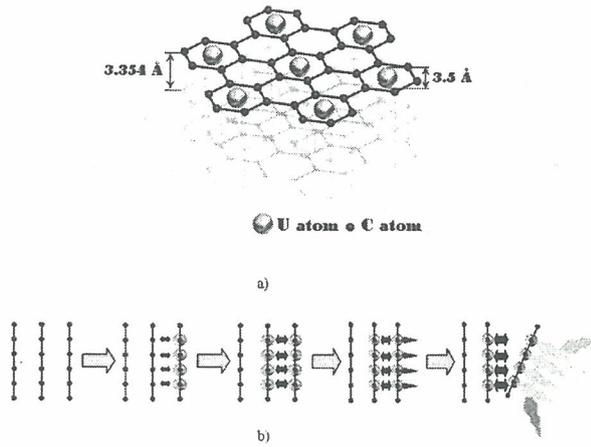


Fig. 2. Schematics of the formation of U intercalates (a) and the self scraping mechanism (b) of graphite cathode during electrorefining of uranium

내에 1 wt%의 $RECl_3$ 를 첨가한 후 석출물 내의 오염을 측정한 결과 10ppm 이내로 분석되어 $UCl_3 + Re \rightarrow U + ReCl_3$ 의 반응이 진행되므로 대부분의 $ReCl_3$ 가 용융염 내로 재용해 된 것으로 판단되어 우라늄 전해정련 음극으로서의 사용 가능성을 확인하였다. 전해정련후 흑연음극의 표면은 그림

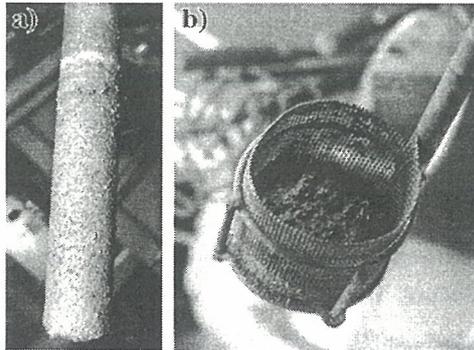


Fig. 4. Self scrapped graphite cathode (a) and recovered U deposit (b)
(500 °C, UCl_3 : 9wt%, current density : 130mA/cm³ for 3 hrs)

4와 같으며, 표면에서 우라늄 석출물이 제거되었음을 알 수 있고, 하부에 설치된 장치로부터 성공적으로 회수되었다.

Numerical Analysis of Electrorefiner of Pyro-chemical Processing for PEACER

Judong Bae, Kyung Woo Yi, Byung Gi Park*, and Il Soon Hwang

Nuclear Transmutation Energy Research Center of Korea (NUTRECK), Building 31-1,

Seoul National University, San 56-1 Shinlim-dong, Gwanak-ku, Seoul 151-742

*2FNC Technology Co. Ltd., #516 Research Park Incubation Center, Seoul National University, San 4-2,

Bongchon dong, Gwanak ku, Seoul, 151-818

jd32@snu.ac.kr

A lead-bismuth cooled fast reactor, PEACER, is being developed for transmutation of long living radioactive waste from LWR spent fuel. Pyrochemical processing is utilized to separate uranium and transuranic (TRU) elements from the spent fuel and prepare PEACER fuel. Decontamination Factor (DF) is introduced to evaluate process performance. DF for a nuclide is defined as the ratio of total mass of nuclides into the process to the mass that escapes the process and get into the waste stream. DF of pyro-processing should be achieved above about 10^5 for actinides to meet the Intermediate Low Level Waste (ILLW) regulation. In addition, a minimum level of throughput should be met in order to balance materials flow from PEACER and LWR spent fuel. Flow-sheet of pyrochemical processing is conceived as a part of the entire transmutation system of PEACER including chopping, voloxidation, oxide reduction, electrorefining, electrowinning, reductive extraction and selective oxidation.

But it is difficult to achieve high DF value and throughput using present pyro-chemical process technique and design. Since design of pyrochemical processor should be optimized to achieve the desired DF, simulation model development for pyroprocess is one of essential approach for process design improvements. A method to analyze the performance of pyrochemical processing was contrived and the parametric study of electrorefining process was performed. The current limit and throughput of electrorefining process could be obtained from the calculation results of diffusion layer and deposition rates at cathode using hydrodynamic analysis code, ANSYS® CFX-10.0 and electrochemical reaction analysis model, REFIN.

Additional analysis of electrorefining process is needed due to variation of diffusion layer thickness with position, which leads the variation of the electrochemical reaction rate near the electrode surface. Thus a method, to consider the effect by variation of diffusion layer thickness, is developed. Effective current limit of electrorefiner, I_{eff} , which consider the effect of diffusion layer thickness variation, was calculated from the result. Deposition behavior at the cathode of electrorefiner can be divided into three stages by current limit for the thickest diffusion layer and I_{eff} . Results including benchmark with experimental result also will be presented applying the method. Discussion about the approach and analysis result of electrorefining process will be presented.

사용후핵연료 차세대관리공정장치 원격유지보수 성능시험

이효직, 이종광, 홍동희, 박병석, 윤지섭

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

hvojik@kaeri.re.kr

한국원자력연구소에서는 사용후핵연료 차세대관리공정(Advanced Spent Fuel Conditioning Process, ACP)를 위한 Lab-scale 규모의 핫셀(Hot Cell)을 구축하여, Inactive 성능시험을 수행하고 있다. ACP 핫셀 내에서 공정장치의 유지보수는 마스터-슬레이브 매니플레이터(Master-Slave Manipulator, MSM), 크레인, 천정이동 서보조작기(Bridge Transported Servomanipulator, BTSM) 등을 이용하여 원격작업에 의해 이루어진다. 공정장치 모듈별로 중요도가 높은 유지보수 대상 모듈을 12개를 선정하고, 각각의 대상모듈에 대하여 전용공구를 제작하여 MSM, Crane, 및 TSM을 이용한 유지보수 가능여부, 난이도 등을 평가하였으며, 유지보수성을 높일 수 있는 개선사항을 도출하였다(표1). 또한 ACP 핫셀에 설치된 유틸리티(솔레노이드 밸브, 전등, 콜드트랩 등)에 대한 유지보수 시험을 수행하고 작업성을 평가하였다. 공정장치의 모듈의 특성에 맞게 MSM 및 TSM의 이용방안, 크레인 활용방안 및 작업공구의 이용방안에 대한 절차를 제시하였다. 실제 유지보수 시험을 수행하면서 작업절차의 수정, 보완을 반복하였으며, 또한 여러 방안을 비교하여 유지보수 대상별 최적의 작업절차서를 작성하였다. 최적화된 절차대로 유지보수 작업을 수행하는 경우 그렇지 않은 경우와 비교하여 모듈 당 평균 5.8분의 작업시간을 단축할 수 있었다.

표 1. 각 장치별 유지보수 결과 및 개선사항

장 치	대상모듈 유지보수 결과				개선사항
	모듈	난이도	장비	시야	
탈피복	압출핀	하	M	E	-
	블레이브 모듈	하	M	E	-
	모터 모듈	중	M, C	E	커넥터 타입 변경
	리미트 센서	하	M	E	(LEMO FIG → FZG)
분말화	상하부 모터	하	M, T	E	-
	메시회전 모터	중	M, TS, C, A	E, C	안내 가이드 설치
	히터 모듈	상	M, C, T	E	-
Smelter	상부 플랜지	상	M, TS, C, A	E, C	-
	상판	상	TS, C, A	E, C	볼트변경, 전극하우징 설치
ASNC	벨로우즈 밸브	하	M, TS	C	받침대 설치
	³ He 튜브	중	M	E	-
	Junction 박스	중	M	E	커넥터 이탈방지

• 난이도는 상중하로 구분,

• M: MSM, TS : TSM, C: 크레인, T: 작업공구, A: 에어라켓, E: 육안, C: 카메라

미국의 차세대 사용후핵연료 처리시설 개발 현황

유길성, 정원명, 구정희, 조일제, 국동학, 권기찬, 이원경, 이은표, 윤지섭, 박성원

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
yougil@kaeri.re.kr

미국의 에너지부는 2025년까지 대규모 사용후핵연료 처리 및 연료 제조시설(SFTF)을 완공할 계획을 가지고 있다. 이 시설은 적어도 연간 2,000톤 이상의 사용후핵연료 처리 용량을 가지며, 건설비용은 50~100억불 사이로 추산하고 있다. 에너지부는 최근 미래 원자력에너지에 대한 연구 및 개발의 중심으로 INL을 선정하였으며, 연구실 규모의 인프라구축을 위한 핵심과제로 선진 핵연료 주기시험시설(AFCF)을 이 INL에 건설할 계획으로 있다. 이 AFCF 연구시설을 이용해서 습식분리공정인 UREX+와 건식분리공정인 Pyrochemical Process 모두를 개발할 수 있을 것으로 예상하며, 이 시설에는 단일 공정 실험을 위한 소규모 핫셀과 종합공정 개발을 위한 대규모 핫셀을 모두 갖추게 될 것이다. 또한 이 시설에는 경수로와 Gen-IV 원자로 핵연료용 차세대 재활용 연료제조 기술을 엔지니어링 규모로 실증할 수 있는 핵연료 제조시설도 갖출 계획이다. AFCF의 건설은 2025년 운전계획으로 있는 SFTF의 설계 기반을 확보하기 위해 늦어도 2015년 말까지 완공될 예정이며, 이를 위해 에너지부는 2005년도에 AFCF 시설의 연구타당성보고서 작성과 개념 설계를 착수하고, 2006년 개념설계를 수행하여 2007년 초반까지 건설 타당성 검토를 완료하고, 2012년 중반까지 시설의 기본 및 상세설계를 완료, 최종 2015년 후반까지 시설의 건설을 완료하여 향후 50년 이상 연구개발에 활용할 계획으로 있다.

상기 시설 외에도 1990년 중반 EBR-II Project의 종료 이후에 미국에서 개발되어온 Pyroprocess 관련 시설들에 대한 개발현황도 같이 고찰해 보았다.

콘크리트 차폐구조물 내 발생한 spalling이 차폐능력에 미치는 영향에 관한 연구

이창민, 이윤희, 이건재, 조천형*, 이경호*, 최병일*

한국과학기술원, 대전광역시 유성구 구성동 373-1번지

*환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

cmlee@kaist.ac.kr

사용후핵연료 건식저장시설을 비롯한 많은 원자력관련 시설에서 콘크리트가 사용되고 있다. 콘크리트는 cement와 물, 골재를 섞어 만드는 재료로써 가격 대비 차폐능력이 매우 뛰어나 특히 차폐구조물의 재료로써 많이 사용된다. 콘크리트를 사용하여 구조물을 건설하는 경우 인장력에 특히 취약한 콘크리트의 특성을 보완하고자 철근이 보강된 철근콘크리트는 사용한다. 철근 콘크리트의 경우 콘크리트 내 철근의 배근을 통해 구조적 안전성을 보장하는 방식으로 이들의 수명은 철근부식의 유무 혹은 정도로 인해 판단되어 질수 있다. 일반적으로 국내의 구조적 안전성 기준에서는 철근의 부식으로 인한 균열 발생 전까지의 단계를 수명으로 권고하고 있다. 그러나 시공시의 부주의나 부분적인 외부의 영향 등으로 인해 수명기간 내 국부적인 철근의 부식이 발생할 수 있다.

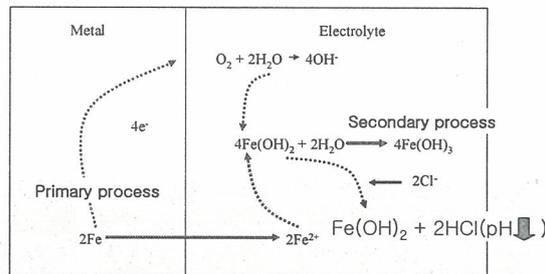


그림 1 철근 내 부식발생 메커니즘

위의 그림1 은 콘크리트 내 철근의 부식이 발생하는 메커니즘을 보여주고 있다. 철근의 부식 생성물인 $Fe(OH)_2$ 와 $Fe(OH)_3$ 는 Fe의 부피보다 2.5배-4배 큰 것으로 알려져 있으며, 이로 인해 콘크리트 내 압력이 발생하게 된다. 철근 부식으로 인해 발생한 압력은 콘크리트 내 인장력을 발생시키며 이로 인해 균열이 발생하게 된다. 콘크리트 내 발생한 압력은 thick cylinder model로 예상할 수 있다.

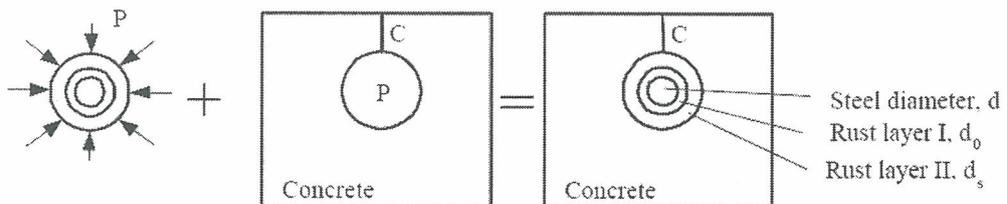


그림 2 부식에 의한 압력 증가 메커니즘

위의 그림2 에서 보여지는 바와 같이 철근의 부피 증가로 인한 압력발생의 경우 콘크리트 내 철근과 콘크리트 사이의 interfacial porous zone의 존재로 인해 철근의 부피가 증가하더라도 압력에 영향을 주지 않는 부분(d_0)과 영향을 주는 부분(d_s)의 두 가지로 분리하여 고려할 수 있다. Keil의 연구결과로부터 d_0 를 $1\mu\text{m}$ 로 가정하고 압력을 계산한 결과 아래와 같은 압력의 증가를 예상할 수 있었다.

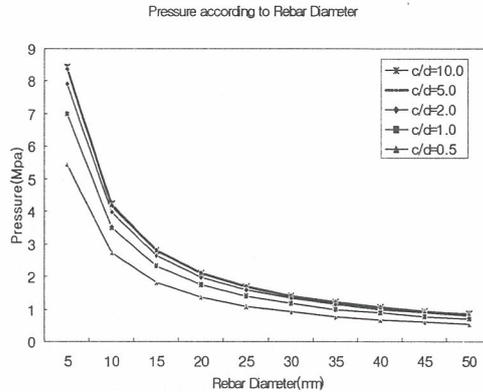


그림 3 c/d 및 철근 지름에 따른 압력

이 예상 압력 증가값을 이용하여 ABAQUS 코드를 이용하여 콘크리트 매질내에서의 균열발생 거동을 모사하여 보았다. 관련 세부 데이터는 현재 차폐시설 중 원자료를 제외하고 가장 높은 준위를 보이는 사용후핵연료 저장시설인 concrete silo를 모델로 이에 대한 spec.을 고려하였다. 철근의 지름은 25mm와 추가적인 고려를 위하여 32mm의 지름도 고려하였으며, 철근으로부터 콘크리트 표면까지의 커버두께는 각각 10cm, 20cm를 고려하였다.

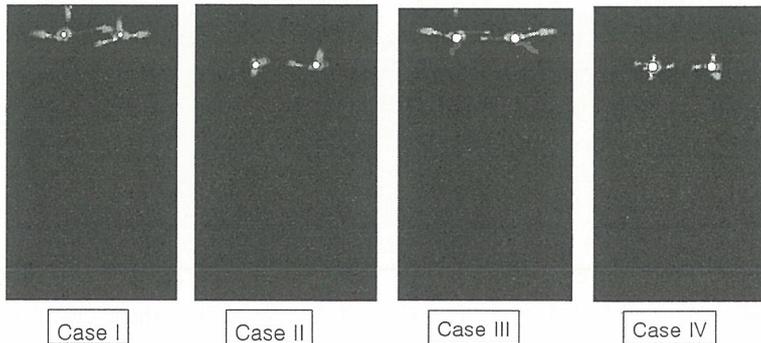


그림 4 커버두께와 철근지름에 따른 모사결과

그림 4를 분석해보면 커버두께가 10cm이하인 경우 철근 간 방향 및 콘크리트 표면으로의 균열의 발생가능성이 있는 것으로 판단된다. 그러나 20cm인 경우 철근 주변에서 균열이 더 이상 발전하지 못함을 확인할 수 있다. 따라서 커버두께가 10cm 이상인 경우 철근부식에 따른 균열의 성장으로 인한 spalling는 발생하지 않을 것으로 판단된다. 따라서 최대 spalling의 두께는 약 10cm인 것으로 예상된다.

기존의 차폐 여유도는 기준값을 만족시키는 차폐두께에서 10%정도를 보편적으로 고려하고 있으나, 커버두께가 10cm 이내인 콘크리트 차폐구조물인 경우 spalling에 대한 것을 고려한 값을 차폐여유도로 고려할 수 있을 것으로 판단된다. 커버두께가 10cm를 초과하는 차폐구조물인 경우 굳이 차폐 여유도를 설정하지 않아도 방사선 방호측면에서 안정적인 차폐안전성을 가질 수 있을 것으로 판단된다.

제3분과

사용후핵연료 및 핵연료주기 (Poster)

빈 면

ACP 실증시설 후면 차폐문의 동적 안전성 평가

권기찬, 구정희, 이은표, 정원명, 유길성, 이원경, 조일제, 국동학, 윤지섭

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

kiechankwon@kaeri.re.kr

본 논문에서는 차세대관리 종합공정(ACP) 실증을 위한 핫셀의 후면 차폐문(rear door)에 대한 구조적 안전성을 유한요소 해석을 통해 평가하였다. 기존의 핫셀 후면 차폐문 설계에서 구조 해석을 통한 안전성 평가를 수행한 문헌이 없으며, 본 논문에서는 후면 차폐문 운전의 여러 상황을 고려하여 이에 대한 구체적인 하중조건 및 평가기준을 설정하고, 이를 기준으로 동적 해석을 수행하여 안전성 평가를 수행하였다. 안전성평가는 유지보수셀의 후면 차폐문을 기준으로 하였으며, 동적 해석을 위해 구조 해석 코드 LS-DYNA를 사용하였다. 차폐문이 닫히면서 벽면의 차폐문틀(door frame)과 결속되는 상황을 충돌-접촉 문제로 가정하고 동적 해석을 수행하여 후면 차폐문과 차폐문틀의 구조적 안전성을 평가하였다. 또한 충돌시 차폐문틀의 반력에 의해 후면 차폐문이 전도될 가능성 및 개폐를 위해 후면 차폐문이 이동하다가 갑작스럽게 정지할 경우 관성에 의한 전도 가능성에 대해서도 안정성이 유지되는지를 평가하였다.

후면 차폐문의 구조적 안전성 평가를 위한 유한요소 해석 모델은 Fig. 1과 같으며, 실제 해석에서는 대칭성을 고려하여 1/2 모델만을 사용하였다. 차폐문이 닫히면서 차폐문틀과 결속되는 상황을 실제 후면 차폐문의 구동속도인 0.033 m/s로 충돌하는 경우와 보수적 평가를 위해 이보다 6배 빠른 0.2 m/s로 충돌하는 경우를 해석하여 비교하였다. 해석 결과들로부터 얻어진 차폐문틀의 변위 및 응력, 차폐문의 응력의 최대값들과 그리고 차폐문틀의 최대 반력을 Table 1에 수록하였다. 여기서 응력은 von-Mises 응력을 의미한다. 모든 경우에 대해 차폐문틀의 최대 변위는 1 mm 미만으로 변위가 거의 발생하지 않음을 알 수 있다. 충돌속도를 0.2 m/s로 가정한 경우를 실제 운전속도인 0.033 m/s로 충돌하는 경우와 비교할 때 변위, 응력, 반력 등이 6배 증가함을 볼 수 있으며, 따라서 이들 값들은 충돌속도에 비례함을 알 수 있다. 차폐문과 차폐문틀에서 발생하는 최대 응력값은 각각 84.3 MPa과 10.2 MPa로서 철재의 항복응력과 비교할 때 33 %와 4 % 정도로 탄성 변형만을 하게 되며 또한 구조적으로 안전하다. 이런 평가는 실제 운전속도보다 6배 빠른 경우

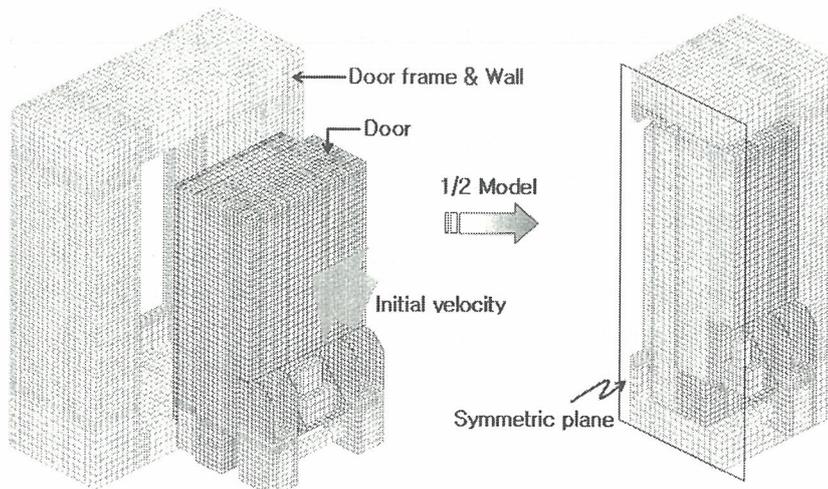


Fig. 1 Finite element model

Table 1 Finite element results of dynamic analysis

Impact velocity	Displ. at door frame	Stress at door frame	Stress at door	Reaction force
0.033 m/s	0.02 mm	1.7 MPa	13.7 MPa	14.9 kN
0.2 m/s	0.11 mm	10.2 MPa	84.3 MPa	90.9 kN

Table 2 The maximum gap length between the bottom edge of the inclined rear door and ground floor

Initial velocity	Source of rear door inclination		
	Reaction force of door frame	Sudden stop during forward motion	Sudden stop during backward motion
0.033 m/s	0.1 mm	0.2 mm	0.1 mm
0.2 m/s	2.7 mm	5.2 mm	3.0 mm

를 기준으로 한 보수적 평가이며, 실제 운전속도로 충돌하는 경우 차폐문과 차폐문들에서의 최대 응력값들은 각각 항복응력의 6 %와 1 % 수준으로 구조적 변형이 거의 없다.

차폐문과 차폐문들 충돌시 반력에 의한 차폐문의 전도 가능성을 해석하였다. 이를 해석하기 위해 차폐문의 밑부분과 콘크리트 바닥면을 접촉 조건으로 처리하였고, 충돌후 차폐문 뒷 바퀴 끝부분을 전도에 대한 회전축으로 가정하고 이부분의 절점들이 후진하지 못하도록 제한조건을 주었다. 해석을 수행하면 회전 모멘트에 의해 차폐문이 기울어지면서 앞 바퀴 끝부분이 들려서 콘크리트 바닥면과 떨어지게 된다. 이 틈의 최대 크기는 반력이 클수록 증가하며, 반력이 어떤 임계값보다 커져서 차폐문의 질량 중심이 뒷 바퀴의 끝부분을 넘어가게 되면 자중에 의한 모멘트가 반대로 작용하게 되고 차폐문은 계속 기울어져 전도된다. Table 2의 두번째 열은 두 가지 충돌속도 조건에 대해 차폐문 밑면이 콘크리트 바닥면에서 떨어지는 최대 높이를 보여준다. 보수적 조건인 0.2 m/s로 충돌하는 경우 차폐문 밑면이 바닥에서 2.7 mm 들리며, 이는 차폐문이 최대 0.17° 기울어지는 것에 해당한다. 이후 차폐문은 다시 제자리로 복귀하며, 회전 각도의 크기가 미미한 수준이므로 충돌에 의한 차폐문의 전도 가능성은 없다고 할 수 있다. 개폐를 위해 후면 차폐문 이동시 취급 부주의 또는 사고에 의해 차폐문이 갑자기 정지하는 일이 발생할 수 있다. 이때의 전도 가능성도 비슷한 방식으로 해석하였다. 접촉이 발생하게 되면 관성에 의한 회전 모멘트에 의해 진행 방향 반대쪽 차폐문 밑면이 바닥에서 떨어지게 된다. 이 틈의 최대 높이를 Table 2에 수록하였으며, 세번째 열은 차폐문이 전진하다가 정지하는 경우이고 네번째 열은 후진하다가 정지하는 경우이다. 이동속도가 0.2 m/s인 경우를 기준으로 살펴보면, 전진의 경우 바닥에서 떨어지는 최대 높이가 5.2 mm로서 차폐문이 앞쪽으로 최대 0.32° 기울어졌다가 제자리로 돌아온다. 후진의 경우 차폐문 밑면과 콘크리트 바닥면의 최대 간격은 3.0 mm이며, 이때 차폐문은 뒤쪽으로 0.18° 기울어진다. 양 방향 모두 갑작스런 정지로 인한 차폐문의 기울어짐이 전도가 일어날 임계 각도보다 현저히 작으므로, 본 후면 차폐문은 전도에 대한 구조적 안정성을 충분히 확보하고 있다.

사용후핵연료 금속전환체 저장용기 설계 및 안전성 평가

이주관, 김동학, 방경식, 신희성, 서기석, 김호동
 한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
 sjclee@kaeri.re.kr

사용후핵연료 차세대종합공정 실증시험 단계에서 20 kg의 사용후핵연료 5 batch에 대한 금속전환공정 실증시험을 수행할 계획이며, 본 연구에서는 실증시험 시 발생하는 금속전환체를 안전하게 저장할 수 있는 저장용기의 설계 및 안전성 평가를 수행하였다. 실증시험 공정에서는 연소도 35,500 MWd/tU, 냉각기간이 약 18년인 고리 1호기의 G23 PWR 핵연료집합체를 사용할 예정이나, 금속전환체의 저장 안전성 평가에서는 기준 핵연료는 보수적으로 가정하여 연소도 43,000 MWd/tU, 냉각기간 10년인 PWR 사용후핵연료를 고려하였다. 실증시험 공정에서 1 batch 당 1개의 금속전환체가 발생하는 것으로 가정하여 금속전환체의 중량은 20 kg, 치수는 직경 160 mm, 높이가 70 mm로 설정하였다. 금속전환체 임시저장 캐니스터의 치수는 그림 1과 같이 외경을 186 mm, 높이를 105 mm로 설정하여 1개의 캐니스터에 1개의 금속전환체를 장전할 수 있도록 하였다. 금속전환체 저장용기는 5개의 금속전환체 저장캐니스터를 저장할 수 있도록 설계하였으며, 감마선 차폐체로 100 mm의 납을, 중성자 차폐체로 76 mm의 PE를, 구조재로는 10 mm 두께의 스테인리스강을 사용하였다.

금속전환체 저장용기에 대한 방사선차폐, 열전달 및 구조안전성 평가를 수행하였다. 차폐해석 결과 저장용기의 표면에서의 방사선량률이 0.78 mSv/h로 나타나 운반조건에서 허용 표면선량률인 2 mSv/h보다 낮게 나타났다. 또한, 저장시설로부터 100 m 떨어진 관리구역 외부에서의 방사선량률이 $2.2E-4$ mSv/h로 계산되어 허용치인 $2.85E-5$ mSv/h(0.25 mSv/y)보다 훨씬 낮으므로 방사선 차폐 측면에서 안전성이 충분히 유지되었다.

열전달해석은 정상운전 및 화재사고 조건을 적용하였으며, 정상조건은 보수적으로 가정하여 대기온도 38 °C에서 최대 태양열이 유입되는 조건을 적용하였고 화재사고조건은 800 °C 화재가 30 분 동안 진행된 후 자연냉각 조건을 적용하였다. 금속전환체 5개에서 발생하는 총 붕괴열은 42.7 W로 하였고, 용기 표면에 유입되는 태양열 유속은 400 W/m²을 고려하였다. 그림 2는 정상 및 화재사고조건에 대한 온도분포 나타내며, 금속전환체의 최대온도는 정상조건에서 91 °C로 계산되어 허용온도인 150 °C보다 낮았고, 사고조건에서도 최대 146 °C로 허용온도로 설정된 200 °C보다 낮게 나타났다. 또한, 납 차폐체의 최대온도는 정상조건에서 74 °C, 화재사고조건에서 193 °C로 계산되어 납의 용융온도인 327 °C보다 낮으므로 저장용기의 열적 건전성이 충분히 유지될 것으로 판단된다.

구조안전성 평가는 캐니스터 및 저장용기의 낙하사고 조건에 대한 해석을 수행하였다. 캐니스터를 75 cm 높이에서 저장용기 내부로 자유낙하 시킨 조건에 대한 구조해석을 수행하였으며, 해석 결과 캐니스터의 최대응력이 244.4 MPa로 계산되어 허용응력인 331 MPa(2.4Sm) 이내로 나타났다. 저장용기 전체가 수평방향으로 30, 40, 50 및 60 cm의 높이로 자유낙하조건에 대한 해석을 수

행하였으며, 최대응력은 저장용기의 상부와 하부의 충격부에서 278.9, 289.4, 300.5, 306.3 MPa로 모든 경우에 대하여 허용응력 331 MPa 이내로 계산되어 낙하사고 조건에서 저장용기의 구조적 건전성이 입증되었다. 이상의 결과로 보아 금속전환체 저장용기는 방사선차폐, 열전달 및 낙하조건에 대한 구조안전성 측면에서 건전성이 입증되는 것으로 나타났다.

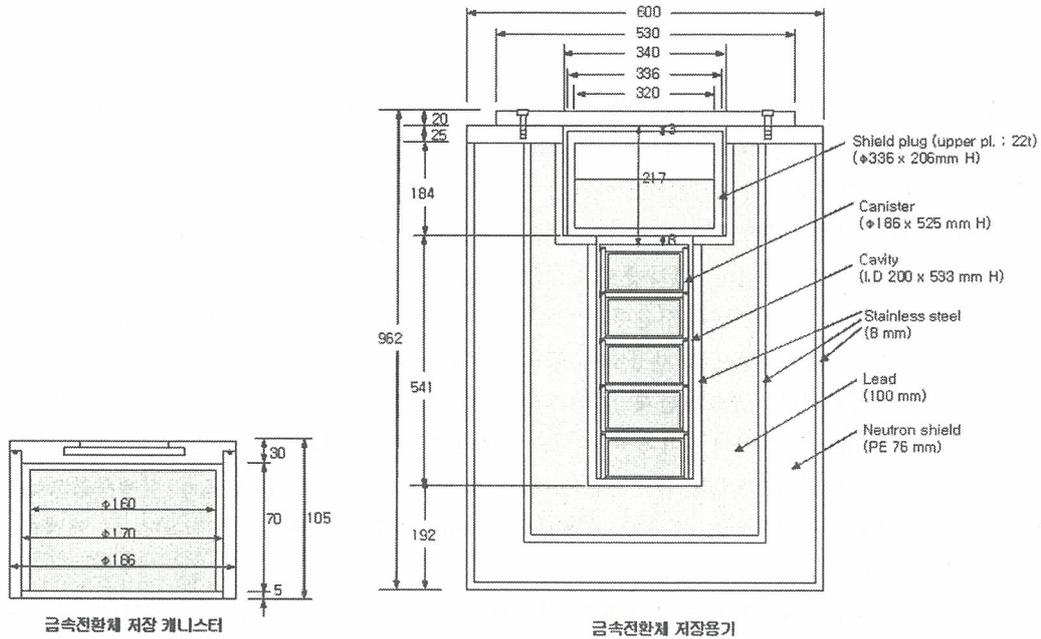


그림 1. 금속전환체 저장 캐니스터 및 저장용기 개념도.

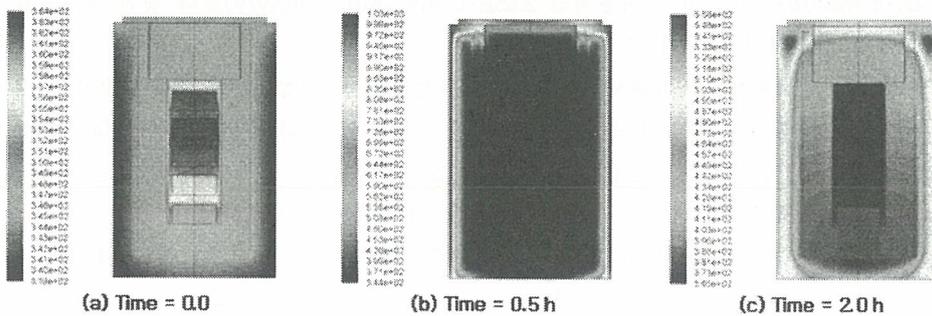


그림 2. 금속전환체 저장용기의 정상 및 화재사고조건 온도분포.

차세대관리 종합공정 핫셀 시험

정원명, 구정희, 조일제, 국동학, 권기찬, 이원경, 유길성, 서중석, 윤지섭

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

차세대관리 종합공정(ACP: Advanced spent fuel Conditioning Process)은 사용후핵연료의 안전하고 효율적인 관리를 위하여 개발되고 있는 건식공정으로서 용융염 매질에서 전기화학적 방법으로 산화물 형태의 사용후핵연료를 금속으로 전환하고, Cs, Sr과 같은 고발열성 및 고방사성 핵종을 효율적으로 제거하여 사용후핵연료의 부피, 발열량 및 방사선의 세기를 1/4까지 감소시켜서 처분용기와 처분장의 소요를 축소함으로써 처분 안전성과 경제성을 높일 수 있다.

현재 개발되고 있는 차세대관리 종합공정의 실증시험을 위하여 한국원자력연구소 내 조사재시험시설(IMEF) 지하에 α - γ type의 핫셀 및 부대시설 건설과 핫셀 operation을 위한 Lab. scale의 공정시험장치를 설치함으로써 차세대관리 종합공정 실증시설(ACPF)의 구축을 2005년 7월까지 완료하였다. 그리고 핫셀 구조물 안전성 검사 및 운전장비 성능시험, KINS의 ACPF 시설사용전검사, 공정시험장치의 Blanket Test를 완료하고, 2005년 11월부터 Natural Uranium을 사용하여 차세대관리 종합공정의 핫셀 내 Inactive Test에 착수하여 2 Campaign을 수행하였다.

차세대관리 종합공정의 핫셀 내 Inactive Test는 Natural Uranium으로 제조된 Sintered UO_2 Pellets을 사용하여 먼저 분말화시험장치(Vol-oxidizer)에서 반응온도 $500^\circ C$ 에서 U_3O_8 분말을 제조하였다. 제조된 U_3O_8 분말은 금속전환시험장치(Electrolytic Reduction Reactor)에서 음극(Cathode)으로 사용되는 다공성 Magnesia Membrane 내에 장입하고, 양극(Anode)으로 백금 rod를 사용하여 $650^\circ C$ 의 LiCl-Li₂O 용융염 매질에서 전류(40~80A)를 흐르게 하여 우라늄산화물을 분말 형태의 우라늄금속으로 환원시켰다. 환원된 우라늄금속 분말이 담겨진 마그네시아 Membrane은 금속전환시험장치에서 분리하여 금속잉곳제조장치(Smelter-Cathode Process)로 옮겨져 첫 단계인 $850^\circ C$, 진공조건에서 금속분말의 표면 또는 pore 내에 잔류하는 LiCl를 기화시켜 Cold Trap에 포집하며, 다음 단계에서 $1250^\circ C$, Inert 분위기의 고진공 조건에서 분말 형태의 금속을 용융시켜 우라늄금속잉곳을 제조하였다. 그리고 금속전환시험장치에서 사용한 LiCl-Li₂O 용융염은 $650^\circ C$ 로 유지되는 직접 연결된 배관을 통하여 진공시스템에 의해 일정량씩 제어하여 염잉곳제조장치(Salt Conditioner)로 이송되며, 상온의 Ar 분위기에서 냉각되어 임시저장이 용이한 원주 형태의 염잉곳으로 제조하였다.

차세대관리 종합공정의 핫셀 내 Inactive Test를 수행한 공정규모는 처음으로 핫셀 내 공정시험을 수행하는 점과 설치된 공정시험장치의 설계용량(최대 20 kg-HM/batch)을 고려하여 10 kg- U_3O_8 /batch를 기준하였고, 주공정인 금속전환시험장치에서 사용하는 용융염은 batch당 LiCl 90 kg, Li₂O 3 kg를 사용하였다.

