

Abstracts of Proceedings of the
Korean Radioactive Waste Society
May 2008

한국방사성폐기물학회 학술논문요약집

- 2008년 봄 -

일시 : 2008. 5. 22(목)~23(금)

장소 : 서울대학교 호암교수회관

주최 : 한국방사성폐기물학회

후원 : 대우건설(주)



사단
법인 **한국방사성폐기물학회**

목 차

제1분과 방사성폐기물 정책 및 제염해체(ORAL)

좌장 : 김길정 · 문제권

12:30	Proliferation-resistant, Accident-tolerant, Self-supported, Capsular Assured Reactor (PASCAR)	19
	Il Soon Hwang, Myung Hyun Kim, Han Gyu Joo, Bong Yoo, Moo Hwan Kim, Seung Rok Oh, Kyung Woo Yi, Dong Yoon Han, Jun Lim, Hyo On Nam, Jae Hyun Cho, Keun Young Lee, Moo Hoon Bae, Sung Yeol Choi and Chang Hyo Kim [NUTRECK, SNU]	
12:50	Reactor Deployment Strategy with Introduction of SFR Burners for Spent Fuel Reuse	20
	Young-In Kim, Byung Chool Won, Dong Uk Lee and Dohee Hahn [KAERI]	
13:10	Development of an Active Participation Strategy for IAEA Programs and Its Effective Implementation in the Field of Radioactive Waste Management ...	22
	Kyoung-Pyo KIM [KAERI]	
13:30	원자력시설 해체작업 환경의 잠재적 위험성에 대한 개념적 정량화 방안 설정 ...	23
	정관성 · 이근우 · 이동규 [한국원자력연구원]	
13:50	방사성 오염 금속 표면에 형성된 코발트 산화막의 플라스마 제염 반응 연구 ...	25
	박동민 · 전상환 · 김용수 [한양대학교]	
	진동식 [㈜엑트]	
	문제권 · 정종현 [한국원자력연구원]	

제1분과 방사성폐기물 정책 및 제염해체(Poster)

P01A01	MARSSIM 방법론을 적용한 부지복원방법과 사례	29
	주민수 · 홍상범 · 이기원 · 정운수 [한국원자력연구원]	
P01A02	방사능오염 토양의 현장 내 · 외 처리복원기술 조사연구	31
	황선태 · 신동관 [㈜텍시빌]	
P01A03	Establishment of the Strategy for an Active Participation in the IAEA Program and Its Effective Implementation in the Radiation and Transport	

Safety Field.....	33
김경표 [한국원자력연구원]	
P01A04 동전기세정장치에 의한 방사성도양 제염기술 개발	34
김계남 · 정윤희 · 이정준 · 문제권 · 정종현 · 이근우 · 정운수 [한국원자력연구원]	
P01A05 우리농 변환시설에서 발생한 해체폐기물 특성	36
황두성 · 이규일 · 최윤동 · 박진호 · 정운수 [한국원자력연구원]	
P01A06 UF ₆ 실린더 내부표면 세척공정 폐액 분석	38
전관식 · 유성현 [㈜유이엔지]	
설증근 · 류재봉 · 최병순 · 이영배 · 조석주 [㈜한전원자력연료]	
P01A07 해체금속폐기물의 용융제염	40
이규일 · 황두성 · 김태준 · 최윤동 · 황성태 · 박진호 · 정운수 [한국원자력연구원]	
P01A08 자기장을 이용한 제염장치 개발	42
김병태 · 김대환 · 홍지식 [선광원자력안전(주)]	
김종화 [㈜엑트]	
P01A09 초임계 이산화탄소를 이용한 seassand의 제염.....	44
이정근 · 유재룡 · 고문성 · 박광현 [경희대학교]	
P01A10 콘크리트 해체폐기물의 처분용기 재활용에 대한 선량 평가	46
김제홍 · 오원진 · 이근우 · 최왕규 [한국원자력연구원]	
P01A11 The status of decommissioning activities of the KRR-1 & 2 in 2007	47
Ki-Won Lee, Sang-Bum Hong, Gyeong-Hwan Jeong, Jin-Ho park and Un-Soo Chung [KAERI]	
P01A12 AHP와 MAUT 방법론 비교 평가	49
최광순 · 김길정 · 이병식 [한국전력기술(주)]	
P01A13 퇴적침출(Heap leaching)을 이용한 토양 중 Co 및 Cs의 제염	51
이정준 · 김계남 · 정윤희 · 문제권 · 이근우 [한국원자력연구원]	
P01A14 Cs ⁺ 이온으로 오염된 금속 표면에 대한 광 용발 제염 특성.....	53
원휘준 · 바이갈마 · 문제권 · 정종현 · 이근우 [한국원자력연구원]	
P01A15 ISOCs를 활용한 건물내 잔류 방사능 평가	55
홍상범 · 주민수 · 정경환 · 이기원 · 정운수 [한국원자력연구원]	
P01A16 해체 콘크리트 폐기물의 고도처리에 의한 순환골재의 물리적 특성 및 미분말의 슬래깅	57
민병연 · 박정우 · 최왕규 · 오원진 · 정종현 [한국원자력연구원]	

P01A17	고리1호기 공조설비 해체 콘크리트 자체처분을 위한 피폭방사선량 평가	59
	장기환 · 정운창 · 윤풍학 [한국수력원자력(주)]	
	김효철 · 오세용 [하나검사기술(주)]	
P01A18	사용후핵연료 자원 분석 프로그램 개발	61
	차정훈 [경희대학교]	
	조동진 · 윤석균 · 최희주 · 최종원 [한국원자력연구원]	
P01A19	핵연료주기시스템 분석을 위한 평가지표 개발	63
	고원일 · 권은하 · 정창준 [한국원자력연구원]	
	정진엽 [한국에너지기술 · 방재연구원]	
P01A20	INPRO 핵확산저항성 분석을 위한 전용시나리오의 분석	65
	고원일 · 권은하 · 장홍래 · 이정원 [한국원자력연구원]	
P01A21	핵비확산 신뢰도 평가지표 개발 및 신뢰도 수준 평가	66
	권은하 · 고원일 [한국원자력연구원]	
P01A22	사용후핵연료 중간저장 경제성평가 사례연구	68
	김형준 · 조천형 · 이경구 [한국수력원자력(주)]	
P01A23	Preliminary Study on the NCRP's Recommendation for Establishment of Risk-based Radioactive Waste Classification System	70
	Min Ho Ahn, Sung Yeop Kim and Kun Jai Lee [KAIST]	
	Kynug Woo Choi [KINS]	

제2-1분과 방사성폐기물 처리(ORAL)

좌장 : 정승영 · 김주열

09:00	신원전 적용을 위한 공기조화설비 HEPA필터 및 활성탄흡착기 성능시험요건 ...	75
	정승영 · 전제근 · 송민철 · 김홍태 [한국원자력안전기술원]	
09:20	영광 1호기 핵연료 초음파 세정 시범적용 결과	77
	이두호 · 강덕원 [한전전력연구원]	
	박종열 · 김용찬 [한전원자력연료(주)]	
09:40	혼합형 플라스마토치의 운전특성 고찰	79
	문영표 · 박종길 · 황태원 [한수원(주)원자력발전기술원]	
10:00	폐수지 폴리머고화 특성 연구	81
	김주열 [(주)미래와도전]	
	양호연 [한수원(주)원자력발전기술원]	

10:40	경수로 원자로냉각재 중의 무기/유기 ^{14}C 화학형의 거동 특성	83
	강덕원 · 양양희 · 이두호 [한전전력연구원] 홍선옥 [(주)액트] 박경록 [한수원(주)원자력발전기술원]	
11:00	중저준위 방사성폐기물 시료채취 및 특성분석	85
	안홍주 · 송병철 · 표형열 · 손세철 · 한선호 · 지광용 [한국원자력연구원]	
11:20	Method validation of determination of ^{210}Po in water with solvent extraction method and extraction chromatography method	87
	Myung Ho Lee, Euo Chang Jung, Kyu Suk Song [KAERI]	
11:40	폐기물포장을 표본검사를 위한 샘플링방법	89
	김기홍 · 유영걸 [한국원자력연구원] 성석현 · 정의영 [한국수력원자력(주)] 이윤희 [충남대학교]	

제2-1분과 방사성폐기물 처리(Poster)

P02A01	휘발성 산화공정 조건에 따른 석탄회필터의 포집특성	93
	신진명 · 박장진 · 송기찬 · 김지현 [한국원자력연구원]	
P02A02	석탄회필터를 이용한 세슘의 고정화특성에 관한 연구	95
	김지현 · 신진명 · 박장진 · 송기찬 [한국원자력연구원]	
P02A03	저장중인 가연성폐기물의 현황과 처리계획	97
	지영용 · 홍대석 · 강일식 · 이영희 · 김태국 [한국원자력연구원]	
P02A04	QCM을 이용한 I-TEDA의 제거율 측정.....	99
	유재룡 · 이정근 · 고문성 · 성진현 · 박광현 [경희대학교]	
P02A05	원전 공기정화계통 폐활성탄 중 ^{14}C 의 온도에 따른 제거율 변화	101
	이정진 · 박경록 · 문찬국 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P02A06	Spectrophotometer를 이용한 시멘트 고화체 중의 EDTA 측정	103
	이승식 · 안홍주 · 최광순 · 표형열 · 손세철 · 한선호 [한국원자력연구원]	
P02A07	유도가열식 저온용융로 내부 용융유리의 열유동 해석	105
	최석모 · 김천우 · 황태원 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P02A08	음이온교환수지의 분해를 위한 파일럿플랜트 테스트 (I)	107
	김경숙 · 손순환 · 송규민 [한전전력연구원] 한주희 · 한기도 · 도승희 [한화석유화학중앙연구소]	

P02A09	초임계수산화공정을 이용한 폐양이온교환수지 분해 (I).....	109
	김경숙 · 손순환 · 이계우 [한전전력연구원]	
	한주희 · 한기도 · 도승희 [한화석유화학중앙연구소]	
P02A10	증기발생기 2차폐수지 처리공정 개선 고찰	111
	장대성 · 박경호 · 문철웅 [선광원자력안전㈜]	
P02A11	국내기술을 이용한 유리화기술 고주파발생기 개발 및 효율 향상	113
	김영일 · 김천우 · 황태원 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P02A12	원전 방사성폐기물 중 ^{59}Ni 및 ^{63}Ni 방사능 측정	115
	송병철 · 김영복 · 이창현 · 전영신 · 한선호 · 손세철 [한국원자력연구원]	
P02A13	파라핀고화 농축폐액의 ^{129}I 분석	117
	박순달 · 김정석 · 한선호 · 송규석 · 지광용 [한국원자력연구원]	
P02A14	고온플라즈마를 이용한 원전 증기발생기 화학세정폐액 처리경험	119
	강덕원 · 김석태 [한전전력연구원]	
	김진길 [비츠로테크(주)]	
P02A15	처분을 위한 방사성폐기물 특성시험	121
	홍대석 · 지영용 · 박경길 · 김태국 [한국원자력연구원]	
P02A16	하나로 중수 수질 및 폐기물 관리	123
	이문 · 신호철 · 이의규 · 김상진 · 임경환 · 한재삼 · 안국훈 [한국원자력연구원]	
P02A17	필터하우징의 설계 및 효율시험	125
	황용화 · 이형권 · 서항석 · 전용범 · 민덕기 · 류우석 [한국원자력연구원]	
P02A18	EPMA를 이용한 PWR CRUD 의 조성과 구조 및 형상의 분석	127
	정양홍 · 김희문 · 유병옥 · 안상복 · 류우석 [한국원자력연구원]	
P02A19	원자력발전소 발생 유기성폐액, 슬러지 고화처리	129
	이세엽 · 김동균 · 문기원 · 전호동 [(주)한국원자력엔지니어링]	

제2-2분과 방사성폐기물 처분(ORAL)

좌장 : 정찬우 · 김경수

09:00	회수 및 장기저장을 고려한 CANDU 사용후핵연료 처분 개념	133
	이종열 · 이 양 · 조동건 · 차정훈 · 최희주 [한국원자력연구원]	
09:20	국내 고준위폐기물 영구처분을 위한 안전원칙 및 규제모델 개발 방향	135
	박진용 · 서은진 · 최경우 · 노병환 [한국원자력안전기술원]	

09:40	저온 분사로 제조된 구리층의 부식특성	137
	이민수 · 최희주 · 국동학 · 최종원 [한국원자력연구원] 김형준 [포항산업과학연구원]	
10:00	지하심부 혐기성 미생물에 의한 우라늄 환원 및 지연특성	139
	이승엽 · 백민훈 · 손우정 [한국원자력연구원] 노 열 [전남대학교]	
10:40	국내 지하처분연구시설(KURT)에서 현장용질이동 시험: 균열특성 조사 및 현장용질이동 시험 장치	141
	이재광 · 백민훈 · 손우정 [한국원자력연구원]	
11:00	고준위 방사성폐기물처분 연구를 위한 KURT 주변 지역의 지질 모델	143
	박경우 · 김경수 · 고용권 · 배대석 · 최종원 [한국원자력연구원]	
11:20	국내처분장의 방사성폐기물 인수조건 선정방법	145
	김기홍 · 유영길 · 광경길 [한국원자력연구원] 성석현 · 정의영 [한국수력원자력(주)]	
11:40	위험도 기반 폐쇄후 처분안전성평가 방법론 개발 방향	147
	서은진 · 정해용 · 정찬우 · 이윤근 [한국원자력안전기술원]	
12:00	저준위폐기물처분장 운영 전 사전 안전성평가를 위한 공동 굴착 중 단열체계특성 정량적 조사 및 분석 방안	149
	김경수 · 배대석 · 고용권 · 최종원 [한국원자력연구원] 김중열 [소암건설(주)]	

제2-2분과 방사성폐기물 처분(Poster)

P02B01	동굴처분 사일로 폐쇄방안별 핵종이동 비교분석	153
	박진백 · 박주완 · 김창락 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P02B02	해외 지하연구시설을 이용한 핵종 및 콜로이드 이동에 대한 국제공동연구 현황 분석	155
	백민훈 · 박정균 · 이재광 [한국원자력연구원]	
P02B03	HLW 처분시설 공학적방벽시스템에 관한 기술기준 개발방향	157
	안상면 · 박진용 · 최경우 · 박상훈 [한국원자력안전기술원]	
P02B04	Simulation of resaturation process in the engineered barrier system of a high-level waste repository	159
	W. J. Cho, J. O Lee and S. Kwon [KAERI]	

P02B05	현장 시추공 히터시험을 위한 암반초기온도 예측	161
	권상기 · 김진섭 · 조원진 [한국원자력연구원]	
P02B06	A Verification Study between KAERI's and JAERI's Biosphere Assessment Models	163
	Youn-Myoung Lee and Yongsoo Hwang [KAERI]	
P02B07	고준위폐기물 복합 처분 방식 선정을 위한 개념 설정	165
	최희주 · 이종열 · 최종원 · 한필수 [한국원자력연구원]	
P02B08	암반의 변형계수 측정에 의한 지하처분연구시설의 암반 손상대 형성평가	167
	김진섭 · 권상기 · 조원진 [한국원자력연구원]	
P02B09	사용후핵연료 심지층 처분비용 평가체계	169
	이종열 · 이승우 · 김성기 · 최희주 · 최종원 [한국원자력연구원]	
P02B10	한국원자력연구원에 지하처분연구시설(KURT)내 모암 및 시추공 지하수의 지화학적 특성	171
	김건영 · 고용권 · 최병영 · 유시원 · 신선호 · 최종원 [한국원자력연구원]	
P02B11	Thermal Impact on the Korean Repository System with an Increased CANDU Spent Fuel Burnup	173
	Seung-Woo Lee, Dong-Keun Cho, Jong-Yeul Lee, Heui-Joo Choi and Jong-Won Choi [KAERI]	
	Jeong-Hun Cha [Kyung Hee Univ.]	
P02B12	핵종 흡착용 기능성 Birnessite 합성 및 특성연구	175
	강광철 · 권수한 [충북대학교]	
	백민훈 · 김승수 [한국원자력연구원]	
P02B13	흡수분광법을 이용한 플루토늄(VI) 가수분해 화학종 규명	177
	조혜륜 · 박경균 · 김원호 · 정의창 [한국원자력연구원]	
P02B14	표면 흡착 모델을 이용한 우리늄의 흡착 모델링	179
	최병영 · 고용권 · 김건영 · 유시원 · 최종원 [한국원자력연구원]	
P02B15	기준 시나리오에 대한 PID 구축	181
	이성호 · 황용수 [한국원자력연구원]	
P02B16	전기화학적 셀을 이용한 우리늄의 용해도 측정	183
	김승수 · 강광철 · 연제원 · 백민훈 · 최종원 [한국원자력연구원]	
P02B17	Determination of Water Content in Compacted Bentonite Using a Hygrometer	185
	Jae Owan Lee and Won Jin Cho [KAERI]	

P02B18	방사성폐기물 처분인도를 위한 데이터베이스 관리 방안	187
	강기두 · 조현준 · 문찬국 [한국수력원자력(주)]	
P02B19	사용후핵연료의 산화유도시간 및 분말화시간	189
	강권호 · 나성호 · 박창제 · 김영희 · 송기찬 [한국원자력연구원]	
P02B20	KURT 주변 지역의 지질 모델을 이용한 단열대의 민감도 분석 연구	191
	박경우 · 지성훈 · 안상원 · 유일호 [한국원자력연구원]	
P02B21	방사성폐기물 처분 시일로 폐쇄를 위한 수리적 방벽효과 해석	193
	조성일 · 이은용 · 김창락 [한국수력원자력(주)]	

제3분과 사용후핵연료 및 핵연료 주기(ORAL)

좌장 : 이찬복 · 박병석

09:00	Core Performance Comparisons of Sodium- and Lead-Cooled Large TRU Burners.....	197
	H. Song, S. J. Kim and Y. I. Kim [KAERI]	
09:20	소듐냉각고속로용 금속핵연료 개발	199
	이찬복 · 이병운 · 오석진 · 김성호 · 박근일 · 송기찬 · 한도희 [한국원자력연구원]	
09:40	Cd와 Cl ₂ 의 반응을 이용한 LiCl-KCl-UCl ₃ 제조.....	201
	강희석 · 우문식 · 이한수 [한국원자력연구원]	
10:00	알루미나 멤브레인을 이용한 Ag/AgCl 기준전극의 제작 및 성능시험	203
	심준보 · 김시형 · 백승우 · 권상운 · 김광락 · 정홍석 · 이한수 · 안도희 [한국원자력연구원]	
10:40	LiCl-KCl 고온용융염에서 란타늄이온의 Self-Reduction 거동	205
	조영환 · 박용준 · 임희정 · 송규석 [한국원자력연구원]	
11:00	Pyroprocess Mock-up 시설 원격 운전/유지보수용 양팔 서보조작기 설계	207
	박병석 · 이종광 · 최창환 · 윤광호 · 윤지섭 · 김호동 [한국원자력연구원]	
11:20	건식 저장시스템 열 시험 평가	209
	방경식 · 이주찬 · 서기석 [한국원자력연구원]	
	이경호 · 이대기 [한국수력원자력(주)]	
11:40	사용후연료 건식저장 캐니스터 내부구조물이 임계안전에 미치는 영향	211
	이성희 · 안준기 [한국전력기술(주)]	

제3분과 사용후핵연료 및 핵연료 주기(Poster)

P03A01	Pyroprocess 목업에 대한 공정장치 및 유지보수 장비의 설계요건	215
	김성현 · 이종광 · 박희성 · 최창한 · 이효직 · 박병석 [한국원자력연구원]	
P03A02	우라늄 전착물의 염증류 거동에 대한 예측	217
	박성빈 · 조동욱 · 오규환 · 이종현 · 이윤상 · 황성찬 · 강영호 · 이한수 · 김응호 [한국원자력연구원]	
P03A03	건식 전해정련을 위한 UCl_2 제조 장치 및 방법	219
	우문식 · 강희석 · 이한수 [한국원자력연구원]	
P03A04	결정성장법을 이용한 $LiCl$ - $CsCl$ - $SrCl_2$ 혼합물에서의 $CsCl$ 및 $SrCl_2$ 분리	221
	오규환 · 이종현 · 이한수 · 박성빈 · 이윤상 · 김인태 · 김응호 [한국원자력연구원]	
P03A05	U 전착물을 이용한 염증류 공정에 대한 공정변수 고찰	223
	조동욱 · 박성빈 · 조춘호 · 김응수 · 이윤상 · 이한수 · 김응호 [한국원자력연구원]	
P03A06	High-throughput 전해정련장치 성능평가	225
	이종현 · 오규환 · 강영호 · 황성찬 · 심준보 · 이한수 · 김응호 [한국원자력연구원]	
P03A07	Large-Scale Sodium-Cooled TRU Burners with a Variable Core Height ...	227
	H. Song, S. J. Kim and Y. I. Kim [KAERI]	
P03A08	UO_2 고온성 원소들의 고온 산화 상분리 거동	229
	이재원 · 양문상 · 이정원 · 박근일 [한국원자력연구원]	
P03A09	핵분열 생성 금속석출물계 단일성분 산화물의 최대 가능 증발속도 계산	231
	이재원 · 이해원 · 박근일 · 박장진 · 송기찬 [한국원자력연구원]	
P03A10	아르곤셀의 정제 및 냉각 방안 분석	233
	홍동희 · 유길성 · 정원명 · 이은표 · 조일제 · 권기찬 · 이원경 · 구정희 [한국원자력연구원]	
P03A11	PYRO MOCK-UP 시설의 셀간 이송시스템 설계를 위한 구조해석	235
	권기찬 · 이은표 · 정원명 · 구정희 · 홍동희 · 이원경 · 조일제 · 유길성 [한국원자력연구원]	
P03A12	금속염의 용융염 전해제련 거동해석	237
	김광락 · 백승우 · 권상운 · 김시형 · 심준보 · 김정국 · 안도희 · 정홍석 [한국원자력연구원]	
P03A13	탄산염 용액계에서 우라늄산화물 용해속도에 미치는 과산화수소 영향	238
	정동용 · 서희승 · 양한범 · 이일희 · 김광욱 [한국원자력연구원]	

P03A14	SFR 금속핵연료의 TRU 취발 및 산화 거동 분석	240
	류호진 · 오석진 · 김기환 · 이종탁 · 박근일 · 이찬복 [한국원자력연구원]	
P03A15	Pyro Mock-up 시설 설계를 위한 공정요건 개발	242
	정원명 · 유길성 · 구정희 · 조일제 · 권기찬 · 이원경 · 이은표 · 홍동희 [한국원자력연구원]	
P03A16	Preliminary study on the development of a quartz tube based reference electrode for electrochemical measurement in high temperature molten salts.....	243
	Y. J. Park, Y. J. Jung, Y. H. Cho, H-J. Im, J. W. Yeon and K. S. Song [KAERI]	
P03A17	액체카드뮴용극의 유리능 전착특성 평가	245
	백승우 · 김시형 · 심준보 · 권상운 · 김광락 · 정홍석 · 안도희 [한국원자력연구원]	
P03A18	Zn 수지상 전착 및 교반기에 의한 수지상 표재거동 관찰	247
	김시형 · 유영재 · 윤달성 · 백승우 · 권상운 · 심준보 · 김광락 · 정홍석 · 안도희 [한국원자력연구원]	
P03A19	Pyroprocess 시설의 기본요건 분석	249
	유길성 · 정원명 · 구정희 · 조일제 · 권기찬 · 이원경 · 이은표 · 홍동희 [한국원자력연구원]	
P03A20	사용후핵연료 건식재가공에 의한 표준물질의 제조성 분석	250
	류호진 · 조광훈 · 이도연 · 이철용 · 박근일 · 송기찬 [한국원자력연구원]	
P03A21	$\text{Na}_2\text{CO}_3\text{-H}_2\text{O}_2$ 계를 이용한 사용후 핵연료로부터 U만의 회수 기술	252
	김광욱 · 김연화 · 김성민 · 서희승 · 임재관 · 정동용 · 조기수 · 양한범 · 이일희 [한국원자력연구원]	
P03A22	탈피복 장치의 Scale-up 용 데이터 생산을 위한 연구	254
	정재후 · 김영환 · 박병석 · 윤지섭 · 홍동희 · 황정식 [한국원자력연구원]	
P03A23	탄산염용액에서 Tellurium dioxide 용해특성	256
	양한범 · 임재관 · 정동용 · 이일희 · 김광욱 [한국원자력연구원]	
P03A24	탈피복/분말화 일체형 핵심장치의 3D모델링과 열적구조해석	258
	김영환 · 정재후 · 박병석 · 황정식 · 윤지섭 · 김호동 [한국원자력연구원]	
P03A25	유리능 산화물 종류에 따른 전해환원 반응 비교 연구	260
	박병홍 · 이일우 · 허진목 [한국원자력연구원]	
P03A26	조사후 핵연료의 시험시편 제작	261
	서형석 · 전용범 · 이형권 · 양송열 [한국원자력연구원]	

P03A27	미세결함 핵연료봉의 핵분열기체포집	263
	이형권 · 서항석 · 권형문 · 황용화 · 전용범 · 손영준 [한국원자력연구원]	
P03A28	LiCl 용융염의 확산 회발에 대한 연구	265
	허진목 · 이수철 · 서중석 · 이한수 [한국원자력연구원]	
P03A29	TIMS/IDMS 방법에 의한 Pu정량 불확도 요소산출	266
	전영신 · 김정석 · 송병철 · 조기수 · 한선호 · 송규석 [한국원자력연구원]	
P03A30	고연소도 큰결정립 UO_2 사용후 핵연료의 고온산화시험 특성	268
	김대호 · 양용식 · 방제진 · 김선기 · 임익성 · 송근우 · 권형문 [한국원자력연구원]	
P03A31	$Na_2CO_3-H_2O_2$ 계에 의한 다성분모의 FP산화물의 용해침출 거동	270
	이일희 · 임재관 · 정동용 · 양한범 · 김광욱 [한국원자력연구원]	
P03A32	PWR 사용후핵연료의 건식저장 건전성 평가 방법	272
	국동학 · 조동건 · 정종태 · 이종열 · 김성기 · 이민수 · 최희주 · 최종원 [한국원자력연구원]	
P03A33	CANDU 사용후핵연료 장기건식저장을 위한 저장용기 초기온도 분석	274
	차정훈 · 윤범수 · 김상녕 [경희대학교] 최희주 · 이종열 · 이승우 [한국원자력연구원]	
P03A34	HLW 장기 건식저장에 따른 열적 안전성 해석기법 연구	276
	윤범수 · 차정훈 · 지준석 · 김상녕 [경희대학교]	

제4분과 방사선 안전 및 환경(ORAL)

좌장 : 윤정현 · 전제근

09:00	Design Characteristics and Operational Experiences of Extremity Dosimeters	281
	T. Y. Kong and H. G. Kim [KEPRI] S. G. Lee, T. M. Jeong and Y. M. Ahn [KHNP]	
09:20	A Monte Carlo Simulation for a New Neutron Counter Based on an Annular Tube Type He-3 Detector	283
	H. S. Shin, S. H. Eom, J. K. Joo, K. J. Park, T. H. Lee, J. H. Jeong and H. D. Kim [KAERI]	
09:40	방사성 물질 수송용기의 개폐 시스템 개발	285
	최우석 · 남경오 · 방경식 · 이주찬 · 서기석 [한국원자력연구원]	

10:00	Swedish Transport System for Spent Nuclear Fuel	287
	Minchul Kim, Jongrak Choi, Sunghwan Chung and Jongmin Kim [KHNP]	
10:40	상수원의 방사능 오염으로 인한 Risk 평가	289
	정효준 · 황원태 · 김은하 · 한문희 [한국원자력연구원]	
11:00	KURT 내에서의 리돈에 의한 피폭선량 평가	291
	정종태 · 최희주 · 최종원 · 강문자 · 최근식 [한국원자력연구원]	
11:20	원자력시설 방사성유출물 설계목표치의 개선 필요성 검토	293
	전계근 · 문종이 · 최경우 · 김홍태 [한국원자력안전기술원]	
11:40	원자력시설의 운영중 방사성유출물에 의한 환경상의 위해방지를 위한 국내법규의 고찰 및 개선방향	295
	황원태 · 김은하 · 한문희 [한국원자력연구원]	
	윤정현 · 김창락 [한수원(주)원자력발전기술원]	

제4분과 방사선 안전 및 환경(Poster)

P04A01	국내 중수로원전의 사고 시 선량평가의 신규코드 적용	299
	방선영 · 이갑복 · 정양근 [한전전력연구원]	
P04A02	고준위선량률측정기 선형성 점검방법 소개	301
	송재준 · 윤정환 · 전상환 [세안기술(주)]	
	원유호 · 서장수 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P04A03	Silicotitanate와 AMP-PAN에 대한 방사성 핵종(Co^{2+} , Sr^{2+} , Cs^{+})의 흡착 특성 평가	303
	이영채 · 신원식 · 최상준 [경북대학교]	
P04A04	용해도 측정을 위한 고온 · 고압흐름측정 장치의 최적화	305
	최계천 · 황재식 · 연제원 · 송규석 [한국원자력연구원]	
P04A05	질량분석법을 이용한 SG 중수누설 감시기술	307
	강덕원 · 손욱 [한전전력연구원]	
P04A06	지하연구시설 내에 극 저준위 감마핵종 분석 시스템 구축 · 리돈 방사능 영향 평가	309
	이완로 · 김경수 · 김희령 · 정근호 · 강문자 · 조영현 · 최근식 · 이창우 [한국원자력연구원]	

P04A07	지하연구시설 환기에 따른 공기중 라돈 방사능 평가	311
	김희령 · 이완로 · 정근호 · 강문자 · 조영현 · 최근식 · 이창우 [한국원자력연구원]	
P04A08	월성 2호기 냉각재 및 감속재 예상방사능농도와 실측치 비교	313
	심성보 · 맹성준 · 조현재 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P04A09	경주 방폐장 주변 농도양에 대한 벼의 방사성 Iodine 전이계수	315
	임광목 · 전 인 · 박두원 · 최용호 · 금동권 [한국원자력연구원]	
P04A10	감마선조사장치 교정결과 유효성 확인	317
	원유호 · 손중권 · 서장수 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P04A11	CANDU형 원전의 피폭현황 분석	319
	손중권 · 원유호 · 서장수 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P04A12	비 인간중 선량 평가를 위한 우리나라와 처분장 주변 동식물의 생태계 현황에 대한 고찰	321
	전 인 · 임광목 · 최용호 · 금동권 [한국원자력연구원]	
P04A13	폐수지 운반용기의 화재사고조건에 대한 열전달 특성평가	323
	이주찬 · 남경오 · 방경식 · 최우석 · 강희영 · 서기석 [한국원자력연구원]	
P04A14	기체유출물의 ^{14}C 분석을 위한 소광보정 방법 비교 평가	325
	박경록 · 이정진 · 양호연 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P04A15	Durability Study of Reinforced Concrete Subjected to Chloride Attack	327
	Yoon Hee Lee, Chang Min Lee and Kun jai Lee [KAIST]	
P04A16	핵연료 연소도평가에 대한 Nd-147 중성자 포획반응 효과 및 동위원소 분석	329
	김정석 · 전영신 · 박순달 · 한선호 · 하여경 [한국원자력연구원]	
P04A17	특수 제작 HPGc 검출기의 성능확인 시험	331
	주준식 · 박광준 · 신희성 · 강희영 · 김호동 [한국원자력연구원]	
P04A18	사용후핵연료 운반용기의 방사선차폐 성능검사	333
	손영준 · 권형문 · 전용범 · 민덕기 · 이형권 · 김길수 [한국원자력연구원]	
P04A19	시험모형의 He-3 중성자검출기 제작 및 성능시험 결과 분석	335
	엄성호 · 신희성 · 안성규 · 박광준 · 주준식 · 황용화 · 김호동 [한국원자력연구원]	
P04A20	감마스캐닝을 이용한 사용후핵연료봉 active length 측정불확도 평가	337
	권형문 · 오완호 · 장정남 · 전용범 [한국원자력연구원]	
P04A21	A Re-calibration of the DUPIC Safeguards Neutron Counter (DSNC)	339
	C. Y. Lee, H. S. Shin and H. D. Kim [KAERI]	

P04A22	신규 핫셀 운반시스템의 임계 민감도 분석	341
	박창재 · 강희영 · 정창준 · 민덕기 · 이주찬 · 방경식 · 최우석 · 서기석 [한국원자력연구원]	
P04A23	핵종 포집 및 방사선 검출이 가능한 고분자 에멀전 제조 및 특성 연구	343
	황호상 · 서범경 · 이동규 · 이근우 [한국원자력연구원] 한명진 [경일대학교]	
P04A24	에폭시 수지를 이용한 선량측정용 검출소재 제조 및 광학적 특성 평가	345
	박찬희 · 서범경 · 이동규 · 이근우 [한국원자력연구원]	

제1분과

방사성폐기물 정책 및 제염해체 (Oral)

**Proliferation-resistant, Accident-tolerant, Self-supported, Capsular Assured Reactor
(PASCAR)**

Il Soon Hwang, Myung Hyun Kim, Han Gyu Joo, Bong Yoo, Moo Hwan Kim, Seung Rok Oh, Kyung
Woo Yi, Dong Yoon Han, Jun Lim, Hyo On Nam, Jae Hyun Cho, Keun Young Lee, Moo Hoon Bae,
Sung Yeol Choi and Chang Hyo Kim

Nuclear Transmutation Energy Research Center of Korea (NUTRECK), Seoul National University

San 561-, Sillim-dong, Gwanak-gu, Seoul 151-742, Republic of Korea

hisline@snu.ac.kr

Based on PEACER (Proliferation-resistant, Environment-friendly, Accident-tolerant, Continual and Economical Reactor), a small proliferation-resistant transportable power capsules designated as PASCAR has been developed by capitalizing on outstanding natural circulation and chemical stability of lead-bismuth eutectic (LBE) coolant. PASCAR design employs an integral reactor capsule including a core of U-TRU-Zr-alloy fuel rods in open-square lattice and in-vessel steam generators with no pump. A capsule can deliver a reference thermal power of 100 MW cooled by LBE with a power conversion efficiency of 35%. The elimination of primary pump and the utilization of advanced structural materials as well as optimized hot-leg temperature self-supported for continual operations over 20 years with an initial loading of core with less 20% of fissile element concentration. The natural circulation capability leading to non-compromised accident-tolerance and the corrosion-resistance of materials to ensure up to 60 years of capsule design life are demonstrated with the help of HELIOS experiments and multi-dimensional computer simulations. To eliminate loss of coolant events, a double-wall reactor vessel has been employed, and the entire capsule is to be placed on a monolithic underground foundation through overhung supports with three dimensional seismic isolations. To cope with hypothetical core damage accidents, fully-passive and fail-safe designs are installed including double containments, buoyancy-driven second shutdown system, reactor vessel air cooling system, melting core distribution system and emergency battery power supply. At the end of its life, the core module with the inner reactor vessel will be replaced with a pristine unit while the spent module is cooled and transported to one of nearby multi-national fuel cycle centers in a lead-shielded cask for rebuilding. In addition to electricity generation, the modular power capsule can be used for local heating, hydrogen generation and desalination as well as research and demonstration of nuclear transmutation technology. Design descriptions and assessment findings on proliferation-resistance, accident-tolerance and economical viability of PASCAR as well as an integral demonstration concept with associated fuel cycle are presented.