차세대관리 종합공정의 핫셀 내 Inactive Test 결과 분말화공정에서의 전환율과 회수율 모두 99% 이상으로 확인되었으며, 제조된 U_3O_8 분말의 입도분포는 5~30 μm , 평균입도는 20 μm 로 측정되었다. 금속전환공정에서의 전환율과 회수율도 모두 99% 이상으로 확인되었으며, 전류밀도는 100 mA/cm² 이상으로 측정되었다. 금속잉곳제조공정에서 제조된 우라늄잉곳의 회수율도 99% 이상으로 확인되었으며, 제조된 우라늄금속의 density는 15.5 g/cm³으로 측정되었다. 그리고 염잉곳제

조공정에서 염잉곳 회수율이 반응기 내에 잔류량을 포함하여 95% 이상인 것으로 확인되었으며, 제조된 염잉곳의 density는 1.82 g/cm^3 로 측정되었다. 이상의 Inactive Test 결과 공정장치의 일부 보완이 필요한 문제점들이 도출되었으나 공정의 전환율이나 회수율은 설계성능을 만족하는 것으로 확인되었다.

Inactive Test 과정에서 도출된 공정장치의 안전하면서도 효율적인 원격운전 및 유지, 보수를 위하여 해결하여야 하는 문제점들에 대한 보완작업을 완료하여 2006년 6월부터 Natural Uranium 과 일부 금속산화물을 혼합한 Sim-Fuel을 사용하여 핫셀 내에서 차세대관리 종합공정 실증시험을 계속할 예정이다.

가상환경기반의 원격작업자 시각지원시스템 개발

송태길, 김성현, 임광목, 박병석, 윤지섭, 이상호*

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

*충북대학교, 충청북도 청주시 흥덕구 개신동 12번지

tgsong@kaeri.re.kr

사용후핵연료를 취급하는 공정은 작업자에게 해로운 방사선의 차폐가 요구됨으로 핫셀(hot cell)이라는 폐쇄된 환경에서 작업이 수행된다. 이러한 환경에서 원격작업자에게 주어지는 시각적인 정보는 핫셀 내부를 직접 들여다 볼 수 있는 차폐창과 핫셀 내에 설치된 카메라를 통한 2차원 시각 정보가 전부이다. 특히 대형 핫셀이 경우에는 차폐창을 통한 작업자의 시각 확보는 제약적일 수밖에 없다. 따라서 본 연구에서는 원격작업자에게 좀 더 효과적인 시각정보를 지원하기 위해 가상환경기반의 원격작업자 시각지원 시스템(ROVSS : Remote Operator Visual Support System)을 구축하였다.

개발된 ROVSS는 Visual C++를 이용하여 Windows 기반의 WinAPI함수를 이용하여 프레임을 구성하고 그래픽 툴과 DLL형태로 연결시키는 방법으로 제작되었으며, 내부 기능함수는 그래픽 툴과 연계되는 Axxess Library를 이용하여 개발되었다. 그림 1은 ROVSS의 구성도이다. 조작할 로봇과 구축된 3차원 그래픽 환경 그리고 조작로봇의 영상을 보내오는 카메라와 로봇을 조작하는 마스터 인터페이스와 카메라 영상처리 모듈 등을 개별적으로 개발하여 서로 통합하여 사용하도록 되어있다. 각 개별 모듈은 기능별로 모듈화 시킨 DLL 형태로 제작되어 다른 프로젝트에도 새로 개발할 필요 없이 필요한 기능들의 조합으로 바로 적용할 수 있도록 제작되었다. 그림 2는 개발된 ROVSS와 실제 작업환경과의 관계를 보여준다.

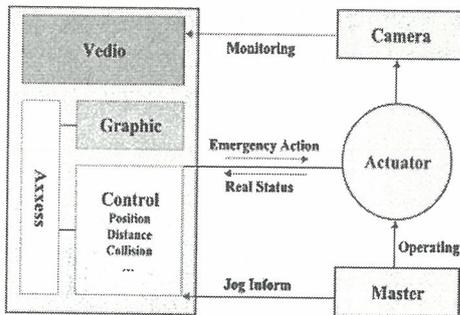


그림 1. 가상환경기반 시각지원 시스템 구성도.

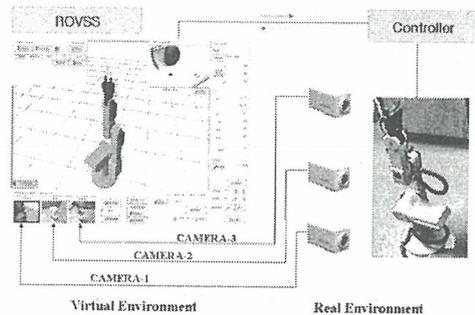


그림 2. 개발된 ROVSS와 작업환경 연계도.

본 연구의 목적은 실제 작업환경과 연계한 가상환경에서 생성되는 가상 이미지(virtual image)가 원격작업자에게 얼마나 효용성이 있는지를 알아보기 위한 것이다. 따라서 구축된 그래픽 가상환경과 연계하여 작업자 지원모듈의 효율성 검증을 위해 개발된 ROVSS를 적용하여 실험을 수행하였다. 작업 환경은 그림 3에서 보는 바와 같이 작업로봇 전면과 옆면 그리고 상부에 3대의 카메라를 설치하여 작업 로봇의 영상정보를 받도록 하였고, 작업 대상 물체는 4개의 원형체와 1개의 원통을 준비하여 그리퍼를 이용하여 물체를 집어 원통에 넣는 방법을 사용하였다.

실험은 시각지원방법에 따라 각각의 실험자에 대해 아래와 같이 4가지 방법으로 수행되었다.

- o M1 - Real View : 실제 환경을 보면서 작업
- o M2 - Camera View : 카메라만을 보면서 작업
- o M3 - Virtual View : 가상환경에서 제공하는 화면만을 보면서 작업
- o M4 - Camera View + Virtual View : M2와 M3을 동시에 지원

1차 실험방법(M1)은 작업로봇을 직접 보면서 조작기를 익히고 로봇의 작업방식을 이해하기 위한 준비실험 단계이다. 2차 실험방법인 M2는 M1을 수행한 후 카메라로부터 영상정보만을 보면서 1차 실험과 같은 작업을 수행하게 하였다. 3차 실험방법인 M3는 그래픽환경만을 가지고 동일한 실험을 수행하며, 4차 방법인 M4는 M2와 M3 방법을 혼합한 것으로 카메라 영상과 그래픽 환경에서 제공하는 화면을 동시에 보면서 작업을 수행한다. 그림 4는 M4에 의한 실험 장면이다.

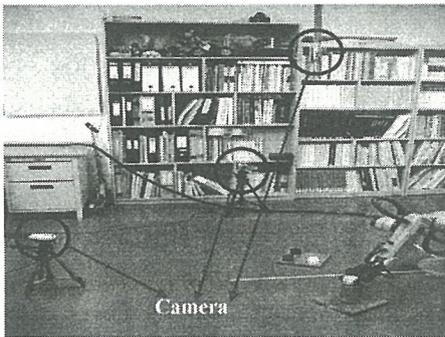


그림 3. ROVSS 적용 실험 환경.



그림 4. 실험모습 (Camera+Virtual View).

상기 4가지 시각제공방법별로 19명을 대상으로 실험한 결과, 실제 환경을 보면서 작업을 수행할 경우에는 평균 작업수행시간이 4분 45초이며, 평균 성공률은 96.1 %로 나타났다. 그리고 카메라 영상과 가상화면을 동시에 보면서 작업을 수행할 경우에는 평균 작업수행시간이 6분 48초이며, 평균 성공률은 88.2 %로 나타났다. 시각지원방법별 평균 작업수행시간은 그림 5와 같고, 각 방법별 작업성공률은 그림 6과 같다. 실험결과 3D 가상 환경의 정보 제공은 영상정보와 함께 보이지 않는 작업 상태를 파악하는데 많은 도움을 주었으며 본 실험을 통해 원격작업에 그래픽 지원 모듈이 효과적으로 적용 될 수 있음을 알 수 있었다.

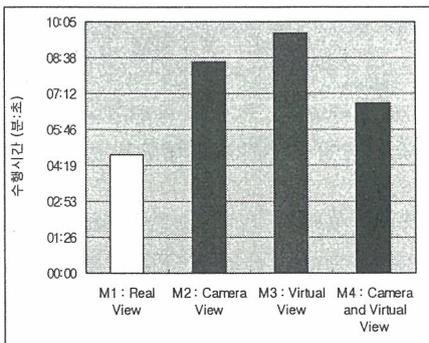


그림 11. 시각지원방법별 작업수행시간.

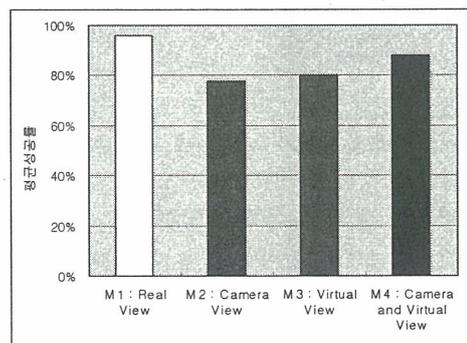


그림 12. 시각지원방법별 작업성공률.

Equilibrium Approach for Modelling a Smelting Process of the Advanced Spent Fuel Conditioning Process

Byung Heung Park, Chung-Seok Seo, Ji Sup Yoon

Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Deokjin-dong, Yuseong-gu, Daejeon

bhpark@kaeri.re.kr

As a unit process of the advanced spent fuel conditioning process (ACP) at the Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI), a smelting process is employed for the purpose of transforming a metal product from an electrolytic reduction process into an ingot form. An additional purpose of the process is to distillate a salt electrolyte from the metal product, containing alkali metal chloride, alkaline earth metal chloride, lithium oxide and lithium chloride. The salt electrolyte adopted in the electrolytic reduction process is composed of lithium chloride and lithium oxide which accounts for up to 3 wt% of the salt mixture. The alkali and alkaline earth metal chlorides are the products between their oxides with the lithium chloride by chemical reactions taking place during the electrolytic reduction process.

The melting points of the chlorides are lower than that of the metal product whose main constituent is uranium metal. However, a removal of the salt can not be attained unless the process is operated under a vacuum condition. After the distillation of the salt, the operation condition of the smelting process should be changed for smelting the metal product. In the case of the smelting, the vacuum condition is not adequate since an evaporation of the metal components such as Am could take place. It is, therefore, required to develop a distillation and smelting model describing the operation condition of the process.

In practice, two principal methods may be applied to the modelling. The first one is an equilibrium approach which assumes that the vapor being evolved from a solution is in equilibrium with the residual liquid. The other method is a kinetic approach which describes a rate of distillation from the surface. The equilibrium models are very useful to predict the final state with respect to the operation conditions while the kinetic models are available for estimating the evaporated amount of the volatile compounds at a certain time. In this study, an equilibrium model is used since it could suggest the operation conditions which are of significance at the stage of a process development.

An equilibrium model based on the Rayleigh equation and phase equilibrium relation equations is proposed and examined by using published data. The model fits the data by more than 99% for the uranium metal basis. The model is also used to suggest the operation conditions for the smelting process of the ACP. The system of interest contains LiCl, Li₂O, BaCl₂, CsCl, RbCl, and SrCl₂ for the salt distillation step and it includes U, Am, and Pu for the smelting step. Combined with the design characteristics and experiment results such as the surface area and the rate of a distillation, the model will be developed to describe the kinetic behavior.

고온리튬용융염계 산화분위기에서 초합금의 부식거동

조수행, 임종호, 서중석, 윤지섭, 박성원

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150

nshchol@kaeri.re.kr

1. 서론

산화물 사용후핵연료의 금속전환공정은 고온 용융염 LiCl-Li₂O계에서 우라늄산화물을 전해환원하는 공정으로 음극에서 우라늄메탈로 환원되며, 양극에서 산소가 발생된다. 이러한 전해환원공정은 650°C 이상의 고온에서 부식성이 강한 용융염상에서 이루어지고, 산소가 발생되어 용융염 취급장치는 가혹한 부식환경에 놓이게 됨으로 이에 적합한 용융염 취급장치 재료개발이 매우 중요하다. 본 연구에서는 산소가 발생하는 고온 LiCl-Li₂O 용융염계 분위기에서 항공기의 엔진이나 발전용 가스터빈 엔진의 고온 부품으로 사용되며, 고온강도가 우수한 Ni기 고온용 재료로 사용되는 Inconel 713LC, Inconel MA 754, Haynes 214, Haynes HR 160 초합금의 부식거동을 고찰하여 용융염부식억제형 재료개발에 필요한 자료를 도출하고자 한다.

2. 실험방법

본 연구에 사용한 실험재료는 상용제품으로 Table 1에 화학조성을 나타내었다. 시편의 내부결함 제거를 위해 1,050°C에서 1시간동안 가열 및 수냉 처리한 후 시편의 크기를 70 mm(L) × 15 mm(W) × 2 mm(T)(mm)으로 절단하여 950°C에서 안정화 처리하였다. 부식실험 전에 시편을 SiC paper로 일방향 연마하여 초음파 세척 후 사용하였다. 부식실험은 부식환경온도; 675°C, 부식시간; 72 ~ 216시간, Li₂O 농도; 3wt%, 혼합가스 농도; Ar-10%O₂ 분위기하에서, 혼합용융염 LiCl-Li₂O를 MgO 도가니에 넣고 아르곤 분위기에서 가열하였으며, 용융염의 온도가 675°C에 도달하면 시편을 용융염에 침지시킨 후 용융염 중에 알루미늄 튜브(6φ)를 통해 혼합가스를 공급하였다. 주어진 부식반응시간에 도달하면 시편을 용융염으로부터 분리시킨 후 아르곤 분위기에서 로냉하였다. 실험 종료 후 부식된 시편을 증류수에서 세척하여 용융염을 제거한 다음 건조로에서 24시간 이상 건조한 다음 무게변화를 측정하였다. 부식생성물의 분석, 미세조직 관찰을 위해 XRD, SEM과 EDS를 사용하여 분석하였다.

Table 1. Chemical compositions of tested superalloys(wt.%)

Alloy	Ni	Cr	Fe	Co	C	Si	W	Al	Ti	Mo
Inconel 713LC	74.0	11.57	0.10	0.08	0.05	0.02	<0.02	6.05	0.76	4.15
Inconel MA 754	77.8	20.21	0.27	-	0.05	-	-	0.32	0.44	-
Haynes 214	75.0	16.03	3.71	<0.05	0.03	0.1	<0.1	4.46	<0.1	<0.1
Haynes HR 160	36.8	28.3	<0.1	30.8	0.05	2.67	<0.1	0.09	0.53	<0.05

3. 결과 및 고찰

Fig. 1에 Inconel 713LC, Inconel MA 754, Haynes 214, Haynes HR 160 시편의 72시간 및 216시간 동안 부식실험 한 시편의 부식속도를 나타내었다. 용융염분위기하에서 부식실험 후 시편의 무게 감소는 합금의 구성원소가 부식매체와 반응하여 용출 또는 합금의 표면에서 부식층의 박리에 의한 것으로 무게감소가 적은 합금일수록 내부부식성이 우수할 것으로 판단된다. Inconel 713LC와 Inconel MA 754는 부식층이 박리가 되지 않아 부식속도가 낮게 나타났다. Fig. 2~5에는 LiCl-3%Li₂O, 675°C, 216시간동안 부식실험 한 Inconel 713LC, Inconel MA 754, Haynes 214, Haynes HR 160 시편의 부식층 단면사진과 부식층 구성원소의 mapping 분석결과를 나타내었다. Fig. 2는 Inconel 713LC의 부식층이며, 부식층은 박리되지 않고 조밀한 Al, Ti 및 Cr계 산화물로 형성되었다. Fig. 3에서 보는 바와 같이 Inconel MA 754의 부식층은 박리되지 않고 조밀한 Cr계 산화물의 성장과 함께 산화층내로 Ni계 산화물이 나타났으며, 조대한 nodular 형상의 부식층이 기지금속 부근에서 관찰되며 Ti는 외부부식층 직하에 확산/농축되었다. Fig. 4는 Haynes 214의 부식층이며, 박리된 부식층에는 Fe의 농축현상이 관찰되는데, Inconel 713LC, Inconel MA 754에 비하여 외부부식층을 형성하지 못하고 박리되는 현상은 기지금속 내 Fe의 빠른 외부확산으로 인해 산화과정에서 Fe계 산화물을 형성되기 때문으로 판단된다. Fig. 5는 Haynes HR 160의 부식층을 나타낸 것이며, 전반적으로 부식층은 박리되고 모재의 표면만 관찰되었다.

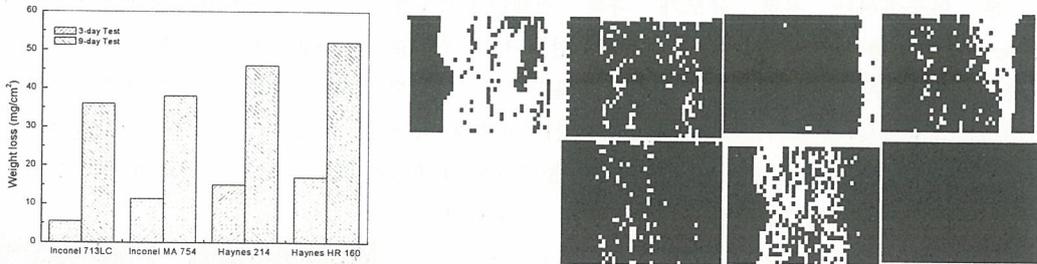


Fig. 1. Corrosion rate of tested alloys. Fig. 2. Cross-sectional SEM image and elemental distribution of Inconel 713LC.

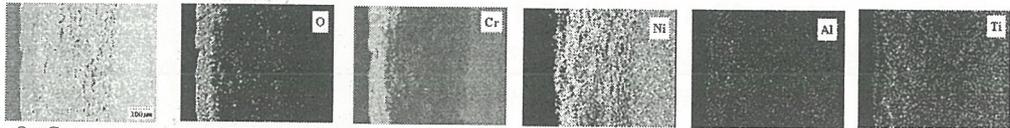


Fig. 3. Cross-sectional SEM image and elemental distribution of Inconel MA 754.

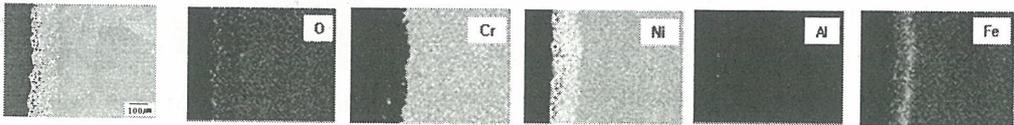


Fig. 4. Cross-sectional SEM image and elemental distribution of Haynes 214.

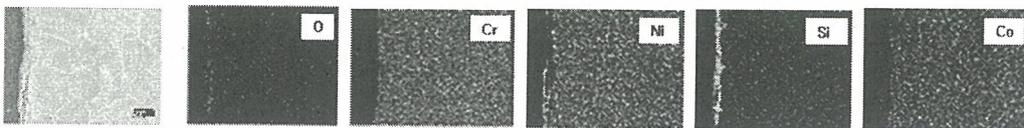


Fig. 5. Cross-sectional SEM image and elemental distribution of Haynes HR 160.

20 kgHM/batch 급 금속전환 시스템의 Inactive demonstration

정상문, 허진목, 박성빈, 강대승, 정명수, 홍순석, 서중석, 윤지섭

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

smieong@kaeri.re.kr

한국원자력연구소에서는 공정의 단순성, 경제성 및 환경친화성 등에 장점을 가지는 고온건식 공정 (pyroprocessing)에 기반을 둔 사용후핵연료 차세대 관리공정 (ACP)을 개발하고 있다. ACP의 목표는 현재 운전되고 있는 PWR 산화물 사용후핵연료를 금속잉곳 형태로 제조함으로써 방사성 폐기물의 부피, 방사성 및 발열량을 획기적으로 감소시키는 것이다.

이러한 ACP는 건식분말화, 전해환원, 폐용융염 처리 및 스텔팅과 같은 몇몇 단위장치로 이루어져 있으며 ACP의 핵심 공정으로써 전해환원 공정이 개발 중에 있다. ACP 공정 개념에서 사용후핵연료는 건식분말화 공정을 거쳐 U_3O_8 분말로 전환되며, U_3O_8 분말은 $LiCl-Li_2O$ 용융염계에서 전기화학적 환원방식에 의해 금속형태로 전환된다. 또한 사용된 폐용융염은 이송되어 잉곳 형태로 제조된다.

본 연구에서는 서로 규모가 다른 전해반응기에서 우라늄산화물의 전해환원에 대한 scale-up의 영향에 대해 고찰하였다. 본 연구팀은 우라늄산화물의 금속전환을 구현하기 위해 다공성 마그네시아 멤브레인이 장착된 독창적인 일체형 환원전극을 도입하였다. 전해환원 반응시스템에서 환원전극 표면에서 Li_2O 의 전해반응에 의해 Li 금속이 생성된다. 전기화학적으로 생성된 Li 금속은 일체형 환원전극내의 우라늄산화물 (U_3O_8)과 화학반응을 진행하여 금속산화물과 Li_2O 이 생성된다. Li_2O 는 용융염 내에서 용해되어 Li^+ 이온과 O^{2-} 이온으로 해리되며, O^{2-} 이온은 환원전극으로부터 금속우라늄과 마그네시아 멤브레인을 거쳐 용융염 계로 확산되어 이동한다. 산화전극에서 O^{2-} 이온은 산소기체로 방출되며 환원전극에서 Li^+ 이온은 상기와 같은 U_3O_8 과의 화학반응을 되풀이함으로써 최종적으로 금속우라늄을 생성하게 된다.

본 연구에서는 $LiCl-Li_2O$ 용융염계에서 우라늄산화물의 금속전환을 위해 정전류 실험을 수행하였다. 전기화학 반응 속도를 제어하기 위해 전류가 40A로부터 90A 까지 단계적으로 변화되었다. 그림 1은 본 연구에 사용된 20 kgHM/batch 급 전해환원 반응기를 보여주고 있다. 본 반응 시스템에서 반응기는 Inconel 600, 환원전극은 6개의 백금을 이용하였으며 특히 산화전극 및 환원전극의 컨덕터 재질을 전기전도성이 우수한 Copper로 교체함으로써 전해환원 반응에서 전극 포텐셜에 대한 재질의 영향을 살펴보았다. 또한 전해환원 반응이 진행되는 동안 용융염 내의 Li_2O 농도를 시간에 따라 측정함으로써 Li_2O 의 확산속도에 대한 정량적인 자료를 제시하였다. 전해환원 반응이 끝난 후 용융염은 이송하여 잉곳형태로

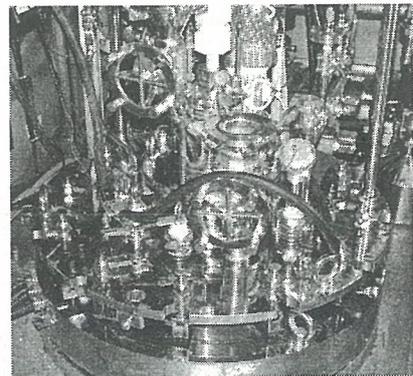


Fig. 1 20 kgHM/batch electrolytic reduction system

제조하였으며 용융염 이송이 끝난 후 Ar 분위기에서 전해환원 반응기를 냉각하였다. 반응기가 상온으로 냉각된 후 반응기를 해체한 후 마그네시아 멤브레인 내의 위치별로 시료를 채취하였다. 채취된 금속시료는 열중량분석기를 통해 금속전환율을 결정하였으며 XRD 및 SEM을 이용하여 금속우라늄의 특성을 분석하였다. 환원전극 내의 금속우라늄에 포함된 용융염에 대한 무게분율과 용융염에 포함된 금속이온에 대한 농도를 ICP를 통해 분석하였다.

동위원소희석 질량분석법을 이용한 고연소 및 건식공정 핵연료 중 세슘 동위원소 정량

김정석, 전영신, 박순달, 김종구

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

njskim1@kaeri.re.kr

PWR 고연소 및 건식공정 재가공 핵연료내 세슘 및 성분동위원소들을 동위원소희석 질량분석법 (isotope dilution mass spectrometry, IDMS)으로 정량하였다. 조사된 핵연료시료를 화학핫셀내에서 질산(1+1) 용액으로 용해 및 희석하여 분석시료를 준비하였다. 시료 및 스파이크 (^{133}Cs)를 첨가한 시료 중의 세슘을 2 단계 음이온교환 크로마토그래피를 이용하여 분리하였다. 시료 및 천연연으로부터의 동중원소(Ba 등)에 의한 간섭을 제거하기 위하여 추가로 양이온교환 크로마토그래피를 이용하여 정제하였다. 최종 분리한 용액을 열이온화 질량분석기 (thermal ionization mass spectrometer, TIMS)로 각각의 성분동위원소 (^{133}Cs , ^{134}Cs , ^{135}Cs 및 ^{137}Cs) 조성을 측정하였다. 시료 및 스파이크 첨가시료의 측정결과를 이용하여 동위원소희석 질량분석법으로 시료 중의 총 세슘 및 각각의 성분동위원소 함유량을 정량하였다. 정량결과를 ORIGEN code를 이용한 핵연료시료 중의 세슘 동위원소 함유량 계산치와 비교하였다. 측정된 동위원소 조성비 ($^{133}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 및 $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$)를 이용하여 네오디뮴 지표원소법으로 측정된 연소도 및 연소도변수와의 상관관계를 검토하였다.

표 1. 동위원소희석 질량분석법에 의한 PWR 고연소 및 건식공정 핵연료 중 Cs 함유량

Isotope	Cs(mg)/g-fuel					
	K-1	K-2	K-4	D3-1	D4-1	D4-3
Cs-133	1.6647	1.6765	1.3976	0.1494	0.2966	0.1375
Cs-134	0.0725	0.0700	0.0474	0.0004	0.0019	0.0004
Cs-135	0.5481	0.5798	0.5507	0.0329	0.0567	0.0177
Cs-137	1.8468	1.8779	1.4591	0.1323	0.2679	0.1231
Total	4.1321	4.2042	3.4548	0.3150	0.6231	0.2787

표 2. 질량분석에 의한 PWR 고연소핵연료 중 Cs 동위원소 원자수비

Atom Ratio	K-1		K-2		K-4	
	Meas.	Calc.	Meas.	Calc.	Meas.	Calc.
Cs-134/Cs-137	0.0401	0.0380	0.0381	0.0379	0.0332	0.0319
Cs-133/Cs-137	0.9285	0.9352	0.9196	0.9347	0.9867	0.9919

Calc. : ORIGEN data로부터 계산

Sol-Gel 법에 의한 Tc 제거용 TPPBr-SiO₂ 복합 흡착제 제조

권지영, 문제권, 이일희, 양한범, 임제관

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

nikmoon@kaeri.re.kr

Tc-99은 장반감기 핵종이고 저농도에서도 독성이 강하기 때문에 고도의 제거기술이 요구되어 왔다. 이 핵종은 SF 1톤당 약 0.77 kg이 존재하며 Pd, Ru, Rh 등의 백금족 원소와 함께 그룹화되기도 한다. Tc는 보통 고농도인 경우 TBP 등으로 추출하는 것이 보편적이거나 농도가 묽은 경우에는 추출법은 효과적으로 적용될 수 없다. 이런 이유로 다양한 방법이 모색되어 왔으며, 추출과 흡착을 혼합한 방법이 최근 활발하게 연구되고 있다. 여기에는 추출제를 유기 담체에 고정화시켜 추출크로마토그래피 방법으로 분리하는 것인데, 추출제를 중성의 이온교환수지에 함침시키거나 SiO₂, TiO₂와 같은 무기 매질에 부착시키는 방법이 있다.

본 연구에서는 Tc의 흡착능이 우수함에도 분말 형태이기 때문에 컬럼 적용성이 어려운 TPPBr (Tetraphenyl phosphonium bromide)을 Sol-Gel 법으로 입자형태의 복합흡착제를 제조하고, Tc와 화학적 특성이 매우 유사한 Re를 사용하여 흡착능을 평가하였다.

TEOS는 산 또는 알칼리 촉매하에 물과 반응하여 실리카겔이 형성된다. 그러나 TPPBr과 같은 비 수용성 유기분말을 복합화하기 위해서는 우선 알콜로 균질용액으로 만든 후 So-Gel 합성해야 한다. 이 때 변수로는 H₂O, TEOS 및 HCl의 사용 몰비 등이며, TPPBr의 함량은 가능한 한 최대한으로 하고자 하였다.

그 결과 TEOS에 대한 HCl의 농도가 0.04M보다 낮아지거나 실리카겔 내 TPPBr의 함량이 54%가 넘어가면 불완전한 겔이 형성됨을 알 수 있었다. 따라서, TPPBr의 함량은 50%fh 고정하였다. 또한 교반 속도가 느려지면 겔화시간이 길어지고 불투명한 겔이 형성되는 것을 볼 수 있었다. 생성된 입자의 안정성을 확인하기 위해 물과 0.5 M 질산 용액에서 용해테스트를 하였으며 투명하게 형성된 겔은 용해 안정성을 보였으나 불투명한 겔은 질산수용액에서 TPPBr의 파우더 형태로 떨어져 사용에 적합하지 않은 것을 확인하였다.

TEOS에 대한 H₂O의 비율을 변화시켜 HCl농도에 따른 겔화 시간을 측정된 결과를 Fig. 1에 나타내었다. H₂O와 TEOS의 기본 반응 당량비가 3이므로 시험 범위를 3 ~ 6의 범위에서 변화시켰으며 HCl 과 TEOS 의 비율은 0.01 ~ 0.1 범위에서 수행하였다. 그 결과 물의 비율을 이 증가되면 가수분해가 촉진되지만 실리케이트의 비, 실리케이트의 농도는 줄어들게 되고 가수분해와 응축 반응비가 줄어 겔화 시간이 길어지게 되는 것을 확인하였다. 염산의 농도비는 0.04 ~ 0.08 범위에 있을 때 완전한 겔화반응이 이루어졌으며 겔화시간은 산도가 높을수록 짧아짐을 알 수 있다. 이는 산도가 늘어날수록 실리콘의 전자친화도가 커지게 되고, 친핵체의 공격을 쉽게 받을 수 있기 때문이다. 겔화가 완성된 SiO₂-TPPBr 입자는 세척하여 40 °C에서 24시간 건조한 후 Re에 대한 흡착능을 평가하였다. 서로 다른 H₂O 및 HCl 몰비에서 합성된 복합 흡착제에 대한 회분식 반응기에서 흡착 속도 실험을 수행하였다. 건조한 시료 1.0g에 질산용액에 용해시킨 100ppm Re 용액 500ml를 첨가하였고 200rpm으로 교반하면서 시간에 따른 흡착 거동을 평가하였으며 그 결과를 Fig. 2 에 나타내었다. H₂O의 반응 비가 4일 때보다 5인 경우가 약 10 %정도 높은 흡착능을 나

타내었고 같은 H₂O의 반응비의 경우에는 HCl의 몰농도가 높을수록 흡착속도가 빠른것을 보였다. 이상의 결과로부터 물의 반응비가 5이고 염산의 몰비는 0.08로 하는 것이 유리할 것으로 판단되나 좀더 신도 있는 연구가 추가로 필요하다고 판단된다.

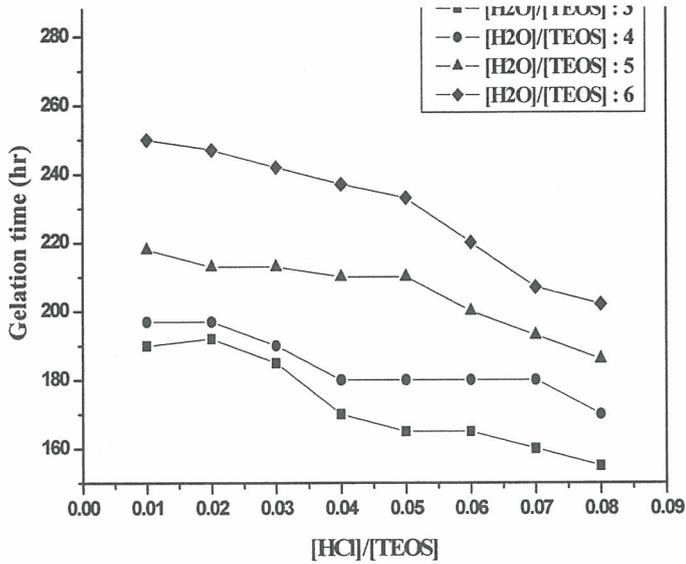


Figure 1. Effect of HCl Mole Ratio on the Gelation time for the Different H₂O Ratios.

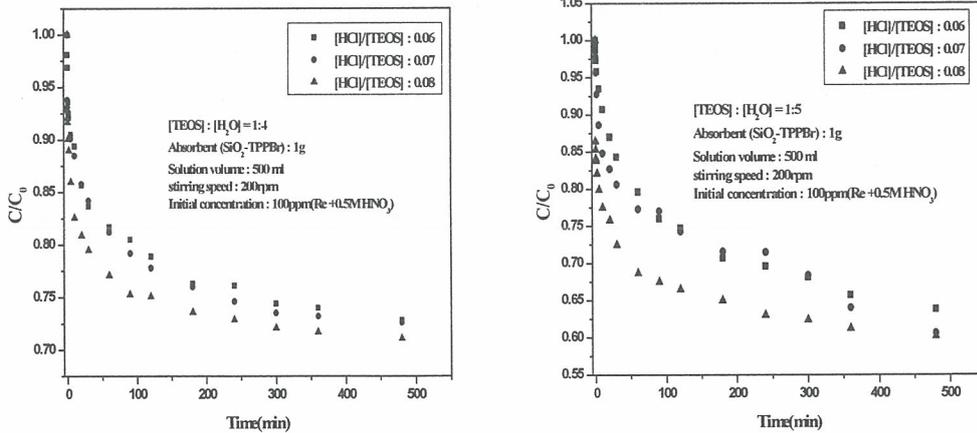


Fig. 2. Uptake Curves of TPPBr-SiO₂ Composite Adsorbents for Rhenium Solutions.

^{243}Am 을 추적자로 사용한 사용후 핵연료 시료 중 ^{237}Np 과 ^{241}Am 의 동시정량

조기수, 송병철, 김영복, 전영신, 박영재, 김원호
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
ksioe@kaeri.re.kr

사용후 핵연료 중의 U, Pu, Np, Am 및 Cm 등의 악티늄족 원소의 함량을 정량하는 것은 핵연료의 연소도 측정 및 연소이득(burnup credit)을 평가하는데 매우 중요하다. 본 연구에서는 사용후 핵연료 중 ^{237}Np 과 ^{241}Am 을 정량하기 위해 ^{239}Np 과 ^{243}Am 을 각각 추적자로 사용하는 방법을 검토하였다. ^{239}Np 은 반감기가 매우 짧아(2.35d) 표준물확보 및 현장적용이 매우 제한적이다. 그러나 ^{243}Am 은 반감기가 매우 길고(8000y) 또한 알파붕괴 시 ^{239}Np 을 생성하며, 일정시간이 지나면 두 핵종이 방사평형(secular equilibrium)에 도달하게 된다. 따라서, ^{243}Am 표준물을 이용하여 이에 함유된 ^{243}Am 과 ^{239}Np 을 각각 해당 핵종의 추적자로 활용하고자 하였으며, 이를 통하여 사용후 핵연료 시료 중 ^{237}Np 과 ^{241}Am 을 동시에 정량하는 방법을 검토하였다. ^{243}Am 은 알파분광법으로, ^{239}Np 은 감마분광법으로 각각 측정하는 방법을 검토하였다. 낮은 에너지(99.5 ~ 278 KeV)의 감마선을 방출하는 ^{239}Np 피크들에 대해 최적 측정조건을 찾고자 하였다(그림 1). ^{243}Am 표준용액의 농도변화에 따라 ^{243}Am 과 ^{239}Np 을 각각 측정하여 상관계수(correlation factor)를 구하였다. 10 Bq 이하의 낮은 농도에서는 ^{239}Np 의 측정값이 부정확하였으며, 10 Bq ~ 20 Bq 에서는 $^{239}\text{Np}/^{243}\text{Am}$ 비의 값이 1.072 ± 0.024 로 거의 일정하게 나타났다(그림 2). 따라서, 이 값을 추적자로 사용되는 ^{239}Np 의 회수를 측정 시 보정계수로 사용하고자 하였다. 사용후 핵연료 시료중 이들 초우란 원소를 분리하는 방법으로 음이온교환수지 및 HDEHP 추출크로마토그래피를 검토하였다. 10M HCl 매질에서 Np은 음이온교환수지에 흡착되고 Am은 용출된다. 흡착된 Np은 4M HCl 용리액으로 Pu로부터 분리하였으며(그림3), 용출된 Am은 0.05 M DTPA-0.5 M LA 용리액으로 HDEHP 추출크로마토그래피에서 분리하였다(그림 4). 우라늄 매질에서 ^{238}Pu , ^{237}Np , ^{241}Am 및 ^{244}Cm 을 함유하는 합성용액으로부터 ^{237}Np 과 ^{241}Am 을 각각 분리하여 정량한 후 회수율을 구하였다. 이때 분리된 ^{241}Am 과 ^{237}Np 은 황산염 매질에서 전착한 다음 알파분광법으로 각각 정량하였다. 향후 본 방법을 사용후 핵연료 시료에 적용하여 ^{237}Np 및 ^{241}Am 을 정량하고자 하며, 아울러 Pu 및 Cm 핵종에도 적용하고자 한다.