Reactor Deployment Strategy with Introduction of SFR Burners for Spent Fuel Reuse

Young-In Kim, Byung Chool Won, Dong Uk Lee and Dohee Hahn

Korea Atomic Energy Research Institute 1045 Daedeok-daero, Yuseong-gu, Daejeon 305-353, Korea,
yikim2@kaeri.re.kr

1. Introduction

It is generally recognized that the spent fuel discharged from nuclear power plants constitutes the main contribution to nuclear waste. The nuclear waste disposal is an impending challenge in Korea. The neutron balance feature of a fast reactor allows flexibility in the design to achieve a conversion ratio, which can be lower, equal or higher than one, according to specific objectives. This favourable neutron balance feature makes flexible waste management strategies possible by introducing fast reactors having the appropriate conversion ratio.

The previous scenario study showed that a timely deployment of monolithic sodium cooled fast reactors (SFRs) with different conversion ratios: breakeven reactors and burners, and recycling of TRUs by reusing PWR spent fuel in SFRs can lead to the substantial reduction of the amount of PWR spent fuel and environmental burden by decreasing radiotoxicity of high level waste, and a significant improvement on the natural uranium resources utilization [1].

In this study, fuel cycle impact with SFR burners having different power capacities in the future nuclear fleet are evaluated to find an efficient reactor deployment strategy with SFR burners only with the same views, supporting the SFR conceptual design study being performed by KAERI.

2. Deployment Scenarios and Evaluation

2.1 Description of Deployment Scenarios and Assumptions

Dynamic analysis of fuel cycle performance were performed for the period of 2006 - 2100, using the DANESS code [2]. Four deployment scenarios for reactor strategy are considered to evaluate the total amount of cumulative spent fuel and uranium demand only with sodium cooled fast reactor (SFR) burners having different power capacities in the future nuclear fleet. In the dynamic analysis of burner deployment scenarios, the deployment of burners are sought with its power capacity fraction being 30 - 50% in the future nuclear fleet.

SFR burners with a conversion ratio ~ 0.58 are introduced into the power grid from 2040. The lifetime of existing nuclear power plants is extended to be 60 years same as that of SFRs. Three different power capacities; 600, 1200 and 1800 MWe, are considered for SFRs. Power capacities of PWRs to be deployed are 1000 and 1200 MWe. Especially input data for SFRs are prepared based on the conceptual designs work, where extensive design efforts were made to optimize a transmutation performance for a given power capacity.

SFR fuel is supplied by pyroprocessing of spent fuels, which starts in 2030 with an unlimited amount of fuel cycle facility capacity. The loss rate during pyroprocessing is 0.2%. All TRUs produced from PWRs and SFRs are recycled and transmuted by SFR burners. CANDU (PHWR) reactors will not be deployed any more and will not be included in spent fuel recycling.

2.2 Results and Discussion

In 2007, 16 PWRs (6 OPRs) and 4 PHWRs are in operation. The nuclear electricity generation installed capacity in 2006 was 17.7 GWe, supplying 39.0% of the total electricity. According to the "Third Basic Plan for Long-term Electricity Supply and Demand," the nuclear installed capacity will become 27.3 GWe in 2020 and the nuclear share will be 43.4% of the total electricity generation [3]. Assuming that after 2020 the annual growth rate is 0.9% for next 30 years (2021 - 2050) and is adjusted after 2050 by gradually decreasing its value to reach 0% in 2100, the nuclear electricity generation is projected to increase to 51.1 GWe in 2100, which corresponds to 352 TWh/yr of nuclear electricity generation.

As can be seen in Fig. 1, the cumulative uranium demand is estimated to be less than 740 ktU, 5% of the amount of identified uranium resources 14.8 million tU [4], for all cases with the SFR burner deployment. The uranium saving is estimated to be more than 235 ktU with the burner deployment. Figure 2 shows the number of installed units for different power capacities. Total 48 (59%), 29 (71%), and 18 (66%) units are installed till 2100 for 600, 1200 and 1800 MWe-rated burners, respectively.

Figure 3 shows the accumulation of annual spent fuel arisings for burner deployment cases, comparing with the PWR once-through (PWR-OTC) strategy with no reprocessing. The continuous

deployment of 1200 MWe-rated burners is appeared to be most effective in reducing the amount of PWR spent fuel accumulation, thus lightening the burden for PWR spent fuel management. Figure 4 shows the evolution of nuclear reactors till 2100, drawn based on the most efficient SFR burner deployment scenario where the SFR mix ratio in the nuclear fleet in 2100 is 71%. SFR burners are deployed in support of substantial reduction of PWR spent fuel at early stages of deployment.

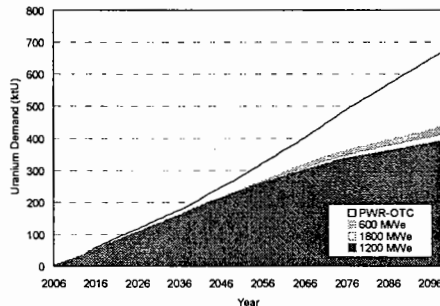


Fig. 1. Cumulative uranium demand

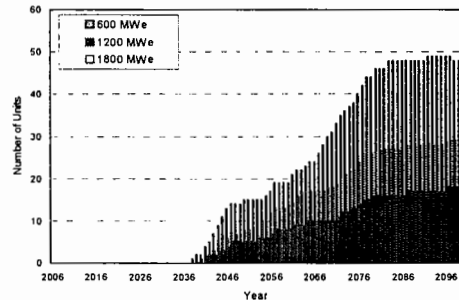


Fig. 2. Number of installed units

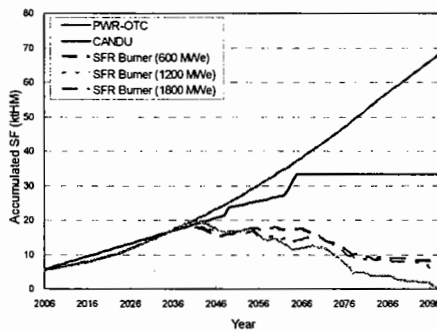


Fig. 3. Cumulative PWR spent fuel

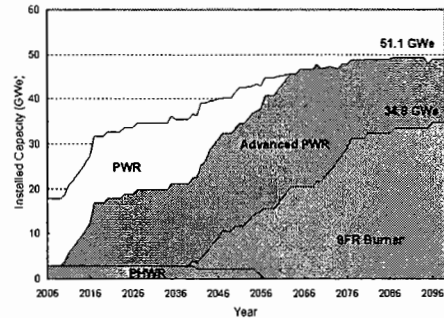


Fig. 4. Reactor deployment scenario with SFR Burners (1200 MWe)

3. Conclusion

Efficient reactor deployment strategies with the introduction of SFR burners only starting in 2040 are drawn, based on different power capacities. The mix ratio of SFR burners having different power capacities in the nuclear fleet in 2100 is estimated to be 60 - 70%. The use of SFR burners and recycling of TRUs by reusing PWR spent fuel leads to the substantial reduction of the amount of PWR spent fuel and environmental burden by decreasing radiotoxicity of high level waste, and a significant improvement on the natural uranium resources utilization. These effects do not largely depend on burner's power capacity. A smaller capacity unit is more timely deployable in the nuclear fleet.

Acknowledgement

This work has been performed under the National Mid- and Long-term Nuclear Research and Development Program of the Ministry of Education, Science and Technology, R.O.K.

REFERENCES

- [1] Y. I. Kim, S. G. Hong, J. W. Jang and D. H. Hahn, "Reactor Deployment Strategy with SFR Introduction for Spent Fuel Reuse," 2007 KRS Spring Meeting, 2007.
- [2] L. Van Den Duerpel, A. Yacout, D. Wade, H. Khalil, "DANESS Dynamic Analysis of Nuclear System Strategies," GLOBAL 2003, New Orleans, USA, Nov. 16-20, 2003.
- [3] "The 3rd Basic Plan of Long Term Electricity Supply and Demand (2004-2020 year)," Ministry of Commerce, Industry and Energy (MOCIE) announcement 2006-349, 12. Dec. 2006.
- [4] OECD/NEA-IAEA, Uranium 2005: Resources, Production and Demand(2006).

Development of an Active Participation Strategy for IAEA Programs and Its Effective Implementation in the Field of Radioactive Waste Management

Kyoung-Pyo KIM

Korea Atomic Energy Research Institute

1045 Daedeok-daero, Yuseong-gu, Daejeon, Korea

kpkim@kaeri.re.kr

The International Atomic Energy Agency (IAEA), upon its foundation, established and implemented a Coordinated Research Program (CRP) with the objective of addressing many of the problems being faced by its Member States (MS) by integrating various different levels of each country's technical capabilities to identify the areas which need further technology development. To develop an effective strategy for a sincere and active participation in this CRP, and for its implementation, the main features of the current IAEA programs and an overview of its programs for 2008-2009 are evaluated and presented in this paper. As a result of these efforts, it is foreseen that the proposed recommendations such as an analysis of the benefits from a MS's participation in the aforementioned CRP, and the methods on how to expand their participation in this new CRP of the Agency, will provide a substantial basis for establishing a nuclear policy in a MS in the future. In connection with this, an analysis of the issues which are regarded as barriers to an effective and efficient implementation of this new CRP, by analyzing its current status within the MSs of the Agency, will be implemented. From the results of this analysis, it is anticipated that a better understanding of the areas, in which the Agency will presumably focus on, while trying to identify the projects in which Korea is likely to play an essential role during their implementation, can be elucidated, thus hopefully leading to an increase in the acceptance rate of the CRP application proposals from Korea. It is expected that within the Agency's programs for 2008-2009, the Management of Radioactive waste will gain significant attention, particularly its regulatory and operative areas for a radioactive waste repository. It is also anticipated that the Agency will pay considerable attention to the protection of the environment through an effective, efficient and safe management of the ever increasing amount of radioactive waste being generated worldwide.

원자력시설 해체작업 환경의 잠재적 위험성에 대한 개념적 정량화 방안 설정

정판성, 이근우, 이동규

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1

ksieong1@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설 해체기간 동안 해체 작업활동이 ALARA 수준으로 작업자에 대한 피폭이 최소화되고 모든 위험요소를 실현 가능하게 줄일 수 있다는 것을 실증해야 한다. 해체작업활동 및 과정에서 발생 가능성 있는 위험성과 시설의 본질적 특성으로 고려하여 작업자의 안전성에 영향을 미치는 잠재적 위험성을 확인하고 평가해야 한다.

본 논문에서는 원자력시설 해체작업 환경 중에 발생하는 잠재적 위험성의 피해결과와 사고확률을 계산하는 방법으로 위험도를 평가하여 수치적으로 정량화하는 방안을 설정하였다.

2. 원자력시설 해체작업 환경의 잠재적 위험성 평가

2.1 원자력시설 해체작업 환경의 안전성 평가 절차

원자력시설 해체 작업환경의 잠재적 위험성에 평가 절차는 그림 1과 같이 피폭선량 계산을 수행한 후 비방사선학적 위험성과 비방사선학적 위험성을 분류하고 그에 따른 위험도 평가를 통하여 최종 저감조치를 취한다.

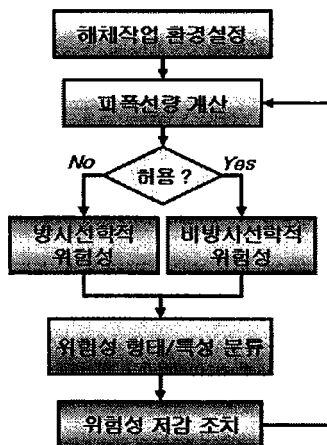


그림 1. 해체안전성 평가 절차

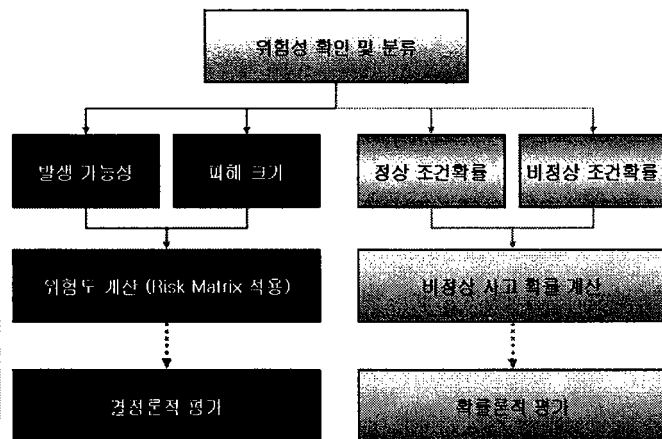


그림 2. 원자력시설 해체 위험성 정량화 방안

2.2 원자력시설 해체작업 환경의 위험성 정량화 방안

원자력시설 해체작업 수행시 안전성 평가 범위를 벗어나는 위험성을 제거하고 보호수단 및 규제가 필요한 위험성을 선별하기 위하여 그림 2와 같이 위험도 계산과 비정상 사고확률 계산을 통한 정량적인 평가 방안을 설정하였다.

2.2.1 해체 위험성 결정론적 평가 방안

원자력시설 해체작업 환경의 잠재적 위험성에 대하여 대략적인 위험 등급을 결정할 뿐만 아니라 확률론적 분석 대상을 선별하기 위하여 해체작업 위험성의 발생가능성(likelihood)과 인적/물적/

사업적 피해결과(consequence)를 그림 3과 같이 risk matrix 기법에 적용하여 평가를 할 수 있도록 설정 하였다.

- 위험도 = 발생가능성 × 피해크기
- 발생가능성 입력항목
 - 방사선학적/비방사선학적 공통 항목 = 발생빈도
- 피해크기 입력항목
 - 방사선학적 입력 항목 : 피폭선량, 인명/손실 비용
 - 비방사선학적 입력 항목 : 인명/손실 비용

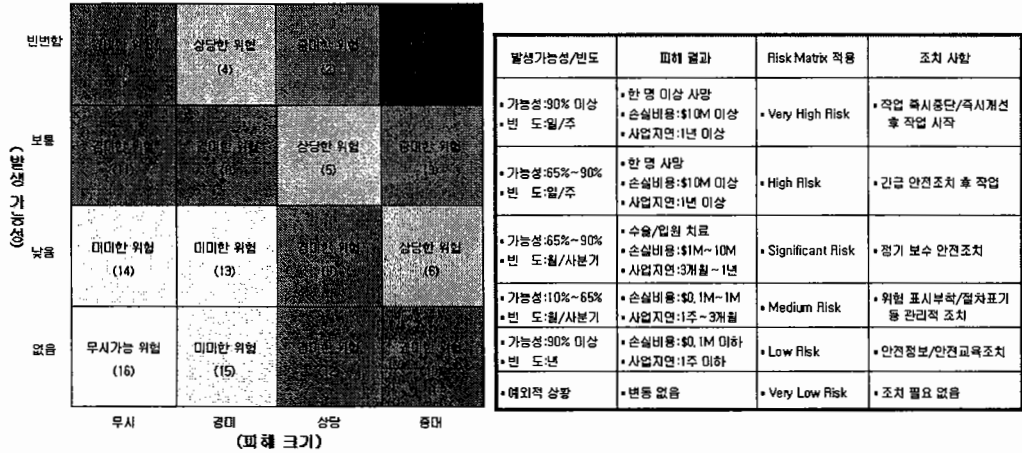


그림 3. Risk Matrix를 이용한 해체 위험성 결정론적 평가

2.2.2 해체 위험성 확률론적 평가 방안

해체작업을 위한 설치된 기기 및 사용 장비에 대한 고장빈도와 작업자 조작 오류 빈도를 이용하여 정상 및 비정상 사고 발생 가능성에 대한 확률을 계산하여 평가 할 수 있도록 설정하였다.

- 비정상 사고 확률 = 정상 사고확률 × 비정상 조건 확률 ≤ 1
- 정상 조건 확률 : 주변기기(유틸리티 등)가 정상일 경우
 - 정상 조건 확률 = 1 × 장비고장확률 × 작업자 오류 확률
- 비정상 조건 확률 : 주변기기(유틸리티 등)가 비정상일 경우
 - 비정상 조건 확률 = (1-설치된 설비 고장확률) × 장비고장확률 × 작업자 오류 확률

3. 결론 및 향후계획

원자력시설 해체작업 환경 중에 발생하는 잠재적 위험성의 피해결과와 사고확률을 계산하는 방법으로 위험도를 평가하여 수치적으로 정량화하는 방안을 설정하였다. 하지만, 확률론적인 평가 방안에서는 정상 및 비정상 조건 확률 계산을 수행하는 데 있어서 보다 구체적인 계산 기법이 필요하다. 따라서, 향후 확률적인 계산 기법뿐만 아니라 해체작업 절차 및 시나리오에 대한 계산 기법도 개발할 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

방사성 오염 금속 표면에 형성된 코발트 산화막의 플라즈마 제염 반응 연구

박동민, 전상환, 김용수, 진동식*, 문제권**, 정종현**

한양대학교, 서울특별시 성동구 행당동 17번지

*(주)엑트, 대전광역시 대덕구 신일동 1588-5번지

**한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

counter84@hanyang.ac.kr

1. 서론

국내에서도 방사성 폐기물의 제염 수요가 점차 증대되고 있으며 다량의 금속 방사성 폐기물이 지속적으로 발생할 것으로 예상된다. 강산을 이용한 습식 제염 방식은 오염 핵종과 재료간의 강한 결합을 이루고 있는 경우에도 적용이 가능하나 다수의 주변 설비와 복잡한 공정이 요구된다. 특히 다량의 2차 폐기물이 발생한다는 단점을 지니고 있다. 반면에 플라즈마 제염 기술은 오염 핵종을 반응성 플라즈마와 반응시켜 기화 제거하는 건식 공정으로 습식과 달리 2차 폐기물 발생량을 획기적으로 줄일 수 있으며 오염 핵종이 모재에 강하게 고착되어 있더라도 오염 물질만을 선택적으로 제거할 수 있는 장점이 있어 모재 손상 없이 재활용이 가능하다.

이 연구에서는 실제 제염 대상물에 플라즈마 제염 공정 적용을 위한 연구를 수행하였다. 금속 표면에 고착화된 오염 상태를 모사하기 위하여 원자력 발전소에서 이용되는 대표적인 금속 재료인 SUS 304와 Inconel 600을 모재로 하여 표면 위에 코발트 산화막이 고착된 시편을 준비하고 이를 최적 조성의 NF_3/Ar 반응성 플라즈마 기체에서 제거하는 실험을 수행하였다.

2. 실험 및 결과

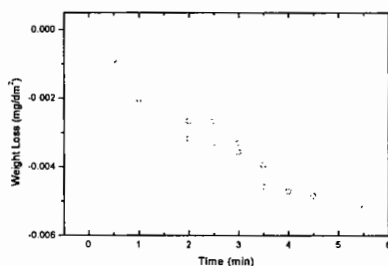
본격적인 실험에서는 모재인 금속 시편 위에 코발트 산화막이 강하게 고착되어 있는 경우를 모사하여 NF_3/Ar 기체 플라즈마와 반응시켜 식각 반응율을 측정하고 반응 후 시편 표면 분석을 수행하였다. 코발트 오염 모사 시편의 제작은 금속 봉을 저속 다이아몬드 절단기를 이용하여 얇은 디스크 형태(지름 10 mm, 두께 2 mm)로 가공한 뒤 SIMCON (simulated contaminants) 기법에 의해 500 °C에서 산화 후 냉각시켜 오염 모사 시편을 제작하였다. 코발트 산화막 식각 반응율 측정은 준비된 시편을 반응용기에 장입한 후 150 W의 r.f. 출력을 이용하여 300 °C, 450 mTorr의 반응조건 하에 NF_3/Ar 기체 플라즈마와 반응시켜 측정하였으며 -300 V의 DC 전압을 인가하여 이온보조식각에 의한 반응율을 같이 측정하였다.

실험 결과 NF_3 와 Ar의 혼합기체를 이용하였을 때, SUS 304의 경우 Fig 1.과 같이 DC 전압을 인가하지 않았을 경우 17.6 $\mu\text{m}/\text{min.}$, -300 V의 DC 전압을 인가한 경우 26.6 $\mu\text{m}/\text{min.}$ 의 반응율을 도출하여 DC bias에 의해 반응율을 1.5배 향상시켰으며, Inconel 600의 경우 Fig 2.와 같이 DC 전압을 인가하지 않았을 경우 27.2 $\mu\text{m}/\text{min.}$, -300 V의 DC 전압을 인가한 경우 31.6 $\mu\text{m}/\text{min.}$ 의 반응율을 도출하여 DC bias에 의해 반응율을 1.2배 향상시킬 수 있었다.

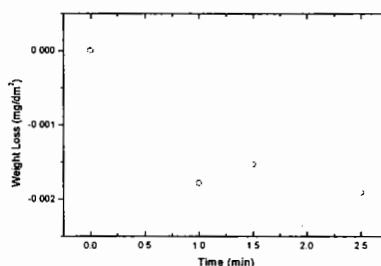
또한 광학현미경을 이용한 표면 분석을 통해 인코넬 모재의 산화막이 제거된 것을 확인하였으며, Fig 3.의 XPS를 이용한 표면 분석을 통하여 코발트산화막의 반응전·후 표면을 분석한 결과 반응전 코발트산화막이 반응 후 제거되었음을 확인하였고, 반응 후 표면에서 불소(F1s) 피크가 검출됨으로써 코발트 산화막은 불화물을 이루며 제거된다는 사실이 밝혀졌다.

3. 결론

일반적으로 방사성 오염 금속은 오염 핵종이 모재에 고착된 표면 오염 상태로 존재하는데 이 연구에서 달성한 최대 30 $\mu\text{m}/\text{min.}$ 이상의 코발트 산화막 제거 속도는 주요 반도체 공정의 식각율인 수 $\mu\text{m}/\text{min.}$ 의 3 배 이상에 달하는 높은 반응율로 플라즈마 제염 기술의 적용성이 우수함을 확인할 수 있었다. 그러므로 향후 오염원이 산화막 형태로 모재에 강하게 고착된 경우에도 플라즈마 제염 기술의 실용화가 충분히 가능하다고 사료된다.

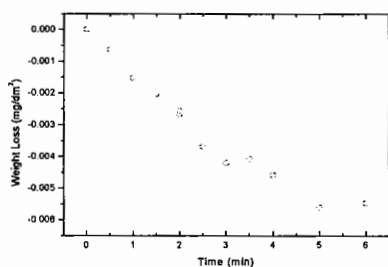


(a) no bias

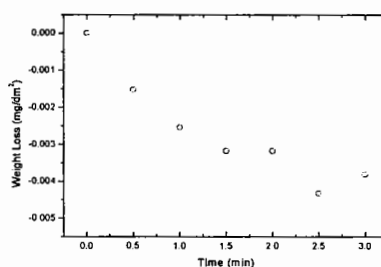


(b) -300 V DC bias

Fig 1. Weight loss of cobalt oxide on the stainless steel vs. time

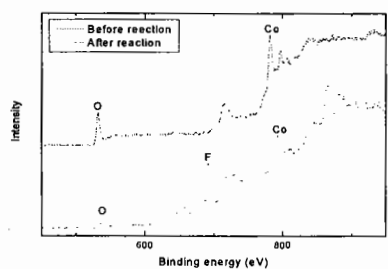


(a) no bias

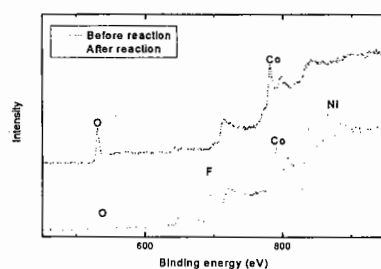


(b) -300 V DC bias

Fig 2. Weight loss of cobalt oxide on the Inconel vs. time



(a) Stainless steel



(b) Inconel

Fig 3. XPS analysis of before and after reaction

제1분과

방사성폐기물 정책 및 제염해체 (Poster)

MARSSIM 방법론을 적용한 부지복원방법과 사례

주민수, 홍상범, 이기원, 정운수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

imsihlov2@kaeri.re.kr

1. 서론

노후된 원자력시설 및 부지를 방치하게 되면 주변환경에 영향을 미친다. 따라서 시설의 수명이 종료됨에 따라 제한적으로 재사용하거나 일반인의 접근이 가능하도록 적절한 제염 및 해체작업을 수행하여 부지를 복원하게 된다. 현재 우리나라의 원자력 시설 중 연구로 1호기(TRIGA Mark-II)와 연구로 2호기(TRIGA Mark-III)가 해체 중에 있으며, 연구로 1호기는 국내 최초의 원자로로서 기념관화 하게 되어있다. 연구로 2호기의 경우 원자로를 포함한 내부 실험시설에 대해 제염 및 해체를 수행하고 있다. 하지만 국내의 경우 원자력 시설의 해체 및 부지복원에 절차에 대한 지침이 필요하나 아직 설정되지 않은 관계로 관련 기술의 개발이 필요한 실정이다. 따라서 원자력 시설을 해체하였거나, 해체중인 국가를 중심으로 평가 기술들을 수집하여 분석해야 할 필요가 있다. 본 연구에서는 EPA, NRC, DOE 및 DOD에서 오염 가능성이 있는 부지에서 방사선 조사를 수행하는데 지침이 되어 사용되는 MARSSIM 방법론과 이를 적용한 Cushing Refinery 부지의 복원에 대하여 살펴보고자 한다.

2. 본론

2-1. MARSSIM(Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, NUREG-157511)

원자력시설의 안전한 해체/복원을 위하여, 부지 개방기준의 여부를 확인하기 위해 조사의 계획, 실시, 평가 등에 대한 상세한 지침을 제공하는 절차가 필요하다. MARSSIM은 오염 가능성이 있는 부지에서 조사를 수행하는 지침으로써, 대상 부지에 대하여 어떠한 근거, 절차, 위치 등의 전반적인 방사능 조사 절차를 결정할 때 과학적으로 확실한 근거를 가지고 있고 다양한 부지 재활용 조건에 적용할 수 있도록 구성되어 있다. 각 조사 단계별로 계획, 실행, 평가 단계로 구분되어 있다. 계획단계는 조사단위를 분류하고 측정방법, 개수, 지점 등을 계획한다. 실행단계는 통계적 측정방법 등에 대한 절차를 제시하고 평가를 수행한다. 마지막으로 평가단계에서는 수행된 조사 자료를 평가 결과에 따라 부지개방기준을 만족하는지를 평가한다.

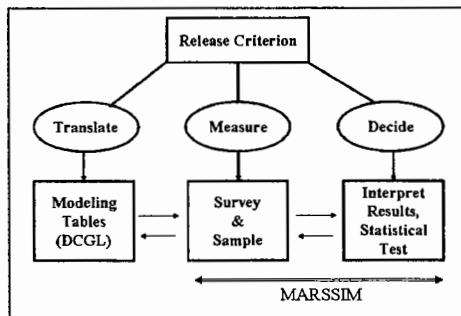


그림 1. 기준설정에서 MARSSIM의 범위

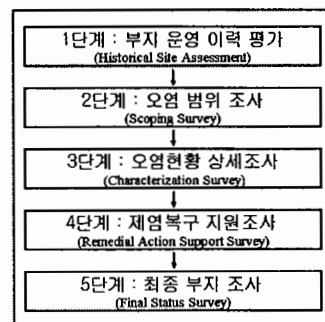


그림 2. 부지조사 절차

2-2. Cushing Refinery 부지복원

1962년부터 1966년까지 토름공정과 우라늄 농축공정을 수행하던 미국 오를라호마 Cushing Refinery 부지는 1996년 제염과 부지복원을 위하여 조사를 수행하였다. 복원을 위하여 MARSSIM

방법론에 따라 최종현황조사를 설계하게 되는데 조사목적에 관계하여 알고 있거나 예상되어지는 부지의 방사선적 환경, 측정 지점과 수, 샘플링의 지침, DCGL (Derived Concentration Guideline Level ; 허용농도준위)에 따라 필요 되어지는 조건을 결정하는 DQO (Data Quality Objectives) 프로세스를 개발하게 된다. 이러한 최종현황 조사의 목적은 Th-232로 오염되어진 부지의 최종현황 조사에서 MARSSIM 방법론의 실행 가능성을 논증하기 위해서이다. 이러한 평가로 부지를 기준지역(background reference area)과 Class 1, 2로 구분한 뒤 NRC 지침에 의해 수행되어진 적절한 기준을 확인한다. MARSSIM에서 부지 잔류 방사능 측정지점 및 방법을 평가하기 위해서 DCGL을 이용하여 오염지역을 분류한다. DCGL은 자연방사능준위와 구분되는 부지내에 잔류하고 있는 방사능 농도로서 DCGL_w와 DCGL_{EMC}로 구분한다. DCGL_w는 넓은 지역에 방사능이 고르게 분포되어 있는 것으로, 이것을 전체 지역의 평균 방사능 값이며, DCGL_{EMC}는 작은 지역에서 국부적으로 잔류방사능이 높은 지역(Hot Spot)에 적용되는 값이다. 부지이력평가에 따라 부지에 맞는 DCGL이 결정되고 오염지역이 분류가 된다. 또한, 오염물이 자연방사능준위에 존재할 때는 통계학적 방법인 WRS test (Wilcoxon Rank Sum)방법을 사용하여 식 1과 같이 측정지점의 수를 결정하게 된다. 식의 각 인자 값은 MARSSIM에서 제공하며, 구해진 수의 예비율로 약 20%정도 증가된 값의 절반을 측정지점의 수로 각각 사용한다. Cushing Refinery 부지의 경우 WRS test로 구해진 측정지점(각각 64개 지점)의 토양표면을 NaI 섬광계수기를 이용하여 0.5m/s로 이동하면서 방사능이 확인되는 지역에서 샘플링한다(기준지역 : 66개, Class 1 : 69개, Class 2 : 64개).

$$N = \frac{(Z_{1-\alpha} + Z_{1-\beta})^2}{3(P_r - 0.5)^2} = \frac{(1.645 + 1.282)^2}{3(0.664 - 0.5)^2} = 106.1 \quad (\text{식. 1})$$

수집된 샘플은 DCGL_w(0.16 pCi/g)과 비교하여 방출기준에 만족하는지 확인한다. 방출기준에 만족하지 않거나 추가적 활동이 요구되어지면 NRC 지침(25mrem/yr)에 의해 적절한 추가적 활동이 이루어진다. 분석된 토양내 Th-232 농도는 아래 표 1과 같이 각각 나타내었다. 그 결과 Class 2로 구분된 지역은 기준지역과 비교하여 만족하는 농도를 보이나 Class 1은 기준지역보다 높은 값을 보임으로 추가적인 활동이 이루어져야 할 것으로 판단된다. 또한 Hot spot이 나타나는 지점에서는 MARSSIM에서 제시하고 있는 방법인 DCGL_w에 지역인자 값을 곱한 DCGL_{EMC} 방법을 적용한다.