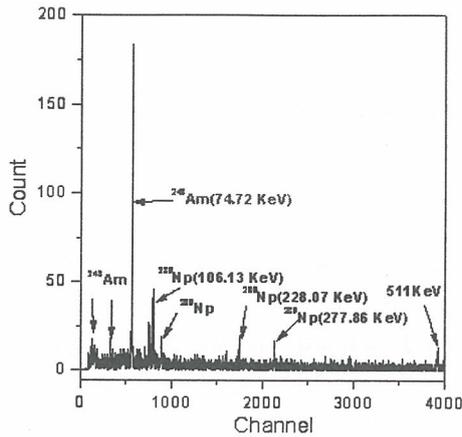


그림 1 Gamma Spectrum of ^{243}Am and ^{239}Np secular equilibrated in ^{243}Am standard solution. counting time; RT=2000sec, ^{243}Am =5.979 Bq(0.2 mL)

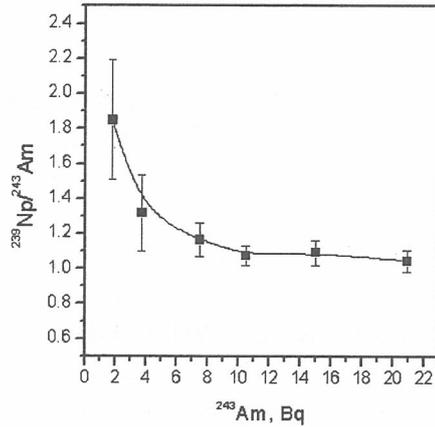


그림 2. Correlation between ^{239}Np and ^{243}Am as a function of ^{243}Am amount. ^{243}Am ; gross alpha counting, ^{239}Np ; gamma spectrometry, sample; dried onto a planchet, correction factor: $1.072 \pm 0.024(1\text{S})$ at 10 ~ 20 Bq

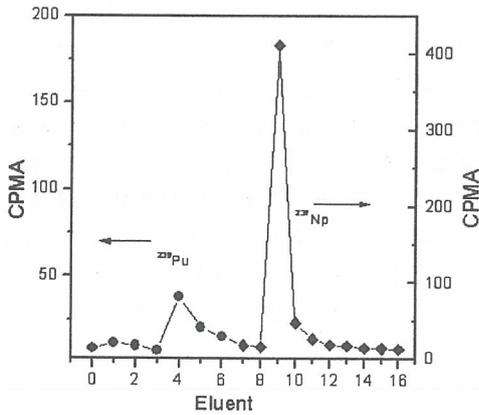


그림 3. Elution behavior of Pu and Np onto Anion exchange column. column size; AG1-x8, 100-200 mesh(70mmH x7mmφ, Sample; ^{239}Pu 4.2 Bq/ ^{237}Np 8.34Bq, loading(no 0); 10M HCl, eluent (1~7); 10M HCl-0.1M HI, eluent(7~16); 4M HCl, 2 mL each fraction, detection; LSC

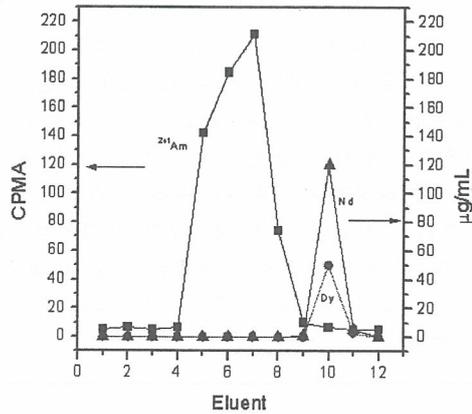


그림 4. Elution behavior of Am and REE onto HDEHP extraction column. column size; 40mmHx4mmφ, loading(no 1); 0.1M HNO₃ 2 mL, washing(2,3); 0.1M HNO₃ 2 mL each, eluent(4~9); 0.05 MDTPA-0.5MLA 1 mL each, cleaning (10~12); 6M HNO₃ 2mL each fraction, detection; LSC(^{241}Am) and ICP-AES(REE)

Np(IV)의 추출에 미치는 Acetohydroxamic acid의 영향

정동용, 이일희

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150

ndychung@kaeri.re.kr

일반적으로 산용액에서 넵투늄은 Np(IV), Np(V), Np(VI)의 산화 상태에 해당되는 Np^{4+} , NpO_2^+ , NpO_2^{2+} 로 각각 존재한다. 이들의 분포는 용액의 질산농도 등에 따라 변하는 것으로 알려져 있다. 이와 같은 경우 Np은 사용후핵연료 처리시 문제가 된다. 여러 스트림으로 Np이 흘러감으로 인해 재처리의 복잡성을 증가시키게 된다. 따라서 Np의 보다 효율적인 조절은 재처리시 MA(Minor Actinide)로서 Np의 회수와 재순환을 가능하게 함으로써 보다 효과적이 될 수 있을 것이다.

Np(IV), Np(VI)는 30%TBP(Tributylphosphate)에 추출이 잘 되나 Np(V)는 거의 추출되지 않는다. Np(IV)는 질산농도에 따라 $Np(NO_3)^{3+}$ 부터 $Np(NO_3)_6^{2-}$ 의 nitrate complex로서 존재하는 데 30%TBP 유기상으로 아래와 같은 반응식에 따라 추출된다.



Fig.1은 Np농도 0.001M 일 때 질산농도 1.0 M에서 환원제로 $[Fe(II)]=0.05M$ 을 사용하여 Np(V)를 Np(IV)로 환원시켰을 때 Np(IV)의 UV-VIS 흡수스펙트럼을 나타낸 것이다. Np(V)는 980nm에서 스펙트럼의 피크를 보이나 Np(IV)는 966nm와 726nm에서 나타남을 볼 수 있다. 이로부터 Np(V) 모두가 Np(IV)로 환원되었음을 알 수 있다. 일반적으로 Np(IV)는 질산용액에서 매우 불안정하여 아주 쉽게 Np(V)로 다시 산화가 일어난다. 이는 질산용액에 존재하는 nitrite가 주요 원인이 되는 것으로 알려져 있다. 이와 같은 Np(IV)의 산화를 방지하기 위해서 하이드라진 0.02M을 첨가하였는데, Np(IV)의 안정에 매우 효과적임을 확인할 수 있었다.

TBP에 의한 우라늄 추출시 Np이 Np(IV)나 Np(VI)로 존재시 우라늄과 같이 추출될 수 있다. 이와 같은 경우 Np(IV)와 착물을 형성하는 착화제 사용은 Np(IV) 추출을 억제시킬 수 있다. Acetohydroxamic acid(AHA)은 착화제 중 Np(IV)에 대해 매우 높은 안정도상수($\beta_1=12.83$) 값을 갖는 착화제이며, Np(VI)를 Np(V)로 효과적으로 환원시킴으로써 Np의 추출을 억제한다. AHA는 또한 잘 분해되어 방사성폐기물의 양을 줄일 수 있다고 알려져 있다.

본 연구에서는 30%TBP에 의한 Np(IV)의 추출시 AHA의 첨가 영향을 살펴보았다. Fig.2는 질산농도 1.0M에서 추출 실험 결과를 나타낸 것이다. AHA 미첨가시 Np(IV)의 30%TBP에 대한 분배계수 값은 1.05였으나, AHA 농도가 증가하여 0.2M에서 분배계수 값은 0.14를 나타내고 있다. 이는 Np(IV)와 AHA가 수용상에서 착물 형성을 함으로써 유기상으로의 추출을 억제함에 따른 결과이다.

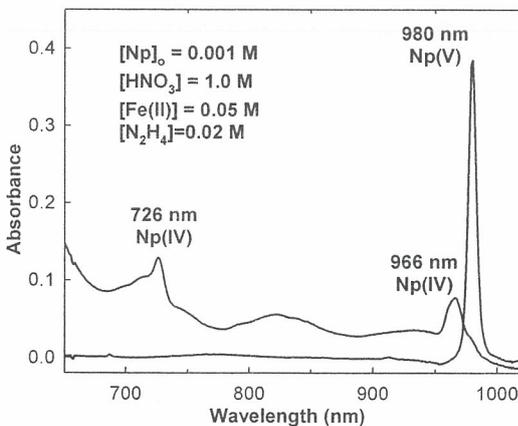


Fig.1 UV-VIS absorption spectra of Np(IV) and Np(V) in the nitric acid solution.

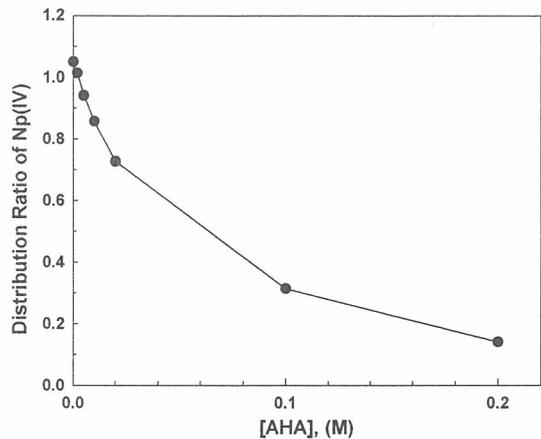


Fig.2 Distribution ratio of Np(IV) with AHA concentration at $[HNO_3]=1.0M$.

조사후시험시설에서의 공기조화계통 부압유지를 위한 공기유동분포 및 필터링 시스템 메커니즘

황용화, 이형권, 이은표, 엄성호, 전용범, 민덕기, 홍권표

한국원자력연구소 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

hyh@kaeri.re.kr

조사후시험시설은 조사된 핵연료, 노재료, 사용후 핵연료 등에서 강력한 방사능을 갖고 있어 이런 핵물질의 안전 및 건전성을 평가하기 위한 시험을 수행할 때 실내 부압유지와 적절한 공기 유동분포가 필연적이다. 시험시설내의 오염을 줄이기 위해서는 일반사무실에서 행하는 공기 재순환 방법과는 달리 공기조화계통의 적절한 환기회수와 시설내의 존(zone)에 따라 환기회수와 흡입 및 배출 공기의 유량을 달리하여 설정된 부압을 유지하고, 비방사능구역에서 방사능구역 순으로 공기를 유동시키는 전공조(one-through) 방식을 채택하고 있다. 공기흐름은 표1과 같이 청정구역에서부터 관리구역, 제한구역, 금지구역 순으로 유동되며 존 별로 차압을 달리하여 오염공기의 역류를 방지시킨다. 오염이 심한 금지구역(restricted area) 및 핫셀(hot-cell)이 가장 높은 부압으로 설정되어 있다. 주기적인 기기점검 및 보수로 정상상태를 유지하고 있으며 팬 유량시험, 실내 부압측정에서 모두 만족할 만한 결과를 보였다.

Table 1 각 구역의 환기회수 및 부압조건

performances required		press & unpressed in the room pressure	환기회수 renewal/hour
청정구역 (6000zone)	blue Area	over pressure	≈3회 (at air outlet)
관리구역 (7000zone)	green Area	-3mmWg<ΔP<-5mmWg	>4회 (at air outlet)
제한구역 (8000zone)	amber Area	-6mmWg<ΔP<-8mmWg	>5회 (at air outlet)
금지구역 (9000zone)	red Area	-15mmWg<ΔP<-25mmWg	>10회 (at air outlet)
glove box		25mmWg=ΔP	

고효율(HEPA)필터는 신조필터로 교체 후 초기압손이 약 25 mmWg(1 inch) 이하를 지시하였으며 사용시간의 경과에 따라 마노메타 차압이 약 2배의 차이가 나타나는 50 mmWg에서 교체하였다. 해파필터의 효율시험은 ANSI N-509 및 N510 규정에 따라 매 18개월 단위로 실시하였으며 99.97% 이상의 성능을 보였다.

사용후핵연료 저장폴의 방사성핵종 제거

손영준, 전용범, 엄성호, 김길수
 한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
 nyzson@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후 핵연료 저장계통의 수처리 공정은 저장되어 있는 사용후 핵연료 집합체에서 생성되는 붕괴열을 제거시켜 사용후 핵연료 저장조의 수온을 미리 설정된 제한치 이내로 유지시킨다. 사용후 핵연료 저장계통은 저장수조의 물로부터 방사능을 제거하여 최적의 청결상태를 유지하고, 또는 방사능 물질의 축적을 제거하는 것이다. 그리고 사용후 핵연료의 운전 설계기준은 사용후 핵연료 저장조 정화계통의 여과기, 탈염기, 냉각장치에 의해 최적 투명도를 유지하고 또한 사용후 핵연료 저장조 물의 방사능을 제한하도록 설계되어 물의 방사능과 연료에 의한 수면에서의 선량율이 연속적인 작업 종사자 피폭 허용치 2.5 mrem/hr 이하가 유지되어야 한다. 조사후시험시설의 사용후 핵연료 저장수조는 '06년 말까지 결합핵연료를 포함한 총 11개의 사용후 핵연료집합체(PWR)가 저장되어 있다. 수처리공정의 주요구성요소인 이온교환수지는 준공당시에 설계자인 SGN사가 권고한 프랑스의 Rohm&Haas사 IRN-77(양이온), IRN-78(음이온)을 사용하고 있다. 본 연구에서는 3년간('03~'05) 수처리공정의 운전경험 이온교환수지의 특성분석, 저장수의 방사능 농도분석 및 수질분석 그리고 페이온 교환수지 처리 전에 핵종 결정하기 위한 시험을 수행하여 그 결과들을 평가 하였다.

2. 사용후핵연료 저장수조의 수처리공정의 경험

가. 수처리 공정의 운전 경험

조사후시험시설의 핵연료 저장수조에는 05년 말까지 총 11개의 사용후 핵연료집합체(PWR)가 저장되어 있으며 본문에서는 핵등급 이온교환수지를 이용한 운전경험 및 운전에 따른 저장수의 방사능 농도 및 수질분석결과를 기술하였다.

1) 운전조건

표 2.3.1과 같은 조건하에서 약 33개월 동안 수처리 공정을 운전하였으며 약 120m³의 방사능과 Crud를 함유한 저장수를 프리코트 필터에 의해 정화처리 하였다. 이온교환수지의 교체 시기는 입, 출구 사이의 차압이 1.6kg/cm² 이상일 때와 또는 필터 하우징의 표면 선량율이 1000mR/hr 될 때 교체하며 본 운전기간동안 이온교환수지 교체는 하지 않았다. 운전기간 중에 저장수가 조사후시험시설의 핵연료 저장수조의 방사능 농도 및 수질을 알아보기 위해 이미 설정된 시료채취지점에서 1ℓ의 시료를 채취하여 화학분석부서에 주요핵종의 방사능 농도 및 수질분석을 의뢰하다.

표 2.3.1. 이온교환 수지탑의 운전 조건

운전온도	25℃	
사용된 이온교환수지	양이온교환수지 IRN-77	음이온교환수지 IRN-78
처리 유량	17m ³ /hr (8hr/day)	
사용된 이온탑 형태	분리형 이온교환 수지탑	
분석항목	방사능	Co-60, Cs-134, Cs-137
	수 질	전도도, pH, Cl ⁻ , Ca

2) 정확효과 분석

저장수의 방사능농도 설계치는 37 Bq/ml 이하로 실제 저장수의 방사능 농도는 03년도에는 최대 방사능 농도는 최대허용치인 37 Bq/ml에 거의 근접해 27.24 Bq/ml로 높게 나타났으며 그래서 03년도에 신 수지를 충전 하여 현재까지 운전되고 있다. 표 에서는 신 수지를 충전 한 후 3년간의 운전 결과를 나타내었으며 04년에는 최대 방사능 농도는 10.14Bq/ml로 나타났으며 05년도에는 10.14Bq/ml로 나타났다. 3년간 평균 방사능 농도는 7.76(03년)>5.22(04년)>4.49(05년)순으로 나타나 모두 허용치 이하로 유지되었다. 저장수조별 평균 방사능 농도는 pool 9402 > pool 9403 > pool 9403순으로 나타났으며, 저장수조가 하역수조와 시험 및 해체 수조 보다 높게 나타났다. 그림 2.3.1은 03년, 04년, 05년까지 주요 방사성핵종인 Cs-137, Cs-134, Co-60의 방사능 핵종 농도를 월별로 나타낸 것으로 3년 동안 평균 방사능 농도인 Cs-137의 농도는 다른 두 핵종보다 항상 높게 나타났으며 그 다음으로는 Cs-134가, Co-60은 가장 낮은 농도를 보였다. 위의 3종류의 방사성 핵종이 사용후핵연료 저장조의 총 방사능을 거의 결정하는 것으로 3년 동안 분석결과에 의하면 Cs-137은 총 방사능량의 63.2%, Cs-134는 30.02%, Co-60은 6.78%로 Cs이 총 방사능량의 93.22%를 나타낼을 알 수 있었다. 그리고 수질분석결과를 그림 3에 나타내었다. 우선 탁도에서 저장수의 이온성 입자가 상당히 제거 되었으나 저장수 표면의 부유물 영향으로 콜로이드 입자가 많이 형성되어 있는 것이 관찰되었다. 앞으로 이 콜로이드 입자 제거 방법을 도출해야 될 것으로 본다. 그림 3에서 보다시피 03년, 04년, 05년도 저장수의 평균 pH는 5.66, 5.73, 6.0으로 나타났다. 3년간 저장수의 평균 pH는 5.66~6.0사이로 허용범위인 5~7사이로 유지되었다. 전기전도도의 3년간 연간 평균값은 03년도 0.97μS/cm, 04년도 1.00μS/cm, 05년도 1.70μS/cm으로 모두 설계기준치인 5μS/cm이하를 만족하였으나 해마다 전도도 값이 높게 나타났다. 이는 03년도에 이온교환 신 수지가 교체된 후 3년이 경과된 결과로 수지의 성능 저하에 의한 것으로 판단된다. 염소이온의 3년간 평균치는 모두 0.05ppm로 일정하게 유지되어 설계치인 0.2(ppm)에 만족하였다. 그리고 칼슘이온의 3년간 평균치는 03년도 0.011ppm, 04년도 0.011ppm, 05년도 0.026ppm으로 03년, 04년보다 05년도에 약간 높은 수치가 나타났으나 3년간 모두 허용치인 0.26ppm에 만족하였다.

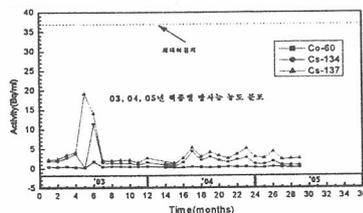
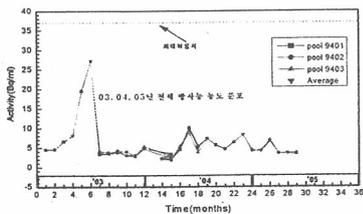


그림 2.3.1. 저장수의 총방사능 농도 및 핵종별 방사능 농도.

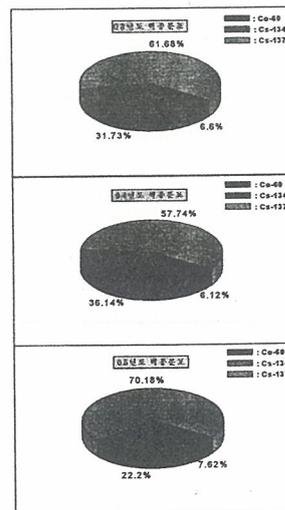


그림 2.3.2. 저장수의 핵종별 방사능 분포

사용후핵연료 피복관 산화층 두께 와전류 탐상 표준봉 및 교체지그

이은표, 전용범, 민덕기, 서항석, 이형권, 엄성호, 김길수,
권형문, 황용화, 양송열, 손영준, 홍권표
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150

한국원자력연구소의 조사후시험시설은 상용 원자로의 사용후핵연료에 대한 조사후시험을 목적으로 운영되고 있으며, 1987년 준공이후 현재까지 약 20여년에 걸쳐 사용후핵연료에 대한 조사후시험이 수행되고 있다. 조사후시험시설은 3개의 풀과 4개의 중콘크리트 핫셀 및 2개의 납 셀을 가지고 있으며, 연계 시설로는 방사화학 실험실 및 폐기물처리시설 등이 있다. 비파괴시험 핫셀에서는 사용후핵연료봉에 대한 외관검사, 와전류시험, 감마스캐닝, 제원측정, X-선 촬영 그리고 피복관 산화층 두께측정 등을 수행하고 있다. 비파괴시험 중에서 사용후핵연료봉 피복관에 대한 산화층 두께측정 자료는 핵연료봉의 건전성 평가에 특히 중요한 자료라 할 수 있다. 비파괴적인 방법으로 사용후핵연료 피복관에 대한 산화층 두께를 측정할 수 있는 와전류 탐상법을 이용하여 측정하고 있으며 보다 정밀하고 신뢰성 있는 결과를 얻기 위하여 산화층 두께측정 보정시험을 수행하는 것은 사용후핵연료봉 피복관의 산화층 두께의 정확도를 확보함에 있어 매우 중요한 것이다. 산화층 두께측정 장비 보정용 와전류 탐상 표준봉을 제작하는 방법으로는 핵연료 피복관을 인공 산화시킨 산화 피복관을 결합하여 사용하는 방법과 길이가 긴 핵연료 피복관에 산화층 두께 측정용 표준 필름을 붙여서 사용하는 방법, 그리고 표준봉 중에서 표준필름이 부착되는 부분만 핵연료 피복관을 사용하는 방법 등이 있다. 핵연료 피복관의 인공 산화는 핵연료 피복관 재질의 균질도, 표면 상태 및 가열로 내의 비 균질적인 온도분포 등으로 인한 표준시편의 비 균질적인 인공 산화층 두께로 인하여 산화층 두께측정 장비를 보정할 때마다 서로 다른 값으로 보정되어 정밀하고 신뢰성 있는 측정값을 얻기 어렵다. 또한 산화층 두께 측정용 표준필름을 길이가 긴 핵연료 피복관에 부착하여 사용할 경우 표준필름의 파손 및 방사선에 의한 손상 시 원격조종기를 이용하여 원격으로 표준필름을 교체할 수 없을 뿐만 아니라 방사능 오염으로 인하여 표준봉 전체를 교체하여야 하는 문제점이 있다. 그러나 표준봉 중에서 표준필름이 부착되는 부분만 핵연료 피복관을 사용하는 방법은 산화층 두께측정 장비 보정용 와전류 탐상 표준봉 중에서 표준필름이 부착된 핵연료 피복관만 핫셀 내에 투입한 후 표준필름이 부착된 핵연료 피복관 교체 지그와 원격조종기 등을 이용하여 수명이 다한 표준필름이 부착된 핵연료 피복관만을 교체하여 와전류 탐상 표준봉을 재사용할 수 있으므로 경제적이고 효율이 높다. 또한 사용후핵연료봉 하단에 와전류 탐상 표준봉을 일직선상으로 결합시킴으로서 연속적인 측정이 가능하여 사용후핵연료 피복관에 형성된 산화층 두께의 정밀하고 신뢰성 있는 측정값을 취득함으로써 사용후핵연료 피복관의 건전성 평가 및 파괴시험 자료로 활용될 뿐만 아니라 핵연료봉의 설계 및 조사거동 연구에 이용될 수 있다.

조사핵연료에 대한 집합체의 연소도 측정

임성호 · 권형문 · 이형권 · 황용화 · 손영준 · 전용범 · 민덕기

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

eom@kaeri.re.kr

조사후시험시설의 풀(POOL)에는 원자로에서 연소 후 냉각된 핵연료집합체에 대한 감마선 분광 분석을 수행할 수 있는 시설이 되어 있으며 이 시설을 정상적으로 운전하고 나아가서는 기술 확립 및 개발을 위해서, 핵연료집합체를 대상으로 한 감마선 분광분석에 의한 연소측정의 기술현황 분석이 요구된다. 수행해야 할 핵연료 집합체에 대한 감마선 분광분석 실험을 비파괴적인 방법으로 연소분포, 방사성 핵종의 종류 및 특성을 파악하고 또 집합체내의 분포된 감마선 스펙트럼을 분석하기 위하여 측정 방법에 있어서, 시설 및 장치의 차이에 따른 측정방법의 종류 및 이들의 장 단점을 파악하여 조사후시험시설에 적합한 측정법을 수행하였다.

집합체에 대한 감마선 분광분석 측정시, 측정방법은 면측정법(side measurement method) 과 대각 측정법(diagonal measurement method)이 있다. 대각측정법은 신속하게 측정을 수행할 수 있는 장점을 가지고 있으나 핵연료 집합체의 4면을 서로 비교할 수 없는 단점을 갖고있다. 반면에, 면측정법은 핵연료 집합체의 4면에 대한 특성을 서로 비교할 수 있는 자료를 제공하나 시험에 소요되는 시간이 길어지게 된다. 측정방법이 결정되면 집합체의 측정위치를 정하기 위해서 우선적으로 감마스캐닝을 수행한다. 그림 1은 시준기 고정-집합체 이동형중 시준기가 집합체에 비스듬이 설치된 시설에서 감마스캐닝을 한 것을 나타내고 있다. 이 감마스캐닝으로부터 측정대상 집합체가 갖는 대략적인 연소도분포, 방사능 세기등을 평가하고 측정점등을 결정 짓는다. 그림 1에 나타난 바와 같이 집합체의 그리드에 해당하는 부분은 Co-60으로 인하여 총 계수율은 대단히 높으며 감마선 분광분석 측정시의 측정 위치로는 선택될 수 없다. 감마스캐닝을 행한 후 핵연료 집합체의 전체 길이중 감마선 분광분석 측정 위치로 한 면에 대하여 보통 7 ~ 10 지점을 정한 후 측정면의 각 지점에 대한 감마스펙트럼을 일정시간 동안 수집하여 이 스펙트럼으로부터 필요한 핵종의 에너지가 갖는 감마선 세기를 구하였다. 또한 그림 2는 원자로에서 조사된 후 약 8년 동안 냉각된 핵연료 집합체에서 방출되는 감마선을 검출한 스펙트럼을 나타내고 있다. 핵연료의 냉각시간이 길어짐에 따라 비교적 반감기가 짧은 핵종이 갖는 감마선 세기는 반감기가 긴 핵종에 비해 상대적으로 빨리 감소하게 되므로 냉각시간에 따라 스펙트럼의 모양은 약간씩 변하게 된다. 이 스펙트럼상에 나타나고 있고 주요 핵분열생성물을 생성과정에 따라 분류하였다.

조사후시험시설의 풀에 설치된 핵연료 집합체에 대한 감마선 분광분석 시험 시설을 정상적으로 운전하고 또 나아가서는 기술개발을 하기 위하여 지금까지 조사 분석한 감마선분광분석법에 의한 조사후 핵연료 집합체의 연소측정평가를 통하여 다음과 같은 결론을 얻었다.

첫째, 핵연료 집합체에 대한 감마선 분광분석에 있어서, 각 스펙트럼을 수집하는데 소요되는 시간이 길고 스펙트럼의 수 및 스펙트럼상에 나타나는 에너지 피크의 수가 상당히 많으므로 이들을 신속하게 처리 보관하기 위해서는 측정 및 분석이 자동화되어야 한다. 그러므로 당 시설 및 장치에 적합한 프로그램의 개발등 시스템 자동화에 대한 연구가 수행되어야 한다.

둘째, 감마선 분광분석의 결과분석에 있어서, 핵연료 체의 강한 차폐효과로 인하여 집합체의 가장 자리에 있는 연료봉들에 대해서만 실질적인 해석이 가능하다는 것을 알았으며 한 집합체의 4면으로부터 얻은 결과들로부터 내부에 있는 연료봉들에 대해 해석할 수 있는 방법을 모색하여야 한다.

셋째, 감마선 분광분석을 수행한 집합체에 대한 보다 정확한 분석을 위해서는 이 집합체를 해체한 후 취출한 연료봉 또는 시편등을 대상으로 수행하는 파괴 및 비파괴 시험의 결과 그리고 화학분석법에 의한 결과등과 함께 분석을 하여야 한다. 그러므로 이런 파괴 및 비파괴 방법등에 의한 결과들을 종합적으로 분석할 수 있는 능력을 배양하여야 한다.

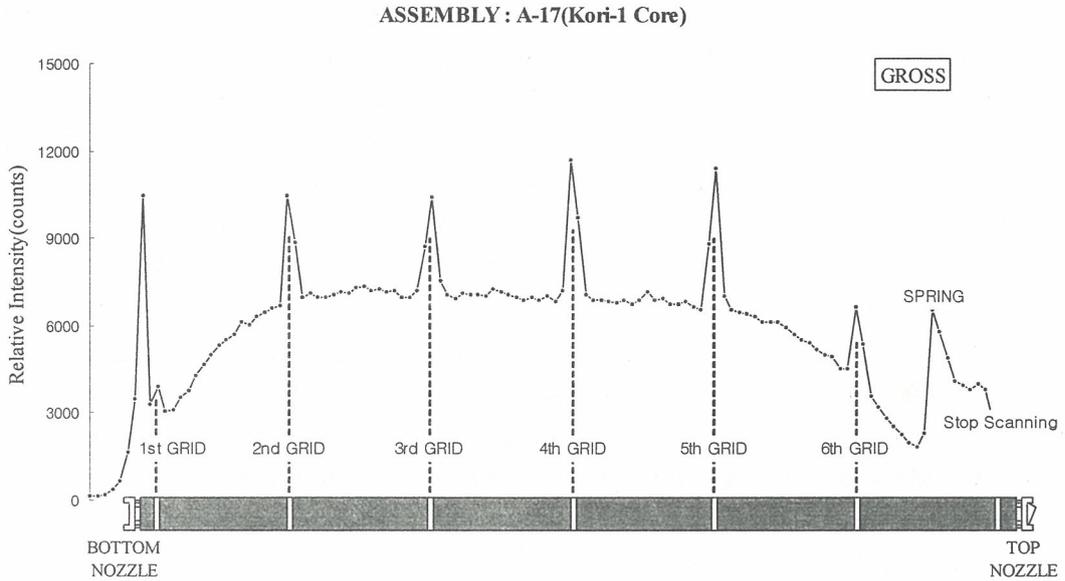


Fig. 1. Gamma-ray Scanning of Spent Fuel Assembly.

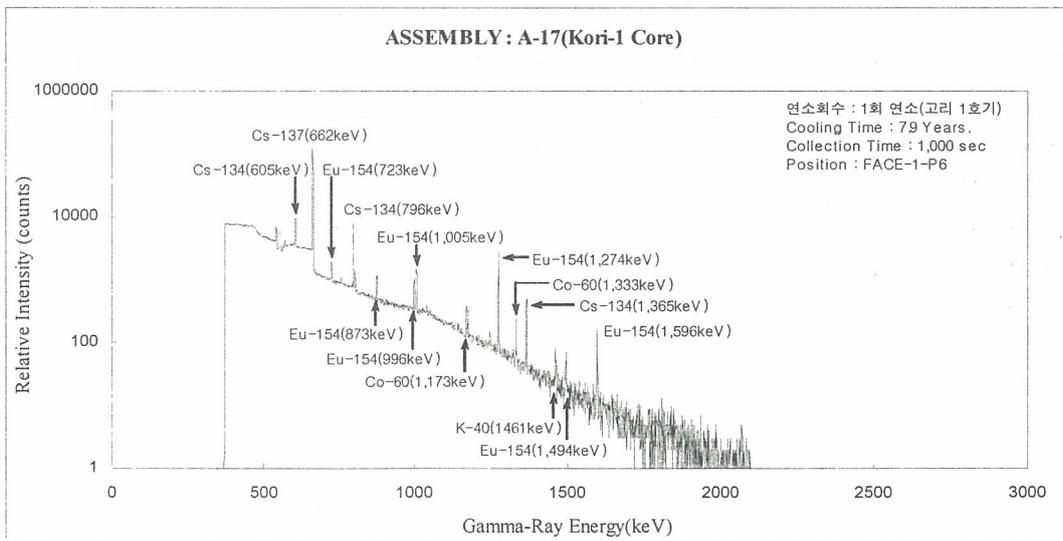


Fig. 2. Gamma-ray Spectrum of Spent Nuclear Fuel.

WDS에 대한 사용후핵연료 시편에서 방출되는 감마선의 영향 분석

권형문, 주준식, 서항석, 민덕기, 전용범

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

django@kaeri.re.kr

사용후핵연료의 소결체에 대한 성분분석을 수행하기 위해 한국원자력연구소 조사후시험시설에서 보유하고 있는 차폐형 전자현미경에 추가로 Wavelength Dispersive Spectroscopy (WDS) 설치에 대한 계획을 수립하였다. 이미 설치되어 있는 Energy Dispersive Spectroscopy (EDS)로는 고선량의 소결체 시편에 대한 성분분석이 불가능하다. 다만, 조사된 소결체가 완전히 제거된 피복관 시편이나 피복관 외부에 침착되어 있는 크러드 시편의 경우에 한하여 성분분석 시험을 수행하고 있다. 고연소도 시편의 경우 Pellet-Cladding Interaction(PCI) 영역이 확장됨에 따라 소결체의 완전한 제거 역시 쉽지 않으며, EDS 분석에 적합하도록 시편의 선량을 감소시켜려면 미세샘플링 기술이 요구된다. 60 GWd/tU의 고연소도 사용후핵연료 시편을 1mm 두께로 절삭하여 디스크 형태의 시편을 제작하고 이 시편에 대한 EDS 시험을 수행하면 100,000 cps 이상의 카운트가 검출된다. 시편에서 방출된 감마선의 영향으로 증폭된 카운트수는 불감응시간을 증가시켜 결국 분석을 불가능하게 한다. EDS 시험에 적합한 카운트는 2,000~4,000 cps 정도로, 결국 시편을 1/50 이하의 크기로 샘플링해야 한다. 미세샘플링은 원격으로 시편을 제작하는 핫셀 환경에서 고가의 미세샘플링 장비 없이는 어려운 일이다. 또한 시편의 형태를 그대로 유지하는 것이 분석위치에 대한 정보를 확보하는데 더 유리할 것으로 생각된다.

WDS는 P-10 (90%Ar-10%CH₄) 가스를 사용한 gas flow proportional counter를 X선 검출기로 사용한다. X선보다 에너지가 높은 감마선의 경우 transmission loss가 매우 커져 대부분 전자사태(electron avalanche)를 발생시키는 검출기 가스의 전리현상이 극히 적게 발생하고 WDS 자체의 검출능력이 1,000,000 cps에 이르기 때문에, 분석불능에 이르게 하는 불감응시간의 증가 없이 고선량의 사용후핵연료 시편의 성분분석이 가능할 것으로 여겨진다. 다만 counter를 감싸고 있는 알루미늄 합금과 시편에서 방출된 감마선의 반응으로 발생하는 2차 전자 및 X선이 가짜 신호(spurious pulse)로 작용할 가능성이 있다. 이를 평가하기 위해 몬테카를로 방법을 사용하고 있는 MCNP 코드를 사용하여 분석하였다. 60 GWd/tU의 연소도와 1년의 붕괴시간을 가정하고 1mm 두께로 제작된 사용후핵연료 시편에서 방출되는 감마선 스펙트럼은 Origen-S 코드를 사용하여 평가하고 MCNP의 source 항목으로 사용하였다. 또한 전자현미경 시편실에 시편을 장입했을 경우 전선피복재, crystal, counter의 end cap 등 WDS 각 내부부품에 대한 흡수선량을 분석하고 감마선에 의한 각 부품의 성능저하 정도를 평가하였다.

활성탄필터 누설시험 검출기의 교정불확도 추정 및 평가

이형권, 황용화, 전용범, 민덕기, 이은표, 권형문, 서항석, 임성호, 양송열, 김길수

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

nhkleel@kaeri.re.kr

I. 서론

원자력시설에서 사용하는 활성탄필터는 주로 방사성기체 I^{131} 를 흡착하는 필터이다. 운영자는 필터를 포함한 필터뱅크의 건전성을 확인하기 위하여 시험주기 규정(Reg. Guide 1.14, 1.52)에 의하여 누설시험을 수행한다.^[1] 시험 전에는 반드시 누설시험 검출기(Halide detector)의 교정을 수행하여 검출기에 대한 소급성을 유지시켜야만 시험의 신뢰성을 확보할 수 있다. 국내에서 검출기의 교정은 교정기관이 없어 자체적으로 교정을 수행한다. 현재까지의 검출기교정은 유효화된 방법이 없어 공식적으로 인정받을 수 없지만 KOLAS 기법을 도입하여 활성탄필터 누설시험검출기 교정 불확도를 추정 및 평가함으로써 교정에 대한 정확성과 신뢰성을 확인할 수 있다.^[2]

II. 검출기의 교정 불확도 추정 및 평가

1. 검출기 및 장비

검출기의 교정에 대한 불확도 추정 및 평가는 국내 원자력시설 누설검출기로 가장 많이 사용하고 있는 NUCON사 Halide Detector(Model : FD-1000)를 대상으로 수행하였으며, 교정장비로는 표준가스(R11), 제로가스(압축공기), Calibration Rig 등이 사용되었다.

2. 교정방법 및 불확도 요인

검출기의 교정은 국제적 또는 국내적으로 유효한 규격이 없어 NUCON사의 교정절차서(NUCON 12-40, Rev. 8)에 의하여 상류측과 하류측 검출기 각각에 대하여 수행하였다.

불확도 추정요인으로는 표준가스(프레온, 제로가스), 검출기, 교정환경, 교정자 등을 고려하였으나, 환경과 교정자에 의한 요인은 불확도 평가에서 제외하였다. 불확도 주요인인 검출기에 대해서는 반복측정에 의한 불확도, High Voltage, Filament Voltage, 직진성 등을 고려하였다.

3. 수학적 모델

$$E_x = f(C_x, \delta C_L, C_g, \delta C_c) \\ = C_x - (C_g + \delta C_c) + \delta C_x + \delta C_L$$

E_x : 상류측 및 하류측 검출기 지시오차값(ppb, ppm)

C_x : 상류측 및 하류측 검출기의 지시값(ppb, ppm)

δC_x : 상류측 및 하류측 검출기의 분해능(ppb, ppm)

C_g : 표준가스의 표시값(ppb, ppm)

δC_c : 표준가스의 교정값(ppb, ppm)

δC_L : 상류측 및 하류측 검출기의 직진성 측정에 의한 불확도(ppb, ppm)

3. 불확도 추정

가. A형 표준 불확도

(1) 정밀도 시험

상류측 검출기는 10 PPM Range에서 하류측 검출기는 200 PPB Range에서 각각 10회 반복 시험을 수행하여 각각의 표준편차와 표준불확도[0.05 PPM(상류측), 0.92 PPB(하류측)]를 추정하였다.

(2) 지시값 변화

측정된 변화폭의 1/2 또는 검출기의 1/2 눈금중에서 큰값을 적용하여 표준불확도(0.03 PPM, 1.15 PPB)를 산출하였다.

나. B형 표준불확도

표준가스의 표준불확도(0.24 PPM, 1.25 PPB)를 산정한다.

다. 합성불확도

정밀도시험,진직성, 지시값변화, 표준가스 등의 각각의 표준불확도를 합성한다

$$u_c = \sqrt{(0.05)^2 + (0.05)^2 + (0.03)^2 + (0.24)^2} = 0.25 \text{ PPM}, 1.8 \text{ PPB}$$

라. 유효자유도

포함인자 k 값을 구하기 위하여 합성불확도에 대하여 각 불확도 구성요소의 자유도를 결합시킨 유효자유도를 구한다.

$$v_{eff} = \frac{(0.25)^4}{\frac{(1 \times 0.05)^4}{9} + \frac{(1 \times 0.05)^4}{6} + \frac{(1 \times 0.03)^4}{\infty} + \frac{(1 \times 0.24)^4}{100}}$$

$$v_{eff} \approx 112 \text{ (상류측 검출기)},$$

$$\approx 57 \text{ (하류측 검출기)}$$

마. 확장불확도

t-분포표로부터 신뢰 수준 95 %와 유효자유도가 112(ppm), 57(ppb)에 대응하는 각각의 확장 불확도는 0.5 PPM, 4 PPB이다.

III. 결론

원자력시설 활성탄필터 누설시험에서 사용되는 Halide detector의 교정 불확도를 추정 및 평가하였다. 그 결과 상류측 및 하류측 검출기에 대한 공급값이 9.7 PPM, 200 PPB 일 때 각 검출기의 불확도는 0.5 PPM과 4 PPB로 나타났다. 활성탄필터 누설시험에 있어서 KOLAS 시스템을 도입하여 누설시험 검출기에 대한 불확도를 추정 및 평가함으로써 이제까지의 교정결과보다 더 높은 신뢰성과 정확성을 확보할 수 있다.

IV. 참고문헌

- 1) David Anglen, et al., "Nuclear Air Cleaning Hand Book", DOE Technical Standard, 2003.
- 2) "측정결과와 불확도추정 및 표현을위한지침" KOLAS, 2002.

Analyses of Fast Reactor Scenarios for Transmuting Transuranics in Korea

Chang Joon Jeong and Hangbok Choi

Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Deokjin-dong, Yuseong, Daejeon

cjjeong@kaeri.re.kr

Symbiotic fast reactor scenarios with the existing nuclear power systems have been analyzed from the viewpoint of a transuranics transmutation. In this study, a sodium-cooled fast reactor (SFR) and accelerator driven system (ADS) are considered as representative fast reactor systems. For a comparative analysis of the fuel cycle options, the once-through fuel cycle was at first analyzed based on the current nuclear power plant construction plan and operating nuclear power plants such as pressurized water reactor (PWR) and Canada deuterium uranium (CANDU) reactors. After setting up an once-through fuel cycle model, the SFR and ADS scenarios were modeled based on the same nuclear energy demand prediction used for the once-through fuel cycle. Then important fuel cycle parameters such as the amount of the spent fuel and corresponding plutonium, minor actinides and fission products inventories were estimated and compared with those of the once-through fuel cycle. In the fuel cycle model, the Pyro process is assumed for all the spent fuel recycling. In the process all the actinides are recovered and some fraction of the fission product is removed. The deployment fractions of the fast reactor are 25, 10 and 20% for the periods of 2030-2040, 2041-2070 and 2071-2100, respectively. In order to feed the fast reactor systems, it was also assumed that the PWR and CANDU spent fuel are reprocessed from 2025 and the fast reactor spent fuel reprocessing begins in 2035. The fuel cycle calculation was performed by the DYMOND code, which has been used for the analysis of the Generation-IV roadmap studies.

The analysis results of the once-through fuel cycle can be summarized as follows:

- The nuclear power demand is expected to grow to 25.2 GWe in the year 2100.
- The total spent fuel inventory is expected to be 65000 t in 2100.
- The transuranics and fission product inventories are estimated to be 660 and 2390 t, respectively, in 2100.

The fast reactor cycle analysis results can be summarized as follows:

- The SFR and ADS can transmute the transuranics by 56 and 130 t, respectively, which correspond to a reduction by 8 and 20% when compared to the once-through cycle.
- The total fission product inventories of the SFR and ADS cycle are 2800 and 2360 t, respectively, which are similar to that of the once-through cycle. For the long-lived fission products such as ^{129}I and ^{99}Tc , the SFR transmutes ^{129}I and ^{99}Tc by 0.8 and 3.2 t, respectively, while the ADS transmutes ^{129}I and ^{99}Tc by 4 and 16 t, respectively.

From the transmutation point of view, the ADS is better than the SFR. The transmutation rate is not high, which can be improved by increasing the deployed capacity of the fast reactor in the scenario. In future, it should consider the technical aspect and the large economic uncertainty in the ADS.

방사성폐기물 발생량으로 비교해 본 핵연료주기

김병태, 문철웅, 임관석

선광원자력안전(주), 대전광역시 대덕구 신일동 1696-4번지

btkim1397@hotmail.com

1. 서론

우리나라에는 현재 경수로형 원자로 16기, 중수로형 원자로 4기, 합계 20기의 원자로가 상업 가동중이고, 경수로형 원자로 2기, 중수로형 원자로 2기가 건설중에, 경수로형 원자로 2기가 계획중에 있다. 향후 우리나라의 실정에 적합한 원자로형의 선택과 핵연료 주기 정책을 위하여 여러 가지 형태의 핵연료주기별 방사성폐기물의 발생량을 추정하여 다음세대에 부담을 가장 적게 줄 수 있는 핵연료주기 방안을 검토해 보는 것은 충분히 가치 있는 일이다.

또, 우리나라에는 경수로형과 중수로형이 동시에 가동되고 있기 때문에 경수로에서 연소되고 나온 사용후 핵연료를 중수로형 원자로에서 핵연료로 사용한 다음 처분하는 DUPIC핵연료 주기도 전 세계에서 유일하게 고려할 수 있는 이점을 가지고 있다.

2. 비교대상 핵연료주기 방안

비교대상 핵연료주기방안은 우리나라에서 적용가능성이 있는 모든 핵연료주기를 고려하여 선정하였다.

- 경수로형 핵연료 직접처분 방안(PWR Once - Through Cycle Option : PWR-OT)
- 경수로형 핵연료 재처리 방안(PWR-MOX)
- 중수로형 핵연료 직접처분 방안(PHWR Once - Through Cycle Option : PHWR-OT)
- DUPIC(Direct Use of Spent PWR Fuel in CANDU) Option
- 경수로-중수로 Once-Through Cycle(PWR-CANDU-OT)

3. 방안별 방사성 폐기물 발생량 추정

핵연료주기기설별 방사성폐기물 단위발생량은 표1과 같으며, 이 단위발생량을 기준으로 핵연료 주기방안별 방사성폐기물 발생량을 추정하였다.

- 정련폐기물
mill tailing으로 나오는 폐기물량은 PWR-OT Option이 PHWR-OT Option보다 높은 것으로 나타났다. 천연 우라늄을 사용하는 중수로형 핵연료는 저농축우라늄을 사용하는 경수로형 핵연료보다 천연우라늄 활용도가 높다. PWR-MOX Option이 mill tailing면에서 보면 가장 좋은데 PWR-OT Option보다 35%정도 적게 발생되는 것을 알 수 있다.
- 저준위 폐기물
발전소 운전 및 해체 폐기물의 대부분은 저준위 폐기물이다. 중수로 직접처분방안(PHWR-OT)에서 발생하는 저준위 폐기물의 양이 경수로 직접처분방안(PWR-OT)보다 약간 높는데 발전소 운전 중에는 더 적게 발생되지만 해체폐기물이 많기 때문이다.
- 중준위 폐기물
중준위 폐기물은 PWR-MOX Option에서 가장 많이 발생 되는데, 이것은 대부분 재처리시설에서 발생된다. PWR-OT Option에서 중준위 폐기물이 가장 적게 발생되고 DUPIC Option에서도 PWR-MOX Option보다는 훨씬 적게 발생된다.
- 고준위 폐기물과 사용후 핵연료
고준위 폐기물은 PWR-MOX Option의 재처리시설과 DUPIC Option의 DUPIC 시설에서 발생되는데 PWR-MOX Option에서 훨씬 많이 발생된다. 또한 고준위 폐기물을 처분할 때 아주 중요한 고려인자인 붕괴열(Decay heat)면에서 보면 재처리시설에서 발생된 고준위 폐기물이 DUPIC시설에서 발생된 고준위폐기물보다 훨씬 높다. 사용후 핵연료의 발생량은 PHWR-OT Option이 가장 높고, DUPIC Option이 가장 낮다.

표1. 핵연료주기시설의 방사성폐기물 단위발생량

구 분		경수로 연료	MOX 연료	중수로 연료	DUPIC 연료
채광/정련 (milling tailings, m ³ /Mg U ₃ O ₈)		254	-	254	-
변환 (LLW, m ³ /MTU)		0.15~0.52	-	0.08~0.26	-
농축 (LLW, m ³ /TSWU)		0.50	0.42(REU)	-	-
성형가공 (m ³ /MTU or MTHM)	LLW	0.12~0.35	1.27	0.12~0.35	2.11
	ILW	-	3.35	-	0.20
	HLW	-	-	-	0.13
발전소 운전 (m ³ /GWe-yr)	LLW	86~130	86~130	68.5	68.5
	ILW	1.1~33	1.1~33	1.6~33	1.6~33
중간저장/재처리/ 유리화/처분 (m ³ /MTHM)	LLW	0.008	2.7~3.7	0.008	0.008
	ILW	0.077	0.84~1.81	0.077	0.077
	HLW	-	0.08~0.15	-	-
사용후 핵연료/ 고준위 폐기물 처분 (m ³ /MTHM)	LLW	0.008	0.008	0.008	0.008
	ILW	0.2	0.2	0.2	0.2
	HLW	-	0.115	-	-
	S/F*	1.5	1.5	1.5	1.5
변환시설 해체 (LLW, m ³ /MTU)		0.43	-	0.22	-
농축시설 해체 (LLW, m ³ /TSWU)		0.04	-	-	-
발전소 해체 (m ³ /GWe-yr)	LLW	175~230	175~230	387.7	387.7
	ILW	9	9	15.3	15.3
가공/재처리/ 유리화시설 해체 (m ³ /MTHM)	LLW	0.13~0.38	0.25	0.13~0.38	0.06
	ILW	-	0.15	-	0.12

각 방안별 전체 주기동안 발생하는 방사성폐기물의 양은 표2와 같다.

표2. Waste Volume for Each Option in m³/GWe-yr

Fuel Cycle Options		Waste Types				
		tailings	LLW	ILW	HLW	SF
PWR-OT	volume	52,578	434~610	17~49		37
	(%)*	100	100~100	100~100		100
PWR-MOX	volume	36,576	466~649	42~94	4~6	5
	(%)	64	153~106	247~171		14
PHWR-OT	volume	40,386	534~627	54~85		200
	(%)	77	123~103	318~173		541
DUPIC	volume	38,354	471~599	22~53	2	27
	(%)	73	109~98	129~102		73
PWR-PHWR-OT	volume	49,378	453~605	27~58		81
	(%)	94	104~99	159~118		219

4. 결론

- PWR-MOX Option은 정련폐기물과 사용후 핵연료 발생량이 모든 Option중에서 가장 적지만 중준위 폐기물과 고준위 폐기물을 다량으로 발생시키고 있어 바람직한 방안은 아니다.
- PWR-OT Option은 저준위 폐기물과 중준위 폐기물 발생량이 모든 Option중에서 가장 적지만 정련폐기물과 사용후 핵연료 발생량이 높은 문제점을 가지고 있다. 더 적어서 환경적인 면에서 바람직한 방안으로 간주된다.

사용후 핵연료 관리 관련 국내의 연구개발 전망

김병태, 문철웅, 임관석

선광원자력안전(주), 대전광역시 대덕구 신일동 1696-4번지

btkim1397@hotmail.com

사용후 핵연료 관리 정책의 큰 방향은 사용후 핵연료를 재처리하여 재활용하는 방안과 사용후 핵연료 자체를 폐기물로 간주하여 궁극적으로 직접 처분하는 방안으로 나눌 수 있다. 어떤 관리 방안을 채택할 것인가는 그 나라의 에너지 정책, 경제성, 환경문제, 국민의 수용태세 등 국내의 제반사항 뿐만 아니라, 핵 확산 문제와 관련된 정치 외교적 요소 등 국제적 상황까지 고려하여 의사결정을 해야 하는 등 매우 복잡한 양상을 지니고 있다. 원자력 발전을 하는 세계 모든 나라는 정부가 사용후 핵연료 관리 정책을 결정하고, 필요 법안을 만들고, 규제하고 하는 실질적 리더 역할을 하고 있다. 이런 면에서 정부가 주도하는 사용후핵연료관련 국가 정책은 발전소 부지 내에서 또는 발전소 부지 외부에서 사용후 핵연료를 중간 저장하는 관망정책(Wait and See Policy)을 채택하여 중간저장용량을 늘리는 것으로 일관하고 있다. 이 관망 정책은 사실 원자력을 하고 있는 많은 나라에서 채택하고 있는 방안이며 관망이라는 것은 좋은 계기가 온다면 어떤 방향이라도 결정을 하겠다는 것을 의미한다고 볼 수 있다.

본 논문에서는 사용후 핵연료 저장에 대한 최근의 기술개발 동향을 살펴보았다. 현재까지 국내 사용후 핵연료의 실질적인 관리라고 할 수 있는 습식저장의 경우는 실증 경험이 풍부한 방식이므로 인허가를 위한 시설 안전성 분석 기술보다는 구성 시스템의 신뢰도를 증진시키고 경제성을 향상시키기 위한 최적화 설계 기술을 확보하려는 노력들이 시도되고 있다. 건식저장의 경우는 핵연료 및 구조물의 건전성 확보 기술, 밀봉기능 및 이의 감시 기술, 사고해석 기술 및 냉각계통 신뢰성 향상 등 안전성 분석을 지원하기 위한 연구들이 중점적으로 이루어지고 있다.

향후 사용후 핵연료 관리와 관련한 연구개발방향을 전망하면 습식에서는 밀집저장, 고밀도저장대 사용 등 저장용량을 확장하는 기술들이 계속 진행될 것으로 보인다. 고밀도저장대는 지금까지 주로 단기간 저장하는 발전소 부지 내(AR) 저장조에 사용되어져 왔으나 비교적 장기간 저장하는 부지 외부의 중간저장시설(AFR)에도 응용될 것이며 이를 위해 더욱 경제성이 있고 수명이 긴 새로운 랙의 개발이 이루어질 것으로 전망된다. 또한 핵연료 표면에 나타나는 scratches의 영향, crud 처리문제 등 기술적인 문제와 경제성 향상을 위한 연구개발이 더욱 필요할 것으로 전망된다. 현재 세계적으로 핵연료의 고연소화 추세에 있으므로 고연소도 핵연료의 장기 저장 영향 규명, 장기 저장시 핵연료의 산화거동에 대한 연구 및 장기 저장 후 핵연료 회수(retrievability)에 미치는 영향 규명 등과 같은 분야에 활발한 연구가 이루어질 것으로 전망된다. 또한 MOX형 원자로, 고전환로, 고속증식로, HTGR 등 원자로 형태가 다양화됨에 따라 저장 대상 핵연료도 확대될 것으로 전망됨으로 이러한 특수 핵연료의 저장에 관한 연구도 확대될 것으로 보인다. 또한 현재 미국과 독일에서만 부분적으로 수행되고 있는 수송/저장/처분겸용 용기 개발도 국내에서 수행할 수 있는 연구개발 분야라고 전망된다.

한편 앞으로 장기적인 관점에서 바람직한 후행 핵연료주기 기술로서 원전사업자가 관심을 가질 수 있는 분야는 건식 재처리(Pyro-reprocessing)법과 소멸처리 방법이 있으며, 건식 재처리법은 습식재처리 방법보다 훨씬 더 간편하고 핵 비확산 적이며 책임계사고 가능성이 더 적다. 후행 핵연료주기 사업중 중요한 분야가 바로 고준위 방사성폐기물의 처분인데 고준위 방사성폐기물 처분 시 고려해야 하는 두 가지 문제점이 있다. 하나는 minor actinide와 같은 장수명 핵종의 처리이고 다른 하나는 스트론튬(strontium)이나 세슘(cesium)처럼 많은 열을 발생시키는 핵종들의 처리이다. 따라서 재처리 신기술을 개발해서 사용후 연료에서 스트론튬과 세슘을 분리해내 별도 처리를 하고 장수명 핵종을 분리해서 이를 단수명 핵종으로 바꾸어주는 소멸처리를 할 수 있다면 후행 핵연료주기 사업을 원활하게 추진하는 하나의 대안이 될 수 있을 것이다.

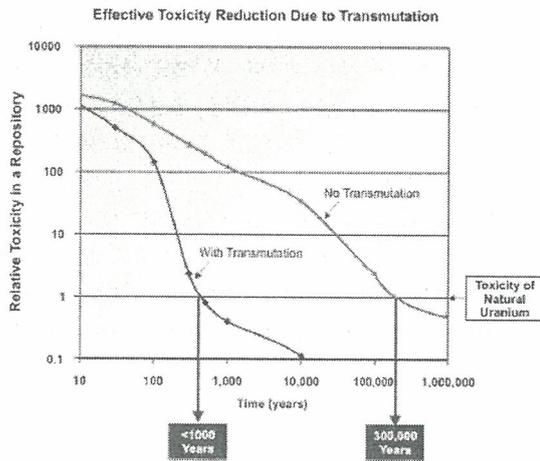


그림 1. 소멸처리 적용시의 장수명 핵종 방사능 독성 변화(출처 원자력연구소 홈페이지)

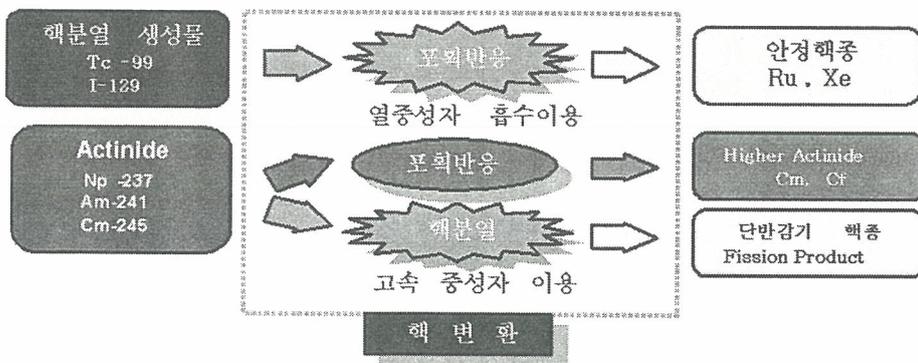


그림 2. 핵변환을 이용한 장수핵종의 소멸처리 개념도

감마선분광분석법에 의한 듀피크 핵물질 계량의 가능성 여부

박광준, 엄성호, 강희영, 정정환, 김호동
한국원자력연구소, 대전시 유성구 덕진동 150
kipark@kaeri.re.kr

사용후핵연료 취급시설에서 핵물질 계량은 안전조치 측면에서 볼 때 필수적이며, 여러 가지 측정 방법이 사용되고 있다. 습식재처리를 하는 경우, 핵물질 계량 방법은 중성자측정, 감마선분광분석, 열량측정, K-Edge/K-XRF 등 측정할 수 있는 비파괴적인 방법이 다양하다. 그러나 DUPIC 공정에서의 핵물질 계량은 습식재처리 공정에서의 핵물질 계량 방법을 그대로 활용할 수가 없다. 그 이유는 습식공정에서는 거의 모든 핵분열 생성물이 제거되지만 DUPIC 공정에서는 일부 감마선을 방출하는 핵분열 생성물이 잔존하기 때문이다. 이러한 핵분열 생성물이 존재하기 때문에 감마선분광분석법에 의한 핵물질 계량에 걸림돌이 되고 있다. 본 연구에서는 듀피크공정 핵연료 펠렛에 대한 감마선 스펙트럼을 획득하여 분석한 결과, 일부 핵분열 생성물이 존재한다는 것을 확인하게 되었으며, 1,000℃ 이상에서 이동되는 것으로 알려져 있는 Cs 이 그 이상의 온도(1,800℃)로 소결과정을 거쳤음에도 불구하고 증발되지 않고 잔존한다는 사실도 확인하였다. 이들 핵분열 생성물의 존재로 인한 배경방사능 상승 때문에 U 및 Pu에서 발생하는 저 에너지 대의 감마선 피크가 배경방사능에 묻혀버리게 되고, 이들 피크에 대한 분해가 불가능하게 되어 결국 감마선분광분석법에 의한 핵물질 계량이 불가능하게 된다. 그래서 듀피크 핵물질에 대한 계량은 현재까지는 중성자 검출법만을 사용하고 있는 실정이며, 앞으로 다양한 핵물질 계량방법이 적용될 수 있도록 많은 연구가 뒷받침되어야 할 것이다.

의사결정 분석 기법으로 살펴본 사용후 핵연료 지역 저장 시설 전략

김성호, 김태운

한국원자력연구소, 대전시 유성구 덕진동 150번지

shokim@kaeri.re.kr

서론

앞으로 우리나라는 고준위 방사성폐기물(또는 방폐물)의 사용후 핵연료의 저장/처분 시설 전략의 선정이라는 국가 차원의 매우 중요한 도전과제에 직면하고 있다. 여기에 소개되는 전략은 앞으로 다가올 우리나라의 고준위 방폐물 처분 저장소의 국내 부지 선정의 정치적/대중 수용성 사안을 대체할 수 있는 하나의 대체 전략으로 고려될 수 있다. 핵 에너지 이용/혜택 국가들은 주로 국가적 차원에서 방폐물 저장소 대안을 찾고 있다. 이러한 국가적 저장소 전략을 고집하는 이유는 방폐물이 정치적으로 민감한 이슈이기 때문에 핵 에너지 이용/혜택을 본 나라들은 자신들이 각각 그 방폐물 관리에 전적으로 책임을 져야한다는 윤리적 정당성의 원칙을 따르기 때문이다. 그러나 국가 저장소가 부족하거나, 선정될 저장소 조건이 부적합하거나, 경제적 이유로 저장소의 국제적 공유 방안을 선호하는 나라들이 있다. 이러한 나라들은 공통 저장소 대안에 대하여 관심을 갖고 연구 개발 중에 있다. 지역 처분장 개념은 주관국 및 참여국이 동일한 지역에 위치한 경우에 해당하는 다국가 개념이다. 반면에 다국가 처분장 개념에서는 지리학적인 위치에 상관없이 임의 국가가 이러한 국제적 협력에 참여하게 된다.

사용후 핵연료의 지역 저장 시설(Regional Spent Fuel Storage Facility RSFSF) 전략 [1]은 고준위 방사성 폐기물의 다국가 간의 지역적인 관리 전략의 하나이다. RSFSF 저장 방식은 전세계에 존재하는 사용후 핵연료 저장 시설의 숫자를 감소시키기 때문에, 규모 경제의 관점에서 볼 때, 경제적이며 안전 보장 및 안전조치의 관점에서도 용이할 수 있다는 특성이 있다. 하지만, 에너지 안보의 관점에서는 타국에 매우 중속적이 될 수 있는 우려가 있는 방식이라고 볼 수도 있다. 더불어 저장 기간 50~100년의 장기간에 걸친 이해 국가(예: 주관국, 고객국, 통과국, 접경 주변국) 사이의 협력이 요구되며 이러한 협력 관계의 안정성이 영구적으로 유지되어야 하므로 불확실성이 매우 높은 전략이라 볼 수 있다.

또한 다국가 협력을 통하여 공동 처분장을 사용하는 다국가 처분장(multinational repository; MNR) 전략이 제안되었다 [2]. 다국가 처분장 (multinational repository) 개념은 하나의 국가 이상에서 발생하는 방폐물을 공동 처분장에 처분하는 것을 의미한다.

여기서는 이러한 지역 저장 시설의 특성이 기술적, 재정적/경제적, 제도상, 장치/대중 수용성 등과 같은 다각적인 측면에서 이득/위험 관점에서 검토되었다. 이러한 지역 저장 시설 전략의 다각적인 이득/위험도 등을 살펴보는 작업의 주요 목적은 (1) 직접적으로는 지역 저장 시설 전략을 정량적으로 평가하는 데 앞선 예비 작업을 하고자 하는 것이며; (2) 간접적으로는 사용후 핵연료 관리 전략의 한 가지 대안으로 지역 저장 시설 전략의 타당성을 검토할 기회를 제공하려는 것이다.

지역 저장 시설 전략

이해관계의 주체

지역 저장 시설 전략과 관련된 이해관계 주체(actors)는 세 가지로 분류된다: 1) 지역 저장 용역을 제공하는 주관 국가 2) 주관국한테 사용후 핵연료를 보내는 고객 국가 3) 관심을 표명하는 제3국(예: 주관 국가나 고객 국가의 접경 국가, 핵 물질의 수송 허용 국가, 사용후 핵연료의 향후 이용 국가). 주관국(즉, 처분장 부지 국가)은 여러 고객 국가(customer country 또는 참여국가(partner country); 의뢰 국가(client country))에게 폐기물 저장/처분/재처리 등의 용역을 제공하게 된다.

이득-위험도-기회

기술적인 이득/위험도: 이득 측면에서, 입증 기술의 기술 이전을 통하여, 주관국과 고객국 사이에 기존 경험이 공유되면, 주관국의 핵 시설의 설계 최적화, 안전성 표준, 품질 등이 강화된다. 전세계적인 저장 부지 갯수의 제한을 통해, 사용후 핵연료의 저장과 관련된 환경 영향 및 방사선 위험도가 감소된다. RSFSF 방식은 국가 차원의 분산식 저장에 비해 중앙 통제가 용이하므로 안전 보장의 강화 및 안보 조치의 간략화가 가능하다. 위험도 측면에서, 고객국 내 저장 전략과 유사하지

만, 수송 증가로 수송 위험도가 높아진다. 저장 기간의 확장이 요구되는 경우, 제포장 위험도가 따른다.

경제적인 이득/위험도: 이득 측면에서, RSFSF 방식에서는 규모 경제의 효과가 가능하다. 주관국에서는 고객국의 기금 및 시설 운영 이익을 통한 경제적 이득이 가능하다. 산업계에는 저장 단가의 하락, 투자 회수, 세금/사용료 수입등이 기대되며, 지역공동체에는 고용 확대, 세수 발생, 기반 시설 구축, 직접 장려금 등이 기대된다. 위험도 측면에서, 주관국한테는 고객국에서의 불충분한 핵연료 이송 위험도 및 이로 인한 시설 특성의 평가절하 위험도, 고객국한테는 주관국의 용역 취소 위험도 및 이로 인한 비용 단가 증가 위험도, 저장 기관의 상업적 실패 위험도, 제비용 증가로 경제적 생존실패 위험도 등이 가능하다.

제도상의 기회/위험도: 제도상의 기회 측면에서 볼 때, 다음과 같은 기회가 발생할 수 있다: 1) 사용후 핵연료 이동과 연계된 국제 조약/협약의 타당성 입증 2) 다국가 처분 시설의 미래 협력용 국제 체제의 구축 3) 국제적 관점에서 세계적인 도전문제를 해결하기 위해 대중/정치가의 의지 강화 4) 국제적인 해결책을 통해, 고객국에서 저장 시설의 개발 필요성 제거. 위험도 측면에서, 주관국의 제도적인 불안정성 위험 및 고객국이 제도적 통제를 등한시할 위험도 등이 가능하다.

사회-정치적 이득/위험도: 이득 측면에서, 국제적인 차원에서의 관심 주목으로, 1) 핵연료 주기 후행의 투명성이 증가되며, 2) 핵확산 가능성이 제한되고, 3) 대테러 안전성 및 방호가 증진된다. 주관국에서는 환경 영향 감소, 고용 확대, 세수 발생, 기반시설 구축 등이 기대된다. 위험도 측면에서, 주관국의 지역 대중 수용성 지속 위험 및 이해 국가 사이의 정치적 연속성 지속 위험 등이 가능하다.

판단 기준

기술성 차원: RSFSFS 전략에서 기술성에서는 RSFSF 전략의 안전성 기준/표준, 안전조치, 물리적 방호, 핵연료 허용 기준, 계통의 장기적인 안정성, 부지 선정 단계, 기반시설, 저장 기술, 인허가 단계, 운영 단계, 수송 단계, 폐쇄(decommissioning) 단계, 연구 개발 등으로 구분되어 평가된다.

경제성 차원: RSFSFS 전략에서 경제성은 이행 비용(예: 부지 비용, 분석 비용, 개발 비용, 건설 비용), 운영 비용, 폐쇄 비용 등으로 구분되어 평가된다. 기존 저장 시설의 평가에 따르면, 저장 비용은 감소하고 있으며, 수송 비용 및 통과료 등이 전체 비용 산정에서 중요한 부분을 차지하고 있다.

제도성 차원: RSFSF 전략에서는 시간 규모의 장기성 때문에, 다음과 같은 네 가지 제도적 안정성이 필수적으로 요구되므로 고려되어야 한다: 1) 관련 기관 존재의 안정성, 2) 국가 상황의 안정성, 3) 주관국의 법률/규제 구조의 안정성, 4) 주관국 관리 조직의 재무 안정성.

사회 정치적 수용성 차원: 고객국/주관국 각국 내에서 저장 개념의 정치적인 수용성을 충분히 확보하는 것이 필수적이므로 국민 수용성 모델이 고려될 수 있다. 대중 의사소통의 투명성을 달성하는 국민 수용성 모델에는 보통 세 가지가 있다: 1) 기술주의 모델, 2) 의사결정주의 모델, 3) 실용주의 모델. 실용주의 모델은 자발적 자문, 합의 추적 등에 기반을 두고 있으므로 가장 성공적인 투명성 도출 과정 방법에 해당한다.

결론

고준위 방사성 폐기물인 사용후 핵연료의 관리 방안으로 지역 저장 시설(RSFSF) 전략이 다각적인 관점에서 소개되었다. 이러한 지역 저장 전략의 이득/위험성/기회 등이 정성적으로 검토되었다. 향후에는 이러한 RSFSF 전략의 판단 기준들의 가중치가 정량적으로 평가될 수 있는 계기가 있기를 기대해 본다.

참고문헌

IAEA (Nov. 2005) Technical, economic and institutional aspects of regional spent fuel storage facilities, IAEA-TECDOC-1482, 43pp.
S. Webster et. al. (Oct. 2004) Developing multinational radioactive waste repositories: Infrastructural framework and scenarios of cooperation, IAEA-TECDOC-1413, IAEA, 62 pp.

PWR 사용후핵연료 CASK 방식 건식저장시설의 방사선차폐 안전성평가에 관한 연구

김병수 · 정계학 · 이계성 · 정찬우

한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19번지

본 연구에서는 PWR 사용후핵연료 저장시설의 안전성평가와 관련한 방사선차폐해석 분야의 검증기술 검토 및 개발을 위한 사례분석을 일부 수행하였다. 본 연구는 중장기적인 목적의 차폐안전성 평가 검증기술 개발을 위한 연구로서, 검증기술 개발은 진행중이며, 본 연구의 사례분석 결과는 향후 최종 연구결과와 다를 수 있음을 미리 밝혀둔다.

국내 PWR 사용후핵연료 중간건식저장시설 모형은 아직 확정된 것이 없으며, 개념설계단계의 연구가 진행중인 상황이다. 본 연구의 검증기술 개발연구를 위한 검증모형을 설정하기 위하여, 개념설계중인 일부 모형을 대상으로, 저장 용량, 저장용기 구조 및 재질 등을 참고하고, 이를 간략화하여 검증모형을 예비 설정하였다.

PWR CASK 방식 저장시설의 예비검증모형은 고연소도 핵연료 사용까지 대비할 수 있도록 U-235 농축도 5w/o, 최대연소도 50,000MWD/MTU의 핵연료를 대상으로, 7년의 냉각기간을 거친 사용후핵연료를 CASK 저장시설에 24다발 저장할 수 있는 모형이다. 방사선원 평가를 위하여, SCALE5.0 코드의 ORIGEN-ARP 프로그램 및 기본 라이브러리를 이용하여 평가하였다.

차폐해석을 위하여 SAS4 (SCALE5.0 패키지) 및 QAD-CGGP-A 코드를 이용하였다. 검증모형의 방사선차폐해석을 위하여 24다발의 사용후핵연료는 균질화하여 모형화하고, 차폐해석을 위한 기하학적 구조 및 매질을 모델링하였으며(Fig. 1), 선량환산인자로는 ANSI/ANS-6.1.1-1977 자료를 사용하였다. 중성자 스트리밍을 고려하지 않는 경우에, 저장용기 1개에 대한 중성자 선량은 감마선량과 비교하여 1% 미만으로 평가되었으며, 중성자 스트리밍 및 Co-60 감마선에 의한 영향분석은 향후 수행될 계획이다. 본 연구에서는 핵연료의 감마선만을 대상으로 평가하였다.