표 1. Cushing Refinery 부지의 조사 자료와 토양 샘플 분석 결과 (단위 : pCi/g)

	조사지역	측정결과 (최소-최대)	평균값	중앙값	표준편차
Class 1	RMA-4 2,300m ²	0.95 ~ 3.26	1.34	1.22	0.4
Class 2	Grid block-46 2,300m ²	0.62 ~ 1.53	1.11	1.14	0.22
기준지역 (background reference area)	Grid block-61	0.89 ~ 1.54	1.29	1.32	0.16

3. 결론

본 연구에서는 연구로 2호기의 부지 복원을 위하여 적합한 조사계획 및 평가를 위하여 국의 사례를 통하여 살펴보았다. 국내의 경우 아직 원자력시설 및 부지의 해체/복원과 관련된 법규 및 규제지침이 미비한 상태이고, 오염지역을 분류하고 부지개방 여부를 평가하는데 적용되는 DCGL 역시 법적 제한치가 마련되어 있지 않은 실정이므로 국내 실정에 적합한 DCGL을 설정하기 위해서 해체 부지의 선량평가 시나리오 선정과 해체 부지에서 개인이 받는 유효선량을 평가하기 위한 방법을 개발하는 것이 필요하다.

방사능오염 토양의 현장 내·외 처리복원기술 조사연구

황선태, 신동관

주식회사 택시빌, 대전광역시 서구 둔산동 1182, 송전빌딩 301호

sthwang12@hotmail.com

1. 서론

방사능시설을 해체하는 과정에서 발생하는 방사능오염 토양을 처리함에 있어서, 현장 내 처리 기술에서 세 가지의 기술 — 물리·화학적 처리기술, 생물학적 처리기술 및 열적 처리기술 — 로 분류된다. 그러나 본 조사연구에서는 방사능오염 토양의 현장 내·외 처리기술에 관하여서만 서술함에 있어서, 고체 매체의 처리를 위한 다섯 가지의 기술에 관하여 기술적 측면에서 조사·검토되었다. 특히, 격납기술, 고형화/안정화 기술, 화학적 분리기술, 물리적 분리기술 및 유리화 기술에 관하여 각각의 기술적 상황을 그림으로 나타냄으로써 전문적 이해를 도모하였으며 여기에서 소개된 12 가지의 그림에서 사용된 기술용어는 전문성 차원에서 영문으로써 전문용어의 표현을 그대로 각각의 그림에 도입하였다.

2. 현장 내·외 처리 기술

- (1) 격납기술(Containment Technologies): 캡핑(Capping), 토지 캡슐화(Land Incapsulation), 극저온 방벽(Cryogenic Barrier), 연직 방벽(Vertical Barrier)
- (2) 고형화/안정화 기술: 시멘트 고형화/안정화(Cement Solidification/Stabilization), 화학적 고형화/안정화(Chemical Solidification/Stabilization)
- (3) 화학적 분리기술(Chemical Separation Technologies): 용제/화학적 추출(Solvent/Chemical Extraction)
- (4) 물리적 분리기술(Physical Separation Technologies): 건조토양 분리(Dry Soil Separation), 토양세척(Soil Washing), 부양(Flotation)
- (5) 유리화 기술(Vitrification Technologies): 현장 내 유리화(In-Situ Vitrification), 현장 외 유리화(Ex-Situ Vitrification)

3. 결론

(1) 격납(Containment) → 정해진 위치에 처분

- 캡핑은 피폭경로를 축소하거나 제거하기 위하여 방사능폐기물을 밀폐시키는 기술이다. 본 기술의 가장 이로운 점은 그 활용의 용이성이다. 그러나 가장 불리한 점은 지하수를 통한 오염물질 이동의 가능성이다.
- 토지 캡슐화는 방사성폐기물 관리의 처분단계에서 일반적으로 사용되는 기술이다. 본 기술에서는 방사성 독성 또는 폐기물의 체적을 축소시키지 못하더라도 폐기물처분의 장기적 해법이 되도록 처분시설이 설계된다.
- 극저온 방벽은 방사성 핵종을 포함하는 오염물질의 연직 및 수평이동을 방지하는 기술이다. 본 기술에서는 방벽을 형성시키기 위하여 오염지역의 외부 및 하부 경계에 동결파이프가 설치된다.
- 연직 방벽은 방사성폐기물과 오염된 지하수가 처분부지로 부터 유출되지 않도록 유폐시키는 기술이다. 본 기술의 유형으로는 슬러리(slurry) 벽과 시멘트풀(grout) 장막이 있다.

(2) 고형화/안정화(Solidification/Stabilization) → 정해진 위치, 부지 내 또는 외 처분

- 시멘트 고정화/안정화는 가장 평범한 부지와 방사성폐기물 유형에 응용될 수 있는 기술로서 전통적인 취급 장비를 필요로 한다.
- 화학적 고정화/안정화는 방사능오염 물질의 이동성을 감소시킬 수 있지만, 독성과 체적을 감소시킬 수 없는 기술이다. 본 기술 역시 가장 평범한 부지와 방사성 폐기물 유형에 응용될 수 있고 전통적인 취급 장비를 사용하므로 널리 이용될 수 있다.
- (3) 화학적 분리(Chemical Separation) → 허가시설로 이관
 - 용제/화학적 추출은 방사성오염 물질을 효과적으로 처리하는 기술로서 그 효율은 부지의 세부조건에 좌우된다. 본 기술의 추가적 개발에 의한 부지 명세의 특성화는 모든 종류의 방사능오염 물질의 처리에 대한 실효성을 더욱 높이는데 필요하다.
- (4) 물리적 분리(Physical Separation) → 허가시설로 이관
 - 건조토양 분리는 방사성오염 토양의 체적을 축소시키는데 매우 효과적인 기술이다.
 - 토양세척은 유기 및 중금속 오염토양에 응용되어 왔으나 방사성오염 토양에도 적용된 바 있다. 본 기술의 추가 개발은 방사성오염 토양의 처리에 대한 실효성을 더욱 높이는데 필요하다.
 - 부양은 방사성오염 토양의 체적을 축소시키기 위하여 배치(batch) 규모로 응용되는 기술로서 그 실효성을 확실하게 하기 위하여 추가 연구가 필요하다.
- (5) 유리화(Vitrification) → 공정처리 후 정해진 위치 또는 부지 외 처분
 - 현장 내 유리화(ISV)는 전류를 사용하여 높은 온도에서 열분해에 의하여 방사능오염 물질을 휘발시킴으로써 유리고화체 내에서 이동하지 못하게 하는 기술이다.
 - 현장 외 유리화(ESV)는 역시 열을 사용하여 방사성혼합폐기물을 처리하여 유리고화체를 만드는 기술이다. 유리화 기술에서는 방사능을 감소시키지 못하므로 유리화된 방사성폐기물은 일반대중이 방사선피폭으로부터 보호될 수 있는 시설에 저장된다.

본 조사연구에서는 방사능오염 토양의 정화 및 부지의 복원과 관련하여 현장 내·외에서 방사능오염 토양의 처리기술에 관하여 포괄적으로 검토하였다. 특히, 12 가지의 기술을 검토함에 있어서 국가적불측사태 대응계획(National Contingency Plan: NCP)의 기준(criterion) 설정의 필요성이 강조된다. 원자력시설이 폐쇄 조치될 경우, 그 현장 부지의 정화·복원사업은 중·저준위 방사성폐기물 처리장 건설 사업에 못지않게 원자력산업계에서 지대한 관심의 대상으로 대두될 것임은 너무나 자명하다고 하겠다. 이러한 관점에서 미국 테네시주 환경보존부의 법령집[1]을 추천하는 바이다. 끝으로, 본 조사연구에서는 여러 가지 관련기술을 읊미하기 위하여 미국환경보호청(Environmental Protection Agency: EPA)의 1996년도 기술보고서[2]의 제2절이 참조되었고 여기에서 12개의 그림이 발췌·활용되고 있음을 분명히 한다.

참고문헌

- [1] Division of Remediation, Rules of Tennessee Department of Environment and Conservation, Chapter 1200-1-13, Hazardous Substance Remedial Action, February 2007.
- [2] US EPA, Technology Screening Guide for Radioactively Contaminated Sites, Office of Solid Waste and Emergency Response, Section II: Solid Media Technology Profiles, Washington, DC 20460, EPA 402-R-96-017, November 1996.

Establishment of the Strategy for an Active Participation in the IAEA Program and Its Effective Implementation in the Radiation and Transport Safety Field

Kyoung-Pyo KIM

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

kpkim@kaeri.re.kr

The Coordinated Research Programs (CRP) have been implemented with the aim of solving many of the problems facing the Member States by integrating various different levels of each country's technical capabilities in the areas which the Agency needs further technology development, as one of the major activities of the International Atomic Energy Agency (IAEA). To establish an active participation strategy for the CRP and its effective implementation, general features of the current IAEA programs and the prospects of the future programs for 2008-2009 are described. The contents and priorities of the programs for which the Agency has put great emphasis on were studied. It is expected that recommendations such as an analysis of the benefits for participation in the CRP and ways to expand their participation in the new CRP, will be a great asset in establishing a nuclear policy in the future. In addition, the analysis of the problems which are barriers to applications for the new CRP by analyzing the current status of the CRP that the Agency has already implemented and is now implementing will be utilized for understanding the areas on which the Agency will focus and for identifying the projects in which Korea should play a leading role in their implementation, thus leading to an increase in the acceptance rate of the CRP application proposals from Korea. In the development of the programs of the Agency for 2008-2009, the Radiation and Transport Safety field, due to the increasing and advanced use of nuclear techniques such as in medical diagnostics and treatment, is sure to gain increased attention, particularly, in the areas of strengthening and establishing national regulatory infrastructures for radiation safety, transportation safety and a radiological protection for patents.

동전기세정장치에 의한 방사성토양 제염기술 개발

김계남, 정운호, 이정준, 문제권, 정종현, 이근우, 정운수
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
kimsum@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설 가동 중에 발생된 방사성토양과 원자력시설 해체 후 해체부지를 청정화하기 위해 방사성토양에 대한 제염기술의 개발이 필요하다. 지금까지는 주로 토양세척기술을 적용해왔지만 이 기술 적용 시 제염효율이 낮고 폐액발생량이 많으므로 새로운 기술의 개발이 필요하다. 그러므로 국내 원자력시설 부지 오염특성에 적합하고 방사성핵종 제거효율이 높은 동전기세정 제염기술을 개발하였다.

2. 결과 및 고찰

동전기실험 결과 최적 세정제로 선정된 초산을 사용하여 기존의 동전기방법과 새로 고안한 동전기세정방법에 의해 토양제염실험을 수행하고, 코발트와 세슘 제거효율 및 세정폐액 유출량을 측정하여 동전기세정방법의 장단점을 분석했다. 10일간의 실험 중 염산을 음극 전극관에 주기적으로 첨가하여 음극관의 pH를 6이하가 되게 조절했다. 동전기실험에서의 세정용액 이동속도는 주로 전기삼투에 기인하지만, 동전기세정용액 이동속도는 전기삼투와 양수압력에 기인한다. 동전기실험에서 세정용액 평균유출속도는 53.4 ml/day이며, 동전기세정실험에서는 평균유출속도는 96.5 ml/day 이었다. 동전기세정실험시 토양이 초산으로 포화되고 펌프에 의한 압력 때문에 토양셀 내의 세정용액의 유출속도가 빨랐다.

Fig. 1은 10일간의 동전기실험과 동전기세정실험 중 토양셀로부터 매일 제거되는 코발트와 세슘의 제거효율을 표시한 것으로 코발트는 초기에 제거효율이 높았고 세슘은 좀 더 천천히 제거되는 것을 알 수 있었다. 그러므로 제염시간을 연장시키면 세슘의 제거효율을 높일 수 있음을 예측할 수 있다.

Fig. 2는 동전기실험과 동전기세정실험 10일 경과후 토양내의 잔류한 코발트와 세슘의 농도를 양극에서의 정규거리에 대해 나타내었다. 동전기실험에서는 코발트의 평균 제거효율은 91.3%였고, 세슘의 평균제거효율은 63.5%였다. 동전기세정실험에서는 코발트의 평균 제거효율은 97.4%였고, 세슘의 평균제거효율은 65.4%였다.

이상과 같이 기존 동전기 방법과 새로운 동전기세정 방법에 의해 오염토양을 10일 동안 제염시켰을 때, 동전기세정 방법이 기존의 동전기방법 보다 코발트와 세슘의 제거효율을 각각 약 6%와 2% 향상시켰음을 알 수 있었다. 그러므로 투수성이 높은 토양은 동전기세정방법이 효과적임을 알 수 있었다.

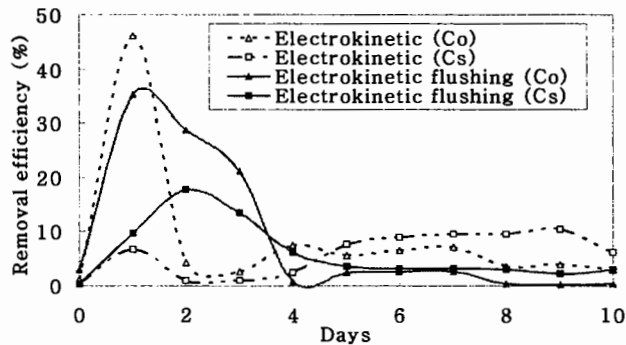


Fig. 1. Co^{2+} and Cs^+ removal efficiency versus the number of remediation days during test II and test III

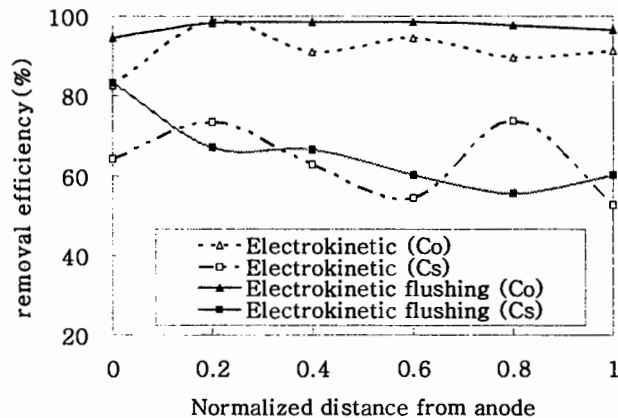


Fig. 2. Co^{2+} and Cs^+ distribution vs. distance in soil cell after completion of test II and test III

3. 결 론

수리전도도가 다소 높은 국내 원자력 시설 주변 토양으로부터 Co^{2+} 와 Cs^+ 을 좀 더 효율적으로 제거하기 위한 동전기세정 제염기술을 개발하였다. 세정제로 초산을 사용하였을 때 코발트와 세슘의 평균 제거 효율은 각각 95.2%, 84.2%으로 제거 효율이 가장 높으므로 동전기세정 실험에 사용할 최적세정제로 선정했다. 한편, 기존 동전기 방법과 새로운 동전기세정 방법에 의해 오염토양을 10일 동안 제염시켰을 때, 동전기세정 방법이 기존의 동전기방법 보다 코발트와 세슘의 제거효율을 각각 약 6%와 2% 향상시켰고, 투수성이 높은 토양의 경우 동전기세정방법이 효과적임을 알 수 있었다.

참고문헌

1. K. Reddy, C.Y. Xu and S. Chinthamreddy, "Assessment of electrokinetic removal of heavy metals from soils by sequential extraction analysis," J. Hazard. Mater., B84, pp 279-296(2001).
2. S. Pamukcu and J.K. Wittle, "Electrokinetic removal of selected heavy metals from soil, " Environ. Prog., 11(3), pp. 241-250(1992).

우라늄 변환시설에서 발생한 해체폐기물 특성

황두성, 이규일, 최윤동, 박진호, 정운수

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150

kilee@kaeri.re.kr

변환시설 해체공사는 29개 격실중 환기설비실을 제외한 전격실을 해체하였고, 스테인레스강 해체폐기물의 초음파화학제염과 라군질산염 슬러지폐기물을 처리 중에 있다. 해체공사를 진행하면서 발생한 해체폐기물의 총량은 260ton이며, 이들은 시설 내 탱크, 반응기, 펌프류 등의 금속폐기물이 대부분을 차지하고 있으며, 발생한 폐기물의 구성과 발생량은 표 1과 같다. 해체물 중 약 79%가 금속류, 전선류가 약 3%로 이들은 제염 가능하고, 콘크리트 및 토양은 약 5%와 기타 잡고체가 약 7%로 구성되어있다. 이들 해체폐기물은 금속해체물의 경우 제염하여 자체처분대상폐기물로 분류되어 시설 외부 자체처분대상폐기물저장고에 저장 중이고 방사성폐기물은 고체방사성폐기물 관리 절차에 따라 저장하고 있다.

표 1 해체폐기물 발생 현황

해체물		발생량, 톤
금속	탄소강	106.4
	스테인레스강	72.7
콘크리트		11.0
전선		6.2
우라늄		2.9
기타		16.4
라군질산염 처리 후 폐기물		32.8
폐액		11.6
총량		260.0

고체폐기물은 방사성폐기물과 자체처분대상폐기물로 분류한다. 방사성폐기물의 재질 및 방사능준위에 따라 분류하여 저장용기를 이용하여 창고로 이송 저장한다. 방사성 폐기물은 4 m³ 컨테이너와 200L드럼에 포장하여 방사성 폐기물 임시저장고에 저장 관리한다. 방사성고체폐기물중 가연성폐기물은 4.4톤(200L드럼 57개), 비가연성폐기물 9.2톤(200L드럼 36개), 라군질산염 처리 후 발생한 비가연성폐기물 32.8톤(200L드럼 141개), 철재 및 콘크리트 폐기물 15.2톤(4M³ 컨테이너 4개)로 임시방사성폐기물저장고에 저장되어있다. 제염설비를 사용하여 금속해체물의 제염작업을 수행하였으며, 그 결과 59.7톤의 철재류와 콘크리트가 자체처분대상폐기물로 반출하여 자체처분대상폐기물 저장고에 저장되어있다.

액체방사성폐기물은 주로 기존 탱크류 등의 설비 내에 잔존하고 있는 공정폐액과 이들 탱크류의 해체 및 절단 시 작업자의 피폭을 방지하기 위한 초기 제염폐액, 초음파화학제염 및 스팀제염폐액 및 전선 제염폐액으로 약 11.8m³이 발생하였으며, 이들 중 공정폐액은 유기폐액으로 시설 내 보관 중이고 기타 제염폐액은 라군으로 이송하여 라군질산염 슬러지폐기물 처리 시 함께 처리

중에 있다.

또한 시설 내 설비 중 탱크류 및 반응기류 내에는 시설 운영을 종료하고 이들 설비 내에 잔류하고 있는 우라늄 함유 물질을 제거하였지만 설비의 해체 시 이들이 잔류하고 있음을 확인하였다. 이들 중 우라늄 물질은 방사성폐기물로 관리되기 보다는 핵물질로 관리해야 할 것이며 이들의 발생량은 총 2,903kg이다.



그림 1 방사성 폐기물 임시저장고



그림 2 자체처분대상폐기물 임시저장고

UF6 실린더 내부표면 세척공정 폐액 분석

전관식, 유성현, 설중균*, 류재봉*, 최병순*, 이영배*, 조석주*

(주)유이엔지, *한전원자력연료

kschun44@hotmail.com

1. 서론

UF6 핵연료운반용 실린더를 재사용하기 위해서는 국내 원자력법 및 국제 운반관련 규정에 따라 매 5년마다 사용검사를 받아야 하며, 사용검사를 수행하기 전에 실린더 내부를 세척하여야 한다. 한전원자력연료에서는 사용검사 역무를 외국에 위탁하여 수행하였으나 이를 자체적으로 수행하고자 UF6 실린더 세척 및 사용검사 시설을 설치하여 2007년 후반기부터 운영하고 있으며, 이 과정에서 발생하는 세척 폐액에 대한 분석을 통하여 공정의 최적 조건을 추구하기 위한 일차적인 예비시험을 수행하였다. 그 결과로 배출된 각 단계별 세척폐액을 취하여 우라늄농도 분석을 통한 세척정도와 폐액 내에 용해된 우라늄화합물을 규명하고자 하였다.

2. 실험 및 결과

UF6 실린더 내부 세척은 일련의 5단계를 거쳐 시행되었으며, 각 단계별 세척시간은 45분이었다. 첫 번째 단계와 다섯 번째 단계에서는 20L의 물로만 세척하였고, 그 외의 단계들에서는 7wt.% Na_2CO_3 용액 18L 에 35wt.% H_2O_2 용액 2L를 가한 20L 용액으로 세척하였다. 각 단계별로 세척된 폐액을 채취하고, 이 중 침전물을 제외한 상등액의 일부는 용액 중의 우라늄농도 분석에 사용하였고, 일부는 UV-VIS spectrometer 로 분석하는데 사용하였고, 또한 이 액의 일부를 건조시켜 얻은 분말은 XRD 분석에 사용하였다.

단계별 채취된 폐액 중 상등액의 우라늄농도를 분석한 결과에 의하면, 일련의 세척 횟수가 증가함에 따라서 농도가 감소하는 경향을 나타내고 있었으나, 첫 번째 단계를 제외한 나머지 4개의 단계를 연결해 보면 지수 함수적으로 급격히 감소함을 보이고 있었으며, 이 상관성에서 첫 번째 단계는 아주 벗어난 낮은 값을 나타내고 있다. 이는 물로만 세척한 경우로서 실린더 내부 벽면에 부착된 우라늄이 물에 잘 용해되지 않았기 때문에 나타난 현상으로 해석된다. 따라서 첫 번째 단계에서부터 물이 아닌 $\text{Na}_2\text{CO}_3 + \text{H}_2\text{O}_2$ 용액을 사용하여도 공정상 문제가 없다면 곧바로 이 용액을 가하여 세척할 경우 세척폐액의 총 발생량을 경감시킬 수 있을 것이다. 또한 화학 양론적으로 살펴보면, 본 실험에서 실제로 가해진 $\text{Na}_2\text{CO}_3 + \text{H}_2\text{O}_2$ 의 양이 과다하였으나, 이를 각 실린더의 오염도에 맞게 조절할 수만 있다면 이의 첨가량도 줄일 수 있을 것이다.

한편, 용액의 UV-VIS 스펙트럼(그림 1)을 살펴보면, 우라늄이 $\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$ 이온상태로 용해되는 것으로 식별되었으며, XRD 커브(그림 2)상에서는 $\text{Na}_4\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3$ 로 식별되었다. 이는 pH가 7.8 이상이고 탄산이온의 농도가 높을 경우 아주 강한 우라닐탄산이온으로 안정화됨을 나타내고 있다 [1]. 따라서 본 실린더 내부표면의 세척에 사용된 용액에 주로 우라늄이 탄산화물로 용해되어 제거되는 것으로 판단된다.

3. 결론

사용된 $\text{Na}_2\text{CO}_3 + \text{H}_2\text{O}_2$ 세척용액에 용해되는 우라늄의 농도는 세척 횟수가 거듭함에 따라 지수 함수적으로 급격히 감소하는 경향을 나타내었으며, 이 용액에 용해되는 주 우라늄화합물은 $\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$ 로 식별되었다.

발생되는 세척폐액의 감축과 세척용 $\text{Na}_2\text{CO}_3 + \text{H}_2\text{O}_2$ 의 과다사용을 제어할 수 있는 공정의 최적 운전조건을 도출하기 위한 다양한 실험이 필요하다.

참고문헌

1. J. Zachara et al., "A site-Wide Perspective on Uranium Geochemistry at the Hanford Site", PNNL-17031 (2007).

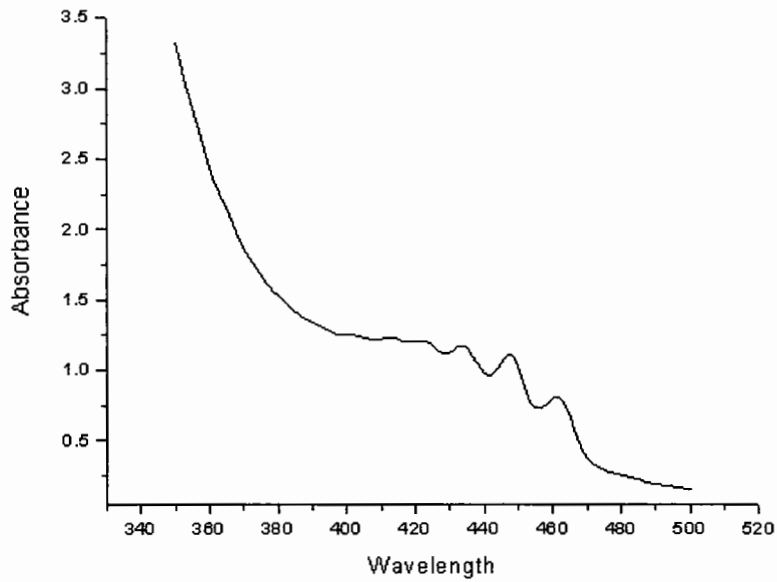


그림 1. 세척폐액 중 상등액의 UV-VIS 스펙트럼

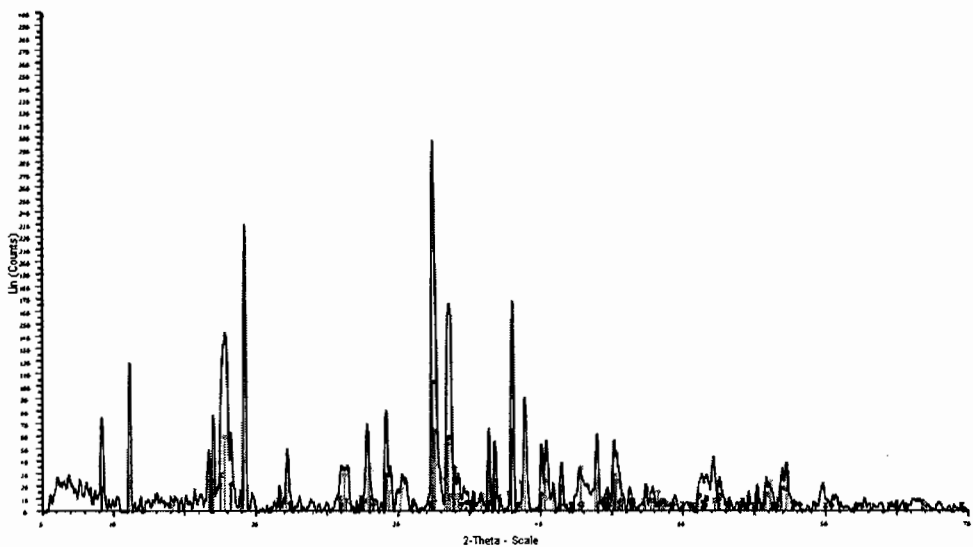


그림 2. 세척폐액 중 상등액을 건조시킨 고형분의 X-선 회절분석 커브

해체금속폐기물의 용융제염

이규일, 황두성, 김태준, 최윤동, 황성태, 박진호, 정운수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

kilee@kaeri.re.kr

변환시설의 해체 시 발생한 해체폐기물은 2007년 현재까지 약 260톤이며, 이들 중 탱크, 배관, 반응기, 펌프류 등의 해체금속폐기물이 약 179톤으로 79%를 차지하고 있다. 이들 해체금속폐기물은 제염 처리공정을 통하여 전량 자체처분폐기물로 전환시키는 것을 목표로 두고 있다. 이는 오염된 금속류를 효과적으로 제염한 다음 자체처분시킴으로서 방사성폐기물에 대한 처분비용을 저감할 수 있기 때문이다. 해체금속폐기물 중 스테인레스강 해체폐기물은 질산 용액을 사용한 초음파 화학제염공정으로 제염한 후 자체처분폐기물로 전환하였으나, 탄소강 해체물의 경우 스팀제염공정으로 제염한 결과 제염 효율은 좋았으나 변환시설 가동 중 유지 보수를 위하여 페인팅을 하였던 해체물의 경우 페인트를 제거하지 않을 경우 스팀제염장치로는 제염이 안 되었다.

제염 대상 탄소강 해체물량은 약 86톤이며, 이의 제염 및 감용을 위하여 용융제염 연구를 수행하였다. 금속용융은 고주파에 의한 용융방법을 선택하였으며, 이 방법은 장치가 간단하고 폐기물 처리량이 비교적 적고 단속적인 운전에 매우 효과적이다. 용융장치는 그림과 같이 고주파 발전기 및 용해로체로 구성된 전기유도로와 냉각계통으로 구성된다. 고주파발전기는 철재 200kg을 용해할 수 있는 용량을 갖추었고, 실험을 위해서 30kg을 녹일 수 있는 용해로체를 구성하였다. 용해로체를 크게 할 경우에는 고주파발전기의 출력 주파수를 변경할 수 있게 하였으며, 냉각장치는 비용접감을 위해서 냉각탑으로 하지 않고, 직접 냉각수를 흘려보내면서 냉각하는 방식을 채택하였다. 용융장치의 발전기 부분의 입력전원은 3상, 440V, 60Hz이며, 출력전원은 200kW, 출력주파수는 1kHz, 3kHz, 5kHz로 구성되어 있다. 용융장치의 최고가열온도는 1650℃이고, 입/출력신호는 전기, 전자 및 컴퓨터제어 방식으로 제어된다. 용해로체 부분 중 고주파유도가열부는 heating coil 및 절연부로 구성되어 있고, 그 외 support frame과 lever로 구성되어 있다.

유도로를 이용한 금속용융의 장점은 그림 2와 같이 용융물의 대류현상으로 용융물 내 함유된 성분이 균일하다는 장점을 가지고 있다. 이는 기초 실험을 통하여 확인하였으며, 기초 실험은 탄소강 3kg에 우라늄과 열역학적 거동이 유사한 Ce를 1 wt% 첨가하여 용융제염을 수행하였다. 슬래그 형성제를 5 wt% 첨가하여 Ce를 제거한 후, 제조된 주괴 내 함유된 오염물(Ce)의 균일도를 확인하기 위하여 그림 3에 나타낸 바와 같이 6 지점을 선정하여 시료를 채취하였으며, 채취된 시료내 Ce의 농도는 분석장치(ICP)의 검출 한계인 2ppm이하로 균일하였으며 (표 1), 실제 처리 전 변환시설 해체폐기물을 사용하여 실제 규모로 확인할 예정이다.

위와 같은 용융물 내 오염물 농도의 균일도를 근거로 용융제염 시 1 batch에서 국자 모양의 시료 채취기를 사용하여 시료를 채취한 후 얇은 판 형태의 방사능 분석용 주괴를 제조하여 방사능 농도 분석을 수행할 예정이다.

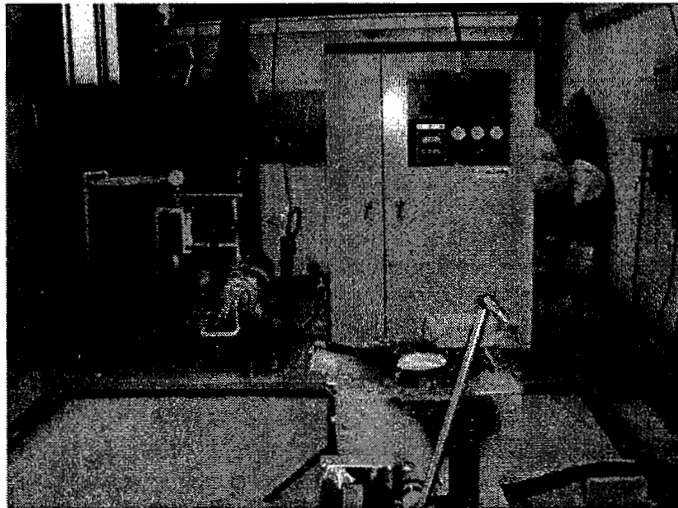


그림 1 고주파 유도로

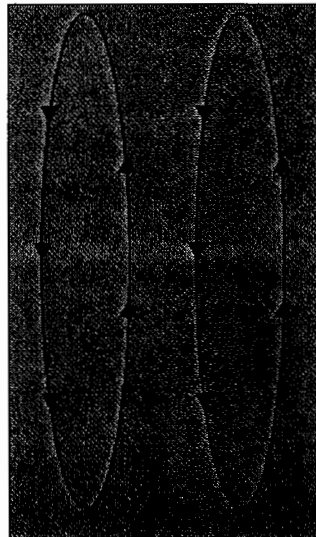


그림 2. 용융물의 대류 현상

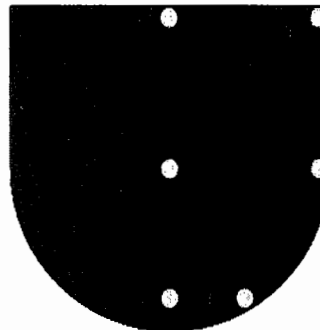


그림 3. 시료 채취지점

표 2.2.1 용융제염 후 주괴(ingot) 내 Ce 농도

시료번호	1	2	3	4	5	6
Ce, ppm	< 2	< 2	< 2	< 2	< 2	< 2

자기장을 이용한 제염장치 개발

김병태, 김대환, 홍지식, 김종화*

선광원자력안전(주), *(주)엑트

btkim1397@hotmail.com

우리나라의 경우 원자력이용시설에서 발생하는 금속성 방사성폐기물은 이미 상당한 양에 이르고 있으며, 고리1호기의 구 증기발생기가 해체되어 재활용 또는 감용을 하기 위한 연구가 진행되고 있다. 또한 한국원자력연구소의 연구로 1,2호기 및 우라늄변환시설의 해체로 많은 양의 금속성 방사성폐기물이 발생되었다. 원자력이용시설의 운영 또는 해체 시에 발생하는 금속성 방사성폐기물의 재활용 또는 감용을 하기 위해 전해제염, 화학제염 등을 수행하고 있으나, 이들 제염방법은 액체상의 2차폐기물이 많이 발생하고, 이를 처리하는데 많은 비용이 소요되는 문제점이 있어서 이들 문제점을 해결하는 하나의 방안으로 2차폐기물의 발생이 거의 없는 자기연마 제염장치를 개발하였다.

자기연마 제염기술은 제염대상물의 종류, 형상, 크기, 기하학적인자, 오염의 특성 및 분포 등에 거의 무관한 기술이며, 제염에 필요한 자성연마입자를 반영구적으로 사용할 수 있는 장점이 있을뿐더러 제염 후 액체상의 2차폐기물이 다른 제염기술보다 매우 적게 발생되기 때문에 향후의 활용에 매우 긍정적이다. 이 기술은, 원자력이용시설에서 발생하는 금속성 방사성폐기물의 제염에 활용할 수 있을 뿐만아니라. 반도체나 정밀기기 등의 표면거칠기의 향상에도 활용할 수 있어서 광범위한 산업분야에서 적용될 수 있을것으로 기대하고 있다.

1. 자기연마 제염장치의 설계 및 제작

자기연마 제염장치는 파이프에만 전용으로 사용하는 A-Type과 플레이트/파이프에 공용으로 사용할 수 있는 B-Type의 두가지로 개발하였다.

가. A-Type : 1 m 이상 파이프 제염용

- 사양 : 1,922 mm(L) × 643 mm(W) × 1,171mm(H)
- 제염용기 : $\varnothing = 300$ mm
- 전자석 : 4극(460 mm(L) × 186 mm(W) × 460 mm(H))
- 모터 : 7.5kW
- 2차폐기물 처리장치 : 250 mm($\varnothing$) × 550mm(H)
- 자성연마입자 : STS304 1.0mm($\varnothing$) × 5.0mm(L) 등

나. B-Type : 1 m 이하 플레이트/파이프 제염용

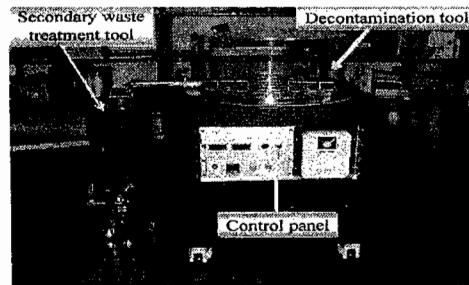
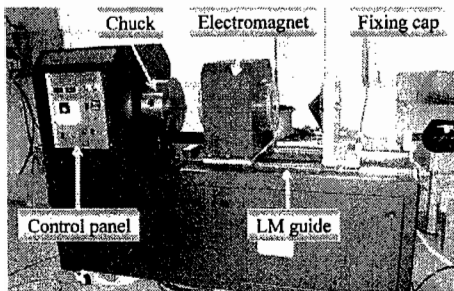
- 케이싱 : 670 mm(L) × 670 mm(W) × 650 mm(H), Aluminium
- 제염용기 : 600 mm($\varnothing$) × 270 mm(H), T=10 mm, Reinforced plastic
- 영구자석 : Fe-Nd-B(max. 0.45 Tesla), 30mm($\varnothing$) × 10mm(T)
- 영구자석원반 : 600 mm($\varnothing$) × 10 mm(T), Aluminium
- 2차폐기물 처리장치 : 250 mm($\varnothing$) × 550mm(H), Stainless steel
- 자성연마입자 : STS304 1.0mm($\varnothing$) × 5.0mm(L) 등, Stainless steel

2. 시제품제작 : 시간에 따른 STS304 pipe표면의 페인트 상태변화

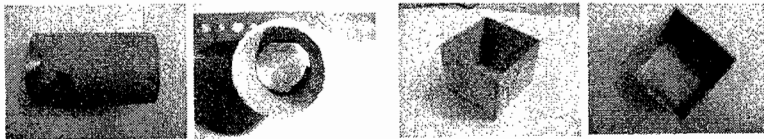
가. A-Type

나. B-Type

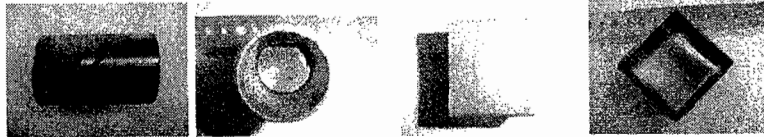
3. 기초실험결과 : 시간에 따른 STS304 pipe표면의 페인트 상태변화



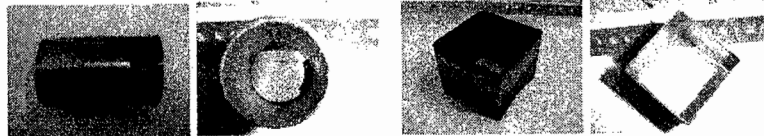
초기상태



5분후



10분후



15분후



4. 향후계획

금속성 모의 방사성폐기물을 대상으로 성능시험을 수행하여 장치를 문제점을 보완하고 최적제염 공정을 확립한 다음 실제 원자력발전소에서 발생되어 있는 금속방사성폐기물을 대상으로 실증실험을 수행할 예정이며, 향후 다른 원자력 시설물들에도 확대 적용할 계획이다.

본 연구는 산업자원부의 전력산업연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

초임계 이산화탄소를 이용한 seasand의 제염

이정근, 유재룡, 고문성, 박광현
경희대학교, 경기도 용인시 기흥구

whoisaoi@khu.ac.kr

1. 서론

원자력 발전소는 폐기물을 적게 발생시키면서 많은 전기를 생산할 수 있는 친환경적인 에너지 원이다. 그러나 지속적으로 원자력을 이용한 발전이 진행됨에 따라 폐기물의 양도 증가하고 있다. 특히 원자력발전 시설 주변의 토양은 장반감기를 갖고 있는 방사성 물질을 많이 포함하고 있다. 현존하는 토양 제염방법은 높은 수압을 이용한 Flushing과 Washing 하는 방법이 가장 많이 이용되고 있다. 그러나 이 제염법은 다량의 2차 폐기물을 발생시키는 문제점을 가지고 있다. 본 연구에서는 독성이 없으면서 2차 폐기물 발생량을 줄일 수 있는 초임계 이산화탄소를 이용하여 Seasand로부터 금속 이온을 추출하였다. 본 연구의 최종 목적은 초임계 이산화탄소를 이용한 모의시편 추출 실험을 통하여 실제시편 추출 실험의 가능성을 확인하는 것이 될 것이다.

2. 실험 및 결과

모의시편 제조에 앞서 주요 금속 이온으로 코발트, 납, 아연, 카드뮴, 스트론튬을 선택하였다. 코발트와 스트론튬은 원자력발전소 주변 토양에서 많이 검출되는 핵종이고 납과 아연, 카드뮴은 일반적인 토양에 많이 포함되어 있는 중금속들이다. 금속이온 표준 용액에는 각각의 금속 이온이 1M 질산에 1000 ppm의 농도로 용해되어 있다. 모의시편에 금속이온을 균질하게 흡착시키기 위해서, 먼저 각각의 금속이온 표준 용액을 5 mL 씩 취하여 vial에 넣은 후(총 25 mL), 초음파장치로 약 30분간 교반한다. 모의 시편을 만들기 위해서 길이 5 cm 지름 0.7 cm의 원통형 Glass tubing을 준비한 뒤 한 쪽에 유리솜을 넣고 seasand(JUNSEI, 20-30 mesh, chemical pure) 1.0 g을 Glass tubing에 넣는다. 그리고 초음파 장치로 섞어준 표준 용액으로부터 100 μ L를 마이크로 피펫으로 취하여 Glass tubing 내에 있는 seasand에 흡착시킨다. 그 후에 seasand 내에 수분을 제거하기 위해 진공펌프(8 0°C, 40 Torr)에 약 한 시간 가량 모의시편을 넣어둔다. 이론적으로 모의시편에 묻어있는 수분이 모두 증발되면 seasand에는 각 0.02 μ g의 금속이온이 흡착되어 있기 때문에 seasand에 흡착되어 있는 금속이온의 총 양은 0.1 μ g이 된다.

효과적인 금속이온을 추출을 위해서 본 연구에서는 몇 가지 킬레이트 리간드를 선정하였다 [Cyanex-272 (Diisooctylphosphinic acid, 290.43 g/mole), DEA(Di Ethyl Amine, 73 g/mole), B18C6(Benzo-18-crown-6, 312.37 g/mole), Net4 PFOS A(Perfluoro-1-Octanesulfonic acid, 629.38 g/mole)]. 선정된 킬레이트 리간드 중에서, Cyanex-272와 DEA는 코발트와 납, 아연, 카드뮴의 제거에 효과가 있고 B18C6과 Net3 PFOSA는 스트론튬의 제거에 좋은 효율을 가지고 있다고 알려져 있다. 실험 장치는 Fig 1

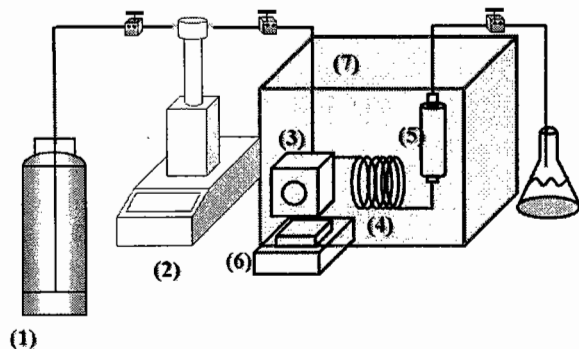


Fig 1. 추출 실험을 위한 실험 장치 구성
(1) CO₂ 실린더 (2) 실린지 펌프 (3) 교반 용기
(4) 예열 용기 (5) 원통형 실험 용기
(6) 교반기 (7) 항온조

에 나타내었다.

교반 용기에 표 1에서 주어진 실험 조건에 따라 킬레이트 리간드를 넣고 킬레이트 리간드를 균일하게 혼합하기 위해서 교반기를 이용해서 교반해준다. 그리고 앞에서 만들어진 금속이온이 흡착된 모의시편을 원통형 실험 용기에 넣고 실린지 펌프와 항온조를 이용해서 압력과 온도를 각각 200 bar와 60℃로 유지해 준다. 200 bar의 압력과 60℃의 온도 조건에서 30분간 교반을 한 후 30분간 동적 추출 실험을 수행한다.

표 1. 실험조건

	Metal-ions solution (μL)	Cyanex -272 (μL)	DEA (μL)	B18C6 (μg)	Net4 PFOSA (μg)	Additive (μL)
실험조건 1	100	1860	20	0	0	H ₂ O 50
실험조건 2	100	1860	40	0	0	MeOH 50
실험조건 3	100	1860	40	0	0	0.1M HNO ₃ 50
실험조건 4	100	1860	40	209	0	H ₂ O 50
실험조건 5	100	1860	40	104.5	47	0.1M HNO ₃ 50

실험 결과를 비교하기 위해서 본 연구에서는 ICP(Inductively Coupled Plasma spectrometer, LEEMA ABS. INC., U.S.A)를 사용하였다. ICP를 찍기 전에 먼저 표준시편을 제작하였는데 표준시편은 추출 실험을 수행하지 않은 모의시편을 1M 질산 15 mL에 넣고 30분간 초음파장치를 이용해서 교반한 뒤 질산만을 취하여 사용하였다. 추출 실험 후의 시편도 표준시편과 동일한 방법으로 전처리 하여 추출율을 확인하였다.

이렇게 분석된 실험결과를 각 실험 조건에 따라 Fig 2에 나타내었다. 카드뮴과 아연, 코발트는 Cyanex-272와 DEA, 두 가지의 킬레이트 리간드만을 사용하였을 때에 약 80 % 이상의 추출 효율이 나타났다. 그러나 납과 스트론튬의 제거 효율은 두 가지의 킬레이트 리간드만을 사용하였을 때, 50-65% 정도로 타 핵종에 비해 비교적 낮은 값을 보여주었다. 그러나 미량의 B18C6와 Net4 PFOSA를 추가하였을 때는 5가지 핵종 모두 90% 이상의 높은 추출 효율을 갖는 것을 확인할 수 있었다.

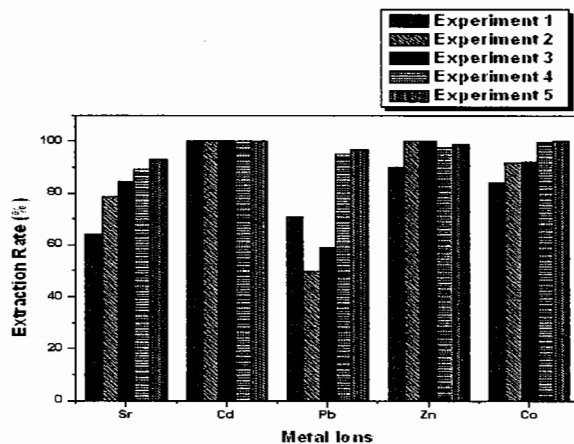


Fig 2. Sr, Cd, Pb, Zn, Co 추출 실험 결과

3. 결론

본 연구에서는 일련의 추출 실험을 통하여 Cyanex-272와 DEA로 카드뮴과 아연의 추출 효율을 80% 이상 얻을 수 있었다. 또한 납과 스트론튬의 높은 추출 효율을 얻기 위해서 미량의 B18C6와 Net4 PFOSA를 추가하였고 모든 핵종에 대해서 90% 이상의 추출 효율을 얻을 수 있었다. 특히 코발트, 스트론튬, 카드뮴, 납, 아연을 흡착시킨 모의 시편을 이용한 추출실험을 수행함으로써 실제 토양으로부터도 위에 언급한 금속 이온을 추출 할 수 있는 가능성을 확인하였다.

콘크리트 해체폐기물의 처분용기 재활용에 대한 선량 평가

김계홍 · 오원진 · 이근우 · 최왕규

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

ghkim@kaeri.re.kr

원자력시설 해체폐기물의 70 ~ 80 %가 콘크리트폐기물이 발생하지만 아직 단순 재활용 수준으로 부가가치가 높은 재활용을 위한 기술개발 여지가 크며 콘크리트폐기물 재활용에 의한 해체폐기물 감용은 해체사업의 경제성 향상에 크게 기여할 것이다. 오염도가 낮은 방사성폐기물을 원자력이용시설에 국한하여 재활용 또는 재이용하는 방안은 방사성물질의 규제해제에 대한 일반인의 우려를 최소화하면서 자원의 재활용을 달성할 수 있다는 측면에서 적극적으로 추진할 필요가 있다. 이러한 재활용은 20기의 발전용원자로가 각종 원자력 관련시설이 운영중인 국내 상황을 고려할 때 재활용의 타당성은 충분할 것으로 예상된다.

방사능으로 오염된 콘크리트 폐기물을 원자력산업계 내에서 재활용하는 제한적인 규제해제 체계를 모색할 필요가 있다. 그 일환으로 원자력이용시설에서 발생된 콘크리트폐기물을 방사성폐기물 처분용기로 재활용하는 방안을 고려할 수 있다. 국내의 경우 발생지에서 운반되어 온 폐기물 중 콘크리트 용기를 제외한 폐기물 드럼은 처분하기 전에 별도의 콘크리트로 제작된 처분용기에 다시 포장하여 처분 할 예정이다. 운반되어온 방사성폐기물은 드럼 종류에 따라 처분용기를 달리 한다. 즉, 200L 드럼은 16 Pack으로, 320L 드럼은 9 Pack으로 모듈화하여 처분 할 예정이다.

본 연구에서는 원자력연구시설 해체 시 발생하는 폐콘크리트를 방사성폐기물 처분용기로 재활용함으로써 용기 표면 및 주변 선량에 미치는 영향을 평가하였다. 콘크리트 처분용기의 채원은 VLJ 처분시설 처분용기를 적용하였으며 200L 와 320L 드럼용 콘크리트 처분용기에 대하여 평가하였다. 평가 도구는 MCNP 전산코드를 이용하였다. 드럼-드럼, 드럼/벽체 간격은 1.25 cm, 처분용기 벽체 두께는 10cm, 처분용기 바닥판 두께는 15 cm, 덮개는 10 cm로 모델링하였으며 재활용 콘크리트의 밀도는 2.4 g/cm^3 로 가정하여 선량을 평가하였다. 200L 드럼 처분용기는 단변이 2.731 m이며 높이가 1.137 m이고 320L 드럼 처분용기는 단변이 2.389 m이며 높이는 1.21 m로 모델링하여 평가하였다. 처분용기 내부에 포장되는 용기는 200L 드럼의 경우 DOT-17H 규격을 적용했으며 320L 드럼은 직경이 71.3 cm이며 높이가 96 cm인 강재드럼을 적용하였다. 각각의 핵종에 대한 선량률을 평가하기 위하여 비방사능이 1 Bq/g의 핵종이 존재하는 것으로 가정하였다.

평가 결과 개별 핵종에 대한 용기 표면 및 공간 선량률을 도출할 수 있었으며 콘크리트 방사성폐기물을 처분용기에 재활용할 경우 도출된 결과를 바탕으로 콘크리트폐기물의 방사능에 따른 선량을 예측할 수 있는 자료로 이용할 수 있을 것이다.

The status of decommissioning activities of the KRR-1 & 2 in 2007

Ki-Won Lee*, Sang-Bum Hong, Gyeong-Hwan Jeong, Jin-Ho park, Un-Soo Chung
 Korea Atomic Energy Research Institute, 1045 Daedeok-daero, Yuseong, Daejeon 305-353, Korea.
ngwlee@kaeri.re.kr

1. Introduction

In 1996, it was determined that two research reactors(KRR-1 and KRR-2) would be shut down and dismantled. A project was launched for the decommissioning of the research reactors in January 1997 with the goal of a completion by 2008. The total budget for the project is 20.0 million US dollars, including the cost for a final waste disposal and for the relevant technology development. The work scope during the reactor decommissioning project is dismantling all the facilities and removing all radioactive materials. After confirming the removal of the entire radioactivity, the site and the buildings will be released from the regulation to reuse for the non-nuclear purposes. By year's end in 2007, as planned we decommissioned the five main auxiliary facilities; the liquid radioactive waste treatment facilities, the old solid radioactive waste storage room, the dilution discharge storehouse, the nature evaporation facilities and the KRR-1 & 2 stack. And we are carrying out the residential radioactivity evaluation and site reconstruction.

2. Decommissioning activities of KRR-1 & KRR-2 till 2007

The first decommissioned facility was the auxiliary facility of the KRR-2 which consisted of 12 hot laboratories, 10 lead hot cells and 2 concrete hot cells and which was used for the experiments with radioisotopes. The pool internals, including the core structure of the KRR-2 was dismantled, cut into small pieces and packed in a shielded cask under water of the pool. The highly radioactive beam port tubes, imbedded in shielding concrete, were removed with a boring machine together with concrete around the tubes. Metrics sampling and evaluation of the radioactivity of the shielding concrete was carried out and 3 dimensional mapping of the radioactivity was performed for the assessment of activated part and the design of cutting lines. The shielding concrete was cut with a diamond wire saw and the concrete pieces were taken down and discharged after measurement of the radioactivity.

And we also decommission the yard facilities; underground LW storage facilities and small independent facilities. In order to decommissioning underground LW storage facilities, tanks for liquid waste storage and structural tanks for liquid waste storage, we installed the greenhouses to remove all the waste and to evaluate the level of its contamination. Also, we performed the surface decontamination by moving the underground structures to the KRR-2 waste treatment room, for a cutting and decontamination. We also decommissioned the resin regeneration facilities and the LW storage building. In 2007, we decommissioned the 5 main auxiliary facilities; liquid waste treatment facilities, dilution discharge storehouse, old solid waste storage room, natural evaporation facilities and the KRR-1 & 2 stack. The liquid waste treatment facilities composed of the ion exchange treatment devices of waste fluids, desalters and 4 waste fluid storage tanks with dia. 1.8m and len. 3.7m. These were decommissioned with nibbler, oxygen cutting machine, etc.



Fig. 1. The decommissioning process of the liquid waste treatment facilities.

The dilution discharge storehouse dimensions were 3m(L)x5m(W)x3m(H) and composed of dilution discharge and waste fluid storage tank.

We decommissioned with hand grinders. We decommissioned three stacks of KRR-2 and used 100 ton power crane for main stack decommissioning.

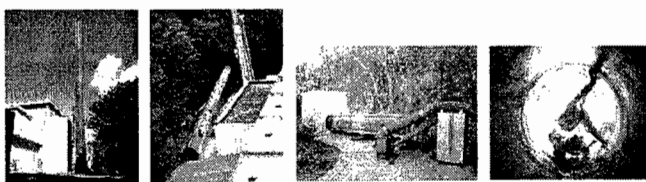


Fig. 2. The decommissioning process of the main stack on KRR site.

For the old solid waste storage room decommissioning, we installed the temporary entrance and decontaminated under the $4,600 \text{ Bq/m}^2$. We decommissioned the natural evaporation facilities and the manipulator and lead glass in the concrete hot-cell at KRR-2.



Fig. 3. The decommissioning process for the manipulator in the hot-cell.

And we performed the dose-rate measurement and gamma spectroscopy. The dose-rate distribution was measured directly on the surface of site to find impacted/contaminated area by radioactive materials. The methods were scanning all the site by using survey meter and GPS and measuring points at every were $10\text{m} \times 10\text{m}$ (about 500 points). The detection points were 1m above a ground and the background ranges were 100~ 250 nSv/h. These measurements results were that the site around natural evaporation system was contaminated, most of the KRR site had a background level of dose rate. The gamma spectroscopy of the KRR site was conducted by two measurement methods. The comparisons were in accord with between Lab and ISOCS analysis with the exclusion of the point that waste classification work carried out at the measuring time.

As shown in the table 1, the generated decommissioning radioactive wastes were 307tons and the non-radioactivity wastes were 1,973tons (200L drums : 138 ea, 4m^3 containers : 52 ea, shielding casks : 6ea).

As of 2007/12/30, unit : ton

	radioactive	for release	total
metal	26	175	201
concrete	260	1,754	2,014
others	21	44	65
total	307	1,973	2,280

Table 1. The generated amounts solid wastes(KRR-1 & 2).

3. Decommissioning activities in 2008 and future works

The final step of decommissioning project is an evaluation of the final status survey. Return the KRR site and buildings to KEPCO for unrestricted use after removal of all the radioactive materials. It's need to classify based on the measured and calculated results

Class 1 : site installed around natural evaporation system - need a remedial action

Class 2 : site around waste transporting route.

Class 3 : most of the KRR site.

It will be continuously upgraded to develop and execute the final status survey plan.

And we have temporarily stored the radioactive waste at KRR-2 reactor hall, but we are to be disposed in GyeongJu facility.

AHP와 MAUT 방법론 비교 평가

최광순, 김길정, 이병식

한국전력기술(주), 경기도 용인시 기흥구 마북동 360-9번지

kschoi@kopec.co.kr

1. 서론

오늘날 의사결정은 다수의 의사결정자가 다양한 정보, 다양한 가치 체계로 이루어진 여러 개의 기준(Criteria)하에 최적의 대안을 선택해야 하는 다기준 의사결정의 형태를 띠고 있다. 또한 대부분 의사결정 문제에 있어서 “사용자 만족도”와 같은 정성적인 요인도 중요한 요소로 작용하기 때문에 합리적인 의사결정을 위해서는 보다 객관적이고 체계적인 의사결정 방법이 필요하다. 이러한 다기준 의사결정을 위한 기법으로 여러 가지 방법이 개발되었고 그 중 AHP/MAUT는 국내에 소개된 이후 다양한 연구분야에 가장 광범위하게 활용되고 있으며 향후 원자력 분야의 다양한 의사결정 과정에서도 두 방법론이 사용될 것으로 예상된다. 따라서 두 방법론의 의사결정 과정 비교 평가를 통해 AHP/MAUT 방법론의 특징을 파악하여 의사결정 방법론 선택시 논리적 근거를 확보할 필요가 있다.

2. AHP와 MAUT 방법론

AHP(Analytic Hierarchy Process)는 Thomas L. Saaty교수가 고안한 계산모델로 여러 의사결정 기준들 중 두 개의 기준을 쌍별비교(Pairwise Comparison)를 함으로써 의사결정자의 판단을 논리적, 체계적으로 정량화 할 수 있는 방법이다. AHP 방법론은 5단계로 이루어져 있으며 1단계에서는 문제를 정의하고 최상위 계층, 중간 계층, 하위 계층 등으로 문제를 계층화시킨다. 통상적으로 최상위 계층에는 평가 목적을, 최하위 계층에는 비교대상방식을 위치시킨다. 2단계에서는 전문가 집단을 통한 설문조사 결과로 쌍별 비교 행렬을 작성한다. 설문 조사에는 Saaty가 제안한 9점 척도를 사용하며 만일 다수의 전문가들로부터 의견을 취합해야 하는 경우에는 각 평가자가 작성한 쌍별비교 행렬로부터 동일성분의 값을 기하평균하여 얻어진 값으로 새로운 종합행렬을 구성한다. 3단계에서는 쌍별비교 행렬의 신뢰도를 검증하기 위해서 일관성 비율(Consistency Ratio : CR)을 구한다. 4단계에서는 쌍별비교를 통해 얻은 행렬을 이용하여 각 계층의 요소들이 갖는 상대적 가중치를 계산한다. 5단계에서는 각 계층의 가중치를 종합(Aggregation)하여 최적대안을 선택한다. 가중치의 종합은 하위계층에서 상위계층으로 올라가면서 수행한다.

MAUT는 1947년 Von Neumann과 Morgenstern으로부터 시작되어 Savage, Luce, Keeny, Raiffa에 의해 발전된 방법으로 비교평가방식을 다수의 속성으로 구성하고 이 속성들을 다시 다수의 세부 속성에 따라 평가하여 대안의 효용을 정량적인 수치로 전환하는데 활용되는 기법이다. MAUT 방법론은 5단계로 이루어져 있으며 1단계에서는 문제를 정의하고 평가기준과 그 세부항목을 결정한다. 2단계에서는 각 세부항목별 SAU(Single Attribute Utility) 함수를 구한다. 각 세부항목에 해당되는 속성 수준을 SAU 함수에 대입하면 세부 항목의 효용값을 구할 수 있다. 속성 수준은 Excellent, Very Good, Good, Fair, Poor의 5단계로 구분되며 각 단계별로 5~0 점이 부여된다. SAU 함수(비교평가의 목적이 위험 기피형이거나 위험 선호형인 경우 $u(x) = \alpha + \beta e^{\gamma x}$, 위험 중립형인 경우 $u(x) = \alpha + \beta x$)를 완성하기 위한 설문조사는 여러 속성 수준 중 하나의 효용을 묻는 방식으로 수행한다. 3단계에서는 각 평가기준별 SAU 함수를 결합한 MAU(Multi Attribute Utility) 함수를 구한다. MAU 함수는 각 효용함수간의 독립성이 유지되는 경우에는 가법적(Additive) 효용함수를 사용하고 비독립적인 경우에는 승법적(Multiplicative) 효용 함수를 사용한다. 4단계에서는 세부항목별 평가치를 대입하여 평가항목별 가중치를 도출하며 5단계에서는 각 평

가항목별 scaling constant를 고려하여 최종 효용값을 도출하여 최적대안을 선택한다.

3. 비교 평가 및 고찰

AHP는 문제를 계층화/세분화하여 체계적으로 접근이 가능하고 요소 중요도를 쌍별비교를 통해 구함으로써 객관성/신뢰성을 지니며 CR 계산을 통해 요소 오류정보의 필터링 기능을 지닌다는 장점이 있다. 그러나 쌍별 비교가 주요 평가 과정이기 때문에 새로운 대안이 발생하거나 평가 항목이 추가 될 경우 AHP 문제를 다시 적용해야 하고 요소간 상호독립적인 문제에만 적용이 가능하다는 단점이 있다. 이에 반해 MAUT는 비독립적인 요소들에도 승법적 효용함수를 통해 적용이 가능하고 새로운 대안 생성시 단지 SAU 함수를 추가하면 되나 객관화하기 힘든 효용값이 비교의 기준이 되므로 정확한 SAU 함수를 도출하기 어려우며 속성의 수가 많아질수록 효용함수의 객관성이 떨어진다는 단점이 있다.

따라서 AHP는 요소간 상호독립적인 분야, 복잡도가 높은 분야, 평가값의 객관성/신뢰성이 매우 중요한 분야에 유리하며 MAUT는 요소간 비독립적인 분야, 효용가치의 측정이 용이하며 요소의 수가 적은 분야에 유리함을 알 수 있다.

표 1. AHP와 MAUT의 비교

구분	AHP	MAUT
장점	- 계층화/세분화하여 체계적으로 접근 - 쌍별비교를 통한 객관성/신뢰성 확보 - CR계산을 통한 요소 오류 필터링	- 비독립적인 요소에도 적용 가능 - 새로운 대안/평가 항목 발생시 적용 용이
단점	- 요소의 독립성 필요 - 새로운 대안/평가 항목 추가시 재적용	- 효용가치 측정의 어려움 - 속성이 많아질수록 객관성이 떨어짐
적용분야	- 요소간 상호독립적인 분야 - 복잡도가 높은 분야 - 객관성/신뢰성이 매우 중요한 분야	- 요소의 수가 적은 분야 - 효용가치 측정이 용이한 분야

이와 같이 AHP와 MAUT 두 방법론 모두 다기준 의사결정에 있어서 효과적인 도구이고 결과에 있어서도 유사성을 지니지만 그 접근 방법이 각각 다르기 때문에 해결해야 할 의사 결정 문제에 맞는 방법론을 선정하는 것이 중요하다. 이러한 두 가지 방법론의 비교 평가 결과는 향후 사용후 연료 중간저장 방식을 비롯한 원자력분야의 다양한 의사 결정 과정에서 각 상황에 맞는 방법론 선택시 활용할 수 있을 것이라 예상된다.