거리에 따른 감마선량은 Fig. 2와 같다. 정상조건에서 경계구역의 유효선량기준은 연간 0.25mSv (10CFR72.106, 8760 시간기준으로는 2.85×10^{-8} Sv/hr)이고, 방사성유출물에 의한 피폭은 없고, 직접방사선의 외부피폭만 있다고 가정할 때, 1개의 저장용기에 대해서 200m 지점에서 선량기준을 만족하고, 2×5 배열의 저장시설에 대해서는 300m지점에서 선량기준을 만족함을 알 수 있다.

저장용기를 2×5 배열로 배치한 경우의 배열 내부 및 거리에 따른 선량분포는 Fig. 3과 같다. 감마선량은 배열이 넓은 지점의 선량이 배열이 좁은 지점의 선량보다 2.9배정도 높게 나오고 있다. 배열에 따른 특성을 고려하여 선량이 평가되어야 함을 확인할 수 있다.

본 연구를 통하여 설정된 예비검증모형을 대상으로, 방사선원 평가 및 감마선량 분석을 수행하여, 방사선차폐 안전성 평가를 위한 검증체제를 일부 구축하였다. 아직 평가를 수행하지 못한 경우(중성자 스트리밍, Co-60 감마선 등)에 대한 분석 및 검증모형 보완 작업을 통하여 검증체제를 개선하면, 향후 예상되는 사용후핵연료 저장시설에 대한 안전성 검증 수요에 대응할 수 있을 것이다.

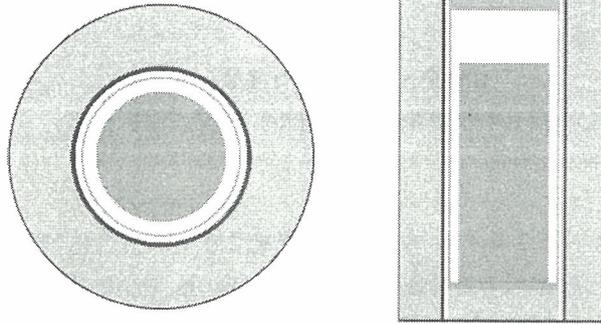


Fig 1. PWR CASK 방식 저장시설 모형 단면도(좌) 및 측면도(우)

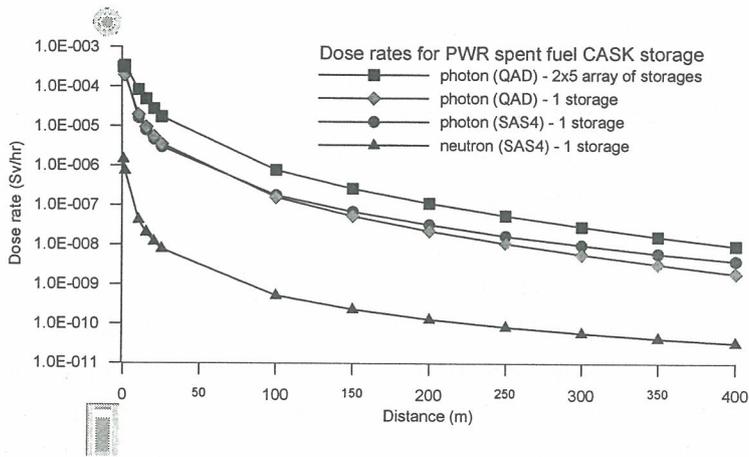


Fig 2. PWR CASK 방식 저장시설에 대한 감마선량 비교

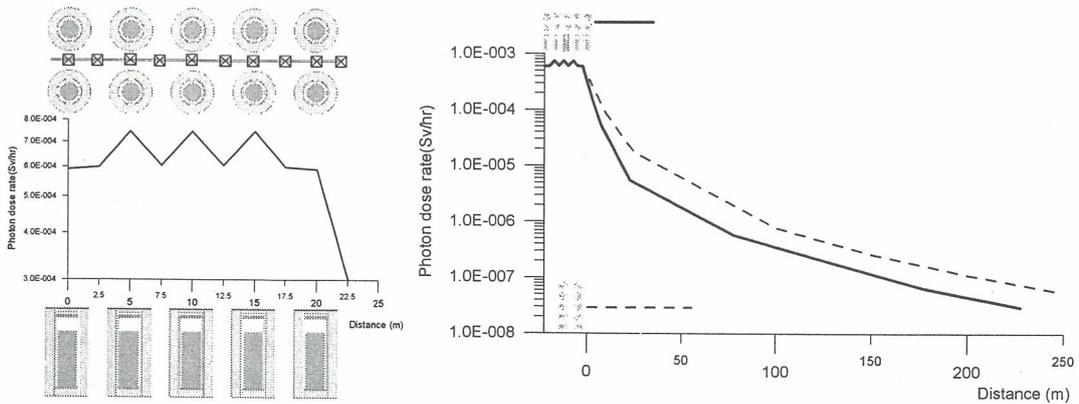


Fig. 3 PWR CASK 방식 저장시설의 2x5 배치구조에 대한 감마선량 계산

제4분과

방사선 안전 및 환경 (Oral)

빈 면

국내의 PWR 원전주변 환경에서 C-14 축적경향과 피폭선량 평가시 불확실성 최소화 방안 연구

황 정 래, 엄 유 선, 전 인 섭, 김 용 대, 이 승 진*

라드텍(주), 대전광역시 유성구 덕진동 150 한국원자력연구소 창업보육센터 109호

*영광원전환경·안전감시센터, 전라남도 영광군 영광읍 무령리 83-44번지

lsj2910@hanmail.net

중심어 : 대기확산인자 보정상수, ^{14}C 축적 및 확산, 전이계수, ^{14}C 선량평가

서 론

PWR 발전소에서 환경으로 방출되는 C^{14} 의 방출 화학형태는 크게 CO_2 와 C-유기물 형태로 CO_2 형태가 약 20% 정도로 작은 양을 차지하고 있지만 발전소 설계 및 운전 조건과 계측 조건에 따라 많은 차이가 있고, 농·축산물 섭취에 의한 선량이 상당히 큰 것으로 알려져 있다. C^{14} 섭취선량이 상당히 크기 때문에 최근에 국내의 분석 및 연구기관에서는 PWR 발전소를 대상으로 C^{14} 축적 및 확산 경향과 선량 평가를 수행하고 있지만 선량평가를 위해 사용되고 있는 대부분의 자료들은 국외의 것이고, 일부 국내 자료를 사용하고 있지만 80년대 후반의 자료로 경제성장에 따른 영향을 충분히 고려하지 못하고 있으며, 또한 보수성으로 인해 원전주변 주민이 받을 수 있는 선량을 과도하게 계산하는 경향이 있다. 따라서 본 연구에서는 물리적 및 현실적 타당성에 근거하여 C^{14} 축적 및 확산 경향과 피폭선량을 비교적 정확하게 평가할 수 있는 방안을 제시하고자 하였다.

축적 및 확산경향 평가방안

발전소에서 주변 환경으로 방출된 기체 형태의 C^{14} 은 먼저 공기 중에서 확산이 된 후 원전주변의 환경 시료에 축적이 되기 때문에 확산 경향을 파악하기 위한 대표 시료라 할 수 있는 공기시료를 비교적 정확하게 평가하기 원전을 중심으로 주 풍향과 인구밀집 지역을 고려하여 거리별로 시료를 체계적으로 채취하여 분석해야 할 것으로 판단된다. 농·축산물에서 축적경향을 평가하기 위해서는 대표 시료를 선정해야 하는데 농작물은 대기 중의 ^{14}C 농도가 농작물 내의 ^{14}C 농도와 평형을 이루는데 2-3개월 정도인 반면 축산물의 경우 약 2년 정도가 걸리기 때문에 축산물만을 대상으로 축적경향을 평가하는 것이 타당할 것으로 판단되고, 보건복지부 자료를 검토한 결과 섭취량이 많은 축산물은 우유, 소고기, 돼지고기, 닭고기, 달걀로 이들 시료에 대한 체계적인 분석이 필요할 것으로 판단된다. 또한 농·축산물에서 탄소함유량은 ^{14}C 선량 평가에 중요한 자료로 국내 환경을 충분히 고려할 수 있는 자료는 전무하기 때문에 시료 채취 및 분석을 통해 제시한 탄소함유량을 적용할 경우 기존 선량평가 프로그램에서 사용하고 있는 자료를 검증할 수 있을 뿐만 아니라 국내 환경을 충분히 반영할 수 있을 것으로 판단된다.

선량평가 방안

현재 국내에서 ^{14}C 선량을 평가하기 위해 사용되고 있는 대부분의 코드에서는 비방사능 모델만을 적용하여 농·축산물 섭취선량을 평가하고 있다. 공기 중의 C^{14} 농도가 식물체 및 축산물에서의 C^{14} 농도와 평형에 도달하는데 각각 2~3개월, 1.8년이 소요되는 것으로 알려져 있는데 비방사능 모델은 모든 환경에서 C^{14} 비방사능이 같다는 가정을 적용하기 때문에 time delay와 동물의 신진대사 메커니즘을 고려하지 못하기 때문에 피폭선량을 높게 예측하는 경향이 있다. 반면, 전이계수는 비방사능 모델에 비해 유연성 및 물리적 타당성이 있는 모델로 time delay와 동물의 신진대사 메커니즘을 고려할 수 있기 때문에 국내 환경에 적합한 동물성 전이계수를 실험을 통해 개발함으로써 피폭선량을 비교적 정확하게 평가할 수 있을 것으로 판단된다. 또한, 선량평가에서 가장 중요한 변수 중의 하나인 대기확산인자(sec/cm^2)는 원전으로부터 외부 환경으로 방출된 기체방사성 물질이 단위 체적 안에 얼마나 오랫동안 머물러 있는가를 나타내는 척도로서 대기확산인자가 크다는 것은 그만큼 확산이 되지 않고 발전소 주변에 침적되는 것을 의미한다. 국내 선량평가 코드에서는 풍향, 풍속, 굴뚝높이, 대기안정도 등과 같은 기상자료를 이용하여 각 방위별로 대기확산인자를 구하고, 이 중 가장 큰 확산인자를 선택하여 모든 방위에 적용하고 있기 때문에 상당히 보수적인 결과를 주고 있는데 이러한 보수적인 개념은 불확실성에 기인한 것이라 판단됨으로 불확실성을 줄임과 동시에 피폭선량을 비교적 정확하게 평가할 수 있는 방안을 다음과 같이 제시하였다.

- 1) 피폭측면에서 기여도가 큰 분석 대상 핵종과 화학형태 선정하여 원전으로부터 환경으로 방출되는 양을 측정
- 2) 원전을 중심으로 방향 및 거리를 고려하여 공기포집기를 설치하여 체계적인 sampling 및 계측 수행
 - 일정기간 동안 공기시료를 포집함으로써 그 양을 파악한 후 공기포집기 및 기타 장비에 대한 불확실성 분석 수행
 - 계측장비를 활용하여 공기시료 중의 C^{14} 농도 계측 및 분석 수행
- 3) 계측한 결과 값을 exact solution이라 가정하고 exact solution과 대기확산인자에 의해 계산된 값을 비교 분석함으로써 대기확산인자 보정상수를 개발 및 제시한 후 보정된 대기확산인자를 적용하여 선량평가 수행

맺는말

국내의 분석 및 연구기관에서 수행하고 있는 C^{14} 에 대한 연구는 하드웨어와 소프트웨어 측면을 동시에 고려함으로써 수행되고 있지만 시료채취 방법의 비 체계적성, 하드웨어와 소프트웨어의 상호 연관성 부족, 국내 현실을 반영하지 못하는 자료의 사용, 보수적인 모델의 사용 등으로 인해 많은 불확실성이 존재하고 있고, 이로 인해 실제 원전주변 주민이 받을 수 있는 선량을 과도하게 예측하는 경향이 있다. 따라서 C^{14} 에 대한 평가를 물리적 및 현실적 타당성에 근거한 모델 및 입력 자료를 적용하고, 불확실성을 최소화할 수 있는 방법 등을 적용함으로써 원전주변 주민이 받을 수 있는 선량을 비교적 정확하게 수행해야 할 것으로 판단된다.

참 고 문 헌

1. 조선대학교 원자력연구센터, "C-14 추적 및 선량평가 기술개발 최종보고서", 2005년 5월.
2. S-R. Peterson, P.A. Davis and R.R. Rao, "Modelling Doses form Tritium and C-14 in the Environment," AECL, 1997.
3. Characterization of Carbon-14 Generated by the Nuclear Power Industry", EPRI TR-105715, Research Project 2724-04, Final Report, 1995

영광원전 주변의 환경시료에서 C-14 축적 및 확산 경향 평가에 대한 연구

염 유 선, 황 정 래, 전 인 섭, 정 병 희

라드텍(주), 대전광역시 유성구 덕진동 150 한국원자력연구소 창업보육센터 109호

ysyeom@stmail.chosun.ac.kr

중심어 : C^{14} , 축적 경향, 확산 경향, CO_2

서 론

원자로 내에서 생성된 ^{14}C 는 원전주변의 환경으로 방출되는데 방출 화학형태는 크게 CO_2 와 C-유기물 형태인 것으로 알려져 있다. PWR 발전소에서 CO_2 와 C-유기물 형태로 방출되는 평균 분률은 각각 20%, 80% 정도인 반면 중수로형 발전소에서는 95% 이상이 CO_2 형태인 것으로 알려져 있고, 환경으로 방출된 C^{14} 는 기상 및 지형조건에 따라 원전주변 환경으로 확산 및 축적이 됨으로서 결국 호흡 및 음식물 섭취를 통해 원전주변 주민들에게 피폭을 일으키게 된다. 중수로형 발전소에서 CO_2 형태의 방출 분률이 95% 이상을 차지하고 있기 때문에 전 세계적으로 감시 및 평가를 체계적으로 수행하고 있는 반면, PWR 발전소에서는 CO_2 형태의 방출 분률이 작기 때문에 C^{14} 에 대한 감시 및 평가는 나라마다 차이가 많다. 우리나라의 경우 대부분이 PWR 발전소이고, 발전소 설계 및 운전 조건에 따라 방출 분률에 많은 차이가 있기 때문에 이에 대한 평가를 수행할 필요가 있을 것으로 판단하여 영광원전을 대상으로 C^{14} 축적 및 확산 경향을 평가하고자 하였다.

연구 내용 및 방법

영광원전을 대상으로 C^{14} 축적 및 확산 경향을 평가하기 위해 영광원전으로부터 반경 25km 이내의 지점에서 공기, 솔잎, 쌀, 무, 배추, 우유, 계란 시료를 채취한 후 액체섬광계수기를 이용하여 측정하였고, 측정된 결과를 정량적으로 분석하기 위해 정량분석 인자를 도출함으로써 ^{14}C 축적 및 확산 경향을 평가하였으며, 측정 및 실험 결과를 검증하기 위해 AECL 자료와 1997년 KINS에서 대전지역을 대상으로 측정한 결과를 활용하였다.

결과 분석

^{14}C 축적 및 확산 경향을 분석하기 위해 도출한 변수는 채취 시기와 거리로 농작물의 경우 공기 중의 ^{14}C 농도가 농작물 내의 ^{14}C 농도와 평형을 이루는데 2~3개월 정도로 비교적 짧고, 축산물은 공기 중의 ^{14}C 농도와 평형을 이루는데 2년 정도로 농작물에 비해 시간이 많이 걸리는 것으로 알려져 있다. 따라서 공기와 농작물 시료는 확산 경향을 축산물의 경우 축적 경향을 파악하는데 활용하는 것이 타당할 것으로 판단된다.

[표 1]은 본부 정문과 후문에서 채취한 공기시료의 분석 결과를 도시한 것으로 정문과 후문의 평균 농도는 각각 0.274 Bq/gC, 0.267 Bq/gC로 1997년 KINS에서 대전지역을 대상으로 측정한 결과인 0.26~0.27 Bq/gC와 거의 일치하는 것을 볼 수 있는데 이러한 경향을 보이는 것은 발전소로부터 방출되는 ^{14}C 의 양이 적고, 기체 형태로 방출되기 때문에 대기 중에서 확산이 잘 일어나 빨리 희석됨으로써 발전소 영향보다는 자연준위에 가까워지는 것으로 판단된다.

표 1. 본부 정문 및 후문에서의 ^{14}C 농도

채취 시기	채취 지점	농도 (Bq/gC)	채취 시기	채취 지점	농도 (Bq/gC)	채취 시기	채취 지점	농도 (Bq/gC)	채취 시기	채취 지점	농도 (Bq/gC)
04.4월	정문	0.243	04.4월	후문	0.272	04.10월	정문	0.306	04.10월	후문	0.259
04.5월	정문	0.284	04.5월	후문	0.292	04.11월	정문	0.269	04.11월	후문	0.263
04.6월	정문	0.262	04.6월	후문	0.277	04.12월	정문	0.293	04.12월	후문	0.300
04.7월	정문	0.242	04.7월	후문	0.247	05.1월	정문	0.288	05.1월	후문	0.271
04.8월	정문	0.251	04.8월	후문	0.242	05.2월	정문	0.297	05.2월	후문	0.277
04.9월	정문	0.288	04.9월	후문	0.243	평균		0.274	평균		0.243

[그림 1]은 농작물의 대표 시료로 쌀의 확산 경향을 파악하기 위해 도시한 것으로 그림을 통해 확인할 수 있듯이 원전으로부터 거리가 멀어짐에 따라 ^{14}C 농도가 감소하는 경향이 나타나지 않는 것을 볼 수 있는데 이러한 경향은 공기시료와 마찬가지로 방출량이 작고 공기 중에서 확산이 잘 일어나기 때문이라 판단된다. [그림 2]는 축산물의 대표 시료로 원전으로부터 반경 5-25km 이내 지점인 고창, 구시포, 덕호리 지역에서 채취한 우유의 분석결과를 도시한 것으로 축적 경향은 나타나지 않는 것을 확인할 수 있다.

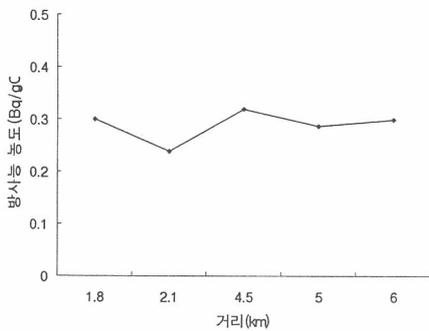


그림 1. 쌀 시료의 확산 경향

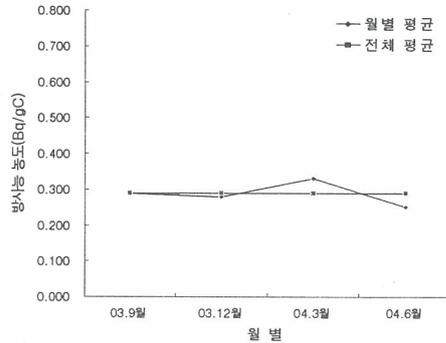


그림 2. 우유 시료의 축적 경향

결론

국내 PWR 발전소에서 ^{14}C 축적 및 확산 경향을 평가하기 위해 시료의 채취 시기 및 거리에 따른 경향을 분석한 결과 모든 시료에서 축적 및 확산 경향은 보이지 않았고, 축적 및 확산 경향에 대한 비교적 정확한 결론을 도출하기 위해서는 환경 시료의 sampling 및 측정을 체계적으로 수행해야 할 것으로 판단된다. 영광원전 본부 정문과 후문에서 채취한 공기 시료의 ^{14}C 농도를 분석한 결과 1997년 KINS에서 대전지역을 대상으로 측정한 결과와 거의 일치하는 값을 보여 주었는데, 이러한 경향을 보이는 것은 발전소로부터 환경으로 방출되는 ^{14}C 양이 적고, 또한 기체 상태로 방출된 ^{14}C 이 대기 중에서 확산이 잘 됨으로써 발전소 영향보다는 자연준위에 가까워지는 것으로 판단된다.

참고 문헌

1. 조선대학교 원자력연구소, "C-14 축적 및 선량평가 기술개발 최종보고서", 2005년 5월.
2. S-R. Peterson, P.A. Davis and R.R. Rao, "Modelling Doses from Tritium and C-14 in the Environment," AECL, 1997.

원전 주변 주민의 방사선량 평가를 위한 음식물 섭취량 설정

이갑복, 방선영, 정양근, 이승웅*

한전전력연구원, 대전광역시 유성구 문지동 103-16번지

*한국수력원자력(주), 서울시 강남구 삼성동 167번지

gblee@kepri.re.kr

원자력발전소 정상가동시 주변 주민의 방사선 안전을 확인하기 위해 방사선량을 정례적으로 평가하고 있다. 원전 주변 환경방사선 조사보고서에서 선량기여도가 높은 주요 피폭경로는 음식물 섭취에 의한 내부피폭으로 나타나고 있다. 국내 원자력발전소 주변 주민의 방사선량 평가에 사용하고 있는 음식물 섭취량은 1987년 ~ 1988년에 고리원전을 대상으로 현장 조사한 값으로 전 원전 부지에 대해 동일하게 적용하고 있다. 미국과 국내원전 주민 방사선량 평가에 사용하고 있는 최대 음식물 섭취량은 다소 보수적인 방법론으로 평가된다. 반면에 ICRP, 유럽, 일본 등에서는 지나친 보수적 가정을 배제하고 다소 현실적인 방법론을 적용하고 있다. 그러나 방사선량 평가에 사용되는 음식물 섭취량을 결정하는 방법론은 각 국가의 환경특성 및 사회·경제적인 여건에 따라 서로 다르게 적용되고 있다.

국내에서는 최근 한국원자력안전기술원이 주최한 “제9회 원자력 안전기술정보회의”에서 관련된 논의가 있었다[1]. 동 회의에서 우리나라에 적용되고 있는 음식물 섭취량은 외국에 비해 다소 보수적인 값이 적용되고 있음이 제기되었으며, ICRP-60 권고에서도 “결정그룹에 대한 평균선량이 선량한도 및 선량제약치와 비교되어야 한다”고 기술하고 있으므로 차후 외국의 결정그룹 사례의 구체적인 비교 분석을 통하여 결정그룹의 도입을 신중히 검토할 필요성도 논의되었다. 또한 최근의 음식물 섭취실태 변화를 반영하여 국내원전의 주민 방사선량 평가를 위한 대표개인의 음식물 섭취량 자료를 변경할 필요성이 제기되었다.

보건복지부에서 주기적으로 한국인의 음식물 섭취량을 정기적으로 조사하고 있으므로 원전 주변을 대상으로 별도의 음식물 섭취량을 주기적으로 조사를 수행하는 것은 바람직하지 않다고 판단된다. 또한 한정된 지역을 대상으로 조사를 수행할 때 생길 수 있는 식품영양학적 오류 등으로 인해 보건복지부의 정기적인 국민영양조사결과를 이용하여 주기적인 변경방안을 도출하는 것이 합리적이고, 경제적인 방법이 될 것이다.

본 연구에서는 2001~2002년 보건복지부 국민영양조사보고서[2]의 원시자료(Raw data)를 이용하여 국내원전 주변 주민의 방사선량 평가에 적용할 수 있는 최대 개인 음식물 섭취량을 설정하였다. ICRP에서 제안한 바[3]와 같이 전국적으로 얻은 자료의 95백분위수를 이용하여 도출하였다.

모든 음식물의 95백분위수를 취하는 것은 지나친 보수적 평가로 비합리적일 수 있으므로, 총 음식물 섭취량의 95백분위수를 개인이 섭취할 수 있는 최대량으로 설정하고, 총섭취량의 95백분위수와 평균값의 차이에 식품군별 섭취량의 공분산을 고려한 가중치를 곱하여 식 (1)과 같이 각 식품군의 최대개인 섭취량을 설정하였다. 즉, 분산-공분산 행렬을 이용하여 변수들의 크기와 상관관계를 모두 고려하여 최대개인을 결정하는 방법으로 다변량 정규분포에서 총합이 주어졌을 때 각 변

수의 조건부 최대값을 구하는 방법을 사용하였다. 조건부분포의 평균은 각 식품군들의 섭취 양상을 반영하는 것으로써 다변량정규분포의 특성을 이용한 것이다. 식품군은 현재 원자력발전소 주변 주민 방사선량 평가에 적용하고 있는 것과 동일하다.

$$Max_i = G_{i, mean} + (T_{95} - T_{mean}) \times w_i \quad (1)$$

- T_{95} : 총섭취량의 95백분위수
- T_{mean} : 총섭취량의 평균
- $G_{i, mean}$: i 식품군 섭취량의 평균
- w_i : 식품군별 섭취량의 공분산을 고려한 가중치

우유의 경우 유아의 경우에는 식사대용으로 섭취하는 경향이 있지만, 성인의 경우에는 음료의 섭취와 유사한 섭취형태를 보이고 있고, 타 식품군과의 상관성이 작아 위의 방법에 의해 설정하지 않고, 우유류 섭취량의 95백분위수를 그대로 적용하였다. 계산결과는 <표 1>과 같다. <표 1>에서 유아(3개월)의 섭취량 중 우유를 제외한 타 식품군은 거의 대부분 이유식 섭취에 의한 것이므로 유아의 연중 이유식 섭취기간(약 6개월)을 고려하여 설정된 값이다.

[참고문헌]

- [1] 전제근, 이관희, “원자력시설 정상운전시 주민피폭선량/대기확산인자 평가 입력자료 개선방안”, 제4회원자력안전기술정보회의, 한국원자력안전기술원, 2004.4.9
- [2] 보건복지부, “2001년도 국민건강·영양조사 - 영양조사부문”, 2002
- [3] ICRP, “Assessing Dose of the Representative Individual for the Purpose of Radiation Protection of the Public”, Draft for Consultation(WEB Version 18.1), 42/106/05, 2005.4.5

<표 1> 연령군별 최대개인 음식물 섭취량(단위 : g/day)

구분	3개월	1세	5세	10세	15세	성인
곡류	78.9	171.0	252.7	347.6	411.5	434.2
김치	1.4	23.0	62.2	119.0	161.1	238.6
채소	31.4	74.2	163.3	221.7	281.7	364.2
과일	102.7	289.5	423.8	488.4	466.0	483.6
우유	661.6	800.4	500.8	401.0	427.4	200.5
소고기	6.7	10.1	24.2	37.4	48.6	58.6
돼지고기	6.0	15.0	42.3	53.4	79.0	72.1
닭고기	17.4	39.3	56.2	67.4	104.1	69.5
어류	8.5	23.1	28.6	27.6	32.1	77.6
갑각류	1.2	5.5	5.9	9.1	15.4	20.9
연체류	0.0	2.1	4.9	10.1	15.3	16.6
해조류	6.2	6.2	7.4	10.3	8.8	16.3
총계	922.1	1,459.4	1,572.3	1,793.0	2,051.1	2,052.9

원전 계획예방정비기간 불균일 방사선장에서 피폭 방사선량평가 알고리즘

김희근, 공태영, 강덕원, 이상구*, 박성철*

한전전력연구원, 대전시 유성구 문지동 103-16

*한국수력원자력(주) 안전기술처, 서울시 강남구 삼성동 167

hkkim@kepri.re.kr

1. 서론

국제방사선방호위원회의 ICRP-60의 방사선방호 신개념 권고내용 중의 하나가 방사선량의 평가를 위한 단위로 유효선량(Effective dose)을 도입한 것이다[1]. 유효선량은 방사선의 가중치와 신체 각 조직의 가중치를 고려하여 합산한 양으로 인체의 전신이 받는 피폭 방사선량을 말한다. 국내에서도 기존 방사선방호 실무에서 사용하고 있는 심부선량(Deep dose)을 이용하여 유효선량을 평가해오고 있다. 심부선량은 신체 1cm 깊이에 있는 인체 조직이 받는 피폭 방사선량으로 원전에서는 1cm 필터 두께 개념을 갖는 열형광선량계(TLD: Thermoluminescent dosimeter)를 이용하여 평가하고 있다.

원전의 증기발생기 수실 내에서의 작업, 원자로 냉각재 펌프 보수 및 가압기 관련 작업 등은 높은 방사선량률을 나타내는 지역으로 방사선량률 구배(Dose rate gradients)가 커서 짧은 시간 동안의 작업에도 불구하고 높은 방사선량을 피폭 받을 가능성이 있다. 또한 이러한 작업에서 열형광선량계(TLD)를 통상적인 방사선작업과 같이 가슴부위에 하나만 착용할 경우 작업종사자가 받는 피폭 방사선량을 정확하게 평가하지 못할 수도 있게 된다. 그래서 원전에서는 복수선량계를 지급하고 있는데, 하나는 가슴 부위에, 하나는 머리 부위에 통상 2개를 패용하고 있다. 이 경우 국내 원전에서 작업종사자가 받은 전신선량은 가슴부위에 패용한 선량계와 머리 부위에 패용한 선량계를 판독하여 높은 심부선량 판독값을 기록선량으로 보고하는 보수적인 피폭 방사선량 평가방식을 취하고 있다[2].

따라서 본 논문에서는 원전 불균일 방사선장하에서 유효선량이 과대평가되는 문제점을 해결할 수 있는 방안을 제시하고자 하였다. 국내의 복수선량계 이용현황, 복수선량계 알고리즘에 대한 소개, 국내 원전에서 알고리즘 적용성 평가 시험결과 등에 대해 다루고 있다. 특히 국내 원전에서 계획예방정비기간동안 선량계를 3개를 동시에 지급하여 이를 머리, 가슴, 등에 동시에 패용하고 판독하여 각 복수선량계 알고리즘의 적용성을 분석해 보았다.

2. 복수선량계 알고리즘 개발현황

미국 방사선방호위원회(NCRP)의 보고서인 NCRP-122에서는 작업종사자에게 지급한 2개의 복수선량계의 판독값별 가중치를 부여하여 유효선량을 평가하도록 하는 지침을 제공하고 있다[3]. 2004년 발행된 미국원자력규제위원회(USNRC)에서는 복수선량계에 대한 규제입장을 NRC Regulatory Issue Summary 2004-01에서 복수선량계의 판독값에 적절한 가중치를 부여하여 유효선량을 평가하도록 하는 규제지침을 내놓은 바 있다[4]. 또한 미국 국립표준기술협회(ANSI)에서 발행된 HPS N13.41-1997에서 복수선량계 판독값에 적절한 가중치를 부여하여 유효선량을 계산하도록 하는 알고리즘을 사용하도록 하는 기술기준을 제시하고 있다[5]. 이외에도 미국의 Texas A&M University를 중심으로 불균일 방사선장하에서 복수선량계를 사용하는 경우 이들 판독값에 적절한 가중치를 부여하여 유효선량을 평가하도록 하는 논문이 수편 발표된 바 있다[6].

3. 복수선량계 알고리즘 선정시험

각 복수선량계의 적용성 분석을 위해 국내 영광원전에서 최근 한주기 동안 불균일 방사선장이 형성되는 주요 방사선작업에 대해 작업종사자에게 3개의 열형광선량계(TLD)와 보조선량계(ADR)를 지급하여 머리, 가슴, 등에 TLD와 ADR을 동시에 패용하였다. 캐나다와 ANSI 알고리즘은 머리와

가슴에 패용한 TLD 판독값이 필요하며, NCRP, Xu 및 Kim의 알고리즘은 가슴과 등의 부위에 패용한 TLD 판독값이 필요하기 때문이다. 2004년도에 영광발전소를 대상으로 하였으며, 해당 작업은 증기발생기 노즐담 설치작업, 노즐담 제거 작업, 원자로헤드 PT (Penetration Test) 작업, 가압기 전열관 교체작업을 대상으로 하였다. 또한 추가적으로 2005년 초에 울진발전소를 대상으로 유사한 시험이 반복 수행되었다.

4. 복수선량계 알고리즘 선정결과

국내 원전에 적절한 알고리즘을 선정할 목적으로 계획예방정비기간 동안 작업종사자에게 추가선량계 3개를 동시에 지급하여 이를 가슴, 머리, 등에 패용하고 판독하였다. 이 결과에 따르면 Lakshmanan 알고리즘을 제외하고는 유효선량 평가에서 모든 알고리즘이 거의 유사한 경향을 보이는 것으로 나타나 어떤 알고리즘을 적용하더라도 특별한 문제점이 없어 현재보다 개선된 선량평가가 가능한 것으로 나타났다. 이러한 후보 알고리즘에 대해 기술적 배경과 방사선작업의 편의성 등을 종합적으로 고려하여 NCRP(55/50) 알고리즘을 최종적으로 선정하였다. 또한 복수선량계 지급조건은 INPO의 지침을 따르되 단일 작업에서 2 mSv 이상 피폭을 받을 것으로 예상될 때 지급함이 타당한 것으로 평가되었다.

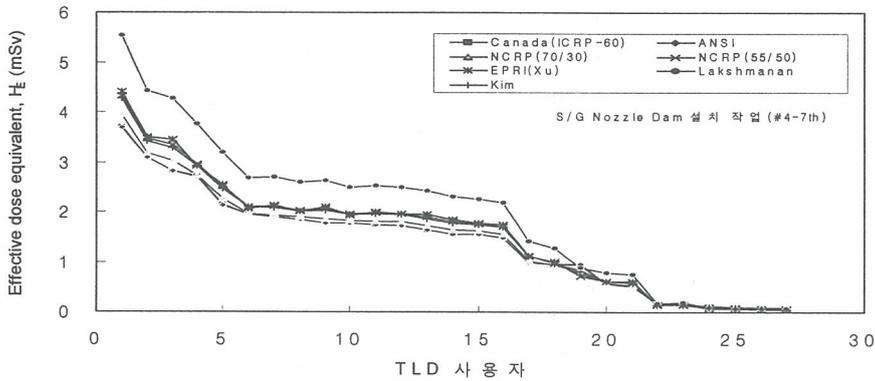


그림. 영광2발전소 'S/G Nozzle Dam 설치 작업에 대한 복수선량계 알고리즘 적용

참고문헌

1. International Commission on Radiological Protection, 1990 Recommendation of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Pub. 60, Pergamon Press (1991).
2. 한국전력공사, 원자력발전소 방사선안전관리지침, 96본사-단005(1996) 및 국내 원전 절차서, 방사선작업자 선량관리절차서(방사 0-5-003) (2004).
3. National Council on Radiation Protection and Measurements (NCRP). Use of Personal Monitors to Estimate Effective Dose Equivalent and Dose to Workers for External Exposure to Low-LET Radiation, NCRP Report No.122, Bethesda (1995).
4. United States Nuclear Regulatory Commission (USNRC), NRC Regulatory Issue Summary 2004-01, Method for Estimating Effective Dose Equivalent from External Radiation Sources Using Two Dosimeters, Report No. RIS 2004-01 (2004).
5. American National Standards Institute (ANSI), An American National Standard Criteria for Performing Multiple Dosimetry, Report No. HPS N13.41 (1997).
6. 이계석, 광자 방사선장에서 TL 개인선량계의 감응과 유효선량과의 편차, 한양대학교 대학원 석사 학위논문 (2000).