참고문헌

- [1] 金亨駿, "An Application of the Analytic Hierarchy Process to the Electric Power Generation Mix", 인하대학교 대학원 박사학위 논문, 1996
- [2] 조성일, "다속성 선택 문제로의 AHP 기법 및 MAU 이론 활용", 서울대학교 대학원 석사학위 논문, 2000
- [3] Satty, T. L., "The Analytic Hierarchy Process, McGraw-Hill", 1980
- [4] Bard, Jonathan F., "A Comparison of the Analytic Hierarchy Process with Multiattribute Utility Theory: A Case Study", [IIE Transaction] Vol 24 Issue 5, 1992
- [5] 변대호, "AHP를 이용한 정보통신표준화 전략 계획", 경성대학교, 1999

퇴적침출(Heap leaching)을 이용한 토양 중 Co 및 Cs의 제염

이정준, 김계남, 정윤희, 문제권, 이근우

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

jjlee@kaeri.re.kr

국내 원자력시설에서 발생하는 방사능 오염토양의 주요 핵종은 Co, Cs으로 보고되는데, 저장고의 저장용량한계 및 방사성폐기물로서의 처분비용 등의 문제가 인식되어 왔다. 오염토양 중 Co, Cs의 제염을 통해 방사성폐기물로서 처분해야 하는 토양의 양을 감소시킬 필요가 있다.

이에 본 연구는, 인공오염토양을 시료로 하여 Soil washing 공정의 하나인 Heap leaching 기술의 적용가능성을 조사하였다.

Heap leaching 기술의 적용을 위해서는, 침출제와 토양입자의 접촉에 의해 대상 핵종(Co, Cs)이 침출되어 제거되기 때문에, 대상 토양의 투수성이 문제가 될 수 있다. 따라서, 투수성이 낮은 미세토양의 경우, 응결조작을 통해 입자를 조립화시켜 침출제의 막힘을 방지할 수 있다. Figure 1에 기본적 공정의 흐름을 도시한 것 같이, Heap leaching 기술은, 응결이 필요하지 않은 조립토양(예, sand)은 직접 퇴적침출로, 미세토양의 경우 응결시킨후 퇴적침출로 제염하는 공정을 포함한다.

원자력시설 주변에서 채취한 비오염토양을 채취한 후 건조시켜, $\text{CoCl}_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$, CsCl 0.01M 용액으로 토양 (4.75mm이하) 중 Co 및 Cs 함유량이 4mmol/kg-soil이 되도록 인공적으로 오염시켜 시료로 사용하였다. 인공적으로 오염시킨 토양을 이용하여, 미세토양은 응결후 침출처리, 조립토양은 직접 침출처리방법으로 Co, Cs의 제염을 평가하였다.

먼저, 0.075mm이하의 미세토양에 응결제인 Na_2SiO_3 를 2% 첨가하여 응결시켰으며, 입도분포곡선로부터 평균입경이 약 100배 정도 증가하여 heap leaching 공정 수행시 미세토양에 의한 공극의 막힘현상을 방지할 수 있을 것으로 판단되었다(Figure 2).

토양 중 Co, Cs의 제염을 위해, HCl 0.1M을 각각의 토양 충전 칼럼에 유입시켜, 유출액의 체적 및 Co, Cs 농도를 AA로 측정하여, 초기 함유량으로부터 Co, Cs의 제거율을 계산하였다.

먼저, 응결토양의 침출제염결과, 28.8일 동안, Co 97.9%, Cs 81.1%가 제거되는 것으로 나타났으며, 목표제염율 80%를 기준으로 Co 52, Cs 289 ml/g의 침출제가 사용되었다. 조립토양(0.075mm이상) 중 0.075~2.0mm 토양을 이용한 결과, 14.3일 동안 Co 99.9%, Cs 96.5%가 제거되었고, 응결토양에 비해 상대적으로 적은 양의 침출제사용으로 높은 제염효율을 보이는 것으로 나타났다(목표제염율 80% 기준 Co 19, Cs 80 ml/g)(Figure 3).

또한, 10L 규모의 실증칼럼을 이용하여, 응결토양과 조립토양을 조성별로 혼합하여 Co, Cs의 침출제염을 검토한 결과, 11.3일 동안 Co 94.0%, Cs 82.8%가 제거되었고(Figure 4), 침출제 사용량은 토양중량대비 8배(8ml/g)로, 기존의 토양세정공정에 비해 폐액발생이 약 1/5 저감되었다.

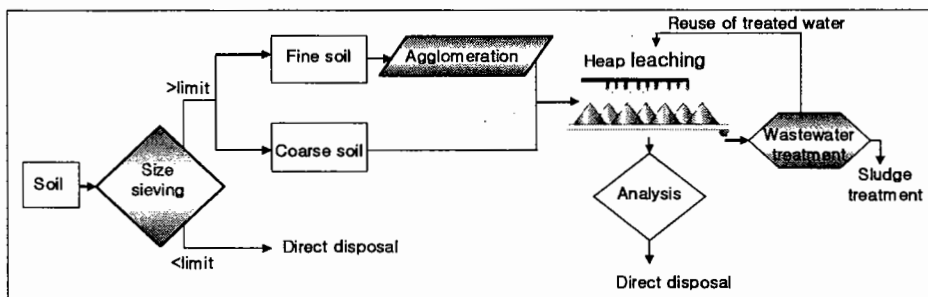


Figure 1. Schematic diagram of heap leaching process for the soil contaminated with radionuclides

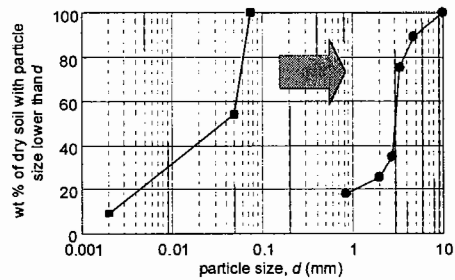
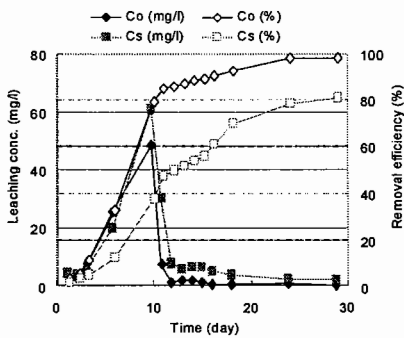
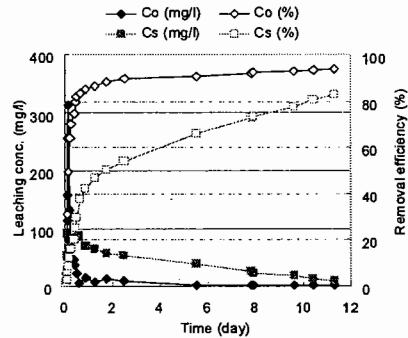


Figure 2. Particle size distribution before and after an agglomeration of soils with size of less than 0.075 mm



(a) The agglomerated soils



(b) Not-agglomerated soils

Figure 3. Leaching concentration and removal efficiency of Co and Cs with time in column test using the agglomerated soils and not-agglomerated soils

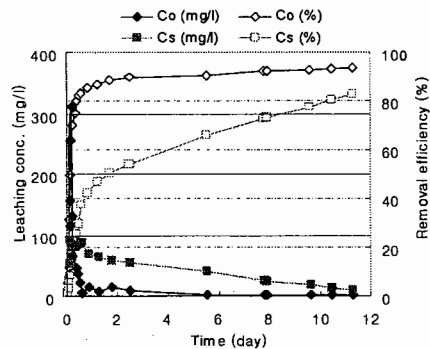


Figure 4. Leaching concentration and removal efficiency of Co and Cs with time in column test using the mixed soils

Cs⁺ 이온으로 오염된 금속 표면에 대한 광 용발 제염 특성

원휘준, 바이갈마, 문제권, 정종현, 이근우

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

nhiwon@kaeri.re.kr

1. 서론

방사능으로 오염된 금속표면으로부터 고착성 오염물질을 광 용발 제염법을 이용하여 제거하기 위한 연구가 수행되고 있다. 이 방법은 레이저 광을 사용하여 비교적 작업자가 접근하기 어렵고 방사능 오염지점에 원격으로 적용할 수 있고, 제염효과가 우수할 뿐만 아니라, 2차 방사성 폐기물이 거의 발생하지 않는다는 장점이 있다. DFD(Dupic Fuel Demonstration Facility)은 건식 공정으로 운영되는데 hot cell 내부는 방사능 준위가 높으며 주요 방사성 핵종은 Cs-137 인 것으로 예측되고 있다. 본 연구에서는 Cs⁺ 이온으로 오염시킨 모사 금속 시편에 광 용발 제염공정을 적용시켜 표면 특성을 관찰함으로써 광 용발 제염공정의 타당성을 확인하고자 하였다.

2. 실험 및 결과

스테인레스강 표면에 CsNO₃-HNO₃ 및 CsCl-KCl 용액 일정액을 떨어뜨린 후 건조시켜 모사 시편을 제조하였으며 이를 시험에 사용하였다. 후보 광원으로는 과제 수행을 통해 설계 제작한 Q-switched pulse type Nd:YAG laser를 사용하였다. 레이저 발전기의 파장은 1064 nm 이다. Energy meter에 의해 측정된 최대 pulse 에너지는 450 mJ/pulse, repetition rate 는 1 - 20 Hz, pulse width는 10 ns 이었다. 제작된 Q-switched pulse type Nd:YAG laser의 block diagram을 Fig. 1에 나타내었다. Laser 광의 조사 시간을 변화시켜가며 실험을 수행하였으며 레이저를 적용시키기 전과 후의 표면사진을 촬영하였으며 전자 현미경을 사용하여 조직을 관찰하였다. 제염 후 두 종류 시편 표면에 대한 전자현미경 사진을 Fig. 2에 나타내었다.

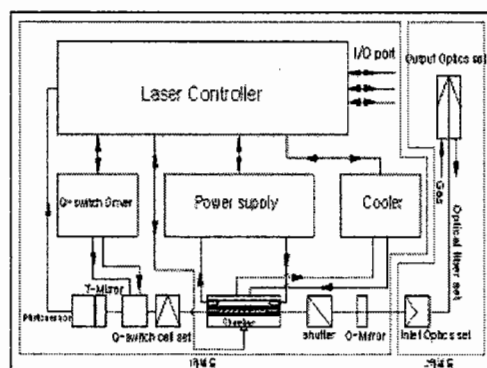


Fig.1. A block diagram of the fabricated Q-switched Nd-YAG laser system.

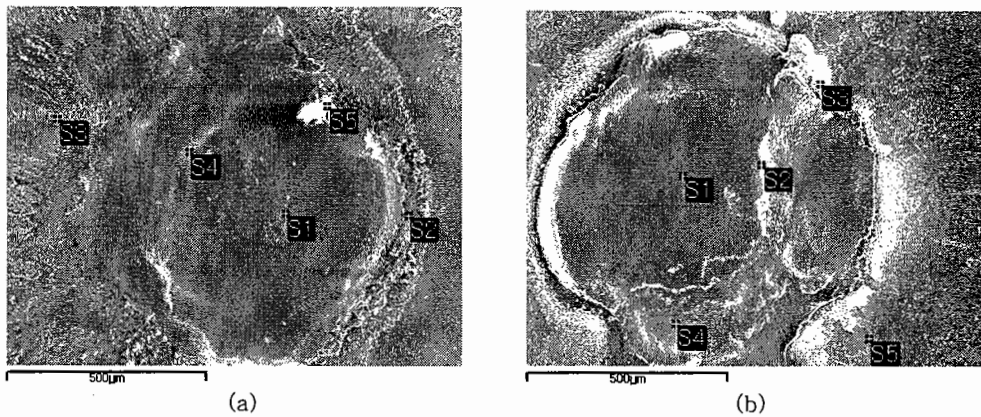


Fig.2. SEM photographs of specimen contaminated with (a) $\text{CsNO}_3 + \text{HNO}_3$, (b) $\text{CsCl} + \text{KCl}$ solution after laser decontamination.

3. 결론

동일한 제염 조건을 적용(480 mV/pulse, 30 seconds and 18 Hz) 시킨 후 $\text{CsNO}_3 + \text{HNO}_3$ 의 혼합용액으로 오염시킨 시편 표면에 Cs^+ 이온이 미량 잔존함을 확인(S5)한 반면, $\text{CsCl} + \text{KCl}$ 의 혼합용액으로 오염시킨 시편 표면에는 Cs^+ 이온이 검출되지 않았다. 이는 용발된 Cs^+ 이온이 nitrate 이온 및 대기 중에 존재하는 산소 성분과 결합하여 산화물을 형성시킬 확률이 더 큼에 기 인함을 암시하여 준다. 두 조건 모두 시편 표면으로부터 이온이 만족할 정도로 제거되었다. 레이저 광을 시편에 조사시켰을 때 표면에서는 다양한 종류의 반응이 진행하게 되는데 추 후 이들 반응에 대한 메카니즘을 명확히 규명하는 연구가 필요하다.

사사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획 사업의 일환으로 수행되었습니다.

ISOCS를 활용한 건물내 잔류 방사능 평가

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

1. 서론

수명을 다한 원자력 시설은 최종적으로 해체의 단계를 맞이하게 되며, 해체의 최종단계로 시설 내에 잔류방사능을 평가 후 해체된 시설 및 건물을 재활용 할 수 있다. 해체된 원자력시설의 잔류 방사능 평가를 위한 다양한 연구가 수행되고 있으며, 그 결과에 따라 예상피폭선량을 도출하고 도출된 결과를 바탕으로 유도농도기준(DCGL ; Derived Concentration Guidance Level)을 설정하여 부지복원에 적용하고 있다. 국내의 경우 연구로 1,2호기 해체사업이 2008년 말에 완료를 목표로 해체작업을 수행하고 있다. 연구로 2호기의 경우 해체가 완료되어 현재 잔류방사능을 평가하고 있다. 본 연구에서는 다양한 장점을 가지고 있는 ISOCS(In Situ Object Counting System)을 활용하여 건물내의 잔류방사능을 측정하기 위한 실험을 수행하였다. ISOCS를 이용하여 측정한 결과와 시료를 채취하여 분석한 결과를 비교하였다. 두 측정결과가 잘 일치함을 보여주었고, 이러한 결과를 바탕으로 향후 연구로 주변의 토양 및 건물내 잔류방사능 평가 시에 ISOCS를 적극 활용하고자 한다.

2. 본론

2-1. 표준선원을 이용한 ISOCS 측정

ISOCS(In Situ Object Counting System)은 이동형 감마핵종분석기로 기존의 실험실에 설치된 장비와 달리 다양한 상황에 적용이 가능하고, 선원의 형상을 모델링과정을 통해 적용할 수 있는 장점이 있어, 시료를 채취하는 과정이 필요 없이 감마핵종의 핵종별 방사능 농도 분석이 가능하다. 이러한 장점으로 인하여 ISOCS는 해체과정 및 해체 완료 후 잔류방사능 평가에 많이 활용되고 있다. 실험을 위해 핵종별 방사능 값을 측정한 콘크리트(가루)를 이용하여 직경 1m의 원형이고, 선원의 두께는 약 2mm 정도로 제작하였다. 제작된 선원을 ISOCS를 이용하여 90°의 Collimator이동하여 50cm 거리에서 측정하였다. 선원의 방사능은 Co-60 핵종을 기준으로 A(ND), B(0.02 Bq/g), C(0.12Bq/g)로 3개의 시료를 제조하여 측정하였다. 측정결과는 그림 2에 제시하였다. 결과에서 보듯이 두 측정결과가 잘 일치함을 알 수 있다. Sample ID "C"의 경우 시료의 약 10%의 상대오차를 보여주고 있다. 그 차이는 표준선원의 제조를 위한 혼합과정에서 균질화에 혼합되지 않은 것으로 판단된다.



그림 1. ISOCS 이용한
표준선원 측정

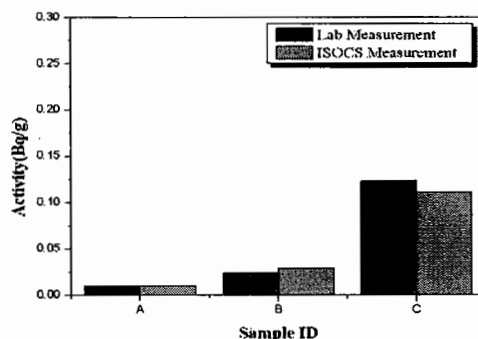


그림 2. 표준선원에 대한 측정결과 비교 결과

2-2. 건물표면에 대한 방사능 분석 결과 비교

실제로 연구로 2호기 건물 내의 잔류방사능 평가를 위해 건물의 표면에서 시료를 채취하여 분석하였다. 시료는 오염이 확인 된 콘크리트 핫셀 내/외부에 대하여 제염작업 전/후에 시료를 채취하여 분석을 수행하였다. 시료는 1m의 정사각형 형태로 시료를 채취하여 분석하였다. 그와 동시에 ISOCS를 적용하여 측정결과를 비교 분석하였다. ISOCS는 위의 측정조건과 동일하게 90°의 Collimator이용하여 50cm 거리에서 측정하였다. 콘크리트 핫셀 내부 제염 전/후(IN-A/IN-B)와 외부 제염 전/후(OUT-A/OUT-B)의 측정결과를 그림 4에 제시하였다. 콘크리트 핫셀 내/외부의 오염은 그라인딩을 통해 시료채취 및 제염을 수행하였으며 그 결과 제염 전에 Co-60 핵종을 기준으로 약 0.54 Bq/g의 오염을 제거하여 ND 수준으로 제염하였다. ISOCS의 측정결과와 비교한 결과 두 측정결과가 잘 일치함을 보여주고 있다.

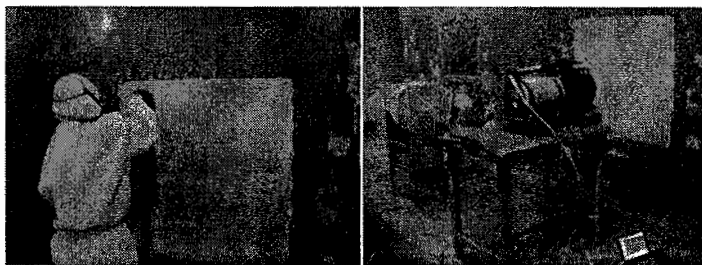


그림 3. 시료채취 및 ISOCS를 이용한 방사능 분석

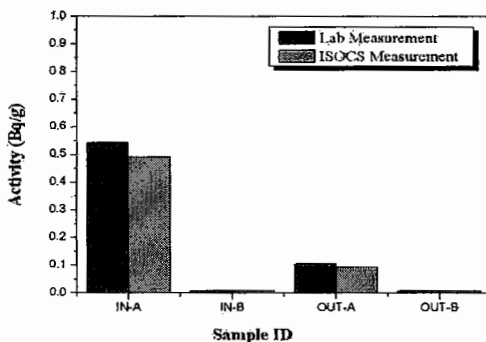


그림 4. 콘크리트 핫셀 내외부 측정결과 비교

3. 결론

본 연구에서는 연구로 2호기의 건물내부의 잔류방사능 평가를 위해 시료를 직접 채취하여 분석한 결과와 ISOCS를 이용하여 건물내 잔류방사능을 측정하고 그 결과를 비교하였다. 측정결과 표준선원의 경우 약 10%의 상대오차 내에서 두 측정결과가 잘 일치함을 보여주었고, 실제 연구로 2호기 콘크리트 핫셀에 내/외부에 대하여 제염 전/후의 잔류방사능을 비교 측정한 결과 두 측정결과가 잘 일치함을 보여주고 있다. 이러한 결과를 바탕으로 향후 연구로 건물 내의 잔류방사능 평가에 ISOCS를 적극 활용할 계획이다. ISOCS를 적용할 경우 분석비용 및 시간의 절감효과를 얻을 수 있을 것으로 기대된다.

해체 콘크리트 폐기물의 고도처리에 의한 순환골재의 물리적 특성 및 미분말의 슬래깅

민병연, 박정우, 최왕규, 오원진, 정중헌

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

bymin@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설이 가동되는 동안 건물의 콘크리트는 방사성 물질로 오염되고 해체 시 방대한 양의 오염된 콘크리트 폐기물은 해체 시 발생하는 전체 폐기물에 70~80% 를 차지함에 방사성 콘크리트 폐기물의 처리는 매우 중요하다. 발생한 방사성 콘크리트 폐기물은 대부분 콘크리트 표면에 주로 오염되어 있어 콘크리트 표면을 효과적으로 제거 또는 분리하면 나머지 오염되지 않은 부분은 재활용 할 수 있으며 상당량의 방사능 폐기물을 감용함과 동시에 방사성 폐기물 저장고의 폐기물 드럼이나 컨테이너의 Encapsulation material, 방사성 보호 차폐물을 위한 콘크리트, 제한된 장소에서 새로운 시설의 건설에 이용이 가능하다. 해체 콘크리트 폐기물에 대한 분리 실험에서 가장 중요한 요소기술은 대부분의 방사성 물질이 농축되어 있는 미분말을 분리하는 것이다. 즉, 재생 순환골재의 품질을 향상시키기 위해서는 골재의 품질을 저해하는 주요원인인 골재의 표면에 부착된 시멘트 모르타르나 페이스트를 골재의 품질을 손상시키지 않고, 경제적으로 제거하느냐가 핵심적인 요건이다. 콘크리트 해체 폐기물의 재활용 비율을 높이기 위해서는 우선 재생골재의 품질을 획기적으로 향상시킬 수 있는 품질 고도화 기술개발이 선행되어야 한다. 그리고 이 기술은 실용화하는데 필수적인 요소인 경제성을 확보하는 기술적 수단과 재생 순환골재의 품질 신뢰성의 평가가 수반되어야 한다. 따라서 본 연구에서는 원자력 시설 해체 시 발생하는 대규모 구조재 콘크리트 해체폐기물로부터 방사성폐기물을 분리하여 해체폐기물을 감용하고 고품질 골재를 회수하여 해체 콘크리트 폐기물이 순환골재로 재사용이 가능하다는 것을 제시하고자 고도 처리기술 확보를 위해 기계적, 열적 단위 실험에 의한 고도처리 기술을 사용하여 처리된 골재의 오염도 변화와 물리적 특성 실험을 수행하여 순환 골재로서의 원자력 시설의 제한적 재활용이 가능한지를 검토하였다.

2. 실험 및 결과

본 실험에 사용한 콘크리트 폐기물은 해체 콘크리트 폐기물은 경량 콘크리트와 중량 콘크리트로서 조크러셔를 사용하여 1차 파쇄 후 Co-60을 오염시킨 후 300℃, 500℃, 700℃ 에서 고온 열처리 한 후 기계적 처리를 통해 생산된 순환골재의 오염도 분석을 통한 분배특성과 1차 파쇄만을 수행한 원골재와 고도처리를 수행한 골재의 물리적 특성을 비교 하였다. 재생순환골재의 물리적 특성 항목으로는 절대건조 밀도, 흡수율을 KS F 2573에 준하여 수행하였다. 최종 발생한 미분말은 전기아크 방식의 용융고화장치를 이용하여 경량콘크리트와 중량콘크리트의 혼합비를 변화시켜 가면서 용융 처리하여 제조한 비방사성 고온고화체를 대상으로 비중, XRD와 주사현미경 사진 및 성분 분석을 위해 SEM-EDS 특성분석을 실시하였다. 비방사성 콘크리트 시편을 조크러셔를 사용하여 1차 조분쇄 한 후 기지의 방사성 동위원소 Co-60에 24시간 침적시켜 오염시킨 후 자연 건조하여 300, 500, 700℃에서 1시간 동안 열처리를 수행하였다. 열처리 후 불밀을 사용하여 1시간동안 분쇄한 후 체 분리(mesh)를 통해 순환골재를 생산하였으며 생산된 골재와 미분말은 MCA 분석을 통해 Co-60의 분배 특성을 고찰하였다. Fig 1에 오염된 콘크리트폐기물의 열적/기계적 처리에 의한 골재의 회수율을 나타내었다. 5mm이상의 굵은골재, 5~1mm 미만의 잔골재와 미분말에 대한 방사성 분석 결과 대부분의 오염핵종은 1mm 미만의 미분말에 존재하였으며 굵은 골재와 잔골재는 0.2Bq/g 이하로 나타나 약 65% 이상 재활용이 가능함을 보여주었다. 주사현미경을 이용한 고화체 판상 시편의 미세구조 결과(Fig. 2) 특이한 점이 관찰되지 않았고 전체적으로 기공을 거의

확인할 수 없는 균질한 고화체가 형성되었음을 알 수 있다. 고도처리 단위공정에 의해 생산된 순환 잔골재의 밀도실험결과 KS F2573의 1종 순환 굵은골재와 순환잔골재의 건조밀도 기준치인 2.2 이상으로 나타났으며 흡수율은 기준치인 5.0 이하를 충분히 만족함을 물론 천연 잔골재의 흡수율 0.9보다 더 낮아 매우 우수한 양질의 순환 재생골재를 얻었다.

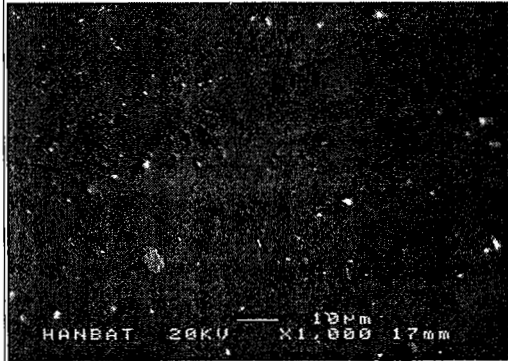
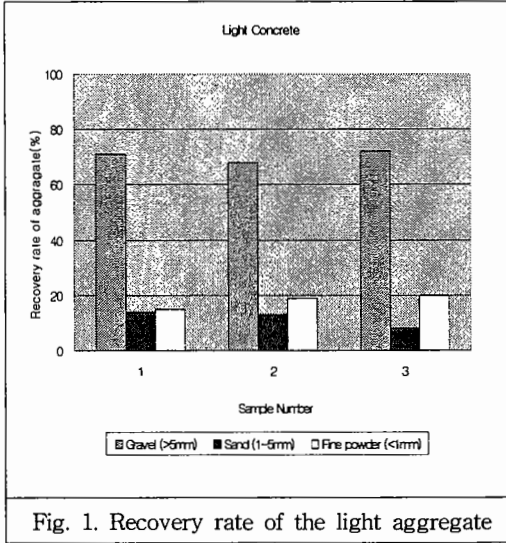


Fig. 2. Recovery rate of the aggregate after a second milling of the heavy concrete

Table 1. Results of physical properties of aggregates from dismantling of nuclear facility

잔골재	실험 방법	종류	표면건조포화밀도 (Ds)	절대건조상태밀도 (Dd)	진밀도 (DA)	흡수율 (%)
	No heating	경량	2.4	2.3	2.6	5.1
		중량	2.7	2.5	3.0	6.8
	300℃	경량	2.6	2.6	2.6	0.2
		중량	2.9	2.8	3.0	2.3
	500℃	경량	2.6	2.6	2.6	0.2
		중량	3.2	3.2	3.3	0.5

3. 결론

고도처리 기술을 적용하여 생산된 중량 및 경량 콘크리트 모두 1mm 미만의 페이스트 성분인 미분말에 대부분의 오염물질이 남아있었으며 경량콘크리트의 경우 65% 이상의 재사용 가능한 순환골재를 얻었다. 최종 생산된 잔골재는 비중 2.6 흡수율 0.2로서 천연잔골재와 동등한 품질을 확보하였다. 가열분쇄에 의한 고도처리 기술은 해체 콘크리트 폐기물 골재로부터 페이스트를 효과적으로 분리할 수 있는 기술로 사료되며 점토광물의 탈수 및 석영의 결정전이가 일어나지 않은 500℃ 이하에서 가열한 후 분쇄하여 분리하는 것이 효과적임.

고리1호기 공조설비 해체 콘크리트 자체처분을 위한 피폭방사선량 평가

장기환, 정윤창, 윤풍학, 김효철*, 오세용*

한국수력원자력(주), 부산 기장군 장안읍 고리 제1발전소

*하나검사기술(주), 서울 송파구 오금동 33-3

hichan@khnp.co.kr, jvcnuc@khnp.co.kr

1. 서론

고리1호기 계속운전과 관련된 추진사업 중 공조설비 개선을 위하여 보조건물 활성화 정화계통 등 6개 계통에 대한 설비교체 작업이 1호기 25차 계획예방정비기간 중에 수행되었으며 관리구역 내 공조설비 해체에 따른 예상되는 방사성폐기물량과 방사선작업관리 방안 및 최적의 제염방법 등을 사전 조사하여 도출하였으며 특히 예상 발생폐기물의 80% 이상을 차지하는 콘크리트 폐기물을 과학기술부 고시 2001-30호 “방사성폐기물의 자체처분에 관한규정”에 따라 절차를 마련하여 제반 업무를 수행하였다.

콘크리트 폐기물 자체처분을 위한 절차를 수립하기 위하여 규제 해제 농도의 적용방안, 대표시료의 입증방안, 난 검출성 핵종의 평가방안, 자체처분 대상 폐기물의 관리방안 등을 충분한 협의와 검토를 거쳐 작성된 절차에 따라 제염 및 방사선(능) 측정, 자체처분대상 폐기물 관리, 방사선 피폭선량 평가, 인허가 심사서류 신청, 최종 매립 처분까지의 과정을 수행하였다.(그림1, 2 참조)

2. 실험 및 결과

자체처분을 위한 핵종별 제한농도는 IAEA RS-G-1.7의 규제해제농도를 적용하였으며 알파핵종 및 약한베타 방출핵종 등 난 검출성(Hard-to-Detect) 핵종의 경우 척도인자(Scaling Factor)를 사용하여 간접적으로 핵종의 농도를 추정하였다. 예를 들어 측정이 어려운 Fe-55 및 Ni-63의 경우 상대적으로 측정이 용이한 Co-60의 농도와 상관관계가 있으며 Sr-89 및 Sr-90의 경우 Cs-137의 농도로부터 추정할 수 있는 것으로 알려져 있다. 본 평가에서는 고리1, 2호기 FSAR 11장을 참조하였으며 세부내용은 1호기 FSAR Table 11.2-3 『Estimated annual liquid isotopic release and fraction of MPC in the plant discharge』과 2호기 FSAR Table 11.2-8 『Comparison of calculated concentrations in circulating water discharge with 10 CFR 20』의 핵종별 Fraction값을 적용하여 계산한 결과를 표1에 제시 하였다.

[표1 자체처분 폐기물 핵종별 제한농도 및 처분 제한치]

구 분		핵 종	제한농도 (Bq/g) (Xi)	핵종별 농도 (Bq/g) (Yi)	Y(i)/X(i)
비가연성 폐기물	콘크리트	Fe-55	1000	1.33E-03	1.33E-06
		Co-58	1	3.43E-02	3.43E-02
		Co-60	0.1	5.73E-02	5.73E-01
		Ni-63	100	6.48E-03	6.48E-05
		Sr-89	1000	1.79E-04	1.79E-07
		Sr-90	1	9.69E-05	9.69E-05
		Cs-137	0.1	3.05E-02	3.05E-03
		분율의 합			

콘크리트 폐기물에 대한 방사능 농도를 측정하기 위하여 1,090개소로 구획이 설정된 콘크리트 벽면 1m²당 평균 16개 지점에서 Chipping Machine등을 이용하여 골고루 시료를 채취하였다. 채취된 시료를 분말상태로 분쇄 후 혼합하여 6.25g의 시료를 조제하였고 같은 방법으로 조제된 시료 4개를

균질하게 혼합하여 4m³당 25g의 감마핵종 분석용 대표시료를 조제하였다. 콘크리트 벽면을 절단하면서 발생된 분말 및 파쇄물은 30kg 마대에 보관되었으며 1마대 당 500g씩 채취한 시료 5~8개를 골고루 혼합한 1리터 분석용 Bottle을 조제하였다.

콘크리트 폐기물 매립에 따른 피폭방사선량 평가는 RESRAD(Ver 6.3) 전산코드를 적용하였으며 평가결과는 개인에 대한 연간 피폭방사선량 0.711 $\mu\text{Sv/yr}$ (허용기준 : 10 $\mu\text{Sv/yr}$) 및 집단에 대한 총 피폭방사선량 6.399E-05 man · Sv/yr(허용기준 : 1 man · Sv/yr)으로 충분히 만족되는 것으로 평가 되었다.