해체 콘크리트 폐기물에 포함된 Fe-55와 Ni-63 방사능 분석

강문자, 정근호, 조영현, 이완로, 김희령, 최근식, 이창우, 홍상범, 정운수

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

munkang@kaeri.re.kr

Fe-55와 Ni-63은 이들 안정 동위원소의 방사화에 의해 생성되는 핵종으로 중·저준위 방사성 폐기물에도 존재할 수 있으며 원자로 건물 콘크리트 속에도 존재할 수 있다. 본 연구에서는 추출 크로마토그래피법과 액체섬광계수법을 이용하여 고체시료중의 Fe-55와 Ni-63을 동시에 분석하는 방법을 정립하고 이를 이용하여 연구용 원자로 해체시 얻어지는 콘크리트 시료중의 Fe-55와 Ni-63의 방사능을 분석하였다. 이들 핵종의 방사능을 측정하기 위해서는 시료의 전처리 및 분리 과정이 선행되어야 하는데, 콘크리트 시료에 포함된 금속이온들을 산용액으로 용해해 낸 후 용액의 pH를 4-5로 조절하면 Fe는 침전되고 Ni은 윗물에 남게 된다. 침전인 Fe는 산용액에 녹인 후 음이온교환수지 칼럼을 통과시켜 다른 금속이온들을 제거하고 DIBK(Diisobutylketone) 수지를 채운 추출 크로마토그래피법으로 분리하였다. Ni을 함유한 윗물은 DMG(Dimethylglyoxime) 수지의 추출 크로마토그래피법으로 분리, 정제하였다. 분리정제된 Fe-55와 Ni-63은 섬광용액과 혼합하여 액체섬광계수기로 방사능을 측정하였다. 그리고 이들 방법의 화학적 수율은 초기 시료에 Fe와 Ni의 안정동위원소를 첨가하고 마지막 단계에서 확인하여 결정하였다. 분석의 정확도를 측정하기 위해서는 Fe-55 (22.3 Bq/g)와 Ni-63 (79.6 Bq/g)의 표준용액을 첨가한 시료도 동시에 분석을 실시하였는데, 이들 분석값은 표준값과 6.5% 내에서 일치하였다. 콘크리트 시료중 Fe-55 방사능은 낮은 값이기는 하나 콘크리트 내부의 시료보다는 표면의 시료에서 높은 값을 나타내었고 Ni-63의 경우는 모두 MDA이하의 값이 얻어졌다. 계측기의 계측효율은 소광정도를 변화시킨 여러 표준용액으로 측정하였는데, Fe-55의 경우 108 Bq의 방사능에 2 M H₃PO₄의 함량을 변화시켜 표준용액을 제조하였고 이때 얻어진 효율은 42와 58% 사이 값이었다. Ni-63의 경우는 398 Bq 방사능에 1.2 M HCl 용액을 변화시켜 표준용액을 제조하였고 이 때 얻어진 효율은 50-63%이었다.

방사능측정결과에 대한 허용한계 및 채택성 점검 사례 연구

윤철환, 이병두, 김태욱, 강기두

한국수력원자력(주) 원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

chyun@khnp.co.kr

측정(measurement)은 양의 값을 결정하기 위한 일련의 작업이며 그 측정능력은 국가 산업발전의 원동력이 되는 기본적인 요소라고 할 수 있다. 측정능력은 측정방법과 측정결과의 신뢰성이 확보 되어야 하며 측정결과를 표현하는 방법에 대하여 신뢰성과 호환성을 보장받기 위해서는 국제단위계(SI)의 사용 또한 필수적이다.

교정 및 시험기관에서도 측정은 가장 기본적이면서 중요한 역할을 한다. 이러한 측정의 방법과 결과에 대한 정확도의 향상은 정밀측정기술 및 시험검사기술 등 계량산업의 발전에 많은 기여를 할 것이다.

알파 및 베타 입자를 방출하는 방사능을 측정하기 위한 비례계수기(proportional counter)는 환경방사능 및 저준위 방사능 측정분야에서 기존의 여러 검출기보다 높은 계수효율, 양호한 공간분해능(spatial resolution) 및 양호한 에너지 분해능을 갖고 있으며 특히 넓은 측정면적을 측정할 수 있어 표면오염 측정에 매우 편리하고 비교적 정확한 측정결과를 얻을 수 있어서 유용하게 사용되고 있다.

환경기술원 중앙실험실의 비례계수기 교정절차에 따라 측정된 밀봉 알파, 베타선원의 표면방출률(표 1 참조)을 간단한 통계처리에 의해 측정값이 허용범위 내에 있는가를 판단하고, 또 측정값에 대한 채택 여부의 판단과 더불어 그 대푯값을 어떻게 표현할 것인지를 결정하고자 한다. 그리고 측정자가 일정하지 않는 측정값을 얻었을 때 막연하게 그 값을 무시하거나 재측정하는 등 오류를 범할 수가 있다. 측정결과에 대한 허용차와 채택성을 점검하는 것은 측정자가 통계적인 기준에 의해 객관적인 의사결정을 할 수 있도록 도와주는 역할을 한다.

1. 방사능측정결과에 대한 허용한계를 구하는 방법 및 사례

반복 측정에서는 어떤 양이 각각 표준편차가 σ 인 독립된 n 개의 추정치의 합 또는 차라면 그 표준편차는 $\sigma\sqrt{n}$ 이 된다. 반복허용차(r)는 2개의 값에 대한 차에 해당되므로 이 표준편차의 f 배, $f\sigma\sqrt{2}$ 이다. 정규분포에서 확률 95%의 f 는 1.96이므로 $f\sqrt{2}$ 는 2.77 \approx 2.8을 사용한다. 즉, 반복허용차 $r = 2.8 \sigma_r$ 이 된다.

밀봉 알파선원의 반복허용차는 $2.8 \times 1.135 = 3.178$ 이 되며 이 값을 표 1)의 이동범위와 비교하면 16번째와 17번째 사이(*)의 이동범위에서의 값이 3.300으로 반복허용범위를 벗어났다. 이 이탈한 점은 측정방법이나 장비 등에 관한 별다른 문제점은 없어 보인다.

밀봉 베타선원의 반복허용차는 $2.8 \times 1.341 = 3.755$ 이 되며 이동범위와 비교하면 8번째와 9번째 사이(**)의 이동범위에서의 값이 4.283으로 반복허용범위를 벗어났다. 통상적으로 반복측정 20회중 1회의 허용한계 초과는 허용되는 것을 감안하면 이 측정결과는 특별한 징후가 없음을 일 수 있다.

2. 측정결과의 채택성 점검 방법 및 사례

측정결과의 범위 ($x_{\max} - x_{\min}$)를 n 에 해당하는 허용범위 $CR_{0.95}(n)$ 와 비교한다(표 2 참조). 그 범위가 허용범위를 넘지 않을 때는 n 개의 측정결과의 전체 평균치를 최종 측정값으로 사용하며 허용범위가 넘을 때는 그림 1)의 절차에 따라 수행하면 된다.

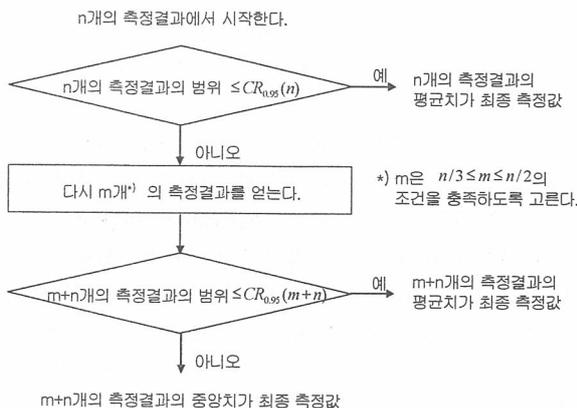
밀봉 알파선원에 대한 측정결과의 범위 ($x_{\max} - x_{\min}$)는 4.037이다. 그리고 표 1)에서 허용범위의 계수 $f(n)$ 의 값은 n 이 20인 5.0을 얻을 수 있다. 측정범위 4.037이 허용범위 5.0 내에 있으므로

측정값은 평균치의 값을 채택하여 대푯값으로 사용할 수 있음을 알 수 있다.

밀봉 베타선원에 대한 측정결과의 범위 ($x_{max} - x_{min}$)는 4.310이다. 허용범위의 계수의 값 5.0 과 비교하면 허용범위 내에 있으므로 평균치의 값을 채택하여 대푯값으로 사용할 수 있음을 알 수 있다.

(표 1) 선원의 표면방출률 측정결과

번호	밀봉 알파선원(Am-241)		밀봉 베타선원(CI-36)		비고
	표면방출률 (cps)	이동범위 (Rs)	표면방출률 (cps)	이동범위 (Rs)	
1	332.753	-	555.160	-	
2	334.547	1.793	555.763	0.603	
3	332.073	2.473	552.770	2.993	
4	331.803	0.270	555.547	2.777	
5	332.810	1.007	556.367	0.820	
6	334.753	1.943	555.573	0.794	
7	331.713	3.040	553.807	1.766	
8	333.303	1.590	556.840	3.033	
9	331.707	1.597	552.557	4.283(**)	
10	331.810	0.103	553.107	0.550	
11	333.257	1.447	555.287	2.180	
12	332.050	1.207	554.040	1.247	
13	334.393	2.343	556.300	2.260	
14	332.637	1.757	552.827	3.473	
15	333.117	0.480	555.217	2.390	
16	330.717	2.400	556.313	1.096	
17	334.017	3.300(*)	556.867	0.554	
18	332.600	1.417	555.013	1.854	
19	334.037	1.437	554.243	0.770	
20	331.080	2.957	555.573	1.330	
표면방출률의 - 평균 : 332.759 - 표준편차 : 1.135 - 범위(R) : 4.037			표면방출률의 - 평균 : 554.959 - 표준편차 : 1.341 - 범위(R) : 4.310		



(표 2) 허용범위의 계수 f(n)

n	f(n)	n	f(n)
2	2.8	10	4.5
3	3.3	20	5.0
4	3.6	30	5.3
5	3.9	40	5.5

(그림 1) 측정결과의 채택성 점검절차

H-3 분석시 측정방법을 달리함에 따라 소광보정에 미치는 영향의 평가에 대한 연구

황 정 래, 정 병 희, 전 인 섭, 하 충 기, 김 대 원, 엄 유 선

라드텍(주), 대전광역시 유성구 덕진동 150 한국원자력연구소 창업보육센터 109호

jl-hwang@hanmail.net

중심어 : 소광변수, 소광보정곡선, SQP(E), Repeat, Replicate

서 론

일반적으로 액체섬광계수기를 사용하여 소광현상을 보정하기 위해 방사능 농도가 일정하면서 소광 정도가 다른 일련의 시료를 순차적으로 1회 측정후 소프트웨어를 이용하여 소광보정곡선을 작성하고 있다. 이러한 방법, 즉 Replicate 방법은 시료가 측정위치로 이동하는 과정에서 전기적 및 기계적 잡음에 의해 측정결과에 영향을 미칠 수 있고, 실제 이러한 현상은 시료를 수십 회 연속하여 측정한 결과에 의해 확인되었는데 이러한 측정 결과로부터 첫 번째 측정값이 나머지 측정치에 비해 값이 크게 나오는 것으로 판단된다. 따라서 본 연구에서는 기존의 소광보정방법이 기계 및 전기적 잡음이 반영된 결과라 판단하여 기계 및 전기적 noise의 영향을 최소화할 수 있는 방법을 실험 및 계측을 통해 제시하고자 하였다. 이를 위해 혼합비율로 일련의 소광보정용 표준시료를 조제한 후 시료를 독립적으로 계측하는 기존의 방법과 시료를 연속적으로 계측하는 방법을 비교 분석함으로써 대표적인 소광인자인 SQP(E) 값에 미치는 영향과 계측 정확도에 미치는 영향을 평가하고자 하였으며 분석 결과로부터 비교적 정확한 결과를 도출하기 위한 방법 및 방안을 제시하고자 하였다.

재료 및 방법

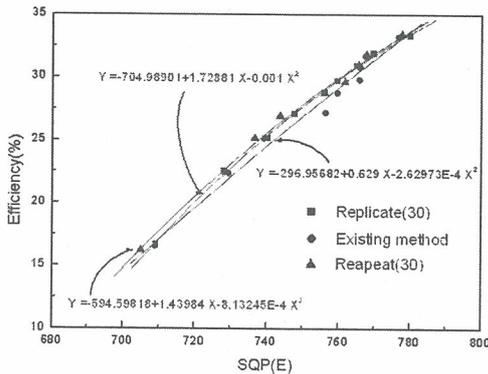
본 연구에서는 소광보정을 위한 소광변수로 SQP(E) 값을 이용하였고, 기존의 측정 방법 이외의 방법으로 시료를 측정함으로써 SQP(E) 값에 미치는 영향을 평가하기 위해 고려한 변수는 Replicate와 Repeat이다. Replicate에 의한 측정 방법은 시료를 독립적으로 계측하는 방법으로 rack에 장착된 시료를 매회 측정할 때마다 측정 위치로 옮겨지는 과정에서 전기 및 기계적, 기타 요인에 의해 noise가 발생할 수 있는 반면 Repeat 방법을 이용한 측정방법은 시료를 연속적으로 계측하는 방식으로 rack에 장착된 시료를 계측할 때 기계적 작동에 의해 측정 위치로 옮겨진 시료를 사용자가 지정한 횟수만큼 계측을 완료한 후, 다시 rack으로 복귀하는 방식이다. 따라서 시료를 연속적으로 계측하는 Repeat 방식이 독립적으로 계측하는 Replicate 방법에 비해 기계적 및 전기적 작동이 상대적으로 적기 때문에 noise 현상을 줄일 수 있을 것으로 판단된다.

측정방법 차이에 따라 소광보정에 미치는 영향을 평가하기 위해 사용된 계측기는 Quantulus 1220이고, 사용된 H-3 선원은 비방사능이 약 200,000 dpm/g인 액상 선원으로 구입한 선원을 이용하여 혼합비율 총 10개의 시료를 조제한 후 혼합비율로 조제한 일련의 표준시료는 Replicate와 Repeat 방법으로 각각 30회씩 측정후 평균값을 해당 혼합비에 대한 대표 값으로 선정하여 소광보정곡선을 작성하였다. 작성된 소광보정 곡선을 검증하기 위해 기지의 방사능(50,000 및 100,000dpm)을 가진 액상선원을 이용하여 3:17, 5:15, 8:12 및 10:10의 혼합비율로 시료를 조제한 후 Quantulus 1220 장비를 이용하여 CPM (Counts per minute)과 SQP(E) 값을 측정하였다. 기지의 방사능 농도 값과 측정 결과를 비교 분석함으로써 측정방법 차이에 따른 정확도를 분석하였다.

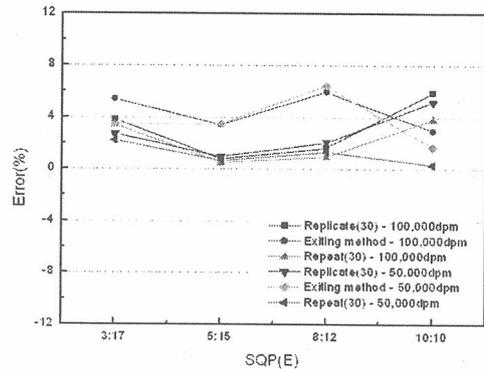
결과 및 고찰

[그림 1]은 Replicate 및 Repeat 방법과 본 연구에서 제시한 방법으로 계측된 결과를 비교 분석하기 위해 도시한 것으로 혼합비별로 SQP(E) 값과 효율과의 상관관계를 이용하여 소광보정곡선을 작성한 것이다. 그림을 통해 확인할 수 있듯이 Replicate와 Repeat 방법은 큰 차이를 나타내지 않지만 Repeat의 방법이 Replicate에 비해 미미한 정도로 효율이 높게 나타나고 있고, 기존에 사용하는 방법과 비교해 보면 Repeat방법이 약 2% 정도 높게 나타나고 있는 것을 볼 수 있다.

이렇게 작성된 각 소광보정곡선을 이용하여 각 측정방법이 실제 방사능 값에 미치는 영향을 파악하기 위해 검증용 시료를 제작하여 SQP(E)와 CPM 값을 측정하였다. 상기의 측정 자료와 [그림 1]의 소광보정곡선을 이용하여 시료 중 방사능을 산출하였으며, [그림 2]는 위의 소광보정곡선을 이용하여 계산된 Activity와 실제 Activity를 비교한 것으로 Repeat 방법을 적용하여 측정된 방사능 값이 Replicate 방법에 비해 1% 정도 오차가 적음을 알 수 있으며, 기존에 사용하는 방법에 비해서도 4~5%정도의 오차가 적음을 그림을 통해 확인할 수 있다.



[그림 1]. 소광보정곡선의 비교



[그림 2]. 측정방법 차이에 따른 방사능오차 비교

결론

액체섬광계수기를 이용하여 시료의 방사능 분석시 발생하는 소광현상을 보정하기 위해 혼합비별로 조제한 시료를 측정방법을 달리하여 측정된 결과 SQP(E) 값에 차이가 발생하였고, 이 차이로 인해 시료의 방사능 농도를 산출할 때 오차를 유발하는 것으로 파악되었다. 실제 환경시료 내에 존재하는 H-3 방사능 농도를 분석하기 위해 Repeat 방법을 사용하고 있는 반면 소광보정을 위해서는 조제한 혼합비별 시료를 1회 측정된 후 계측장비에 내장되어 있는 소프트웨어를 이용하여 소광보정곡선을 작성하고, 이를 이용하여 소광보정을 함으로써 측정치의 정확도를 떨어뜨린다는 결론을 도출하였다. 따라서 소광보정을 위한 표준시료의 측정방법을 실제 시료의 측정방법인 Repeat 방법으로 수행하여 소광보정곡선을 작성한 후 이를 이용하여 소광현상을 보정한다면 불확실성을 최소화함과 동시에 좀 더 정확한 결과를 얻을 수 있을 것으로 판단된다.

참고 문헌

1. 한상준, 황정래, 전인섭, 하충기, 김대원, 김용대, “외부표준선원법을 이용한 소광보정시 SQP(E)에 영향을 미치는 변수에 대한 연구”, KARP 춘계학술발표회 논문요약집, pp 156~157 (2006)
2. “1220 Quantulus Liquid Scintillation Counter, Instrument Manual”, Wallac Company, September, 1995.

액체섬광계수기를 이용한 H-3 분석시 소광보정을 위한 최적화에 대한 연구

김희강, 황정래*, 전인섭*, 하충기*, 김대원*, 염유선*

영광원환경·안전감시센터, 전라남도 영광군 영광읍 무령리 83-44번지

*라드텍(주), 대전광역시 유성구 덕진동 150번지 한국원자력연구소 창업보육센터 109호

jl-hwang@hanmail.net

중심어 : 소광변수, 소광보정곡선, SQP(E), Repeat, Internal standard kit

서론

액체섬광계수기를 사용하여 환경시료 내에 존재하는 H-3의 방사능농도 분석할 경우 소광현상이 발생하게 되는데 장비에 대한 교정을 수행할 때 소광현상에 대한 보정이 이루어진다. 교정을 수행하기 위해서는 먼저 선원, 증류수, 섬광체의 혼합비에 따라 시료를 조제한 후 계측을 수행하고, 그 결과에 근거하여 소광보정곡선을 작성함으로써 장비에 대한 교정뿐만 아니라 소광현상을 보정하게 된다. 국내의 일부 방사능 측정 및 분석기관에서는 소광현상을 보정하기 위해 고체 형태의 H-3 선원을 사용하여 시료를 조제하고, 조제된 시료를 순차적으로 1회씩 측정한 후 장비 제작사에서 공급하는 Software를 이용하여 소광보정곡선을 작성하는 방법을 적용하고 있다. 그러나 환경시료 분석시 시료는 액체 형태로 측정용기 내부에 증류수 및 섬광체와 균일하게 혼합되어 있는 반면 장비에 대한 검·교정시 사용되는 H-3 선원은 고체 형태로 존재하기 때문에 선원의 형태에 있어서 차이가 존재하고, 이로 인해 시료내의 소광물질의 함량에 차이가 발생하여 최종적으로 분석시료에 대한 방사능 값에 오차가 발생된다는 것이 최근 연구 결과 발표되었으며, 측정방법의 측면에서 기존에는 Replicate 방법을 적용하여 교정을 수행하고 있으나 환경시료 측정시에는 Repeat 방법을 사용함으로써 측정방법에 차이가 소광보정에 영향을 미칠 수 있을 것으로 예상되나 이에 대한 연구 결과가 없는 실정이다. 따라서 본 연구에서는 SQP(E) 값에 기준으로 위의 두 변수에 대한 영향을 정량적으로 비교 분석한 후 그 결과에 근거하여 소광현상을 보정하기 위한 최적의 방법 및 방안을 제시하고자 하였다.

재료 및 방법

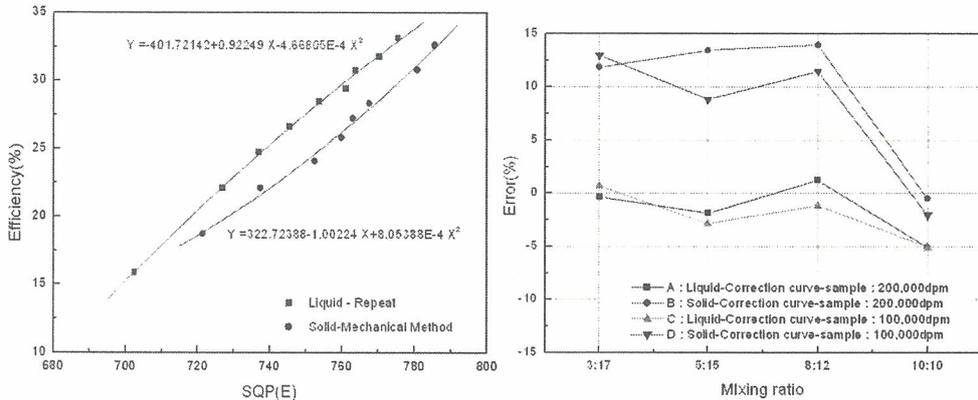
소광현상을 보정하기 위한 최적의 조건을 도출하기 위해 본 연구에서는 소광현상을 보정하는 대표 인자로 SQP(E) 값을 사용하였다. 또한 기존의 소광보정 방법인 고체 형태의 H-3 선원을 이용하여 혼합비별로 시료를 조제하였고, 조제한 시료를 Replicate 방법으로 1회씩 측정한 후 장비에 내장된 소프트웨어를 이용하여 소광보정곡선을 작성한 결과와 실제 환경시료의 기하학적 형태와 성분이 유사한 액체 형태의 H-3 선원으로 조제한 시료를 Repeat 방법으로 측정하여 작성된 소광보정곡선과의 차이점을 비교 분석하였다. 비교 분석을 위해 사용된 장비는 Quantulus 1220이고, 사용된 H-3 선원은 비방사능이 20만 dpm/g인 Wallac사의 고체형태 선원과 비방사능이 10만, 20만 dpm/g인 액체형태 선원이며, 구입한 각각의 선원을 이용하여 선원, 증류수, 섬광체의 혼합비별로 총 10개 시료를 조제하였다. 계측장비를 이용하여 조제된 시료를 Repeat와 Replicate 방법으로 측정 후 소광보정곡선을 작성하였고, 그 결과에 대한 분석을 수행하였다. 선원의 형태와 측정방법 이외의 변수인 시료의 방치시간과 외부선원의 조사시간은 각각 24시간 이상, 75초로 동일하게 적용하였다.

계측결과 및 작성된 소광보정곡선을 검증하기 위해 기지의 방사능(200,000 및 100,000 dpm)을 가진 액상 선원을 이용하여 3:17, 5:15, 8:12 및 10:10의 혼합비로 조제한 시료를 계측장비를 이용하여 CPM(Counts per minute)과 SQP(E) 값을 측정하였다. 측정 및 분석 결과에 근거하여 소광보정곡선을 작성하였고, 소광보정곡선에 의해 계산된 방사능 농도와 Known value 값을 비교 분석함으로써 정확도를 평가하였다.

결과 및 고찰

[그림 1]은 고체 및 액체 형태의 H-3선원을 이용하여 혼합비별로 조제한 시료를 기존의 방법과 본 연구에서 제시한 방법으로 측정한 결과를 SQP(E) 값과 효율과의 관계로 비교 분석하기 위해 도시한 것이다. 그림을 통해 볼 수 있듯이 동일한 SQP(E) 값에 대해 본 연구에서 제안한 방법이, 즉 Liquid-Repeat 방법이, 기존의 방법에, 즉 Solid-Mechanical Method에, 비해 효율이 전반적으로 높게 나타나는 것을 확인할 수 있다.

계측 및 분석 결과를 검증하기 위해 Known value인 액체형태 H-3선원의 방사능 농도를 이용하여 검증용 시료를 조제한 후 액체섬광계수기를 이용하여 SQP(E) 및 CPM 값을 측정하였고, 위의 과정을 통해 측정된 결과와 [그림 1]에 제시된 소광보정곡선에 의해 계산된 방사능 농도를 비교 분석하기 위해 [그림 2]에 나타내었다. [그림 2]에서 SQP(E) 값의 유효범위를 벗어난 혼합비 10:10인 시료를 제외한 나머지 결과를 비교 분석해 보면 본 연구에서 제시한 방법으로 측정한 결과 값은 Known value에 비해 3%이내의 오차를 보이는 반면 기존의 방법으로 측정한 결과 값은 약 9~14% 정도의 오차를 보이고 있음을 확인할 수 있는데, 이러한 결과로부터 선원의 형태와 측정방법이 달라짐에 따라 소광현상에 미치는 영향이 크다는 것을 파악할 수 있었다.



[그림 1]. 기존 및 제안된 방법으로 작성된 소광보정곡선의 비교 [그림 2]. 기존 및 제안된 방법에 따른 방사능오차 비교

결론

기존의 계측 및 분석 방법과 본 연구에서 제시한 방법을 적용하여 소광현상에 미치는 영향을 평가한 결과 그 영향이 크게 나타났고, 이로 인해 방사능농도 계산시 오차 또한 크게 나타났기 때문에 환경 시료 중에 존재하는 H-3 농도를 비교적 정확하게 평가하기 위해서는 환경시료를 계측 및 분석할 때와 동일한 조건에서 교정을 수행하는 것이 타당할 것으로 판단된다. 본 연구에서 분석한 변수는 선원의 형태와 측정방법으로 위의 두 변수 외에 소광현상에 영향을 미칠 수 있는 변수가 추가적으로 존재할 수 있기 때문에 이에 대한 정량화를 수행한 후 그 영향을 파악해야 할 것으로 판단된다.

본 연구는 산업자원부의 전력산업연구개발사업의 지원에 의해 수행되었습니다.

참고 문헌

1. "1220 Quantulus Liquid Scintillation Counter, Instrument Manual", Wallac Company, September, 1995.
2. 한상준, 황정래, 전인섭, 하충기, 김대원, 김용대, "외부표준선원법을 이용한 소광보정시 SQP(E)에 영향을 미치는 변수에 대한 연구", KARP 춘계학술발표회 논문요약집, pp 156~157 (2006)
3. 박응섭, 황정래, 전인섭, 하충기, 김대원, 정병희, "액체섬광계수기를 이용한 H-3 분석시 선원의 형태가 소광보정에 미치는 영향의 평가", KARP 춘계학술발표회 논문요약집, pp 50~51 (2006)

빈 면

제4분과

방사선 안전 및 환경 (Poster)

빈 면

Estimation of Radiation Safety of MCNP Calculation for Container Inspection with Neutron Generator

Gil-Ho Jeon, Dong-Kwun Shin

Hanmac Radiation Co.,Ltd. 303 songjunB/D 1182 dunsan1dong seogu Daejeon S.Korea

hanmac03@empal.com

In comparison with x-ray radiography, the neutron radiography has so many advantages such as testing the explosive materials or the nuclear materials. However, neutron radiography facility has disadvantage not to be portable. Recently, the function of neutron generator has been up graded to high flux ($\sim 10^{10}$ n/cm²-sec) up to perform the neutron radiography level. The neutron generator produces the fast neutrons by the D-T nuclear reaction, $D + T \rightarrow {}^4\text{He} + n$ (14.1 MeV). Currently many companies and the laboratories are interested in developing the portable NRF(neutron radiography facility).

Most of export and import packages are moved by container. We calculated the radiation safety for the equivalent doses when a neutron generator is applied a container which contained the explosive materials.

This report shows the gamma energy spectrum, and equivalent dose calculated by MCNP simulation after fast neutrons pass through the empty container wall. We have assumed a simplified system such as Fig. 1. We chose one model of neutron generator (neutron flux = 1×10^{10} n/cm²-sec) called the "ING-031" developed by VNIIA, Russia. The neutron generator is covered by 1mm thickness of carbon steel. We assumed that the thickness of a container is 3mm of steel as usual.

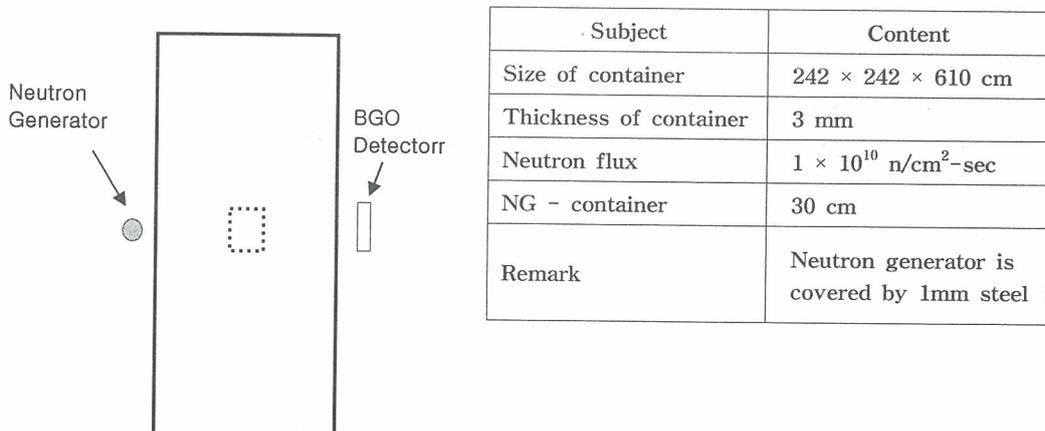


Fig.1 Simplified system for testing of container and its functions

Calculation result of the surface equivalent dose after container shows $15732 \pm 9\%$ mSv/hr and its gamma energy spectrum is shown in Fig. 2.

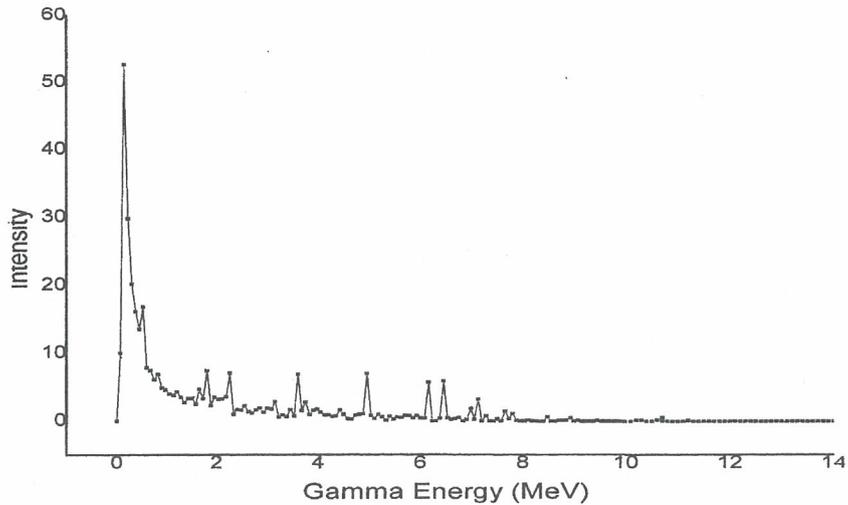


Fig. 2. Gamma Energy Spectrum after container

Most of surface equivalent dose is governed by neutron, as neutron easily passes through 0.3mm thickness steel. The equivalent dose of $15732 \pm 9\%$ mSv/hr is too high to compare 25 mSv/hr recommended.

This MCNP calculation data for neutron generator may help to understand the radiation protection for experimental setting of neutron generator in future. We are studying the shielding effect of the radiation protection from searching container by neutron generator.

References

1. MCNPX Version 2.4.0 (2002)
2. Proceeding of the International Scientific and Technical Conference, (2004)

경수로용 원자로 보충수 탱크수 정화처리 장치개발

강덕원 *, 이정희, 박종덕 * *

* 한전전력연구원, 대전시 유성구 문지동 103-16

(주) 대로사이텍, 대전시 대덕구 대화동 284-2

* *(주) 한국수력원자력, 부산시 기장군 장안읍 고리 216

dwkang@kepri.re.kr

1. 서론

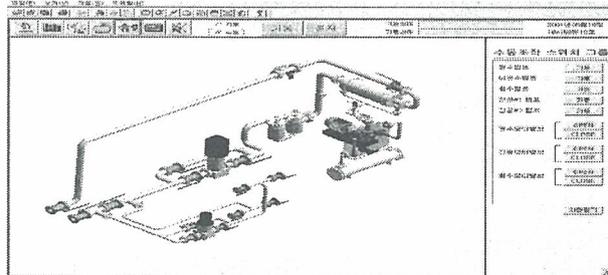
원자로의 출력제어 및 공급수로 사용되는 원자로 보충수 탱크수는 물처리설비에서 공급되거나 계통수의 회수 목적으로 사용되는 붕소증발기에서 발생하는 응축수가 대부분이다. 원자로 보충수는 원자로에 직접 공급되기 때문에 공급수 중에 불순물이 함유되어 있다면 이들 불순물은 원자로 내에서 중성자와 불순물과의 반응에 의해 계통 내 방사성크러드(CRUD)의 침적으로 방사선량을 증가시키는 요인으로 작용하게 된다. 또한 원자로 보충수 탱크수의 용존산소 차단 목적으로 사용되는 탱크 상층단의 커버기체인 질소(N_2)는 일부 용해되어 NO_2 이온 형태로 원자로 계통 내에 유입될 경우, 용해된 질소는 중성자에 의한 (n, r)반응에 의해 방사성탄소인 C-14이 생성되어 선원항으로도 기여하게 된다. 원자로 보충수 중에는 붕소증발기의 응축탑에서 일부 넘어오는 붕소와 물처리실에서 유입되어 온 CO_2 나 Ca 및 Mg 등은 $CaCO_3$ 나 $MgCO_3$ 등의 염 형태를 생성시켜 원자로계통 내의 이온교환수지탑에 부하를 주게 된다. 금번에 개발한 수처리 정화장치는 이러한 요인을 사전에 제어할 목적으로 용존 기체의 제거가 가능한 탈기시스템과 공급수 중의 불순이온을 제어할 수 있는 이온교환수지탑으로 구성하여 제작하였다. 본 탈기장치는 용존 기체의 제거효율 향상과 장치의 안전성 및 운전의 편의성을 고려하여 설계, 제작하였다. 이 장치는 수동, 자동, 주기운전 및 무인운전 모드로 구성하였으며 용존산소의 제거효율은 유량, 온도 및 진공도에 따라 달라지나

25℃의 유입수 온도와 시간당 35톤 처리 유량으로 운전하였을 때 용존산소의 제거 효율은 평균 82% 정도를 나타냈었다. 탱크수중의 붕소의 제거 능력과 탈기 기술의 적용에 따른 계통내의 C-14 생성량 평가 및 이온교환수지탑에서의 불순이온의 제거실험은 추후 수행할 예정이다.

2. 장치구성 및 실험결과

2-1. 장치 구성

장치의 구성은 유입수 펌프, 붕소이온 제거를 위한 탈염기탑, 탈기부의 막힘 보호를 위한 백필터 카트리지가, 탈기부에 대한 수격현상(water hammering) 방지를 위한 모터 전동밸브 및 본 장치의 핵심 부분인 탈기막 및 용존 기체를 신속히 제거하기 위한 수봉식 진공펌프 등으로 구성되어 있다.



탈기막을 이용한 DO 제거장치(35톤/hr)의 입체도

2-2. 탈기장치 설계

원자로보충수 탱크수의 정화는 탈기모듈과 탈염탑으로 병렬로 보내어 처리하거나 탈염탑을 거친 후 탈기 모듈을 통과시켜 처리하는 두 방법으로 설계하였다. 설치의 편리성과 유지 보수의 원활성을 위해 탈염기탑과 백필터의 하우징 뚜껑을 원터치 (one-touch)방식으로 제작하였다. 본 장치의 핵심 부품인 탈기모듈은 모듈의 하중 및 교체의 용이성을 제공하기 위해 수평으로 설치하였고 탈기모듈의 고 진동도 유지를 위해 2대의 수봉식 진공펌프를 탈기막 후단에 설치하여 가능한 한 짧은 거리를 유지하였다. 또한, 수봉식 진공펌프는 운전 도중에 외부의 공기와 탈기막으로 부터 제거되는 공기와 물이 혼합된 상태에서 냉각기(chiller)로 회수되므로 일정 시간이 경과하면 제거된 물의 축적으로 인한 냉동조 넘침 예방을 위해 수위계와 회수된 공기와 물의 분리, 처리를 위한 기액분리기(separator)도 함께 설치하였다.