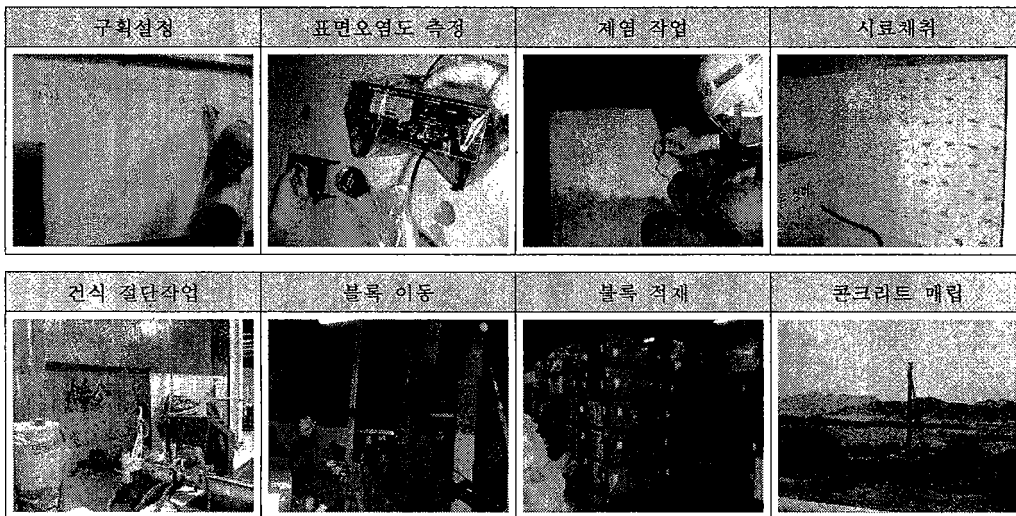
3. 결론

고리1호기 공조설비 교체작업에서 발생된 콘크리트 폐기물 자체처분 처리물량은 표2와 같으며 방사성폐기물 드럼으로 처리될 수 있었던 극저준위 방사성폐기물을 면밀한 계획을 수립하여 자체 처분 처리함으로써 향후 유사 작업에 좋은 사례로 활용할 수 있을 것이다.

[표2. 콘크리트 폐기물 종류별 자체처분 처리물량]

종 류	수 량	무게(ton)	드럼환산	비 고
콘크리트 블록	248 ea	314.71	787	400kg/드럼
콘크리트 분진	156 마대	3.66	10	15마대(평균 26kg)/드럼
콘크리트 파쇄물	691 마대	19.70	46	
합 계	-	338.08	843	-

[그림1. 콘크리트 블록 자체처분 처리 과정]



[그림2. 콘크리트 시료조제 및 방사능 분석]



사용후핵연료 자원 분석 프로그램 개발

차정훈, 조동건*, 윤석균*, 최희주*, 최종원*

경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 서천 1동

*한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

chamanse@nate.com

2008년 현재 국내에는 20기의 원전이 운영 중이며, 정부에서 확정 고시한 2020년까지의 제3차 전력수급기본계획[1]에 따라 향후 2020년까지 총 28기의 원전이 가동될 예정이다. 우리나라 원자력발전소에 공급되는 핵연료의 자원, 초기농축도 및 방출연소도등은 매우 다양하며, 사용후핵연료에 관한 정보는 사용후핵연료 중간저장 및 처분 시스템 설계 과정에서 특히 중요하다. 붕괴열, 방사능 및 책임계는 안전성측면에서 중요하고, 이 인자들은 사용후핵연료의 연소도에 매우 종속적이므로 사용후핵연료의 초기농축도 및 연소도 분포 등의 현황을 정확히 파악하여야 한다. 이와 같은 국내사용후핵연료 현황을 파악하고 기준사용후핵연료를 선정하는 작업은 1997년도에 이루어진 사례가 있으며, 이후 사용후핵연료에 대한 자료가 누적됨에 따라 2006년도에도 보완하여 작업이 이루어졌다[2]. 앞으로 사용후핵연료에 대한 자료가 계속하여 누적됨에 따라 자료량이 방대해져 그 현황을 파악하는데 많은 시간이 걸릴 것으로 예상되고 있다.

본 프로그램은 Visual Basic을 기반으로 개발되었으며, Excel로 저장된 사용후핵연료 정보를 각 원자력발전소 부지별, 호기별로 연도별 사용후핵연료 발생량(그림1), 연도별 평균 및 최대 연소도 분포(그림2), 연도별 냉각사용후핵연료 발생량(그림3), 일정 초기농축도와 연소도를 가지는 사용후핵연료 물량(그림4), 연도별 사용후핵연료 초기농축도 점유율(그림5), 초기농축도별 사용후핵연료 물량(그림6)을 그래프로 제공한다. 각각의 결과 그래프는 사용자가 선택한 부분의 수치값을 프로그램 창 하단에 출력하는 기능을 가지고 있다.

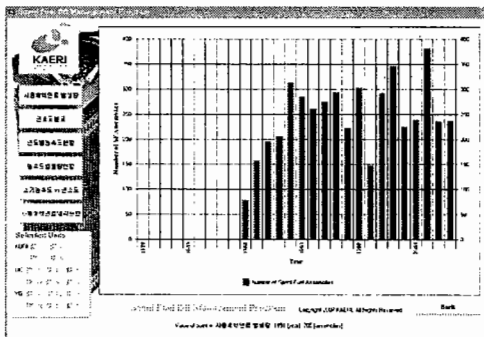


그림 1. 사용후핵연료 발생량 결과.

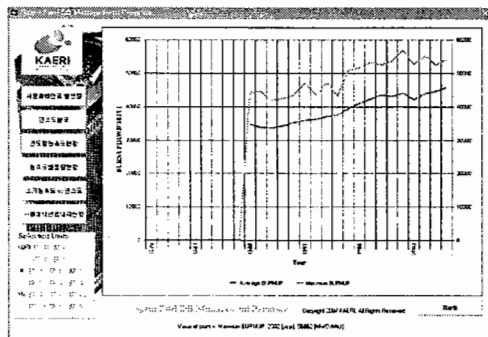


그림 2. 연도별 평균 및 최대연소도 결과.

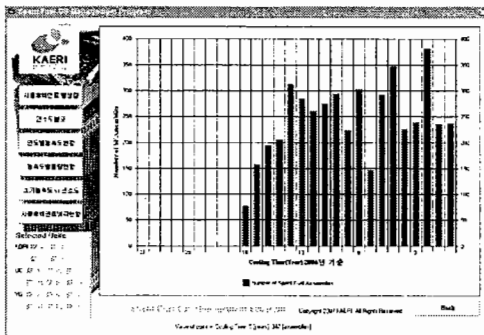


그림 3. 냉각 사용후핵연료 발생량 결과

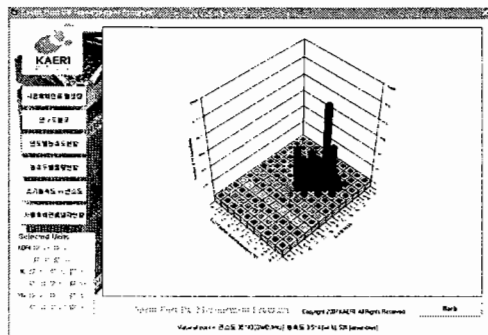


그림 4. 초기 농축도 vs 연소도 물량 결과

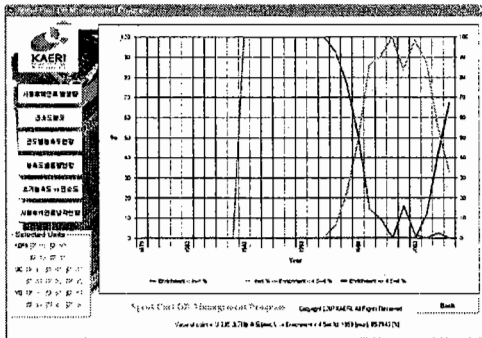


그림 5. 초기농축도별 사용후핵연료 연도별 점유율

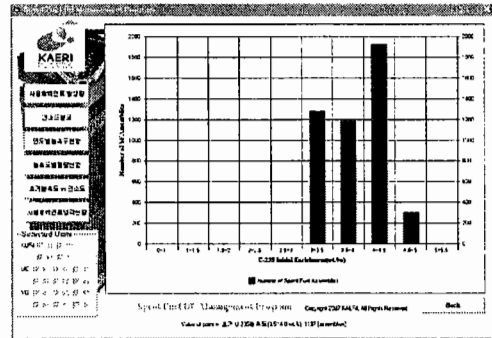


그림 6. 초기농축도별 사용후핵연료 물량 결과

프로그램을 시작하면 그림 7과 같은 화면이 생성되며, 이 화면에서 원하고자 하는 원자력발전소를 선택한다. 하단의 "KORI", "YG", "UC" 버튼은 발전소 부지 내 전체 발전소를 선택할 수 있는 편의기능을 제공하며, "Cancel All" 버튼은 선택된 모든 발전소를 취소한다. 선택된 발전소를 선택한 후 "Next" 버튼을 선택하면 그림 8과 같은 화면이 나타나며, Excel로부터 선택된 발전소의 정보를 분석하기 시작한다. 데이터를 분석하는 진행 과정은 데이터 량에 따라 수 분의 시간이 필요하며 프로그램 화면 중앙의 진행바로부터 진행률을 볼 수 있다. 현재 프로그램에서 다룰 수 있는 사용후핵연료 데이터는 1979년부터 2006년까지의 기간에 속한 것들이며, 이후 간단한 프로그램 수정으로 데이터 기간을 변경할 수 있어 2006년 이후 생성되는 사용후핵연료 데이터의 분석에도 사용 가능하다.

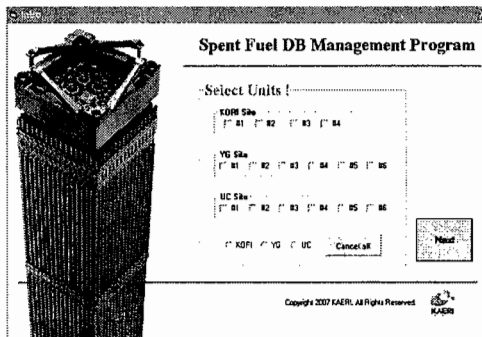


그림 7. 프로그램 시작화면

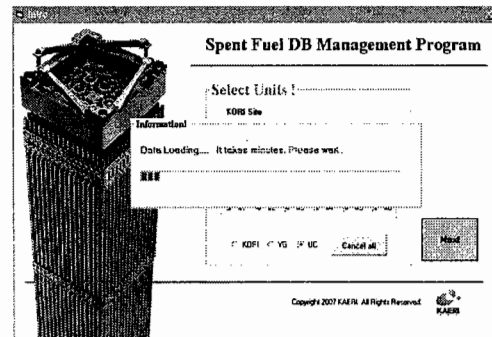


그림 8. 데이터 분석 진행률 표시 화면

본 프로그램은 국내 사용후핵연료에 대한 정보를 간편하게 분석하여, 그래프와 수치적으로 사용자에게 제공하고 있어 사용후핵연료 특성현황을 필요로 하는 사용후핵연료 관리 분야에서 유용하게 사용될 수 있을 것이다. 향후 프로그램의 출력기능 및 계산결과 항목의 개선을 통해, 결과 그래프 및 결과 수치 값을 프린터 출력 및 Excel 표로 제공하고 연도별 누적량 계산결과를 제공할 수 있도록 할 예정이다.

참고문헌

- [1] 제 3차 전력수급 기본계획(2006~2020), 산업자원부 공고 제 2006-349호(2006).
- [2] 조동건, "심지층 처분시스템 설계를 위한 사용후핵연료 현황 분석 및 예측", J. of the Korean Radioactive Waste Society, Vol. 4(1), P. 87-93, Mar. 2006.

핵연료주기시스템 분석을 위한 평가지표 개발

고원일, 권은하, 정창준, 정진엽*

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

*한국에너지기술·방재연구원

nwiko@kaeri.re.kr

핵연료주기시스템 분석은 다양한 시나리오를 평가하여 국내 상황에 적합한 최적의 핵연료주기시스템을 도출하는 것이다. 이를 위해서는 평가기준과 평가지표의 수립이 중요한데, 본 연구에서는 국내외 사례와 정책을 참고하고 다양한 계층을 포함하는 관련자로부터 의견을 수집하여 핵연료주기시스템 분석을 위한 평가지표(안)를 도출하였다.

평가지표 도출을 위하여 여러 평가지표를 포괄하는 개념인 지속가능성을 최상위 목표로 선택한 후, 이를 다시 주기준과 요건 및 지표로 구분하였다. 아래 그림 1에 나타난 바와 같이 먼저 지속가능성에 관련된 국내외 사례와 자료의 분석을 통하여 기준평가지표(안)를 도출하였고, 이에 대하여 원자력 분야의 전문가와 일반인을 포함하는 다양한 계층으로부터 의견을 수렴한 후 기준(안)을 수정·보완하였다. 이 결과에 따라 기준 평가지표(안)의 내용을 일부 수정하거나 통합하여 최종 평가지표를 도출하였다.

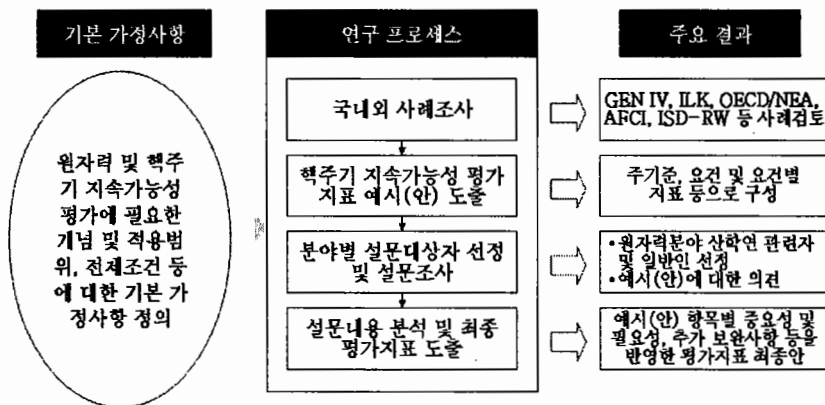


그림 1 평가지표 도출을 위한 연구프로세스 및 단계별 결과

평가지표(안)에 대한 설문조사의 총 응답자는 모두 25명으로 원자력 관련 분야 종사자 20명, 비원자력분야 또는 일반인 5명이다. 원자력 분야의 경우, 산업체는 중공업·설계·핵연료·건설링 관련 기업체의 종사자들이 포함되어 있으며, 대학의 경우에는 국내외의 대학 또는 대학부설기관의 종사자가 포함되어 있다. 한편, 비원자력의 경우는 산업체분야로 방재관련 협회가 참여하였고, 대학 및 중앙부처 공무원 등으로 응답자를 구성하여 가능한 다양한 분야의 전문가 참여를 유도하였다.

설문조사의 결과를 반영하여 평가지표 및 중요도를 아래 표 6과 같이 정리하였다. 여기서 주기준은 우선순위를 중심으로 그 순서를 배열하였으며, 또한 각 주기준내의 요건들은 하부 평가지

표의 성격을 고려하여 통합하거나 내용을 수정하였다. 평가지표에 대한 중요도는 A, B로 구분하여 나타내었으며, 다른 전력원과의 비교시에는 중요지표가 될 수 있으나 핵연료주기간의 비교에서는 차이가 미미한 것을 N으로 표시하였다. 본 연구에서 도출된 평가지표는 향후 최적핵연료주기의 도출을 위한 핵연료주기시스템 분석연구에 유용하게 활용될 수 있을 것으로 판단된다.

표 1 핵주기 분석을 위한 평가지표 및 중요도

주기준	요건	지표	중요도
환경영향 (기술/안전성 통합)	기술 및 시설 안전성	수송사고확률 및 영향	A
		운영시 사고확률 및 영향	A
	기술 및 공정효율	자원회수율(재활용율)	A
		공정효율	B
	폐기물 영향	난분해폐기물 발생량	C
		온실가스방출량	C
		중저준위폐기물 양	A
		Minor Actinide 양	A
		폐기물관리기간 (독성도 감소기간)	A
	방사선 피폭 및 영향	총독성도	A
		붕괴열	A
		연구자/시설근무자방사선피폭량	B
		주민 방사선피폭량	B
	시설 건설 및 운영영향	천연자원오염도	A
		총 점유면적	B
경제성	투자규모	단위비용	A
		총비용 규모	A
		연구/시설인프라구축비용	B
	기술가용성	기술 성숙도	A
		연구개발기간	A
		국산/내부기술의 활용도	B
	자원경제성	자원 소모량 (우라늄 이용율)	A
		재생불가능 자원소모량	C
사회성	핵확산저항성	고유핵확산저항성(핵물질)	A
		고유핵확산저항성(시설)	A
		외부핵확산저항성	A
	사회적/지역적수용성	국내수용성	A
		국제수용성	A
	사회적 파급효과	경제 파급효과	A
		고용창출효과	B

INPRO 핵확산저항성 분석을 위한 전용시나리오의 분석

고원일, 권은하, 장홍래, 이정원
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
 nwiko@kaeri.re.kr

IAEA의 INPRO 프로그램은 21세기의 세계 에너지수요를 충족시키기 위하여 안전성과 지속성을 가지며, 경제적이고 핵확산저항성을 갖는 혁신원자력기술개발을 지원할 목적으로 2000년부터 추진되고 있다. 2006년까지 진행된 제 1단계에서는 INPRO 방법론개발과 개발된 방법론에 대한 참여국의 사례연구를 통한 방법론의 보완작업이 수행되었다. 2006년 7월부터 시작된 제 2단계에서는 혁신원자로 및 핵연료주기 개발을 위한 기본분석틀의 개발을 위하여 여러 가지 국제협력 프로그램을 진행하고 있다[1]. 한국은 제 1단계에서부터 핵확산저항성 평가분야에 참여하여 왔는데, 핵확산저항성 평가방법론을 개발하고 개발된 방법론을 듀픽핵연료주기에 적용하였다. 그리고, 제 2단계에서는 제 1단계에서 도출된 핵확산저항성 평가분야 중에서 난제로 여겨졌던 '전용시나리오분석을 통한 핵확산 방벽의 건전성 평가'분야에 CP(Collaborative Project) 형태로 참여하고 있다.

2007년 11월부터 수행되고 있는 한국측 주도의 CP는 "ROK-1 프로젝트"로 명명되어 현재 미국·중국·캐나다·EU의 전문가 참여 및 후원하에 2009년 11월까지 3년간의 일정으로 추진되고 있다. 그 주요내용으로는 전용경로의 선정, 전용경로의 분석 및 INPRO 1단계에서 도출된 평가방법론의 검토 및 권고사항의 도출 등을 다루게 된다. 특히, 전용경로의 분석을 위해서는 시설에 대한 설계특성 및 공정정보가 필요하고, 이를 바탕으로 전용논리수목의 개발, 가능전용경로의 개발, 방벽의 중첩성 및 건전성 평가분석 등이 이루어져야 한다.

본 연구에서는 아래 그림 1에 나타난 바와 같이 DUPIC 핵연료주기 중에서 CANDU 원자로 사이트에서 발생 가능한 전용시나리오를 분석하였다. 그 분석결과인 전용목표, 전용대상 핵물질의 양 및 특성 분석, 관련 안전조치 시스템 등을 도출하였다.

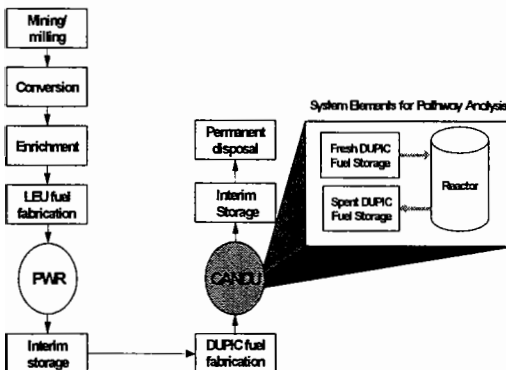


그림 1 전용경로 분석대상

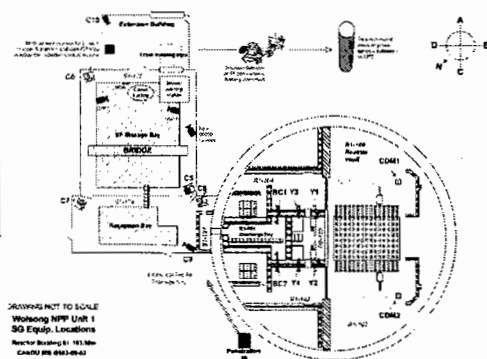


그림 2 분석대상 안전조치시스템

[1] International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles INPRO Brochure, IAEA (2007)

핵비확산 신뢰도 평가지표 개발 및 신뢰도 수준 평가

권은하, 고원일

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

kwoneh@kaeri.re.kr

우리나라에서의 모든 원자력활동은 국제핵비확산체제 안에서 이루어지고 있다. 그런데, 최근 여러 가지 이유로 국제핵비확산체제가 강화되고 있고, 특히 북한 핵문제 등 지정학적 요인으로 인하여 우리나라가 원자력활동을 수행해 나가는 데 있어서 많은 제약을 받고 있다. 이러한 상황에서 핵투명성의 확보는 매우 중요한데, 이를 통하여 국내적으로는 원자력에 대한 국민수용성을 높이고, 국제적으로는 원자력의 평화적 이용을 위한 국가활동에 대하여 국제적 신뢰를 얻을 수 있기 때문이다. 핵투명성을 확보하고 이를 증진하기 위해서는 우선 국제사회에서의 우리나라에 대한 핵비확산 신뢰도 수준을 평가해 보아야 한다. 이를 위하여, 본 연구에서는 핵비확산 신뢰도를 정량화하여 평가할 수 있는 방법론을 개발하고, 이를 사용하여 우리나라의 핵비확산 신뢰도 수준을 평가하였다.

우선, '핵비확산 신뢰도'의 형성요인을 아래 표 1과 같이 도식화하였으며, 이를 바탕으로 설문지를 작성, 외국의 전문가그룹을 대상으로 여론조사를 실시하였다.

표 1 '핵비확산 신뢰도' 형성요인

국제핵비확산체제 참여 및 이행수준	참여수준	안전조치·수출통제·물리적방호 등 국제체제에의 참여
	이행수준	국내제도화의 정도
국제적 정치환경	군사·안보적 위협	핵무기·재래무기 등으로 무장한 주변국의 위협
	정치적 위상	국제·지역사회에서의 정치적 입지
국내적 정치환경	국민의식	정책입안자·전문가그룹·일반국민 등의 의식
	경제·산업적 파급효과	무역의존도 및 국방비의 지출 정도, 관련기술의 보유유무
	민주화의 정도	지도자의 성향 및 정치적 안정

또한, 각각의 형성요인이 '핵비확산 신뢰도'에 미치는 영향(가중치)을 계층분석적 의사결정방법(Analytic Hierarchy Process: AHP)을 사용하여 정량화하였는데, 즉 각 요소들의 가중치를 산정하기 위하여 관련전문가들에게 요소간 상대적 중요도, 또는 선호도를 나타내는 쌍대비교 형태의 설문조사를 실시하여 쌍대비교행렬을 구하고, 이를 바탕으로 각 요소들에 대한 의사결정자의 선호도를 평가하였다(표 2 참조). 각각의 '핵비확산 신뢰도' 형성요인을 10점 척도를 사용하여 평가하고, 그 결과에 요소가중치를 반영하여 '핵비확산 신뢰도'를 종합적으로 평가하였다. 우리나라를 비롯하여 북한·스위스·일본 등 4개국에 대하여 '핵비확산 신뢰도'를 평가한 결과, 스위스(9.052)·일본(8.363)·한국(6.980)·북한(1.667)의 순으로 평가되었다.

표 2 '핵비확산 신뢰도' 형성요인의 가중치 분석결과

Level 1	Level 2	Level 3	Weight Coefficients
NPT & Compliance (0.790)	NPT System (0.786)	Safeguards (0.250)	0.155
		Exports Control (0.250)	0.155
		Physical Protection (0.250)	0.155
		Duration of Participation (0.250)	0.155
	Compliance (0.214)	Domestication (0.333)	0.056
		Transparency (0.333)	0.056
		Diplomatic Activities (0.333)	0.056
International Politics (0.128)	Military Threats (0.895)	Nuclear Threats (0.200)	0.023
		Conventional Threats (0.200)	0.023
		Potential Threats(0.200)	0.023
		Security Assurance (0.200)	0.023
		Perceptual Threats (0.200)	0.023
	National Prestige (0.105)	Global Power Status (0.333)	0.004
		Regional Power Status (0.333)	0.004
		Pariah Status (0.333)	0.004
Domestic Politics (0.082)	Norms & Beliefs (0.727)	Decision Makers (0.250)	0.015
		Military (0.250)	0.015
		Scientists (0.250)	0.015
		General Public (0.250)	0.015
	Economic & Industrial Spinoffs (0.145)	Globalization (0.333)	0.004
		Industrial Spinoffs (0.333)	0.004
		Economic Burden of Conventional Forces (0.333)	0.004
	Democratization (0.128)	Centralization (0.333)	0.003
		Political Power of Domestic Actors (0.333)	0.003
		Domestic Turmoil (0.333)	0.003
Total			1.000

이러한 평가를 매년 수행하여 우리나라에 대한 핵비확산 신뢰도 수준을 꾸준히 모니터링한다면, 현재 추진되고 있는 우리나라의 핵투명성 및 핵비확산 신뢰도 증진활동의 효과를 점검하고 향후의 실행방안을 모색하는 데에 유용하게 이용될 것으로 판단된다.

사용후연료 중간저장 경제성평가 사례연구

김형준, 조천형, 이경구

한국수력원자력(주), 대전광역시 유성구 장동 25-1

khjoon@khnp.co.kr

1. 서론

사용후연료의 중간저장은 재활용 또는 직접처분 등 최종관리정책을 채택한 국가이거나 관망정책을 채택한 국가이거나 관계없이 기술적 및 정책적 측면에서 필수적으로 수행되고 있는 것이 세계적인 추세이다. 우리나라도 여러 가지 기술적 및 정책적 상황을 고려할 때 중간저장시설의 건설이 불가피한 실정이다. 본고에서는 사용후연료 중간저장의 추진에 앞서 필요한 여러 가지 분석 중 저장방식별 경제성평가 문제를 다루었다. 우선 문헌조사를 통해 해외의 저장비용 분석사례를 살펴본 후 우리나라 환경에서의 저장비용을 평가해 보았다.

2. 해외 중간저장 비용분석 사례

먼저, 습식저장과 건식 캐스크 저장방식 간 경제성 평가를 수행한 Harvard大와 Tokyo大가 공동으로 수행한 연구에서는 5,000톤 저장용량을 기준으로 할 때 습식방식 \$396/kgHM, 캐스크방식 \$238/kgHM로 분석되었다[1].

미국물리학회(APS)의 Nuclear Energy Study Group은 캐스크 방식에 의해 저장시설을 운영하고 있는 미국의 원전 사례를 분석했다[2]. 2005년도 Monticello 원전 사례를 기준(30캐니스터×61BWR assembly/캐니스터)으로 했을 때 고정비 \$2,000만 달러, 저장비 \$11만/톤, 운영비 \$100만/년이 드는 것으로 분석됐다.

미국 아르곤 국립연구소 Nuclear Technology Division은 건식저장방식 간의 상대적 비용을 추정하였다. 그 결과 수송/저장 겸용 캐스크 방식의 저장비용을 1이라 할 때, 캐스크 방식은 0.61~0.86, 볼트방식은 0.62~0.75, 그리고 모듈방식은 0.50~0.60으로 분석되었다[3].

일본에서 수행된 또 다른 연구에서는 3,000톤 저장용량의 소의 저장시설을 기준으로 할 때 습식 130,000엔/kgU, 볼트 50,000엔/kgU~70,000엔/kgU, 모듈 35,000엔/kgU, 금속캐스크 35,000엔/kgU, 콘크리트 캐스크 25,000엔/kgU으로 나타났다[4].

4. 중간저장 경제성평가 사례

가. 경제성 평가 방법론

사용후연료 중간저장 경제성평가 방법에는 여러 가지가 있지만, 그 중 평준화 단위비용(levelised unit cost) 방법이 가장 많이 이용되고 있다[4]. 이 방법은 저장시설에 대한 연도별 소요비용을 구하여 기준년도 가격으로 할인하고, 이 기간동안 저장시설로 수납된 사용후연료의 총 할인된 저장량으로 나누어 저장단가를 구한다.

나. 경제성평가를 위한 전산 프로그램 개발

MS Excel을 이용하여 중간저장 경제성을 평가할 수 있는 프로그램을 개발하였다. 본 경제성평가 코드는 두개의 모듈, 즉 사용후연료 발생량 예측모듈과 경제성평가 모듈로 구성되어 있다. 사용후연료 발생량은 원전도입 시나리오에 따라 두 가지 옵션으로 계산할 수 있다. 즉, 연소도를 이용하거나 과거 경험 자료를 이용하여 발생량을 계산할 수 있다.

경제성평가모듈의 입력 자료는 부지별 저장능력 및 용기 당 다발수와 비용기준연도, 할인율, 환율과 같은 비용 관련 파라미터로 구성되어 있다.

비용입력 자료는 크게 건설비와 운영비로 구성되어 있고, 건설비는 다시 직접비(저장관련설비,

수송관련설비, 특수장비, 공통부대공사 등)와 간접비(설계, 인허가 비용 등)로 구분되어 있다. 그리고 이들 비용항목은 다시 항목별 세부비용으로 구분하여 입력하도록 되어 있다.

다. 경제성평가 사례

기본 가정사항으로서, 먼저 사용후연료 발생량은 2006년도 제3차 전력수급기본계획에 근거하여 2020년까지 계획된 원전만 고려하고, 과거 실적치를 이용하여 계산하였다. 중간저장 용량은 소내 임시저장용량을 최대한 확장한 후 초과되는 사용후연료를 2050년까지 저장할 때의 용량으로 가정하였다. 비용계산 기준년도는 2007년도, 할인율은 5%로 가정하였고, 입력자료로 사용된 세부 항목별 비용단가는 미국 원자력 엔지니어링 서비스 회사인 JAI의 자료[5]를 기본으로 하여 관련 전문가의 자문을 통해 보완하여 이용하였다.

PWR 연료를 대상으로 했을 때 2050년까지의 독립저장시설 저장량은 고리부지 1,938톤, 영광부지 2,405톤, 울진부지 3,994톤으로 계산되었고, 이러한 저장량에 따른 추정비용은 표 1과 같이 나타났다.

<표 1> 저장용량에 따른 추정비용 (\$/kgHM)

	수평콘크리트모듈	금속캐스크	저장/수송 점유
2,000톤	121	195	143
2,400톤	113	181	133
4000톤	97	165	117

5. 결 론

문헌조사를 통해 해외의 사용후연료 중간저장비용 분석사례를 살펴본 결과 습식저장에 비해서는 건식저장이 경제적인 것으로 나타나고 있으나, 건식저장방식을 대상으로 한 평가결과는 분석 사례마다 다 다르게 나타나고 있다는 사실을 알 수 있었다.

저장기간과 저장물량 등 우리나라 환경을 고려한 경제성 평가결과 저장용량 및 저장방식에 따라 최소 \$97/kgHM에서 최대 \$195/kgHM까지 큰 폭의 차이를 보이고 있음을 알 수 있었다. 그러나 이러한 평가결과는 앞의 해외사례분석에서도 알 수 있듯이 경제성평가를 위한 여러 가지 전제 조건이나 입력된 세부항목별 단위비용에 따라 다르게 나타날 수 있다. 또한, 본 연구에서는 건식 저장방식 중 입력비용 데이터에 대한 자료확보가 가능한 3가지 저장방식에 대해서만 평가하였으므로 향후 보다 보완된 심층적인 연구가 필요할 것으로 사료된다.

참고문헌

- [1] Matthew Bunn, Interim Storage of Spent Nuclear Fuel - A Safe, Flexible, and Cost Effective Near Term Approach to Spent Fuel Management, Harvard University / Tokyo University (2001).
- [2] Panel on Public Affairs, Consolidated Interim Storage of Commercial Spent Nuclear Fuel-A Technical and Programmatic Assessment, APS (2007).
- [3] O. K. Earle, Options for the Handling and Storage of Nuclear Vessel Spent Fuel, ANL/Nuclear Technology Division (2002).
- [4] Koji Nagano, "Systems Analysis of Spent Fuel Management in Japan (II)-Methodologies for Economic Analysis of Spent Fuel Storage," Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.40, No.4, pp. 182-191 (2003).
- [5] Cost Database for Dry Spent Fuel Storage Systems, JAI-555 (2003).

Preliminary Study on the NCRP's Recommendation¹⁾ for Establishment of Risk-based Radioactive Waste Classification System

Min Ho Ahn, Sung Yeop Kim, Kun Jai Lee, Kynug Woo Choi*

Korea Advanced Institute of Science and Technology, 335 Gwahak-ro, Yuseong-gu, Daejeon 305-701, Republic of Korea

*Korea Institute of Nuclear Safety, 34 Gwahak-ro, Yuseong-gu, Daejeon 305-338, Republic of Korea
daniel-holy@nuchen.kaist.ac.kr

I. Introduction

In general, radioactive wastes are generated in a number of different kinds of facilities and arise in a wide range of concentrations of radioactive materials and in a variety of physical and chemical forms. There is also a variety of alternatives for treatment and conditioning of the wastes prior to disposal. A number of schemes have evolved for classifying radioactive wastes. The primary purpose of waste classification system is to facilitate development of efficient strategies for the whole of waste management and to provide guidance at conceptual and operational levels on appropriate waste management and disposal for many kinds of waste exhibiting widely varying potential hazards.

II. Existing Radioactive Waste Classification Systems

The existing classification system for radioactive waste in the United States is schematized in Figure 1. This classification system is in the form of a hierarchy of basic waste classification and waste subclassification. The distinction between nuclear fuel-cycle and NARM (naturally occurring and accelerator-produced radioactive materials) wastes is based on the definitions of source, special nuclear, and byproduct materials in Atomic Energy Act (AEA).

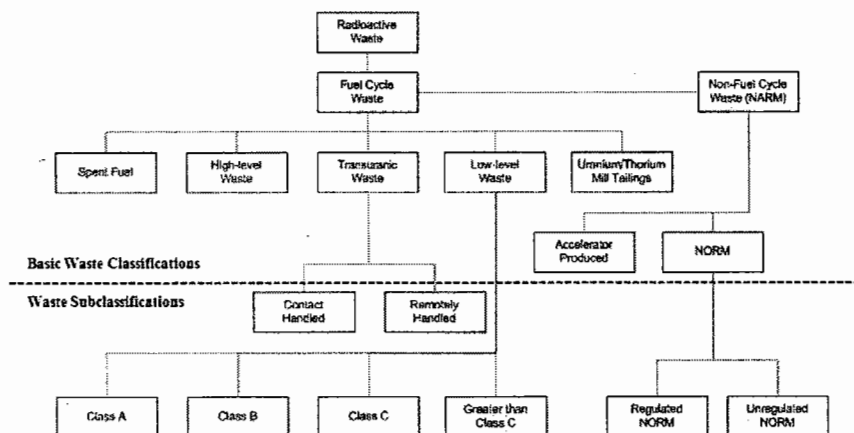


Figure 1. Current radioactive waste classification system in the United States

For the radioactive waste classification system recommended by IAEA, the basic waste classification system consists of exempt waste, low and intermediate level waste, and high level waste [1]. The radioactive waste classification system recommended by IAEA differs from the existing classification system in the United States. One of them is that the basic waste classification system includes a

1) National Council on Radiation Protection and Measurements, 2002, Risk-based Classification of Radioactive and Hazardous Chemical Wastes, NCRP Report No. 139

general class of exempt waste, which is defined in terms of a dose to an individual member of the public, resulting from waste disposal. Another difference is nuclear fuel cycle and NARM wastes are included in the same classification system.

III. Framework for Risk-based Radioactive Waste Classification System

NCRP recommends that risks to hypothetical individuals at waste disposal sites should be evaluated in classifying waste, and that risks to an individual that arises from disposal of any hazardous substance be expressed in the form of a dimensionless risk index (RI). The risk index for the i th hazardous substance (RI_i) is defined in terms of the risk that arises from disposal of that substance relative to a specified allowable risk for an assumed type of disposal system.

$$RI_i = F_i \frac{(\text{risk from disposal})_i}{(\text{allowable risk})_i}$$

where F is a modifying factor ($F > 0$) that can depend on the particular hazardous substance. Furthermore, F is intended to represent any considerations of importance to a decision about the general acceptability of waste disposal using an assumed technology.

NCRP's recommendations on a framework for a risk-based classification system that is applicable to any waste containing radionuclides are described in Table 1 and schematized in Figure 2.

Table 1. Framework for the a risk-based classification system

Class	General Definition
Exempt waste	Any waste containing radioactive substances that is generally acceptable for disposition as non-radioactive material
Low-hazard waste	Any nonexempt waste that is generally acceptable for disposal in dedicated near-surface facility for radioactive waste
High-hazard waste	Any nonexempt waste that generally requires disposal system more isolating than dedicated near-surface facility for radioactive waste

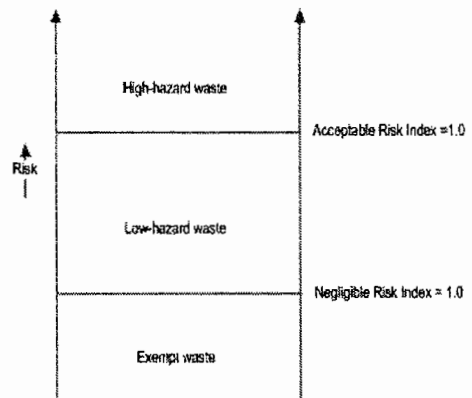


Figure 2. Depiction of waste classes defined in relation to acceptable disposal systems in risk-based waste classification system

IV. Conclusion

Although the existing classification systems for radioactive wastes have worked adequately in many respects, existing systems are deficient primarily because most are not based on risk and some potentially important wastes are not given due consideration. The framework for a risk-based radioactive waste classification system include three classes of waste: exempt waste, low-hazard waste, and high-hazard waste.

References

- [1] IAEA, 1994, Classification of Radioactive Waste, Safety Series No. 111-G-1.1

제2-1분과

방사성폐기물 처리 (Oral)

신원전 적용을 위한 공기조화설비 HEPA필터 및 활성탄흡착기 성능시험요건

정승영, 전제근, 송민철, 김홍태

한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19

k504isy@kins.re.kr

1. 서론

신고리 및 신월성 원전의 ESF(Engineered Safety Feature)계통 및 정상공기정화(Normal Atmosphere Cleanup System)계통의 공기여과 및 흡착을 위해 HVAC(Heating, Ventilating, and Air Conditioning)내에 HEPA(High-Efficiency Particulate Air)필터 및 활성탄 필터를 설치하여 정상운전 및 비상운전 시 공기를 정화하는 역할을 한다. 우리나라의 기존원전에 Reg. Guide 1.140(1978), Reg. Guide 1.52(1978), ANSI/ASME N509(1979) 및 N510(1979) 등을 적용하여 왔으나 신고리1,2호기부터는 개정된 Reg. Guide 1.140(2001) 및 Reg. Guide 1.52(2001), ASME AG-1(1997), 그리고 ASME N509/N510 (1989) 등을 적용하게 된다. 그러나 이들 개정된 요건들을 우리나라 신규원전에 모두 다 받아들이기에는 검증이 더 필요한 사항도 존재하고 또한 재수정이 필요한 사항도 논의되고 있어서, 우리나라의 기술기준과 규제지침서 제정 작업을 수행하기 전에 사전작업으로서 이들 개정된 기준들을 간단히 검토하였으며, 신고리 및 신월성원전을 위한 HVAC, HEPA필터 및 활성탄흡착필터 등의 제조업체 및 이들 설비의 인수자들을 위해 기준들을 검토 및 정리하여 발표하고자 한다.

2. 본론

원전에 설치하는 공기조화설비는 기체유출물 중 방사성 또는 비방사성 물질을 포함한 미립자와 옥소를 HEPA필터 및 활성탄흡착기를 사용하여 걸러낸 다음 환경으로 방출하는 아주 중요한설비로서, 정상 및 비정상운전 시 방사성물질의 환경 유출을 차단하는 중요한 기능을 하는 설비이다. 신고리 및 신월성 원전 공기조화기(HVAC)는 Reg. Guide 1.140(2001) 및 Reg. Guide 1.52(2001) 적용하여 인수시험들을 수행하여야 하는데, 이들 공기조화기에 장착하는 HEPA 필터, HEPA전단에 장착하는 중급효율필터(MOD Filter), 그리고 활성탄 흡착기의 인수 및 설치시에 유의하여야 하는 몇가지 정리하여 보았다. 먼저 HVAC 설비를 발전소에 인수하기 전에 제작공장에서 점검하여야 하는 사항, 그리고 현장에 설치한 후 실시하는 인수검사에 관한사항, HEPA필터 및 활성탄흡착기에 실시하는 설계검증시험 과 제품시험에 대하여 간단히 정리하였고, 활성탄흡착기의 효율시험에 관한 유의사항을 정리하였다.

가. Reg. Guide 1.140(2001) 및 Reg. Guide 1.52(2001)의 주요 변경내용

HEPA필터 및 활성탄필터의 설계검증 및 시험기준은 Reg. Guide 1.140(2001) 및 Reg. Guide 1.52(2001)에 기술되어 있는데 일반설계 및 시험기준은 ASME AG-1 (1997) "Code on Nuclear Air and Gas Treatment"과 함께 ASME N509 (1989)로 설계되고 ASME N510 (1989)로 시험된 공기정화 계통은 공공건강과 안전성을 보호하기에 적합한 것으로 간주하고 있다. 기존의 Reg. Guide 1.140 및 Reg. Guide 1.52에서 수정된 사항은 필터의 시험에 사용하는 DOP(dioctyl phthalate) 및 R11(Refrigerant-11)대신에 대체물질의 사용을 조건부로 허용한 것이고, 흡착기의 현장누설시험을 연료교체 주기에 맞게 24개월로 연장하는 것을 가능하도록 하였으며, ESF계통은 한달에 10시간씩 히터를 권장상태에서 기동시험을 하도록 하는 사항은 15분으로 단축하였다. 필터의 시험에 사용하는 물질의 대체물 사용은 기술된 여러조건들을 만족하면 사용할 수 있을 것으로 판단된다. 그러나 24개월로의 시험주기 연장은 아직 우리나라의 연료교체주기가 18개월이므로 시험

주기의 연장은 아직 시기 상조로 판단되며, ESF기동 시험시간을 15분으로 단축하는 사항은 아직 타당성이 확인되지 않고 있어 타당성 입증에 선행되어야 할 것으로 판단된다.

나. HEPA필터의 제작 및 성능시험 요건

Reg. Guide 1.140(2001) 및 Reg. Guide 1.52(2001)에서 HEPA필터의 설계검증 및 시험은 ASME AG-1 (1997)의 Section FC에 따라 재료의 선정(FC 3000), 설계(FC 4000) 및 검증(FC 5000)하도록 하고 있으나, 각 HEPA필터의 납품전 제품시험을 SME AG-1 (1997)의 Section TA에 따라서 실시하도록 하고 있다. 그러나 Section TA는 공기조화설비의 현장인수시험에 대한 여러 요건을 규정하는 사항으로서 잘못 기재되어 있는 것으로 판단된다. 각 HEPA필터의 제품시험(Production Testing)은 ASME AG-1 (1997)의 Section FC-5200에 따라서 통풍저항시험(FC-5110 Resistance to Airflow) 및 에어로졸 통과량시험(FC-5120 Test Aerosol Penetration)을 필터의 크기에 따라 Q-76 또는 Q-107 시험기구를 사용하여 제작자는 납품 전에 실시하여 납품 시 시험결과 자료를 제출하여야 한다.

다. 활성탄 제작 및 성능시험 요건

Reg. Guide 1.140(2001) 및 Reg. Guide 1.52(2001)에서 활성탄(Activated Carbon)의 성능시험은 ASTM D3803-1989에 따라서 Methyl Iodide에 의하여 30 °C 온도와 상대습도 95 % 조건에서 실시하도록 시험방법을 명시하고 있다. 그러나 기존의 Reg. Guide 1.140(1978) 및 Reg. Guide 1.52(1978)에서는 ANSI N509(1976)의 Table 5.1에 따라 Methyl Iodide나 Elemental Iodine을 사용하여 RDT 또는 Savana River Lab.의 시험방법에 의해 수행할 것을 명기하고 있으나, 이는 이미 국내외에서 ASTM D3803-1989에 따라서 Methyl Iodide만을 사용하여 시험을 하는 것이 보편화 되어 있고, Elemental Iodine을 사용하여 RDT 또는 Savana River Lab. 시험방법은 더 이상 사용하고 있지 않다. 그리고 Methyl Iodide에 의한 방법이 Elemental Iodine사용보다 더 보수적으로 평가할 수 있어, 신고리 및 신월성원전과 기존 원전의 신규 활성탄(Activated Carbon)의 성능시험은 ASTM D3803-1989에 따라서 Methyl Iodide에 의하여 30 °C 온도와 상대습도 95 % 조건에서 만 실시하더라도 충분히 보수적인 성능시험인 것으로 판단된다.

2. 결론

신고리1,2호기부터는 개정된 Reg. Guide 1.140(2001) 및 Reg. Guide 1.52(2001), ASME AG-1(1997), 그리고 ASME N509/N510 (1989) 등이 적용될 것이다. 그러나 흡착기의 현장누설 및 실험실 시험주기, ESF계통기동시험시간 등의 적용은 타당성 입증이 선행되어야 한다. 그리고 HEPA필터의 설계검증 및 제품시험은 ASME AG-1 (1997)의 Section FC에 따라 재료의 선정(FC 3000), 설계(FC 4000) 및 검증(FC 5000)되어야 하며, 신고리 및 신월성원전 과 기존 원전의 활성탄(Activated Carbon)의 성능시험은 ASTM D3803-1989에 따라서 Methyl Iodide에 의하여 30 °C 온도와 상대습도 95 % 조건에서 만 실시하더라도 충분히 보수적일 것으로 판단된다.

영광 1호기 핵연료 초음파 세정 시범적용 결과

이두호, 강덕원, 박종열*, 김용찬*

한전전력연구원, 대전광역시 유성구 문지로 65

*한전원자력연료주식회사, 대전광역시 유성구 덕진동 493

mercuri@kepri.re.kr

1. 서론

원전 운영상의 경제성 향상을 위해 장주기, 고출력, 고연소도 운전 방식이 선호되면서 축방향 출력불균형(AOA: Axial Offset Anomaly) 현상의 발생이 국내 원전에서도 현안문제로 부각되고 있다. 이를 효과적으로 예방하기 위한 수단으로 핵연료 크러드를 초음파를 이용해 제거하는 방안이 미국을 중심으로 적극 활용되는 추세이다. 국내에서도 한전원자력연료가 주관이 되어 핵연료 크러드 제거장비의 개발이 완료되어 2007년 9월 4일부터 10월 16일까지 영광 1호기 수송용기적제조(CLP: Cask Loading Pit)에서 재장전 연료 16다발을 대상으로 핵연료 초음파 세정 시범적용을 실시하게 되었다. 본 논문에서는 동 기간 동안 수행된 핵연료 초음파 세정 시범적용 결과에 대해 소개하고자 한다.

2. 수행 결과

핵연료 초음파 세정장비는 크게 핵연료 초음파 세정조와 핵연료 크러드 포집장치로 구분된다. 핵연료 초음파 세정조는 한전원자력연료주식회사가, 핵연료 크러드 포집장치는 한전전력연구원이 개발을 담당하였다. 2007년 9월 4일부터 26일까지 장비 이동 및 성능 점검과 더불어 영광 1호기 수송용기적제조 내에 핵연료 이동 시간 및 fuel bridge 동선을 고려하여 핵연료 초음파 세정장비를 배치하였다(그림 1 참조). AOA 예측 프로그램 결과를 근거로 손상 징후가 없는 연료 중 크러드 침적량이 높게 예측되는 연료 16다발(1회 연소된 연료 8다발, 2회 연소된 연료 8다발)을 선정하여 2007년 9월 27일부터 28일, 양일간에 걸쳐 핵연료 초음파 세정을 실시하였다. 연료 1다발당 6~8분 동안 초음파로 세정하였으며, 세정 효과의 육안 관찰을 위해 세정 전후의 연료 다발 표면을 비디오로 녹화하였다(그림 2 참조). 또한 핵연료 크러드 포집장치 배관의 선량을 변화율 연속적으로 측정하여 초음파 세정이 진행되는 과정을 모니터링하였고, 필터 선량율과 차압을 측정하여 필터 교체여부를 판단하였다.

출력과 온도가 상대적으로 높은 연료 상단부에 크러드가 가장 많이 침적되는 것을 고려하여 초음파 발진기를 초음파 세정조 상단에만 설치하였으므로 크러드 제거효과는 핵연료 집합체 상부에서만 관찰되었다. 크러드 제거량과 육안 검사 결과를 토대로 종합적으로 판단하였을 때 1회 및 2회 연소된 핵연료 집합체 모두 80% 이상의 세정 효율을 보인 것으로 나타났다. 초음파 세정 전후의 연료에 대한 정밀 육안검사를 수행한 결과 연료의 건전성에 이상 징후는 발견되지 않았으며, 세정 완료된 핵연료 집합체는 2007년 10월부터 영광1호기 18주기 노심에 장전되어 연소 중이며 현재까지 연료 손상징후 없이 연소 중임을 고려할 때 초음파 세정에 따른 연료 건전성에 미치는 영향은 없는 것으로 판단된다. 초음파의 세정에 의해 핵연료 집합체에서 분리되어 나온 크러드를 포집한 필터의 선량율을 관찰한 결과, 1회 연소된 핵연료 집합체의 경우 핵연료 집합체 1개당 3.3~4.8 R/hr/filter, 2회 연소된 핵연료 집합체의 경우 핵연료 집합체 1개당 21.0~26.7 R/hr/filter 만큼 증가되었다. 초음파 세정 과정에서 크러드 포집장치 펌프와 필터 연결 배관부 선량율의 최대값은 1회 연소된 핵연료 집합체의 경우 180~210 mR/hr, 2회 연소된 핵연료 집합체의 경우 900~1000 mR/hr를 나타내었다. 16다발의 핵연료 초음파 세정이 완료된 후 필터 차압은 0.3 psid 정도 증가되었다. 16다발의 초음파 세정이 완료된 후 필터의 선량율은 평균 200 R/hr 수준을 나타내었으며, 사용 완료된 필터는 사용후 연료 저장조(SFP: Spent Fuel Pool) 랙에 임시 보관한 후 처리기로 하였다.

이상 영광 1호기 수송용기적재조에서 1회 및 2회 연소된 연료 16다발을 대상으로 초음파 세정을 수행하여 크리드 세정 공정의 안전성 및 크리드 세정장비 전반에 대한 성능에 대한 확인 작업을 성공적으로 완료하였다.

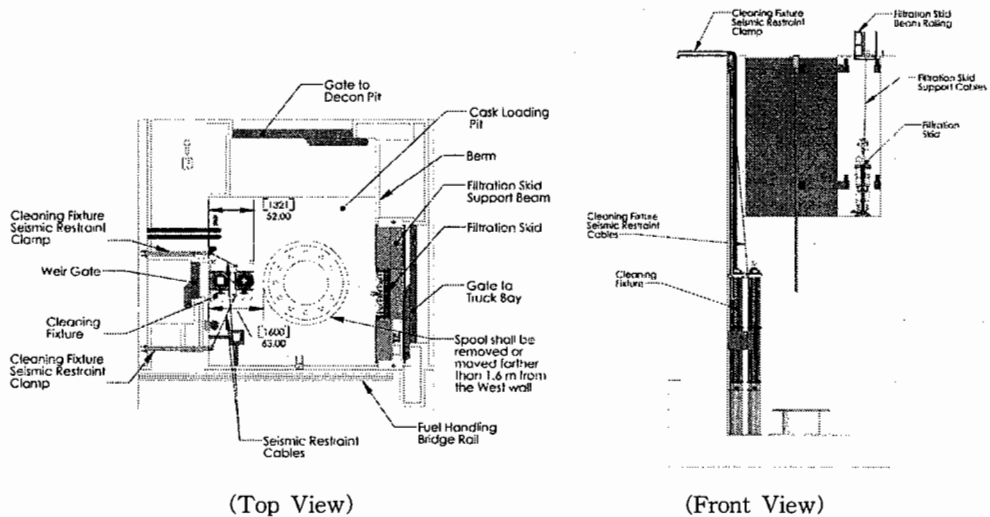


Fig 1. UFC Equipment Installation in YGN-1 Cask Loading Pit

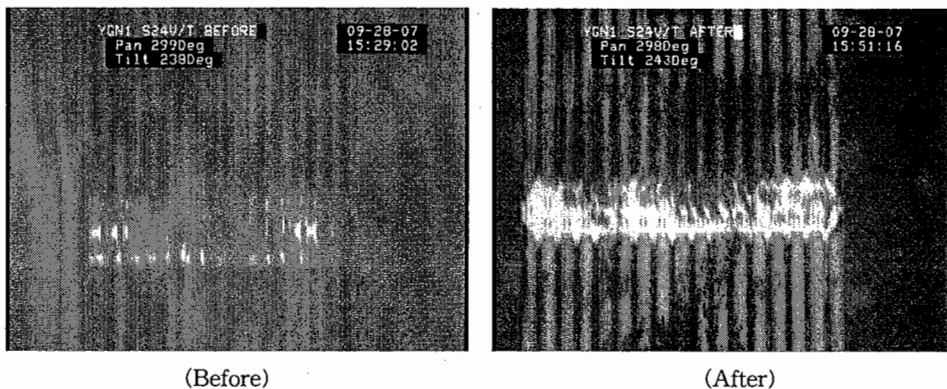


Fig 2. Appearance of Twice-Burned Fuel Assembly before and after Cleaning

3. 결론

영광 1호기에 수행한 핵연료 초음파 세정 시범적용을 통해 재장전 연료 16다발에 대한 초음파 세정을 성공적으로 완료하였다. 국내에서도 핵연료 초음파 세정을 통해 핵연료 크리드 재고량을 감소시킬 수 있는 기술적 대안이 마련됨에 따라 축방향 출력불균형 현상의 발생 억제와 발전소 선량을 저감 측면의 긍정적 효과가 기대된다.

혼합형 플라스마 토치의 운전 특성 고찰

An examination on operational characteristics of dual mode plasma torch

문영표, 박종길, 황태원

원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1

yphoon@khnp.co.kr

1. 서론

스테인레스강 또는 탄소강으로 만들어진 폐필터, 폐배관, 폐밸브몸체 등과 같은 금속류와 전구유리, 콘크리트, 모래 등과 같은 비금속류의 다양한 비가연성 방사성폐기물이 국내 원전운영 과정에서 발생되게 된다. 이들 비가연성 방사성폐기물을 환경친화적으로 처리하고 또한 감용효과를 얻기 위한 기술개발의 일환으로 한국수력원자력(주) 원자력발전기술원에서는 혼합형 플라스마설비를 국내 개발하였다. 비가연성 폐기물을 처리하기 위한 플라스마 용융설비의 가장 핵심이 되는 설비 가운데 하나인 혼합형 플라스마 토치는 다양한 투입 폐기물의 조성변화에 따라 운전방식이 자동전환되어 운전 신뢰성이 높고, 용융물의 내부가열과 표면가열을 동시에 수행할 수 있어 가열효율 향상 및 용탕 유지 효율성 측면에서 매우 유리하다.

2. 혼합형 플라스마 토치 사양

전기용량 500kW 혼합형 플라스마 토치는 AP-500M으로 명명되며, 처리대상물의 용융특성에 따라 이행형 운전, 비이행형 운전 또는 혼합형 운전이 가능하고 출력조정범위는 200~500kW로서 각 운전모드에서 전출력 운전이 가능하다. 토치의 크기는 외경 190mm, 전장은 1230mm이고 중량은 90kg이다. 전극홀더와 하우징은 토치후방에서 결합하는 구조이며 토치 하우징의 재질은 SUS 316L이고 하우징 전면은 고알루미나 재질의 캐스타를 처리를 하였다. 한편, 혼합형 토치는 중공형 구조로서 역극성, 즉 후방전극은 양극이고 전방전극과 용융로 하부전극은 음극이 된다. 기동시와 정상운전시는 약 5기압의 알곤개스와 질소개스를 각각 사용하고, 기동 주파수 및 전압은 각각 1 MHz, 3kV이다. 토치 전극 및 하우징은 약 10기압의 순수를 냉각수로 사용하고 있으며 비저항값을 3 MΩ 이상으로 유지한다. 그림 1은 혼합형 플라스마 토치의 측면 및 전면 사진이다.

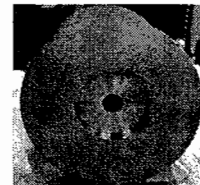
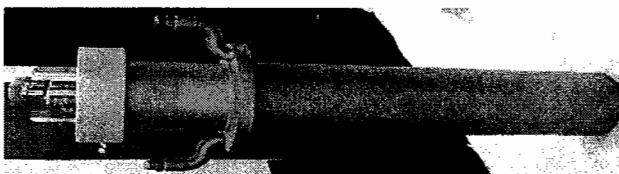


그림 1. 혼합형 플라스마 토치

3. 전원공급장치 사양

혼합형 플라스마 토치의 전원공급장치는 MCCB & transformer 판넬, chopper 판넬, reactor

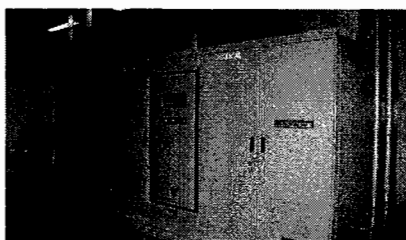


그림 2. 전원공급장치의 사진

판넬 및 ignition 판넬 등으로 구성되어 있다. MCCB & transformer 판넬에는 1200A급의 입력전원 차단장치와 600kVA 3권선 절연변압기가 설치되어 있으며, chopper 판넬에는 SCR정류기와 IGBT 소자로 구성된 수냉각 방식의 컨버터가 설치되어 있다. 그리고 reactor 판넬과 ignition 판넬에는 3.3mH의 인덕터와 1MHz 주파수 발생 장치가 각각 설치되어 있다. 입력 전원은 3상 380VAC, 60Hz이며 직류출력부는 650VDC Max 및 1100ADC Max

(500kW power limit)로서 전류제어 및 전압제어가 모두 가능하다. 한편, 과전압 및 과전류 보호기능 및 경보장치와 비상정지장치 등이 구비되어 있다. 그림 2는 설치가 완료된 혼합형 토치용 전원공급 장치의 사진이다.

4. 실험 및 결과

혼합형 토치의 이행형 운전과 비이행형 운전특성을 사전조사하기 위하여 그림3과 같이 실험회로를 구성하고 비이행형 및 이행형 플라즈마 컬럼 변화는 저항값을 변화시켜 모사실험을 수행하였다. 본 모사실험을 통해 비이행형 운전 및 이행형 운전 모드가 주어진 출력범위 내에서 임의의 비율대로 동작이 되는가를 사전에 검증하고 출력파형과 고조파 성분이 제안치 내로 제한되는가를 사전에 검증하는데 있다.

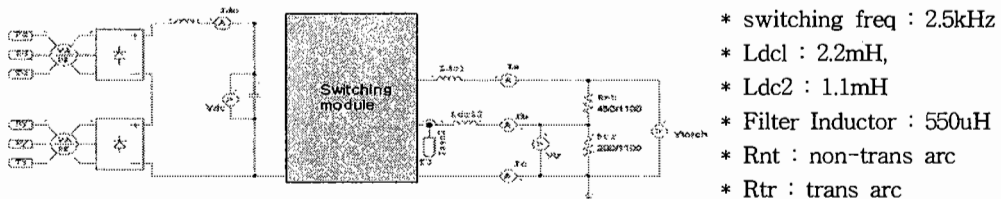


그림 3. 전원공급장치 모사실험 회로

혼합형 토치 전원공급장치의 모사회로 시험결과 주어진 임의의 출력비율에 따라 비이행형 운전 전류 및 이행형 운전전류가 적절히 분배되고 오차범위내에서 안정적으로 흐른다는 것을 확인하였다. 이때 모사시험에 사용한 제어개념은 먼저, Ia 는 전류지령값으로 입력하나, 정격전류(1.1kA)는 입력용량(500kW)과 토치전압에 의하여 제한된다. 그리고 Ib(비이행형 운전전류)는 고정하고 Ic는 (Ia-Ib, 이행형 운전전류)로 하였다. 그림 4에 출력비에 따른 모사실험 결과를 나타내었다.

[출력비 : 이행형/비이행형 = 3/7]

[출력비 : 이행형/비이행형 = 7/3]

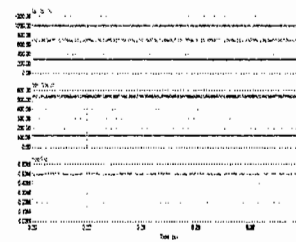
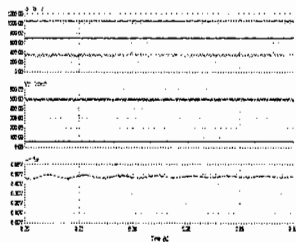


그림 4. 출력비별 모사실험 결과

4. 결론

혼합형 플라즈마토치의 운전전압은 이행형 운전전압과 비이행형 운전전압으로 이루어지며 이행형 운전전압이 비이행형 운전전압 보다 항상 높게 유지된다. 가열초기에는 용융물이 도전성이 없으므로 비이행형 운전만이 가능하나 점차 용융물이 가열되어 도전성이 증가하면 플라즈마 중 일부가 비이행형 운전과 함께 이행형 운전모드로 이행하게 된다. 이러한 혼합형 플라즈마 토치의 특성 때문에 다양한 투입 폐기물의 조성변화에 따라 운전방식이 자동전환되어 운전이 안정적이며 용융물의 내부가열 및 표면가열이 동시 가능하여 효율이 높고 기동 및 재기동 등 운전이 용이하다. 향후 혼합형 플라즈마토치의 최적 운전조건을 도출하기 위한 실험이 진행될 예정이다.

[참고문헌]

1. y.s kim 외 3인, "Development of a plasma torch melting system for nonflammable LLRW", 2007 ISRSRM
2. Ronald w. 외 1인, "Development & use of the dual-mode plasma torch" WM'02 Conference

폐수지 폴리머고화 특성 연구

김주열, 양호연*

(주)미래와도전, 서울특별시 관악구 신림9동 산56-1 서울대학교 135동

*한국수력원자력(주) 원자력발전기술원, 대전시 유성구 장동 25-1

gracemi@fnctech.com

1. 서론

최근 국내에서는 폐기물처리 개념의 재정립으로 폐수지 처리방안 개선이 제기되고 있다. 본 연구에서는 미국 원자력규제위원회(NRC)의 인증을 받은 신규 폴리머 고화기술의 적합성 및 타당성을 평가하였다. 상기 기술은 폐수지의 in-situ (no mixing) 고형화에 관한 것으로 폐수지 함유 Class B & C 폐기물에 대해 NRC가 승인한 유일한 고화공정 기술이다. 폴리머 고화체의 성능평가를 위해 Technical Position on Waste Form (Rev.1, 1991)에 규정된 압축강도시험, 침출시험, 침수시험, 방사선조사시험 및 열순환시험을 수행하였다.

2. 실험 및 결과

폐수지 폴리머 고화체의 경우 드럼에 수지를 넣은 상태에서 in-situ 공정으로 진행하여 고화제가 수지 공극 사이에 완전히 스며들고 드럼 내부의 탈수장치(dewatering internals)를 통해 고화제가 배출될 때까지 진공을 유지시킨다. 본 연구에서는 직경이 5 cm이고 높이 10 cm인 직원기둥의 고화시편을 제작하여 폴리머 고화체 성능시험을 수행하였다. 고화시편 제작 장치는 Fig 1에서 보는 바와 같이 매우 간단한 장치로서 PP(polypropylene) 몰드와 삼각 플라스크, 진공펌프, 클램프, 고화제 이송튜브 및 스탠드로 구성된다. 진공펌프는 최대 진공도가 25.5 Hg인 DOA-P104-A4 모델을 사용하였다. PP 몰드는 내경 5 cm, 두께 2 mm, 높이 12 cm로 주문 제작되었다. 본 시험에 사용된 수지는 혼상수지로서 AMBERLITE™ IRN150 수지이며, 1주일간 경화를 진행한 후 몰드를 제거하였다.