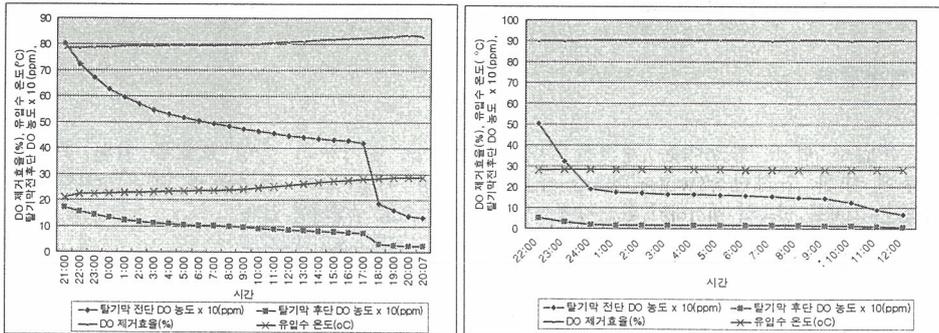
2-3. 운전모드 설정

모든 조작 및 운전 제어는 중앙 집중식 제어실에서 제어토록 하여 운전원이 시스템의 상황을 잘 파악하도록 하였으며 수봉식 진공펌프의 보호장치인 냉각기도 공냉식 분리형으로 제작하여 소음을 줄였고, 운전 중 배관에서 응축되는 것을 막고 일정 온도유지를 위해 배관을 단열처리 하였으며 적절한 수위를 유지하기 위해 유입되는 배관으로부터 자동으로 공급 받도록 회로를 구성하였다. 운전 측면에서 수동과 반자동, 자동 및 주기운전 모드로 나누어 운전이 가능토록 하였다.

- 수동운전: 탈염기 운전, 탈염기 운전+탈기막 운전, 탈염기 운전
- 자동모드: 탈기막 운전, 탈염기 운전+탈기막 운전
- 주기운전: 탈염기 운전+탈기막 운전
- 무인운전: 탈염기 운전+탈기막 운전

2-4. 탈기 효율 실험 결과

처리유량 35ton/hr(유입DO농도: 8ppm)에서의 용존산소 제거효율은 약 82% 정도를 나타냈으며 20ton/hr(유입DO농도: 5ppm)에서는 제거효율이 약 90%정도로 높게 나타났다.



용존산소 제거효율 측정 결과(유량 35 ton/hr) 용존산소 제거효율 측정 결과(유량 20 ton/hr)

3. 결론

탈기기술을 이용한 용존기체 제거기술은 수중에 함유된 용존산소 뿐 만 아니라 이산화탄소 및 질소기체를 제거하기 때문에 제질의 건전성 확보와 방사성 선원량의 저감효과를 가져올 수 있으며 계통 정화용 이온교환수지의 부하를 최소화할 수 있어 일석 삼조의 효과를 얻을 수 있을 것으로 기대된다. 금번에 개발한 탈기장치는 고리 2호기에 설치하여 일정기간 시험운전을 거친 후 상용운전에 들어갈 예정이다.

원자력발전소 배기구 방출 C-14의 측정 및 감시를 위한 접근

강덕원, 양양희, 허호*, 박규태*, 이경호*, 강기두* *, 박경록* *

한국전력공사 전력연구원, 대전광역시 유성구 문지동 103-16번지

*(주)액트, 대전광역시 대덕구 신일동 1688-5번지

** (주)한국수력원자력, 대전광역시 유성구 덕진동 150

dwkang@kepri.re.kr

원자력 발전소의 가동 기수 및 가동 연수의 증가와 더불어 비록 소량이지만 다양한 형태의 방사성 탄소(C-14)가 발전소의 배기구를 통해 환경 중으로 방출되어 지는데 그중에서도 $^{14}\text{CO}_2$ 화학종은 환경 중으로 방출시 이산화탄소의 광합성작용에 의해 탄수화물 형태로 생성되기 때문에 체내에 흡입 시 인체에 미칠 수 있는 영향이 커 매우 관심을 갖는 핵종 중의 하나이다. 이러한 C-14에 의한 영향을 보다 정확히 평가하기 위하여 국내에 운전 중인 경수로 원전 중에서 3가지 유형의 원자로를 선정하여 발전소 배기구를 통해 방출되는 C-14의 방출량 및 화학종을 평가해 오고 있다. 환경방출 C-14의 화학종에 대한 정확한 감시 및 분석은 주변주민의 피폭 및 환경영향 평가와 직결되기 때문에 분석오차를 최소화할 수 있는 방안에 대한 접근법이 심도 있게 검토되어야 한다. 본 논문에서는 추후 실제 분석에 따른 오차를 최소화 시킬 수 있도록 C-14 분석에 따른 오차 유발 가능성에 대해 검토하였다.

첫째 격납건물로부터 방출되는 공기 중에 존재하는 탄소성분이 어떤 화학종 형태로 존재하는지 알기 위해 국내에서 사용 중인 C-14 포집기의 포집 효율에 대한 검토가 선행되어야 한다. C-14의 일반적인 포집법은 두개의 포집병 사용시 CO_2 의 99.8%를 흡수하는 것으로 알려져 있다. 이 곳을 통과한 공기는 촉매가 존재하는 석영관에서 높은 온도 조건하에서 통과시키면 방출 공기 중에 존재하는 C_nH_n 은 CO_2 와 H_2O 로 연소된다. 이렇게 연소된 CO_2 를 NaOH 용액을 함유하고 있는 포집병에 통과 시키면 Na_2CO_3 형태로 포집된다. 이러한 분리, 포집 단계에서 얻어지는 CO_2 와 C_nH_n 의 조성비에 대한 정확한 평가가 요구된다.

둘째, Na_2CO_3 형태로 포집한 CO_2 를 전처리 공정을 통하여 CaCO_3 의 분말 형태로 만드는데 이때 침전된 CaCO_3 를 분리, 처리하기 위해서는 많은 양의 물로 세척하게 되는데, 세척방법에 따라 일부 용해된 C-14가 존재할 경우는 계측 시의 분석오차를 최소화시킬 수 있을 것으로 여겨진다.

셋째, 계측시료의 소광효과를 보정하기 위하여 표준시료를 제조하게 되는데 이때 표준시료를 정확히 만들지 않으면 C-14의 방사능 분석 값에 오차를 유발시킬 수 있다. 소광계수와 계측 효율간의 상관 곡선을 정확하게 작성하면 표준시료 제조에 따른 번거로움은 줄어들지만 소광 정도가 다른 표준 시료를 여러 개 만들어야 하기 때문에 시료 제조과정에서 소광계수와 계측 효율간의 상관곡선 작성 시 오차가 발생할 우려가 있다.

C-14 측정용 액체섬광계측기는 H-3와 에너지 범위가 비슷하기 때문에 C-14의 방사선량을 정확히 분별, 측정하는데 많은 어려움이 상존해 있다. 이러한 여러 가지 이유로 방사선 측정에서 나타날 수 있는 문제를 사전에 면밀히 검토 분석하여, C-14 방사선의 오차를 최소화 할 수 있는 방법을 검토, 분석하고자 한다

운모계열 점토광물의 방사성 세슘 흡착특성

차현주, 조영현, 이창우, 최근식, 정근호

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

hcha80@chol.com

Cs-137, Sr-90 및 Pu-239,240의 토양 내 축적기작을 규명하기 위해 카오리나이트, 일라이트, 녹니석의 세가지 표준 점토광물에 대해 방사성 세슘(Cs-137)의 수착실험을 실시하여 각 단일광물에 대한 세슘 분배계수를 도출하였다. 이와 함께 복합광물계인 토양에서 방사성 핵종과 광물의 결합 특성을 설명하기 위해 녹니석, 카오리나이트 및 일라이트의 혼합광물 조합에 대한 세슘 분배계수를 구하였다. 혼합점토의 혼합비율은 녹니석:일라이트:카오리나이트를 각각 2:1:1, 1:2:1 및 1:1:2의 중량비로 혼합하여 수착실험을 실시하였다. 실험에 사용한 Cs 용액의 초기농도는 Langmuir 흡착 조건에 해당하는 $5 \times 10^{-9} \sim 1 \times 10^{-7}$ mol/l로 하고 10^{-3} M Na_2ClO_4 를 바탕용액으로 사용하였다. 수착 실험 후 용액 중 Cs 농도의 정량분석을 위해 Cs-137 추적자(1.686×10^{-11} mol-Cs)를 반응용액에 첨가하였다.

녹니석, 일라이트, 카오리나이트의 단일광물에 대한 세슘 수착계수는 290 - 1430 ml/g이었으며 일라이트가 가장 큰 값을 보였다. 한편 혼합점토의 Cs의 분배계수는 28,800 ~ 35,300 ml/g이었으며 일라이트 함량이 높은 조합에서 다소 큰 값을 보여 카오리나이트, 일라이트, 녹니석 중 일라이트가 Cs 수착에 가장 크게 기여하는 것으로 나타났다. 다른 광물에 비해 일라이트의 세슘 수착 기여도가 큰 것은 광물구조상 frayed edge가 있어 이 부분에 Cs이 치환되어 들어가기 쉽기 때문으로 보인다.

RFID를 이용한 방사성물질 통합관리시스템 개발

최성수, 이경호, 한병섭, 문철웅*, 김병태*, 임관석*

(주)액트, 대전시 대덕구 신일동 1688-5 벤처타운 장영실관 407호

*선광원자력안전(주), 대전시 대덕구 신일동 1696-4

khlee@actbest.com

방사선에 대한 방호·안전관리 기술은 국가적 차원에서 갖추어야 할 필수적인 기술이며, 방사선 이용은 국내·외적으로 거의 모든 분야의 생산 공정에 이미 깊이 침투되어 있다. 현재 산업계에서 방사성물질 사용이 증가하고 있으며 원자력발전소에서의 방사성폐기물의 누적 발생도 증가하여 이에 따른 관리 비용이 커지고 있고, 관련 기술 추이로 볼 때, 조만간 무선식별 기술의 원자력분야에서의 적용은 불가피한 것으로 보인다.

무선식별 기술 및 시스템의 국산화 개발에 있어, 특히 방사성물질의 위치 추적 및 이력관리 시스템의 국산화는 국가 전반의 방사선안전관리분야 효율증대, 방사성동위원소 이용분야의 발전 및 저변확대, 원자력/방사선의 이용에 대한 국민적 이해증진, 개발 기술의 상용화 및 국제경쟁력 강화를 통하여 동남아권을 비롯한 세계전역으로의 수출증대 등에 크게 기여할 수 있다.

본 연구로 유비쿼터스 컴퓨팅 구현의 핵심 수단으로 부상하고 있는 RFID(라디오주파수식별)를 이용해 방사성물질을 안전하고 효율적으로 통합관리할 수 있는 시스템을 개발하였다.

본 연구에서는 방사성폐기물 드럼에 RFID 카드를 부착하여 방사성폐기물 운반 시 안전하고 항상 감시를 수행하기 위한 목적으로 전자파 흡수체의 금속면 부착용 RFID를 개발하였다. 원자력발전소에서 발생하는 방사성폐기물 드럼, 그와 유사한 방사성물질은 상시감시, 운반감시, 관리구역 내의 감시와 같은 다양한 감시 활동을 수행하여야 하므로 이러한 감시활동에 적합한 RFID를 이용한 방사성물질의 효율적 통합관리 시스템 구현방안을 제시하였다.

RFID는 금속면에 부착 시 전자파의 산란, 굴절 등으로 인해 그 성능이 매우 저하된다. 이를 보완하기 위해서는 RFID 인식시 전자파에 의한 영향을 최소화하여야 하는데, 전자파 영향 억제를 위한 흡수체를 개발하여 인식거리 성능 저하를 방지하여야 한다.

시스템은 첫째, RFID 카드를 금속면에 부착하기 위해서 900MHz 대역에서의 전자파 산란을 최소화하는 전자파흡수체를 개발하였다. 개발된 전자파흡수체는 주요 성분이 페라이트며, 고무 성분을 첨가하여 가공이 용이하고, $-30^{\circ}\text{C} \sim 90^{\circ}\text{C}$ 에서도 사용이 가능하며, 900MHz대역에서의 반사손실(Reflection loss)이 -20dB 이하를 충족시킬 수 있도록 개발하였다. 또한 방사성폐기물 드럼에 부착의 편의성을 위하여 금속면 부착용 RFID 플라스틱 패키지를 개발하였다. 플라스틱 패키지 재료는 인식 거리가 테프론 및 PVC에 비해 짧지만 강도가 우수하여 기계적 가공이 용이하며, 내열성 및 내약품성이 좋은 아크릴을 사용하였고, 전자파흡수체 및 RFID 카드의 취부가 용이하고 RFID 인식거리 향상에 최적조건인 5mm의 이격거리를 유지할 수 있게 내부구조를 설계하였다. 뿐만아니라 RFID의 금속면 부착의 편의성을 고려하여 방사성폐기물 드럼에 용이하게 용접할 수 있게 플라스틱 패키지 하부에 스테인리스 브라켓을 장착하였다.

통상 RFID 카드의 작동온도는 $0^{\circ}\text{C} \sim 50^{\circ}\text{C}$ 이며, 연간 일교차가 심한 우리나라의 조건을 감안하고, 방사성물질 사용 조건의 고온 다습한 환경을 고려하여 RFID 카드의 성능에 영향을 주는 고온을 차폐할 수 있는 물질로 보호할 필요가 있다. 따라서 석고, 파이버 등의 재료를 사용하여 내열성을 가진 충전재를 개발하였고, 내열 충전재 내부에 RFID를 삽입한 후, 200°C 이상에서 30분 동안 가열하면서 RFID의 인식 여부를 시험하여 정상적으로 작동됨을 확인하였다. 개발된 내열 충전재는 다습한 가혹 조건을 고려하여 내수성도 가지도록 설계(그림 1 참조)하였다.

상기 실험을 바탕으로 금속면 부착용 RFID에 플라스틱 패키지를 적용하여 인식거리 시험(표 1 참조)을 수행하였다. 금속면 부착 RFID 카드는 원래 방사성물질에 부착되므로 인식거리 및 내방사선으로 인한 성능 저하가 일정기간 동안 발생하지 않아야 한다. 내방사선 대한 내구성을 확인하기 위해서 한국원자력연구소에서 내방사선 시험을 수행한 결과 100mSv/h 기준시, 150년 이상의 내구수명이 있는 것으로 확인하였다.

둘째, 휴대용 RFID Reader의 성능 개선을 위해 RFID Reading 결과를 PC에 전송하는 프로그램 을 개발하였다. 이는 휴대용 Reader로부터 읽은 정보를 쉽게 중앙관리 DB에 전송하여 그 결과를 확인할 수 있도록 개발하여 사용자 편의성을 크게 향상하였다.

셋째, 방사성물질의 현장 확인, 반출 확인, 운송 확인, 인수 확인 및 상시 검사에 수행되는 일련의 절차를 만족하는 방사성물질 통합관리시스템을 개발하였다. 현장 적용을 위해 각 단계별에서 공통적으로 필요로 하는 모듈을 개발하여 모든 단계별 적용이 가능하도록 구현하였다.



순번	RFID 식별번호	삽입재료(*)		금속면 적용시의 인식거리(mm)		비고
		삽입재료 A (두께-mm)	삽입재료 B (두께-mm)	플라스틱 패키지 미적용, 알루미늄 판넬 적용	플라스틱 패키지 및 패키지 적용	
1	***1BC8	FS(3)	NA	0	-	
2	***1BC8	FS(5)	NA	350	-	
3	***1BC8	FS(9)	NA	500	-	
4	***1BC8	FS(11)	NA	850	-	
5	***1BC8	MC(5)	NA	800	900	
6	***1BC8	TF(5)	NA	900	1000	
7	***1BC8	NA	MA(5)	0	0	
8	***1BC8	MC(5)	MA(5)	1200	1250	
9	***1BC8	TF(5)	MA(5)	1400	1500	
10	***1BC8	FS(5)	MA(5)	2000	2100	

주) (*) 삽입재료
 삽입재료 A - TF(테프론), MC(MC나일론), FS(빈공간)
 삽입재료 B - MA(개발된 전자파흡수체), NA(미적용)

표 1. 개발된 RFID 카드 인식거리 시험결과

또한 방사성물질이 차량으로 운송되는 경우도 이를 감시 및 관리가 가능한 시스템으로 구현하였다. 방사성물질이 운송되는 경우에는 이동위치 및 방사성물질 정보를 무선 통신 수단을 이용하여 실시간으로 확인 할 수 있는 시스템을 구축(그림 2. 참조)하였다.

즉, GPS와 CDMA를 이용하여 RFID 위치 정보를 전송하고 그 결과를 Server, Client 화면 지도 위에 표시하도록 구현하였다. 본 시스템은 데이터 흐름 및 위치 표시를 위해서 Server/Client/지도 표시와 같은 3개의 프로그램이 연동된다..

방사성물질에 대한 관리 및 감시를 기존 바코드, 수작업에 의존하던 것을 유비쿼터스 기술을 이용하여 통합관리를 수행할 수 있도록 패키지화(그림 3. 참조)하였다. 금속면 부착용 RFID 카드를 이용하면 방사성동위원소 및 방사성폐기물 등에 대해 실시간 위치 확인 및 이력 관리를 효율적으로 할 수 있고 시간적, 경제적인 효과도 극대화할 수 있을 것으로 예상된다. 특히 방사선 구역에 RFID 카드를 이용하면 방사선량, 작업시간, 작업자, 구역 출입제한 등 모든 이력관리를 쉽게 할 수 있으므로 필수적으로 사용이 확대될 수 있을 것으로 기대된다. 또한 GPS, CDMA를 이용하여 실시간으로 방사성물질의 위치확인할 수 있고 이송중 분실 우려가 있는 방사성물질에 대한 관리가 효율적으로 이루어진다. 특히 중,저준위 방사성폐기물 저장 부지로 이송되는 방사성물질의 운송, 감시와 관련하여는 원격지에서 실시간 감시를 수행할 수 있어 안전성 확보 및 대국민적 신뢰도를 확고히 하는 차원에서 적극적으로 사용될 것으로 기대된다.

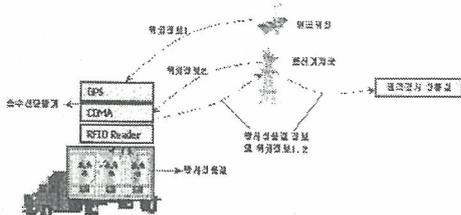


그림 2. 방사성물질의 운송 과정 구성도

그림 2. 운송 과정 구성도

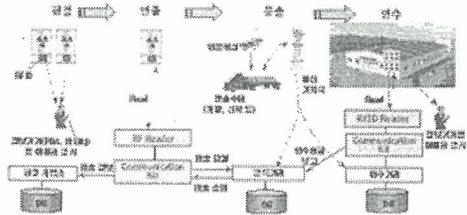


그림 3. 방사성물질 통합 관리 시스템 구성도

그림 3. 통합관리 시스템 구성도

계획예방정비 시 격납용기 기체폐기물 방출관리 강화

김남천

케이엔디티엔아이 주식회사

gimn@naver.com

요 약

원자력발전소는 기체폐기물의 90% 이상을 계획예방정비기간 중에 방출한다. 기체폐기물 방출은 filter를 거치지 않고 대량 방출하는 고체적 방출과, filter를 거쳐 방출하는 저체적 방출이 있다. 고체적 방출은 방출농도계수가 5842, 저체적 방출은 계수가 183052로 이 이하로 방출만 하면 발전소 제한구역(EPB Emergency Planning Zone)에서의 법적허용치 농도 ECL(Environmental Control Limit)를 초과하지 않게 된다. 원전에서는 현재 기체방출 시 이 기준치(농도계수)의 1/10을 자체관리 기준치로 하여 적용하고 있다. 실제 울진3호기 4차O/H 시 그 실적을 파악해 본 결과 고체적 방출 시 방출농도계수가 최대 312, 저체적 방출 시는 최대 707을 넘지 않아 허용방출 농도계수와 비교하면 비교가 되지 않을 정도로 낮게 방출하였음을 확인하였다

중심어:저체적 방출, 고체적 방출, 방출 농도계수, 배출 관리기준

I. 서론

원전의 방사성 기체폐기물 방출은 원전이 운전 중이거나 또는 계획예방 정비(O/H) 시 방출하고 있다. 그러나 실제 기체폐기물 방출실적을 보면 O/H 시 방출이 대부분이고 운전 시는 격납용기 압력조절용으로 방출하는데 그 양이 많지 않으므로 여기에서는 O/H 중에 어떻게 기체폐기물 방출을 최소화 하고 있는지에 대해서 설명해 보고자 한다.

II. 본 론

1. 기체폐기물 방출 절차

원전은 O/H 공사에 들어가기 전 작업자들의 격납건물 출입 시 방사성 기체에 의한 불필요한 피폭을 방지하기 위해 방사성 기체를 방출 한다. 또 O/H 공사 중 각종 기기, 배관, 모타, 펌프등 시설이나 시스템을 개방 시 격납건물의 방사성 기체의 준위가 올라가는 것을 낮추기 위해 기체를 방출 한다. 기체폐기물 방출에는 저체적 방출(LVP)과 고체적 방출(HVP)이 있다. LVP은 소량 방출로 방사성 옥소나 입자를 제거하기 위해 기체가 활성탄 여과기/입자여과기를 거쳐 방출하도록 하는 방식 이다. 이때 각 여과기의 제염계수를 통상 100으로 본다. 또 HVP은 정비공사가 들어가기 전 격납건물 기체를 완전히 배기하는 것으로 배기시 기체정화계통을 거치지 않고 방출 한다. 발전소 절차서에 의한 방출조건을 보면 다음과 같다. 즉, 방출시료 분석의 최소화 검출 하한치(LLD)를 만족해야 한다(주요 감마 방출체는 3.7Bq/m^3 , 삼중수소는 0.037Bq/m^3)/ LVP 시 농도계수가 18300 이하, HVP 시 농도계수가 580 이하(부득이 한 경우 예외)/LVP은 모든 운전모드에서 사용 하고 HVP은 운전 모드 5,6에서만 적용된다.

2. 방출 농도계수

기체폐기물 방출 시 그때 마다 발전소 비상계획구역(EPB)에서의 방사능 농도를 구해 배출기준치(ECL)와 일일이 비교하여 초과여부를 확인하지 않는다. 이는 일이 번거로우므로 실제 발전소에서는 방출할 방사능 농도를 측정하여 ECL를 초과하지 않을 것으로 판단되면 먼저 방출하고 사후 평가하여 ECL를 초과하지 않았다는 자료를 확보하고 있다. 방출 방사능을 평가하기 위해 농도 계수를 사용하는데 방출시 이 농도계수를 초과하지 않으면 안전 하게 방출된 것으로 본다. 농도계수는 ECL에 대한 격납용기 방출점(RMS RE-037 CV 배기구 감시기 skid에서 시료채취))에서의 방사능 농도 비율 이다. 저체적 방출은 Charcoal /HEPA 여과기를 거쳐 1,500cfm 용량의 배기팬을

통해 방출 된다.그 후 대기확산인자(X/Q)로 희석이 되어 EPB에 도달하게 된다. 따라서 방출 전 기체가 얼마나 희석되어 경계에 도달하느냐의 희석정도를 고려하여 배출하면 된다. 이를 방출농도 계수라 한다. 즉, $1/[28320(\text{cm}^3/\text{ft}^3) \times 1500(\text{ft}^3/\text{min}) \times 1/60(\text{min}/\text{sec}) \times 7.72 \times 10^{-12}(\text{sec}/\text{cc})] = 183052$ 이다. ECL 비율과 같이 방출하면 ECL와 같게 되고 이 계수 이하로 방출 시 ECL 이내가 된다. 마찬가지로 HVP의 배기팬 용량이 47000(ft³/min)이므로 이 값을 넣어 계산하면 농도계수가 5842 가 된다. 그러나 원전 자체의 관리기준치는 이것의 10분지 1로 정하여 쓰고 있다. 여기서, ECL은 일반인이 이러한 농도를 갖고 대기 중으로 배기되는 방사성물질을 흡입할 경우 받는 피폭선량이 일반인의 선량한도에 해당되는 유도된 숫자이다.

3.기체폐기물 방출 실적

ECL 값으로 EPB에서 일년 365일로 상준한다면 일반인 피폭선량 제한치인 1mSv/yr에 해당 된다.(표1.참조). 올진 3호기 4차 O/H 중 방출 실적을 보면 표2와 같이 LVP 4회, HVP 3회등 총 7 회 방출 하였다.중요 작업이 있어 배출한 경우를 보면 11월 28일은 증기발생기 작업자 출입구 개방 후 15분간, 또 11월15일 원자로 냉각재계통 114.5피트 층수 중 저체적 방출을 했고, 12월1일은 원자로 상층부 인양 후 HVP 방출을 했다. O/H 중 방출한 7회에 대해 개별 핵종에 대한 농도계수 대신 불활성 기체, 옥소, 입자성 핵종에 대한 혼합 농도계수를 계산해 본 결과 표2와 같이 LVP 18300, HVP 580을 초과한 경우가 단 한 건도 없었다.

표1. 중요 핵종의 배출관리 기준치

핵종	배출기준 (Bq/m ³)	핵종	배출기준 (Bq/m ³)
Ar ⁴¹	5.0×10 ²	I ¹³¹	3.0
Kr ⁸⁵	1.0×10 ⁵	I ¹³²	2.0×10 ²
Kr ^{85m}	5.0×10 ³	I ¹³³	20
Kr ⁸⁷	8.0×10 ²	I ¹³⁴	5.0×10 ²
Kr ⁸⁸	3.0×10 ²	I ¹³⁵	81
Xe ^{131m}	9.0×10 ⁴	합계	8.03×10 ²
Xe ¹³³	2.0×10 ⁴	Cr ⁵¹	2.0×10 ³
Xe ^{133m}	2.0×10 ⁴	Mn ⁵⁴	50
Xe ¹³⁵	3.0×10 ³	Co ⁵⁸	50
Xe ^{135m}	2.0×10 ³	Fe ⁵⁹	20
Xe ¹³⁸	6.0×10 ²	기타	2.0×10 ²
합계	2.42×10 ⁵	합계	2.32×10 ³

표2. 기체폐기물 방출에 따른 혼합 농도계수

기간	방출 형태	농도계수	주요작업
11/23 15:30 ~ 16:12	저체적	불활성31.8 옥소0.58 입자0.02	
11/24 14:13 ~ 14:41	저체적	불활성34.1 옥소2.26 입자0.01	
11/25 00:44 ~ 01:47	고체적	불활성26 옥소4.01 입자0.01	
11/28 08:47 ~ 09:02	저체적	불활성707 옥소225	11/28 02:20 ~ 03:55 SG Manway 개방
11/28 12:12 ~ 11/30 00:10	저체적	불활성696 옥소361	11/28 15:32 ~ 18:55 RCS114.6피트
11/30 00:32 ~ 12/1 02:53	고체적	불활성312 옥소300	
12/1 06:36 ~ 17:21	고체적	불활성24.2 옥소44.7	12/1 03:57 ~ 05:40 Rx Head 인양

III.결론

올진2발은 ECL를 만족하는 농도계수 보다 10분지 1이 적은 LVP 18300, HVP 580을 적용하고 있다. 그러나 이 숫치는 EPB에서 365일간 이 농도로 방출 된다고 하고 설정된 값이나 실제로 일 년 내내 이 농도로 방출되는 것은 아니고 O/H 기간 중 몇 시간 동안만 방출한다는 것을 감안하면 원전의 방사성 기체폐기물 배출관리는 매우 보수적으로 엄격히 관리하고 있다고 할 수 있다.

IV.참 고 문 헌

- [1].과기부 고시 제2002-23 별표3 방사성물질의 연간 섭취한도,유도공기 중 농도 및 배출기준
- [2].올진2발 방사-31 격납건물 기체폐기물 방출관리
- [3].올진2발 FSAR 표11.3-7 정상운전시 제한구역경계에서의 방사성핵종별 공기중 비방사능.

탈부착이 용이한 방사성물질 전용 운반차량용 운반함

김이경, 조한철

코스텍기술(주) 기술연구소, 경기도 성남시 중원구 상대원1동 138-1 금강하이테크투 608호

dungfly8587@hanmail.net

본 보고서는 본사에서 출원한 실용신안(출원번호: 20-2006-0007071) “차량용 방사성물질(방사성동위원소, 핵폐기물 등) 운반함”에 관한 것으로 방사성물질의 운반시 방사성물질 운반함을 운반차량에서 신속하게 분리하여 불의의 사고로부터 방사선 안전사고를 최소화할 수 있는 차량용 방사성물질 운반함에 관한 것이다.

국내에서 방사성물질(방사성동위원소, 방사성폐기물 등)의 수요 및 처리가 증가함에 따라 방사성물질의 국내 및 국가 간 운반도 크게 증가하는 추세에 있다. 국내에서 운반되는 방사성물질에는 농축우라늄, 사용 전 핵연료 집합체, 사용 후 핵연료 집합체 등의 핵분열성 물질과 의료용, 비파괴검사용, 산업용 게이지(Gauge)류 선원 등의 방사성 동위원소 및 방사성 폐기물이 있다. 국내에서의 방사성물질 운반은 핵연료물질, 방사성동위원소, 및 방사성폐기물이 대부분을 차지하고 있다. 방사성물질 등의 포장 및 운반 안전관리는 방사성물질 등이 거주지역이나 일반 환경을 통과하여 운반되는 특성을 감안하여 운반 중에 충돌, 전복, 화재 및 침몰 등 불의의 사고를 미연에 방지하기 위해서, 운반물의 고유 안전성 확보 차원에서 사전에 운반용기와 특수형 방사성물질에 대한 설계승인 등 안전심사와 제작검사 및 주기적인 사용검사를 수행함과 아울러 운반과정의 안전성 확보차원에서 운반신고에 대한 평가 및 현장 개별검사 또는 정기 운반검사를 수행한다.

이들 방사성물질을 보관 및 저장하는 용기는 외부 충격으로부터 파괴되지 않고, 온도 변화에도 변형되지 않는 아주 견고한 물질로 제조되어 있으며, 이러한 용기를 운반하는 경우 도난, 탈취 등의 불의의 사고에 의해 방사성물질이 유출되는 것을 방지하기 위하여 용기를 운반하는 차체에 시건장치 등을 통하여 단단히 고정시켜 운반되고 있다. 그러나 화재 등의 불의의 사고가 발생하는 경우 방사성물질을 보관 및 저장하는 용기를 신속하게 분리해야 하지만, 시건장치를 해제하여 차량으로부터 용기를 분리하는데 시간이 걸리기 때문에 이들 용기를 신속하게 분리하지 못하는 경우, 방사선 안전사고가 발생하여 이를 취급하는 사람에게 방사성물질에 피폭되어 신체적 장애가 발생하는 등의 문제점이 있다.

본사에서는 상기한 문제점을 해결하기 위하여 방사성물질을 방사성물질 전용 운반차량으로 운반시 교통사고 등의 불의의 사고 발생 시 방사성물질 전용 운반 차량에 장착되어 있는 고정장치로부터 신속하게 분리할 수 있는 방사성물질 운반함을 고안하였다.

본 운반함은 그림 1과 같이 2개의 주요장치 - (1) 방사성물질 저장함 (2) 운반차량 부착 고정장치 - 로 구성된다. 방사성물질 저장함은 일반적인 방사성물질 저장함의 하단에 그림 1 (a)와 같은 양단이 잘린 원형의 판에 용접되며 그림 1 (b)의 방사성물질 운반함 고정장치는 방사성물질 전용 운반차량의 소정 공간, 예를 들어 트렁크에 고정되며 몸체 저면에 4 개의 탄성이 매우 강한 탄성지지대(용수철 등) 및 저장함 홀더(holder)가 부착되어 있다. 방사성물질 저장함 고정판과 방사성물질운반함 고정장치 상판 사이에는 볼베어링으로 연결되어 방사성물질 운반함 고정장치 상판 위에서 방사성물질 저장함이 회전할 수 있다.

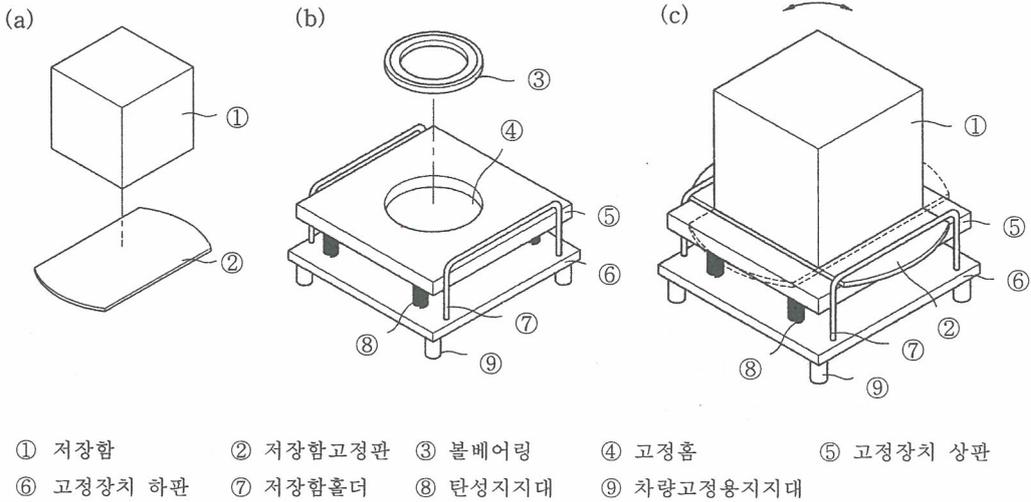


그림 1 (a) 방사성물질 저장함, (b) 차량용 고정장치, (c) 조립후 입체도

장치 각각의 특징 및 자세한 작동방법은 본사에서 출원한 내용

(출원번호: 20-2006-0007071)을 참고하기 바람에 간략히 설명하면 다음과 같다.

그림 1 (a)에서 ②의 저장함고정판은 저장함 저면에 용접, 혹은 초음파 용착의 수단으로 부착되며 몸체 원형의 지름은 저장용기보다 약간 길고 하단의 중앙에 ③의 볼베어링이 들어갈 수 있는 원형의 홈이 있다. 그림 1 (b)에서 ③의 볼베어링은 특별한 제작 없이 상용화된 볼베어링을 사용하며 ⑦의 2개의 저장함홀더는 그림과 같이 고정장치 하판에 고정되며 2개의 저장함홀더 사이의 간격은 저장함고정판의 직경보다 작고 대각선의 길이는 저장함고정판의 직경보다 길어서 2개의 저장함홀더 사이에서 저장함고정판이 자유로이 회전할 수 있어야 한다. ⑤의 고정장치 상판은 ⑧의 탄성지지대(용수철)의 수단으로 고정장치 하판에 고정되며 2개의 저장함홀더 내에서 상하로 움직일 수 있다.

고정장치에 저장함을 부착할 경우, 고정판이 부착된 저장함을 고정장치 상판 위에 놓고 탄성지지대를 이용하여 저장함홀더 높이의 아래로 누른 후 볼베어링을 이용하여 90도 회전시킨 후 서서히 놓으면 저장함은 고정장치의 저장함홀더에 쉽게 고정되며 고정장치에서 저장함을 탈착할 경우 부착시의 역순으로 저장함을 탄성지지대를 이용하여 누른 후 볼베어링을 이용하여 90도 회전시키면 저장함은 고정장치에서 쉽게 분리할 수 있다.

이상에서 설명한 바와 같이, 본 보고서에서 소개한 방사성물질 운반함은 방사성물질 전용 운반차량으로 운반시 교통사고 등의 불의의 사고시 방사성물질 전용 운반차량에 장착되어 있는 고정장치에 별도의 시건장치를 사용하지 않고 탈부착을 신속히 할 수 있기 때문에 방사선 안전사고를 최소화할 수 있는 효과가 있다.

한국표준형원전 방사선비상시 선원항 평가 방제시스템 개발

손한성, 이경호, 최성수, 신형기*, 문철웅**, 김병태**, 임판석**
 (주)액트, 대전시 대덕구 신일동 1688-5 벤처타운 장영실관 407호

*한국원자력안전기술원, 대전시 유성구 구성동 19-0

**선광원자력안전(주), 대전시 대덕구 신일동 1696-4

khlee@actbest.com

방사능 방제 및 안전규제 기술 개발은 IT 기술의 발전과 H/W 성능 개선으로 획기적으로 이루어지고 있다. 국내의 경우 IT 기술을 접목하여 천재지변시 등에 효율적인 방제대책 기술이 구축되었고 국가적인 관리도 훌륭하게 이루어지고 있다. 그러나 국내 원전의 경우 노형의 다원화로 최적시스템의 구축에 대한 연구는 더 필요하다. KINS의 경우 원전에서 입수한 안전 관련 데이터를 종합적으로 관리하고 있으며 이를 기반으로 다양한 사고 시나리오 및 선원항 누출에 대한 신뢰성 있는 DB 구축으로 보다 적극적인 방제시스템을 구축하고자하며 이에 한국 표준형 원전에 대한 선원항 평가 방제 시스템을 개발하였다.

본 연구는 국내에는 없는 미국 Sandia National Laboratories에서 개발한 방사선원항을 계산하는 XSOR 코드(SURXSOR, SEQXSOR, ZIXSOR, PBXSOR, GGXSOR) 개발과 한국표준형원전에 적합하게 사용할 수 있게끔 하는 목적으로 수행되었으며 이를 위해 미국 Surry 발전소등에서 사용 하였던 매뉴얼등을 수집하여 실행과일을 작성하였고 프로그램 수행에 필요한 입력파일(표 1. 참조)도 생성하여 KINS가 관리중인 방사능방제대책전산체계(CARE) 시스템에서 실행할 수 있도록 하였다. 또한 안전정보망시스템(SIDS) 안전변수와 연계하여 온라인상에서 선원항 누출을 예측하여 방제활동을 효율적으로 수행할 수 있는 시스템을 구축하였다.
 (그림 1., 그림 2. 및 그림 3. 참조)

순번	변수명	설명	SIDS 테이블 명	단위
1	CVPr	격납건물 광역압력	Y3_CVBLDA_1	psig
2	RVHdLvl	원자로용기 헤드수위	Y3_ISYSA_1	%
3	CVSpray	격납건물 살수 신호	Y3_CVBLDD_1	-
4	CVH2	격납건물 수소 농도	Y3_CVBLDA_1	%
5	CVSmLvl	격납건물 침수조 수위	Y3_CVBLDA_1	%
6	SGILvl	증기발생기 1 수위	Y3_2STEAMA_1	%
7	SGIPr	증기발생기 1 압력	Y3_2STEAMA_1	Bar
8	SG2Lvl	증기발생기 2 수위	Y3_2STEAMA_1	%
9	SG2Pr	증기발생기 2 압력	Y3_2STEAMA_1	Bar
10	DAERad	탈기기 유출물 방사능 농도	Y3_RAD_1	uCi/cc
11	PZRPr	가압기 압력(냉각재 압력)	Y3_ISYSA_1	psig

표 1. XSOR코드에 사용되는 한국표준형원전 안전변수

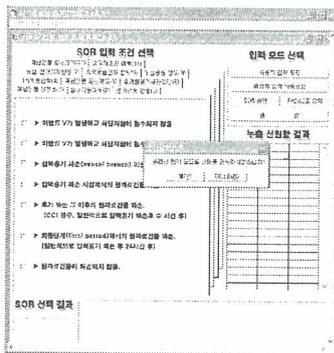


그림 1. XSOR 특성치 생성 프로그램 초기화면



그림 2. XSOR 실행

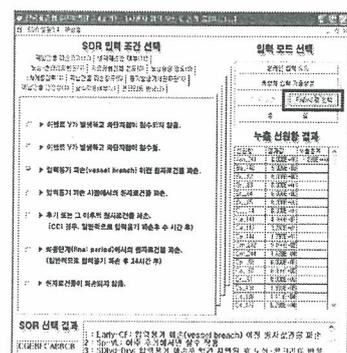


그림 3. FADAS DB로의 선원항 계산 결과 입력화면

XSOR 결과를 환경영향평가시스템(FADAS)에 입력하여 한국 표준형 원전의 노심 재고량 및 냉각재 재고량의 방출 분율을 이용하여 선원항 값을 계산하였다. 실험적으로는 연구결과의 신뢰성 및 타당성을 위하여 MAAP 코드와의 비교 계산을 통해(표2. 및 그림4. 참조) 방사선 방출에 대하여 XSOR 코드 및 MAAP 코드 계산은 비슷한 유형의 결과를 도출함을 확인하였다. 한국 표준형 원전의 안전 변수와 연계하여 XSOR 코드로 방사선사고 발생 시 누출 계산을 통하여 FADAS와 연계하여 기상자료를 합하여 대기확산 평가를 하였고 실시간으로 발전소 상태를 감시할 수 있는 방재 시스템을 구축하였다. 따라서 본 연구의 결과는 원전에서 시행하고 있는 방재 훈련 시에 방재 훈련의 효과를 극대화할 수 있는 도구로써 충분히 활용이 가능하다.

CODE	Noble Gases	CsI	TeO2	SrO	BaO	La2O2	CeO2
MAAP	1.23E-03	1.03E-06	3.89E-07	8.24E-09	3.80E-08	2.30E-10	1.02E-09
XSOR	4.90E-03	2.10E-03	8.50E-10	8.00E-04	3.80E-05	1.20E-06	2.90E-06

표 2. MAAP 코드 및 XSOR 코드 선원항 방출군 비교

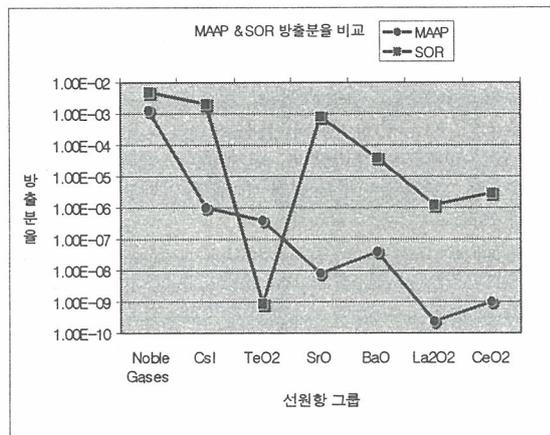


그림 4. MAAP 코드 및 XSOR 코드 방출군별 비교도

또한 XSOR 를 CARE에 적용하여 방사선원항평가시스템(STES) 프로그램이 갖지 못한 방사선 누출에 대한 각종 데이터를 제공함으로써, 장점만을 가진 방재시스템으로 확대하였다.

본 연구를 통하여 첫째, 많은 실험을 통한 XSOR 실행프로그램의 구현 및 테스트, 둘째, XSOR 코드와 SIDS간 연계를 위한 원전 안전변수 선정 및 연계, 셋째, XSOR 코드 결과인 선원항을 FADAS에 자동 입력하도록 프로그램 구현 및 마지막으로 Level 2 PSA의 검증 코드로 사용하고 있는 MAAP 코드와 XSOR 코드로 계산 결과를 비교하여 방출 분율이 비슷한 유형을 갖는다는 결론을 도출할 수 있었다.

그러나 보다 완벽한 결과 도출을 위해서는 XSOR 코드의 안전 변수 11개만으로는 부족하며 심도 깊은 연구를 통해 XSOR 코드가 잘 수행할 있도록 하여야하며 앞으로도 다양한 코드를 통해 방사능 누출에 대한 이론적, 실험적 단점을 보완하여야한다. 이를 통해서 더욱 효율적이고도 국민의 안전 보장과 국민이 위해로부터의 완벽보호를 받는 최적의 방재 시스템을 구축할 수 있다.

조사재시험시설 방사선 관리구역의 오염도 현황분석

송용섭, 주용선, 김희문, 안상복, 정양홍

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

nussong@kaeri.re.kr

I. 서론

조사재 시험시설은 핫셀운전구역과 서비스 구역으로 구분되며, 1개의 풀(pool)과 7개의 중량콘크리트 핫셀, 1개의 납핫셀 및 부대시설로 구성되는 원자력 시설로서 방사선관리구역의 철저한 관리로 표면오염도, 공기중방사능농도 및 공간방사선량률을 조사하였고, 이의 안전성을 입증하였다. 기체폐기물 관리계통으로는 비핫셀 구역의 공기와 핫셀구역의 공기를 구분하여 외부로 배기하는데, 공기조화설비를 항상 가동하여 실내 환경 및 각 실 간의 부압을 유지하여 공기가 오염이 많은 구역으로 흐르도록 실시하고 있다. 설계의도에 부합되는 조정 작업을 실시하여 쾌적한 환경 및 오염의 확산방지에 힘쓰고 있다.

II. 본론

조사재시험시설 관리구역을 3부분으로 나누어 공간방사선량률, β 방출체에 의한 표면오염도 및 공기중방사능농도를 측정하였다.

III. 결론

시설의 방사선관리구역의 오염도 상황은 외부방사선량율(주당 400 μ Sv), 공기중 방사성물질의 농도, 물체표면의 허용오염도의 1/10 이하의 수준으로 상시 관리하고 있으므로 안전하다 할수 있다.

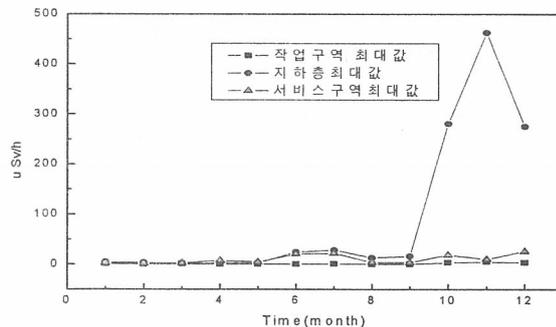


그림 1 조사재시험시설 방사선 관리구역의 공간방사선량률

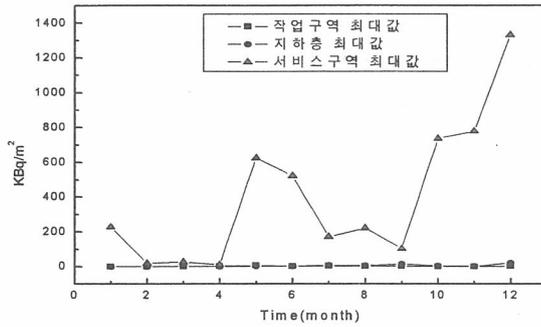


그림 2 조사재시험시설 관리구역의 β 방출체에 의한 표면오염도

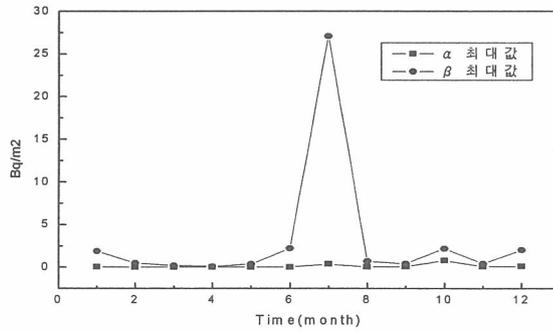


그림 3 조사재시험시설 공기중 방사능 농도

원전 주변주민의 소개준비시간 평가를 위한 사회행동특성 조사 설계

방선영, 이갑복, 정양근

한국전력공사 전력연구원, 대전광역시 유성구 문지동 103-16

afgm5295@kepco.co.kr

원자력발전소 사고 시 다량의 방사성물질이 발전소의 지역으로 방출되어 주변주민에게 일정 기준이상의 방사선량 피폭이 예상될 경우, 주민을 안전하게 보호하기 위한 조치의 일환으로 주민을 대피 또는 소개시키는 것이 하나의 방법이며 때로는 주민을 보호할 수 있는 유일한 선택이다. 이러한 소개에 있어서 중요한 문제가 되는 것은 소개에 소요되는 시간의 평가이다. 소개시간평가는 미국의 경우 NRC의 NUREG-0654와 연방방사대책위원회 FEMA-REP-1에서 권고하고 있으며 ETS는 Emergency Planning Zone을 벗어나는데 걸리는 시간에 대한 평가로 규정하고 있다.

소개시간은 주민이 소개를 시작한 후 해당 지역을 벗어나는데 걸리는 시간으로서 소개경보가 발령된 후 대상 주민이 소개에 응하는데 걸리는 시간(소개준비시간)과 소개 준비 후 소요되는 시간의 합을 의미한다. 소개준비시간은 대상주민의 사회행동특성에 따라 소요시간의 차이를 보이므로 정확한 소개시간 판단을 위해서 대상주민의 사회행동특성 파악이 무엇보다 중요하다. 따라서 원전 지역을 대상으로 사고 시 주민들의 개인적·사회적 행동특성 조사를 통해 가능한 실제적인 가정에 기초한 소개준비시간 필요성이 제기된다. 국내·외의 기존 소개준비시간 평가는 Civil Defence Office 내의 전문가들의 회의를 통해 결정된 확률분포함수를 이용하여 산정하였으며, 캐나다의 Davis Besse 원자력발전소와 울진원전을 대상으로 한 소개시간 예측에서는 주민행동특성에 대한 설문조사를 수행하여 주민소개시간을 예측한 사례가 있다[1][2]. 그러나 위 연구는 대상주민의 상상에 의한 대답의 결과를 단순 인용하여 Data의 신뢰도가 떨어지는 한계가 있다.

본 연구에서는 원전 주변주민의 사회행동특성에 따른 소개준비시간 조사의 신뢰도를 높이기 위해 소개준비시간에 영향을 주는 인자들에 대해 고찰하고 이를 조사설문지에 반영하였다. 소개는 표. 1 과 같이 단계별 상황으로 구분한다[3]. 소개준비시간의 추정은 이들 각각의 상황에 따르는 소요시간의 합으로 추정하는 것이 가능하다. 각각의 상황은 시간 순서에 따라 서로 독립적이며, 1 부터 5까지의 상황은 순차적으로 순서의 변동 없이 발생한다. 또한 발생시나리오에 따라 활동이 생략될 수 있다. 각각의 활동이 진행될 때 마다 필요한 시간들이 측정될 때 소개준비시간 산정이 가능하게 된다. 예를 들면, 주중이나 여름철의 경우에 소개준비시간 발생 가능한 활동이 1-2-3-4-5 또는 1-2-5로 볼 수 있으므로 각각의 활동에 소요되는 시간을 구한 후 대수적 합산이 아닌 확률적으로 합산한다.

소개결정 과정에 일반적인 변수는 일반적 변수와 사회적 변수로 나눌 수 있다. 일반적 변수는 위협에 대한 현실인식측면과 개인적 위험인식 수준, 적응계획의 존재유무로 구분되며, 사회적 변수는 가족 및 친척 관계의 네트워크, 지역사회 관여의 정도, 민족(인종) 집단 가입, 그리고 자신의 재난통제수준의 신념 등으로 구분된다. 그림. 1 에 개인 소개결정 모델을 도식화 하여 나타내었다.

설문조사는 고리, 월성, 울진 원전주변 비상계획구역내 거주주민 각 500명, 총 1500명을 대상으로 이루어지며 설문 내용은 가상 사고상황을 설명하는 시나리오를 포함하여 소개에 영향을 줄 수 있는 나이, 성별, 가족 수, 거주지, 단계별 소개준비시간, 소개 시 교통수단, 소개방향, 대피장소 등에 대한 질의를 포함하여 원전 주변 주민의 비상발령 시 소개특성에 대해 조사할 예정이다.

[참고문헌]

- [1] T. Urbanik II, "Evacuation Time Estimates for Nuclear Power Plants," Journal of Hazardous Materials, 75, pp. 165-180 (2000).
- [2] 전인영, 이재기, "울진원전 방사선비상계획구역에 대한 소개시간 예측," 대한방사선방어학회지 27(3), pp. 189-198 (2002).
- [3] KLD Associates, Inc, "Davis Besse Nuclear Power Station Development of Evacuation Time Estimates", Rev. 5, New York (2003).

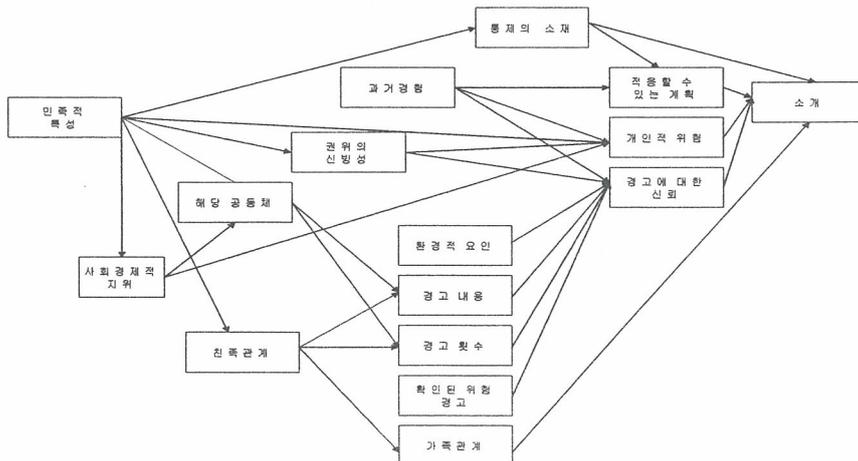
<표 1> TGT 추정을 위한 단계별 상황 내용

단계(Event Number)	단계별 상황 내용(Event description)
1	경보 시작(Warning initiation)
2	경보 수령(Warning receipt)
3	근무지 출발(Departure from work)
4	가정에 도착(Arrival home)
5	가정에서 출발(Departure from home)

<표. 2> TGT의 단계별 활동

활동 배열(Event Sequence)	활동(Activity)
1→2	경보 수용 (Public receives notification information)
2→3	근무지 출발 준비 (Prepare to leave work)
2,3→4	가정에 복귀 (Travel home)
2,4→5	소개 시작 준비 (Prepare to leave for evacuation trip)

<그림. 1> 개인의 소개결정의 주요 요인 모델



BMS를 이용한 중수로형 원전 중성자 스펙트럼 측정

손중권, 서장수, 원유호, 강기두

원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

jkson1@khnp.co.kr

원자력 발전소 출력운전 중에 기기점검이나 보수 등의 목적으로 원자로 건물내를 출입하는 방사선 작업자의 보호를 위해 중성자에 의한 피폭선량을 정확하게 평가해야 하는데 중성자 피폭선량을 정확하게 평가하기 위해서는 원자로 건물내의 중성자 에너지 스펙트럼을 출력별, 위치별로 평가하고 있어야 한다. 비록 국내 원자력발전소에서 열형광선량계(TLD)와 Pocket Dosimeter, Remball 등을 이용하여 작업자의 중성자 피폭선량을 평가하고, 이를 토대로 작업계획을 수립하고는 있으나, 각 기기의 측정값 간의 편차가 심해 현장 방사선 작업관리에 여러 가지 어려움을 겪고 있는 실정이다. 또한 1990년 개정된 ICRP 60에서는 중성자에 의한 피폭선량을 중성자 에너지 구간별로 평가하도록 권고하고 있다. 즉, 중성자 에너지 구간을 세분화시켜 각 구간별로 방사선가중치를 새로 도입하여 중성자에 의한 피폭선량을 보다 엄격하게 평가하도록 평가방법을 강화하였으며, 이는 이미 1998년에 법제화가 완료되었다. 따라서 ICRP 60의 권고기준을 만족할 수 있도록 중성자 선량평가 방법을 개선하고 원자로 건물내를 출입하는 방사선 작업자의 안전을 보증하기 위해 중성자에 의한 피폭선량을 정확하게 평가해야 하며, 이를 위해서는 원자로 건물내 중성자 에너지 스펙트럼을 정확히 예측하는 것이 필수적이다.

1980년대 초반 미국 NRC는 PWR과 BWR형 상용 원자력발전소 6곳을 선정하여 원자로 건물내에서의 중성자 에너지 스펙트럼을 측정하였으며, 캐나다는 1990년대에 들어 CANDU형 원자로 건물내의 중성자 에너지 스펙트럼을 측정하는 등 세계 각국에서 중성자 에너지 스펙트럼을 측정하여 선량평가에 활용하고 있다. 그러나 아직까지 우리나라에서는 원자력 발전소 원자로 건물내의 중성자 에너지 스펙트럼 측정경험은 미미한 상황이다. 따라서 정확한 중성자 피폭 선량평가를 위해 CANDU형인 월성원자력발전소 3호기의 원자로 건물 5층의 2곳에서 중성자 스펙트럼을 측정하였으며 이를 토대로 선량평가를 수행하였다.

원자력발전소에서 종사자가 받는 중성자 피폭의 주요 원인은 핵분열에 의해 생성되어 원자로 차폐체를 뚫고 나오는 중성자이다. 발생 선원에 관계없이 원자력 발전소에서 존재하는 모든 중성자는 콘크리트, 물, 철강 등의 차폐체를 통과하거나 산란된 중성자이며 따라서 차폐체의 구조와 양은 한 위치에서 유일하기 때문에 여러 위치에서의 중성자 스펙트럼 측정이 필요하다. 월성 출력운전중 작업자의 중성자 피폭이 우려되는 곳을 현장 실무자와의 협의를 통해 결정하여 정상운전 상태에서 중수로형 발전소인 월성원자력발전소 제3호기의 원자로 건물내 2곳에서 BMS(Bonner Multi-Sphere Spectrometer System)를 이용하여 중성자 에너지 스펙트럼을 측정하였다.

BMS는 높은 중성자 검출효율, 광범위한 측정영역(열중성자 ~ 수백MeV), 등방성과 쉬운 작동법 등의 이유로 널리 사용되며 보건물리와 차폐연구의 목적에 이용된다. BMS는 스펙트럼 분해능이 좋지는 않지만 일반적으로 선량당량 결정에 충분히 사용될 수 있다. 측정 데이터로부터 컴퓨터 코드를 이용해 중성자 스펙트럼을 unfolding해야 하는 데이터 처리의 복잡성이 BMS의 단점이다.

상기 특징과 훌륭한 감마 식별력은 중성자 스펙트럼 측정에 매우 유용하다. BMS는 7개의 검출기로 구성되며 1번은 감속구를 사용하지 않는다. 검출기 2번에서 7번까지의 폴리에틸렌 감속구의 반경은 각각 2", 3", 5", 8", 10", 12"이며 그 밀도는 0.95 g/cm³이다. 열중성자 검출기로는 ⁶Li(Eu) 섬광체를 사용하며, 열중성자의 존재 유무를 측정하기 위하여 검출기에 Cd 덮개를 씌워 측정하는 경우도 있다. 이 경우 검출기의 열중성자에 대한 반응도를 줄일 수 있기 때문에 상대적으로 양호한 에너지 분해능을 얻을 수 있다. 감속구가 작을수록 저에너지 중성자에 잘 반응하며, 감속구가 클수록 고에너지 중성자를 효과적으로 감속하기 때문에 고에너지 중성자에 잘 반응한다. 각각의 검출기가 서로 다른 에너지에 대해 반응하기 때문에 각 검출기의 측정 데이터를 모아 unfolding 하면 완전한 중성자 에너지 스펙트럼을 구할 수 있다. 각 측정위치에서 감속구를 매번 교체하면서 6회씩 측정하였고, 선량율에 따른 시스템의 불감시간을 고려하여 위치별로 측정시간을 다르게 설정하였다. 정상운전 중인 원자로 건물내에서의 측정이므로 모든 장비는 비닐로 오염방지 포장을 하였고, BMS를 설치한 후 측정자는 저선량 구역으로 이동하여 작업을 수행하였다. BMS는 Cf-252 선원으로 교정하였으며 측정된 데이터는 BUNKI 코드를 이용하여 unfolding하여 에너지 스펙트럼을 얻었다. 그림 1은 두 지점의 중성자 스펙트럼이며 표 1은 분석결과를 요약한 것이다.

각 지역의 평균에너지를 고려하면 ICRP 60 선권고의 방사선 가중치를 적용할 때 중성자 선량이 증가할 수 있다는 것을 보여준다. 하향 조정된 선량제한치와 상향 조정된 중성자 방사선 가중치를 반영한 선량평가를 하게 되면 원전의 방사선관리에 어려움이 예상된다.

원전의 중성자 선량 평가를 위해 월성원전 3호기 10곳에서 중성자 스펙트럼을 측정할 계획이며 10곳의 측정이 완료되면 분석자료를 활용하여 중성자 선량 평가 및 관리에 활용할 예정이다.

표 1. 각 측정위치별 분석결과

측정지점	중성자 플루언스 (n/cm ² · sec)	평균에너지 (MeV)	환산선량률 (μSv/h)
C	9.719 × 10 ²	2.310 × 10 ⁻²	90.6
D	4.490 × 10 ²	1.266 × 10 ⁻¹	48.7

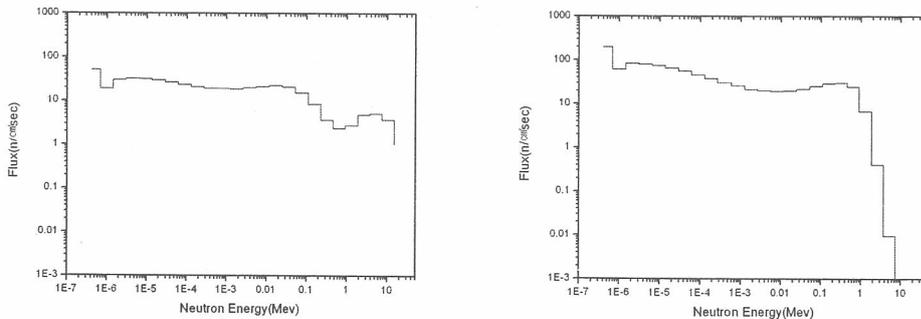


그림 1. 각 측정위치의 중성자 에너지 스펙트럼

버섯기준물질의 자연방사능준위결정을 위한 국제 비교속련도 시험

이완로,곽지연, 김희령, 최상도, 정근호, 조영현, 강문자, 최근식, 이창우, 정형욱*, 박상애*

*식품의약품안전청, 서울특별시 은평구 진흥로 231번지

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

petor@kaeri.re.kr

비교속련도 시험은 참여기관간의 분석결과를 상호 비교하여 측정능력을 향상시키고 참여기관의 분석 정확성을 테스트하기 위해서 일반적으로 행해지고 있다. IAEA에서는 비교속련도 시험의 일반적인 목적과 더불어 버섯기준 물질의 자연방사능준위결정을 위하여 비교속련도 시험을 실시하였다. 참여기관들은 최적의 기준물질을 선정하고 선정된 물질을 벨기에의 IRMM에서 제작 및 특성 평가하고, 이를 이용하여 방사능 분석을 하였다. 본 논문에서는 IAEA주관하에 국제 비교속련도 시험에 참가하여 분석한 방사능 결과를 다른 나라들과 비교하였으며, 또한 참가 후 앞으로 국내 비교속련도 주관기관으로써 역할 수행시 반드시 필요한 데이터 처리방법에 대해서 연구하였다. 방사능 분석은 HPGe 극저준위 감마분광분석기 및 일반 HPGe를 이용하였다. 각 샘플은 12시간 측정하였으며, 한 샘플에 대해서 5번씩 반복 측정하였다. 수분함양 측정결과 6.5 ~ 6.8 %를 보였으며, 이는 IRMM에서 기준치로부터 오차범위내의 값을 보였으며, 방사능 핵종은 Cs-134, Cs-137, 및 K-40 등이 측정되었다. 참가국으로는 폴란드, 브라질, 헝가리, 한국, 파키스탄, 시리아 총 6개국, 22개 실험실이 참석하였다. 버섯기준 물질의 방사능 분석 결과는 표. 1에서 보여주고 있다.

표. 1 버섯기준물질의 방사능 분석결과 요약

Radionuclide	¹³⁴ Cs	¹³⁷ Cs	⁴⁰ K
Overall mean (Bq/kg)	4.38	2898.9	1135.7
Rel. std. dev (%)	18.9	6.9	9.9
Standard error (%)	10.9	2.8	4.0
Range of values (Bq/kg)	3.70 - 5.30	2680.0 - 3192.0	1001.0 - 1319.3
Number of laboratories	3	6	6
No. of results averaged	7	22	22

참여국가간에 합의된 값에 대해서 각국들의 결과 값을 평가하는 방법은 아래와 같이 다양한 방법들이 있다. 첫째 방법은 z-score 방법인데 분석값과 합의된 값의 차이를 참여국가간의 결과 값들의 표준편차로 나눠주는 방법인데 다음과 같은 식으로 표현된다.

$$Z_{score} = \frac{Value_{analyst} - Value_{mean}}{\sigma} \quad \text{Eq. (1)}$$

둘째 방법은 U-test로 평균값과 각 참여국가의 결과값의 차이를 불확도를 고려하여 평가하는 방법이고 다음과 같이 표시될 수 있다.

$$u_{test} = \frac{|Value_{mean} - Value_{analyst}|}{\sqrt{Unc_{mean}^2 + Unc_{analyst}^2}} \quad \text{Eq. (2)}$$

위의 방법들은 단지 평균값 또는 참여국가간에 합의된 값과 참여국가의 분석값의 차이만을 보여 주고 있다. 즉 평균값에 가까운 값을 냈지만 불확도가 큰 경우하고 불확도는 작으나 평균값에 멀리 떨어져 있는 경우는 그 값을 평가하기 힘들다. 따라서 불확도 및 결과값들의 차이를 동시에 고려하는 방법이 필요하다. 분석 결과값들이 수용할 수 있는 범위인지 아닌지는 다음과 같은 두가지 요소에 의해서 평가될 수 있다. 즉 정확도와 정밀도를 동시에 평가하는 것이다.

정확도는 다음과 같이 표현될 수 있다.

$$|Value_{mean} - Value_{analyst}| \leq 1.95 \times \sqrt{Unc_{mean}^2 + Unc_{analyst}^2} \quad \text{Eq. (3)}$$

정밀도는 불확도에 대한 판단으로 아래와 같이 표현될 수 있으며, 만일 아래 식의 값이 2 시그마보다 작은 경우에는 통과로 판단한다.

$$\sqrt{\left(\frac{Unc_{mean}}{Value_{mean}}\right)^2 + \left(\frac{Unc_{analyst}}{Value_{analyst}}\right)^2} \times 100\% \quad \text{Eq. (4)}$$

이 두 요소가 모두 통과되면 수용으로 판단할 수 있다. 본 연구기관의 코드는 C4로 표. 2. 3. 4를 보면 모두 수용할 수 있는 좋은 결과를 얻었으며, 추후 이런 데이터해석 방법을 이용하면 비교속련도 주관기관으로써 역할을 수행 할 수 있을 것이며 또한 비교속련도 시험을 통해서 기준물질 방사능 농도 결정이 가능할 것이다.

표.2 ¹³⁴Cs의 수용성 테스트 결과

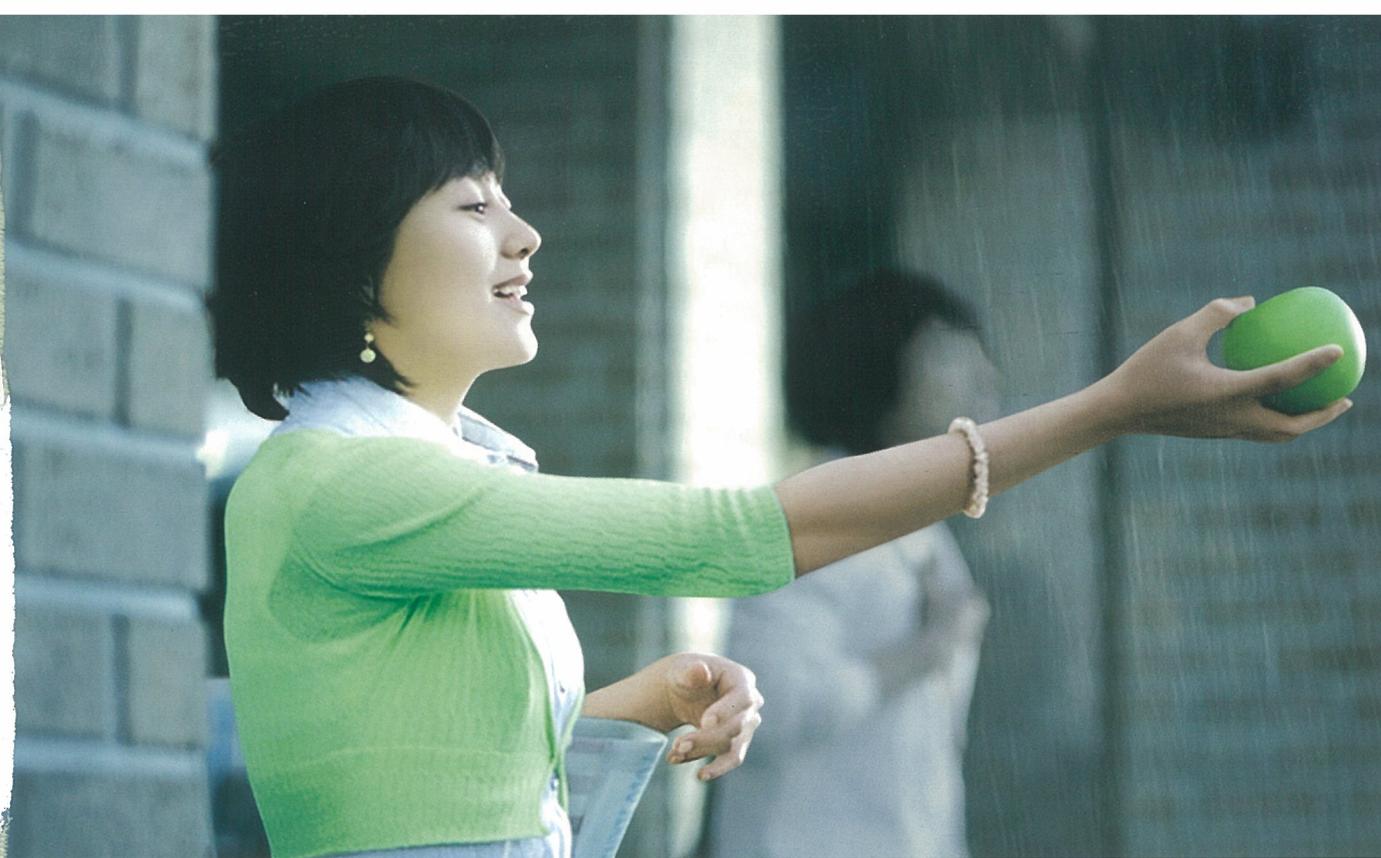
Lab. Code	Accuracy Criteria			Precision Criteria		Final status
	$ Value_{mean} - Value_{analyst} $	$1.95 \times \sqrt{Unc_{mean}^2 + Unc_{analyst}^2}$	Status	[%]	Status	
C1	0.7	2.2	Pass	30.8	Pass	Pass
C4	0.2	2.2	Pass	29.3	Pass	Pass
C5	0.9	3.97	Pass	43.9	Fail	Fail

표.3 ¹³⁷Cs의 수용성 테스트 결과

Lab. Code	Accuracy Criteria			Precision Criteria		Final status
	$ Value_{mean} - Value_{analyst} $	$1.95 \times \sqrt{Unc_{mean}^2 + Unc_{analyst}^2}$	Status	[%]	Status	
C1	218.9	461.6	Pass	9.3	Pass	Pass
C2	188.9	429.1	Pass	8.6	Pass	Pass
C3	293.1	354.0	Pass	6.9	Pass	Pass
C4	140.6	354.8	Pass	6.9	Pass	Pass
C5	49.8	391.4	Pass	7.6	Pass	Pass
C6	75.7	356.7	Pass	7.0	Pass	Pass

표.4 ⁴⁰K의 수용성 테스트 결과

Lab. Code	Accuracy Criteria			Precision Criteria		Final status
	$ Value_{mean} - Value_{analyst} $	$1.95 \times \sqrt{Unc_{mean}^2 + Unc_{analyst}^2}$	Status	[%]	Status	
C1	5.7	243.8	Pass	12.2	Pass	Pass
C2	134.7	217.4	Pass	11.1	Pass	Pass
C3	4.3	202.4	Pass	10.1	Pass	Pass
C4	183.6	220.0	Pass	10.7	Pass	Pass
C5	48.0	260.5	Pass	12.8	Pass	Pass
C6	95.7	311.7	Pass	16.4	Pass	Pass



우리가 만든 맑은 하늘
 맑은 비로 돌아옵니다

하늘이 맑아지면, 사과를 씻어 먹어도 될 만큼 맑은 비가 내립니다
 온실가스 걱정없는 맑고 깨끗한 하늘, 청정에너지 원자력이 지켜가겠습니다



친환경 에너지 기업 —————
 **한국수력원자력**주



Korean Radioactive Waste Society

대전시 유성구 덕진동 150번지 원자력 연구소 정보과학동 2층 205호

TEL : +82-42-861-5851 FAX : +82-42-861-5852

E-mail : krs@kaeri.re.kr <http://www.krws.or.kr>