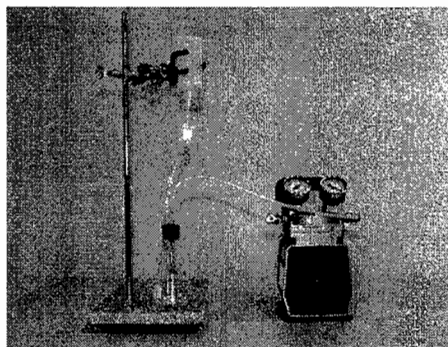


Fig 1. Laboratory equipment for polymer solidification

폐수지 폴리머 고화체 제작 및 고화체 특성 연구 결과는 다음과 같이 요약할 수 있다.

- KS-F-2405 기준에 따라 압축강도를 진행하였으며, 고화제 혼합비가 주재:경화제:희석제=70:30:0의 경우 최대 압축강도(4064 psi) 값이 측정되었고 희석제가 포함될 경우 압축강도가 낮아짐을 확인할 수 있었다.
- ANS 16.1 표준침출법에 따라 진행된 침출시험 결과, 완전건조 수지 고화체의 경우 재수화반응(rehydration)으로 인한 팽윤현상이 발생하였으며(Fig. 2), 자연건조 수지 고화체는 팽윤현상과

같은 물리적 변화가 발생하지 않았다. 자연건조 수지 고화체의 침출능 지수는 코발트 및 세슘의 경우 25 정도로 상당히 높게 측정되었으며, 미국 NRC에서 권고하는 6 이상을 충분히 만족하였다.

- 완전건조 수지 고화체의 재수화반응을 방지하기 위하여 고화시편 제작 시 여과포(filter cloth)를 사용하여 수지 알갱이들이 시편의 표면에 직접 노출되는 것을 방지한 결과, 90일 침출시험 동안 팽윤현상은 전혀 발생하지 않았다.
- 침수시험 결과, 회석제 사용을 가능한 배제하고 주제-경화제 혹은 주제-경화제-경화보조제의 고화제 조성비가 바람직함을 알 수 있었다.(Fig. 3)
- 방사선조사시험 결과, 조사시험 후 균열, 깨짐 등의 외형적 변화는 없었으며, 방사선조사 시 경화반응으로 인하여 압축강도는 소폭 증가하였다.(4088 psi)
- 열순환 시험은 ASTM B553에 따라 수행하였으며, 총 210 시간의 혹독한 온도변화에도 물리적 변화는 일어나지 않았고 시험 후 압축강도는 시험 전에 비해 증가하였다.

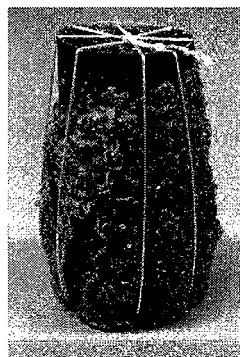


Fig 2. Swelling phenomenon of polymer waste form including completely dried resin

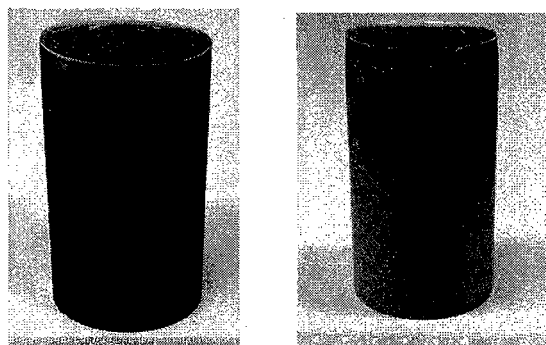


Fig 3. Polymer waste form before (left) and after (right) water immersion test

경수로 원자로냉각재 중의 무기/유기 ^{14}C 화학형의 거동특성

강덕원, 양양희, 이두호, 홍선욱*, 박경록**

한전전력연구원, 대전광역시 유성구 문지로 65

*액트(주), 대전광역시 대덕구 신일동 306-230

**한수원(주) 원자력발전기술원.

dwkang@kepri.re.kr

1. 서론

원자로 계통에서의 ^{14}C 의 생성은 핵연료, 연료피복재, 냉각재, 감속재 및 원자로의 구조물 내에 존재하는 산소(^{17}O), 질소(^{17}N) 및 탄소(^{13}C)와 원자로에서 발생하는 중성자와의 반응을 통해 일어난다. 발생하는 형태는 ^{14}C 가 함유된 기상, 고상 및 액상폐기물 등 다양한 형태로 발생한다. 경수로 원전에서 발생하는 주요 선원항은 원자로 냉각재에서 생성된 ^{14}C 이며 소량이지만 생성된 대부분의 ^{14}C 는 CnHm 화학형을 이루면서 발전소 방출단을 통해 기상으로 방출되고 나머지는 이온교환수지에 축적되거나 액상형태로 방출된다. ^{14}C 는 5730년이라는 긴 반감기를 가진 약한 베타방출체(최고 에너지 156 keV)라는 특징 때문에 대상폐기물에서의 ^{14}C 의 농도 분석은 타 핵종과의 까다로운 분리공정을 거친 후에만 측정이 가능해 원자로 계통수중의 ^{14}C 나 사용된 이온교환수지로부터의 ^{14}C 분석자료는 매우 제한적이다. 본 논문은 발전소의 운전 특성이 다른 2개 로형(CE형, Framatome형)을 대상으로 원자로 계통 내에서의 ^{14}C 의 화학형별 거동 특성에 대해 기술하였다.

2. 분석 및 결과

가압경수로에서의 ^{14}C 거동은 중수로와는 전혀 다른 형태를 나타낸다. 가압경수로는 원자로 계통수중의 용존산소 제어를 위해 상당량(25~50cc/kg)의 수소 주입으로 인해 원자로냉각재는 환원 환경 상태 하에 놓이기 때문에 대부분의 ^{14}C 는 CO , alkanes 및 hydrocarbon의 화학물 형태로 계통 내에서 형성되어진다. 1차계통내에서 ^{14}C 가 생성되는 주요 선원항은 주로 원자로보충수탱크 및 증발기를 통해 회수된 응축수 중의 용존산소(^{17}O)와 용존질소($^{17}\text{NO}_2^-$)이며 이들이 계통으로 유입 시 중성자와의 반응에 의해 ^{14}C 가 생성되어진다. 원자로 계통의 운전특성에 따라 계통 내 ^{14}C Inventory는 많은 차이를 보여주고 있다. 계통수중의 ^{14}C 농도는 로형별로 차이는 있지만 평형상태를 이루면서 일정한 값을 보여주고 있다(그림 1, 2 참조). 또한, 계통 내에서는 두 로형이 공히 유기형태의 화학종이 주종을 이루고 있음을 나타내고 있다. 원자로 계통 내의 ^{14}C 의 화학형이 바뀌는 시점은 핵연료 재 장전을 위해 1차 계통을 개방하기 전으로 정지화학 처리과정에서 계통 내 방사성크러드의 제거를 위한 H_2O_2 의 주입으로 인해 산화환경으로 바뀌면서 대부분의 유기성 ^{14}C 화학물은 $^{14}\text{CO}_2$ 형태로 바뀌어 진 상태로 체적제어계통(VCT)을 통한 탈기가 수행되면서 폐기물 처리계통을 거쳐 환경으로 방출된다. 정상운전 중 원자로 냉각재 계통 내 ^{14}C inventory는 Framatome 형이 CE형보다 높았으며 계통의 운전 특성에 따라 ^{14}C 의 재고량이 다른 것으로 나타났다. CE형은 총 8개월간에 걸쳐 원자로 냉각재중의 ^{14}C 의 조성과 방사능량을 분석하였으며 냉각재 중의 액상에 존재하는 유기형태의 조성은 96.5% 이상으로 냉각재 내에는 유기물 형태가 지배적인 것으로 나타났다. 최근에 스웨덴의 Ringhal 원전에서 입수한 자료에 의하면, Ringhal 원전은 냉각재중의 유기물 형태의 ^{14}C 는 99.7%이고 무기물 형태의 ^{14}C 는 0.3%로 국내 원전의 화학조성보다 유기물 형태의 조성이 약간 더 높은 비율로 존재하는 것으로 나타났으나 대체로 Ringhal 원전과 유사한 경향을 나타내고 있었다. 그러나, 냉각재중의 액상과 기상의 유기형태의 비율에 대한 비교 결과, 국내 원전이 냉각재중에 유기물 비율이 훨씬 높은 것으로 나타나 추후 이에 대한 보다

상세한 검토가 이루어질 것이다. 원자로 냉각재중의 유기형태의 ^{14}C 화합물중 기상에 존재하는 유기화합물은 CE형은 5~6%, Framatome 형은 28~35% 정도이고 액상에 남아있는 비 휘발성의 유기화합물(alkanes, 포름산염 혹은 아세테이트 형)의 비율은 CE형은 94~95%, Framatome 형은 62~75%로 나타났다. CE형은 타 로형에 비해 냉각재중에 존재하는 액상, 기상상태로 존재하는 유기/무기 ^{14}C 농도가 상대적으로 매우 낮게 나타났는데 이는 붕소 회석운전 시 발생하는 다량의 붕산 회석수중의 붕소를 회수하기 위한 증발기의 농축 운전과정에서 응축되어 나오는 응축수를 계통수로 재사용하지 않고 회석 방출시키기 때문에 원자로 냉각재내에는 ^{14}C 농도가 상대적으로 낮게 나타나는 것으로 여겨진다. 그러나 스웨덴의 Ringhal 원전이나 CE형 원전에 비해 비휘발성 유기형태의 ^{14}C 조성이 높게 나타난 이유에 대해서는 좀더 상세한 평가가 요구된다. Framatome 형은 계통 내 ^{14}C 농도가 CE형 로형에 비해 약 15배 정도 높은 것으로 나타났다.

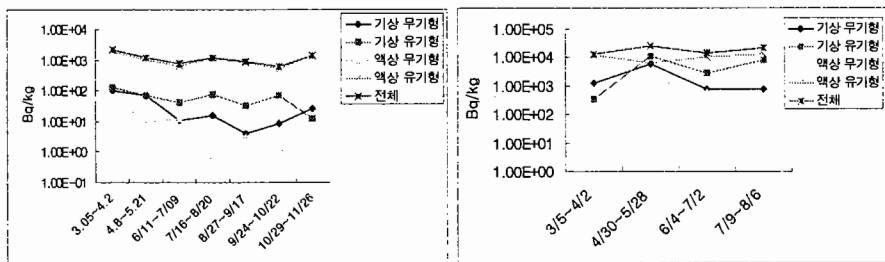


그림1. 정상운전 중 냉각재중의 ^{14}C 거동 (CE형) 그림2. 정상운전 중 냉각재중의 ^{14}C 거동 (Framatome 형)

3. 결 론

경수로 원전에서 환경으로 방출되는 ^{14}C 의 량 및 화학조성을 평가하기 위해서는 계통수 중에 존재하는 ^{14}C 의 화학형에 대한 분석은 매우 중요하다. 대상 원전의 냉각재중에 존재하는 ^{14}C 의 농도 및 화학조성을 평가하기 위해 CE형과 Framatome형 로형을 선정하여 일주일 간격으로 원자로 냉각재 시료를 20ml씩 채취한 후 5주간의 시료를 혼합시켜 100ml의 시료로 만든 다음 분석해 오고 있다. 정상운전 중에는 계통수중의 ^{14}C 는 유기형인 $^{14}\text{CnHm}$ 형이 95% 이상으로 주종을 이루고 있었으나 노심말기 정지화학 처리공정을 거치면서 대부분이 $^{14}\text{CO}_2$ 형으로 바뀌었다. 또한, 사용후 핵연료저장조 건물동의 방출 특성을 규명하기 위해 Framatome형을 대상으로 사용후 핵연료 저장조수와 저장조 주변의 공기시료를 정기정비기간(O/H)동안 채취하여 분석해 본 결과, $^{14}\text{CO}_2$ 형이 주종을 이루고 있는 것으로 확인되어 배기구를 통해 방출되는 화학형은 사용후 핵연료저장조와도 직접적인 연관이 있음을 알 수 있었다. 원자로 냉각재 계통 내 ^{14}C Inventory를 계산해 본 결과, Framatome 형은 호기 당 평균 5.6GBq를 나타냈고 CE형은 0.3GBq로 Framatome 형이 계통 내 ^{14}C Inventory가 훨씬 높은 것으로 나타났다. Framatome형이 원자로 냉각재 계통내에서 ^{14}C Inventory가 높은 이유는 원자로 계통 회석 운전시 발생되어 나오는 용액을 임시 저장해 놓는 Hold-up 탱크수의 붕소 회수과정에서 증발기 운전시 생성되는 응축수를 CE형처럼 방출시키지 않고 계통으로 재순환, 사용하고 있기 때문에 ^{14}C 의 Inventory는 타원전보다 높아진 것으로 보인다. 현재까지는 전 주기 동안의 계통수중의 ^{14}C 에 대한 화학종별 분석 자료를 얻지 못해 계통내 거동 특성을 충분히 파악하지 못했지만 차기 발표시에는 계통의 운전 특성과 방출량 변화에 큰 변수로 작용할 수 있는 이온교환수지의 포화 유무도 평가하여 ^{14}C 의 거동 특성을 보다 명확히 밝힐 수 있을 것으로 기대된다.

중저준위 방사성폐기물 시료채취 및 특성분석

안홍주, 송병철, 표형열, 손세철, 한선호, 지광용

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

ahjoo@kaeri.re.kr

원전별 방사성폐기물 척도인자를 구하기 위해서는 현장시료의 채취가 우선되어야 한다. 국내 원전에서 발생하는 중저준위 방사성폐기물은 기체, 액체, 고체 폐기물로 크게 구분하지만, 향후 방사성폐기물 처분장으로 이송될 고체 폐기물에 제한을 두어 시료를 채취하였다. 고체폐기물은 기체 및 액체폐기물 처리에 사용했던 여과재, 이온교환수지, 폐액증발기의 농축찌꺼기, 그리고 방사선 작업자들이 사용했던 작업복, 공구, 휴지 등이다. 중저준위 방사성폐기물은 1978년 고리 1호기 상용 운전을 시작으로 현재까지 총 20기의 원전으로부터 2008년 2월기준으로 약 77,000 드럼이 드럼에 포장되어 각 발전소 내 임시 폐기물저장고로 이송되어 저장 중에 있다. 이때 척도인자 도출을 위한 중저준위 방사성폐기물 시료채취는 드럼 포장이전, 즉 현재 발생된 폐기물 시료를 의미하며, 향후 처분장 건설과 함께 드럼내 핵종재고량 평가를 위한 척도인자는 과거 2002년 이전에 발생된 약 60,000여 드럼과는 별도로 2002년 이후 발생 폐기물드럼에 대해 적용할 예정이다.

본 논문에서는 향후 2008년말에 도출될 척도인자를 위하여 월성을 포함한 전원전을 대상으로 2004년부터 총 677종의 중저준위 방사성폐기물 시료를 일정간격으로 채취하였다. 채취된 시료는 로형별 또는 폐기물 유형별로 구분하여 채취시료 적절성 및 유효성 등을 평가하였다.

- 중저준위 방사성폐기물 시료채취

국내원전에서 발생하는 중저준위 방사성폐기물 중 드럼핵종분석용 척도인자 도출을 위해 채취된 폐기물 유형은 농축폐액, 고방사능폐수지, 저방사능폐수지, 폐필터, 가연성잡고체, 사용후연료 저장랙 등이며, 계획에 따라 발생된 후 3개월이전에 원전현장을 방문하여 필요한 량의 시료를 채취하였다. 원전에서 60% 이상의 발생비율을 차지하는 가연성잡고체는 2,000톤의 초고압 압축기로 최종 압축하여 잡고체 드럼을 생성되어 보관하므로 드럼을 파괴하여 시료를 채취하기는 불가능하므로 보조건물에 수집된 잡고체를 10회이상 부분 절단하였고, 이를 혼합하여 시료를 조제하였다. SRDS 설비를 통하여 탈수 및 건조된 고방사능폐수지는 1200 Liter 고건전성용기(HIC)에 넣고, 완전밀폐시키므로 시료채취는 HIC로 이송할 때 일정량을 채취하였다. 고방사능 폐수지 채취시료의 대표성을 확인하기 위하여 HIC 높이별로 일정간격으로 시료를 채취하였다. 농축폐액 시료는 CWDS 설비에서 파라핀 고화직전에 채취되었다. CWDS 설비로부터 고화된 농축폐액 드럼은 최소 3 ~ 4드럼 발생되며, 대표성을 확인하기 위하여 발생드럼별로 시료를 채취하였다. 폐필터 시료는 작업자의 피폭저감을 위하여 가급적 낮은 선량의 시료를 선정하여 채취하였다. 채취된 폐필터 시료는 경수로(PWR)원전의 경우 1차계통 및 사용후연료 저장조계통 필터를, 중수로(PHWR)원전의 경우 열수송계통 및 감속재계통 필터를 주로 채취하였으며, 대표성을 확인하기 위하여 상/중/하에서 각각 시료를 채취하였다. 사용후연료 저장 조밀랙 교체를 통해 발생한 저장랙은 통계적 유의성을 통한 드럼을 선정하고, 시료를 채취하였다. 저방사능 폐수지는 배치별로 일정량을 채취하였다.

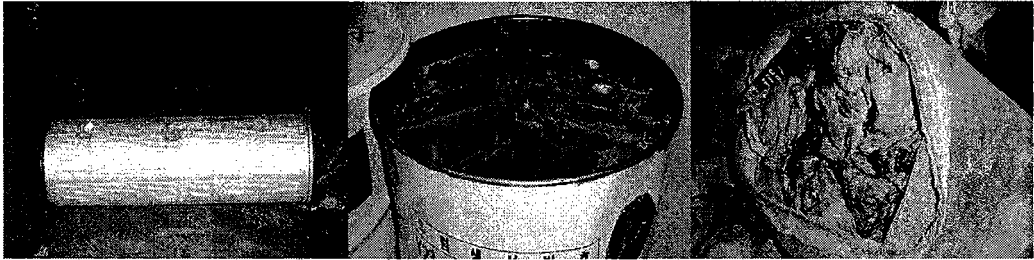


Figure 1. Low & intermediate level wastes generated from NPPs

Table 1. Sampling point and sample weight in NPPs

폐기물 유형	채취대상 시료	채취량	횟수*	채취시점
폐수지	고방사능 폐수지	5~10g	5	SRDS로부터 HIC 이송시점
	저방사능 폐수지	50~100 g	5	저방사능 폐수지 탱크 또는 드럼
농축폐액	농축폐액 분말	100 g	5	CWDS 가동직후
가연성 잡고체	면/종이/비닐류	500~1,000 g	5	경상/계획예방정비 기간 내
비가연성 잡고체	사용후연료저장랙/배관류	100~500 g	5	철재류 드럼 포장 전후

* 발전소 또는 호기별 (1 주기당)

- 시료채취 적절성 및 유효성 검증

폐기물 유형별 시료채취 적절성 및 유효성을 검증하기 위하여 각 폐기물에서 3회 이상 시료를 채취하였고, 이로부터 방사화학적 시료전처리 및 화학분리를 통해 개별핵종을 분석하였다. 대표성 검증을 위한 핵종은 주로 ^{60}Co 및 ^{137}Cs 의 감마핵종이며, 폐기물스트림에 따라 방사화생성핵종 또는 핵분열생성핵종의 비로써도 대표성을 확인하였다. 이들 분석결과는 평균값과 분산 및 상대표준편차의 주기적 분포로 상한신뢰구간(UL, upper limit) 및 하한신뢰구간(LL, lower limit)을 설정하여 시료채취 대표성 오차요인을 분석하였다. 또한 폐기물 유형별 다양한 채취위치에서 분석된 핵종농도의 비교를 통해 95% 신뢰구간에서 t-값을 평가하여 대표성을 검증하였다.

- 결론 및 향후 계획

2008년말 도출될 척도인자를 위하여 유형별로 폐기물특성을 분석하였고, 이를 바탕으로 일정량의 대표시료를 채취하였다. 채취된 시료의 정확성 및 적절성 등을 확인하기 위하여 화학분석결과를 바탕으로 채취시료에 대해 주기적인 품질관리를 수행하였고, 평균 및 분산의 t-값 분포를 통해 95% 신뢰구간에서 폐기물 유형별 대표성을 입증하였다.

Method validation of determination of ^{210}Po in water with solvent extraction method and extraction chromatography method

Myung Ho Lee, Euo Chang Jung, Kyu Suk Song

Korea Atomic Energy Research Institute 150 Deokjin-Dong, Yuseong, Daejeon 305-353, Korea

mhlee@kaeri.re.kr

Polonium-210 is a naturally occurring alpha emitter and exists in the environment as a result of decay within the ^{238}U decay chain. ^{210}Po is considered to be one of the most toxic naturally occurring radionuclides, and one of the most important environmental radionuclides due to its wide distribution and potential for human radiation exposure through ingestion and inhalation. In addition, for many sample types (for example, soils and sediments) determination of ^{210}Po may be used as a means of determining its progenitor ^{210}Pb .

The results of a recent proficiency test organized by the IAEA demonstrated that a number of laboratories are experiencing difficulty in obtaining reliable results for ^{210}Po determination in water samples. This is most likely due in part to the limited number of methods available for its determination, the most commonly-used being alpha spectrometry. In addition, there is a general lack of suitable, recently-characterized reference materials for use in quality control.

As a part of its activities to support its Member State laboratories, the IAEA is developing recommended procedures for determination of selected radionuclides in environmental samples. In the case of ^{210}Po , this started with the collection and review of about 130 papers from the scientific literature. Based on this review, two candidate methods for determination of ^{210}Po in water samples were selected for testing, refinement and validation. The results of this work are the subject of this paper.

For determination of a low level activity concentration of ^{210}Po in a water sample, it is necessary to handle a large volume of sample. Direct evaporation of water samples has been used for reducing a small volume of a water sample as a simple process [1,2]. However, this method is very time consuming for a large amount of a sample (> 1 L). Therefore, coprecipitation with iron hydroxide or MnO_2 have commonly been used to preconcentrate Po from water samples. When iron hydroxide is used for sample preparation, it is necessary to remove Fe from the sample solution using a solvent extraction step with an extractant such as di-isopropyl ether, because bulk iron may interfere with the purification of Po using solvent extraction or extraction chromatography as well as in the auto-deposition of Po. In the case that MnO_2 is used, manganese can be removed easily from Po by several alternative chemical separation procedures. Therefore, in this work MnO_2 coprecipitation was selected as the method for sample preparation.

Two Po separation procedures, based on DDTC solvent extraction (DDTC-SE) [3] and extraction chromatography using Sr resin (Sr-EC) [4], were selected for testing. Reports in the literature indicate that both methods have been successfully used for determination of ^{210}Po in a variety of sample matrices. The method validation of both methods was carried out in terms of trueness, repeatability and reproducibility with a tap water spiked with a known amount of ^{210}Po . This paper also describes the optimized conditions for auto-deposition of Po.

REFERENCES

- [1] W. W. Flynn, "The determination of low levels of polonium-210 in environmental materials," *Anal. Chim. Acta*, 43, 221-227 (1968).
- [2] J. D. Smith and T. F. Hamilton, "Improved technique for recovery and measurement of polonium-210 from environmental materials," *Analytica Chimica Acta*, 160, 69-77 (1984).
- [3] J. D. Smith and T. F. Hamilton, "Improved technique for recovery and measurement of polonium-210 from environmental materials," *Analytica Chimica Acta*, 160, 69-77 (1984).

- [4] N. Vajda, J. LaRosa, R. Zeisler, P. Danesi and G. Kis-Benedek, "A novel technique for the simultaneous determination of ^{210}Pb and ^{210}Po using a crown ether," J. Environ. Radioactivity, Vol. 37(3), pp. 355-372 (1997).

폐기물포장물 표본검사를 위한 샘플링방법

김기홍, 유영걸, 이윤희*, 성석현**, 정의영**

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

*충남대학교, 대전광역시 유성구 궁동 220

**한국수력원자력(주), 서울특별시 강남구 영동대로 411

nkhkim@kaeri.re.kr

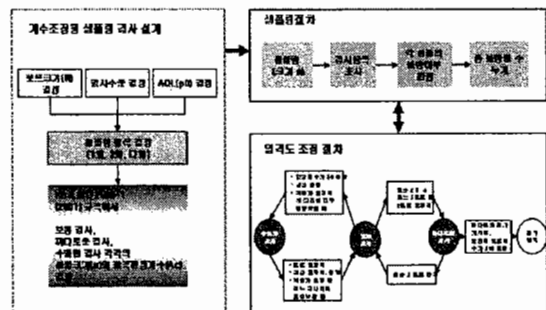
방사성포장물의 처분 적합성을 판정하기 위하여 발생지 예비검사 및 처분장 인수검사가 수행되는데 이때 포장물에 대한 전수 검사를 계속 적용하여 처분 적합성을 평가는 것은 검사항목 및 검사 소요시간에 따른 단위 시간당 검사드럼수를 고려할 때 포장물 전체에 대한 전수 검사 수행은 매우 비현실적이다. 따라서 포장물 용기의 다양성, 검사항목, 검사 소요시간 및 처분 부적합성 등을 고려하여 폐기물 처분 적합성 판정에 대한 신뢰성을 확보하기 위한 합리적인 샘플링 방법을 선정할 필요가 있다.

1. 포장물에 적용 가능한 샘플링 방법

포장물에 적용 가능한 샘플링 방법을 선정하는데 있어서 검사대상 모집단(lot)의 선정방법, 모집단 포장물 용기의 다양성, 검사대상 드럼의 특성, 검사항목에 대한 경중 구분(검사 소요시간 고려, 처분시설 성능에 영향을 주는 정도) 및 불합격 로트 처리 방법 등을 반드시 고려하여야 한다. 포장물에 대한 검사항목 변수들은 연속성의 품질 특성치라고 보기 보다는 특정 한계치의 상하 값으로 불량(처분 부적합) 또는 양호한 드럼(처분 적합)으로 명확히 구분되기 때문에 계량형 샘플링 방법 보다는 계수형 샘플링 검사방법을 선정하는 것이 매우 적절하다. 그리고 계수형 샘플링 방법중에서 계수선별형 샘플링 검사는 불합격된 로트에 대하여 적절한 수정조치를 취할 수 있는 방법으로써 로트의 허용불량률을 통해 해당로트의 품질과 AOQL에 의한 평균품질을 보증할 수 있지만, 로트크기가 적은(각각 N이 23이하와 16이하인) 경우에는 전수검사를 해야 하는 커다란 단점을 갖고 있다. 반면에 계수조정형 샘플링 검사는 연속적으로 검사되는 로트의 품질수준에 따라 엄격도를 조정할 수 있는 방법으로써, 장기적인 관점에서 합격품질수준(AQL)보다 품질이 좋아질 수 있고 방사성포장물에 대한 검사수준과 AQL에 따라 샘플크기를 조절할 수 있는 것이 가장 큰 장점을 갖고 있으므로 처분 포장물에 적용할 샘플링 검사방법으로는 계수조정형 샘플링 검사방법이 여러 측면에서 타당하겠다.

2. 계수조정형 샘플링 검사방법 설계절차

계수조정형 샘플링 검사방법 설계는 그림 1의 절차에 따라 검사대상인 로트의 크기를 결정하고 특별수준 또는 일반수준 중에서 검사수준을 검사대상의 특성에 맞게 결정한다. 또한 드럼군이 만족스럽다고 생각되는 불량률의 상한 값인 합격품질 수준 AQL 값을 결정한다. 다음으로 샘플링 형식인 샘플링 횟수를 결정하여 1회 샘플링을 수행할 것인지 2회 이상을 수행할 것인지를 결정한다(폐기물 처분에는 1회 샘플링을 수행하여야 함). 샘플링 형식은 앞서 결정된 로트크기, 검사수준, 그리고 AQL 값에서의 샘플링 설계방식을 결정한다. 샘플링 형식이 결정되면 KS A ISO 2859-1(2001)로부터 엄격도 조정수



<그림1> 계수조정형 샘플링 검사 절차

준인 보통검사, 까다로운 검사, 그리고 수월한 검사에 해당되는 설계방식을 결정한다. 즉, 샘플크기(n), 합격판정계수(Ac) 및 불합격판정계수(Re)를 결정한다.

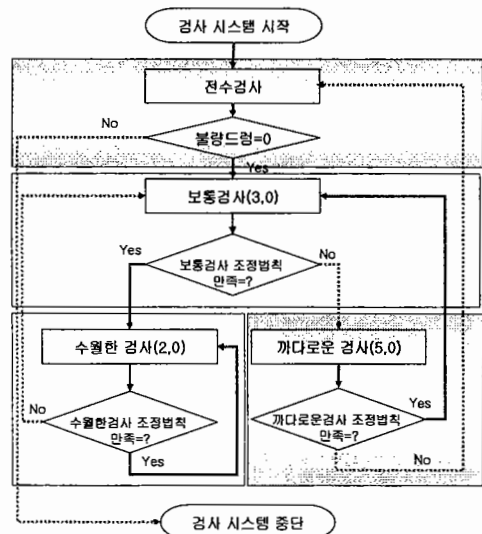
3. 폐기물 포장물 표본검사를 위한 계수조정형 샘플링 검사방법

계수조정형 샘플링 검사방법 설계시 검사수준은 7 가지(S1 ~ S4, GI ~ GIII), 로트 크기는 처분장에 인도되는 드럼군은 8 드럼을 최소 단위로 하여 그의 4 배수 까지, AQL은 4 경우(0.1, 1, 4, 6.5, 10%) 그리고 엄격도 조정은 3 단계로 평가하였다. 표본 크기가 해당 로트크기보다 크게 나오는 경우(전수 검사 수행하여야 함)와 합격판정계수가 0이 아닌 경우(처분 부적합 판정)를 배제하면서 판별력(검사수준)을 고려하여 설계한 결과를 아래 표에 나타냈다.

표. 계수조정형 샘플링 검사 설계결과표

검사 수준	로트 크기	엄격도 조정	AQL(%)			
			4.0		6.5	
			n	Ac	n	Ac
S2	9~15	보통 검사	3	0	2	0
		까다로운 검사	5	0	3	0
		수월한 검사	2	0	2	0
	16~25	보통 검사	3	0	2	0
		까다로운 검사	5	0	3	0
		수월한 검사	2	0	2	0
	26~50	보통 검사	3	0	2	0
		까다로운 검사	5	0	3	0
		수월한 검사	2	0	2	0

이어서 처분 적합성을 평가하기 위하여 그림 2의 절차에 따라 처분장에 인도되는 포장물은 발생기관별, 용기종류별로 1회 반입량을 1개의 검사로트로 구성하여 일차적으로 전수 검사를 수행한다(1단계). 일차적으로 전수검사를 수행하는 이유는 대상 로트에 대한 품질 수준을 예상할 수 없어 검사수준을 결정할 수 없기 때문이다. 이 1단계에서 검사대상 로트가 처분적합성으로 판정이 되면 차기 로트부터는 2단계 검사대상이 되며, 이때는 보통검사로 전환되어 AQL을 6.5를 적용한다(2단계). 그러나 1단계에서 처분 부적합 판정을 받는 경우에는 다음 로트에 대하여 다시 전수검사를 수행토록 한다. 2단계에서 검사 로트가 합격판정이 되면 차기 로트에 대하여서는 수월한 검사로, 불합격 판정이 되면 차기 로트에 대하여 까다로운 검사로 전환된다. 이때 연속되는 검사의 전환심사방법(전수검사 - 샘플링 검사)을 적용하기 위해서는 반드시 샘플링 검사 기록대장에 로트별 검사기록을 유지하여 관리가 철저히 이루어져야만 한다.



<그림2> 샘플링검사 시스템 운영 절차도

제2-1분과

방사성폐기물 처리 (Poster)

휘발성 산화공정 조건변화에 따른 석탄회필터의 포집특성

신진명, 박장진, 송기찬, 김지현
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
jmshin@kaeri.re.kr

1. 서론

경수로 사용후핵연료 재활용을 위한 pyroprocess 공정 중 핵물질을 산화분위기에서 열적으로 분말화 하는 휘발성산화 공정 중에는 핵분열생성물이 휘발하게 된다. 초기 이 공정은 습식공정을 위해 개발한 것으로 사용후핵연료 중 삼중수소 제거와 용해 속도 증가를 위한 분말화가 목적이었기 때문에 산화분위기하 약 500℃에서 수행되었다. 그러나 기존 휘발성산화 공정은 삼중수소는 제거되나 Kr/Xe 핵종은 약 30% 미만 C-14, 요오드 등은 약 10% 미만 그리고 기타 Cs, Tc 등은 거의 제거 되지 않는다. 따라서 기존 휘발성산화 공정을 pyroprocess에 적용할 경우 전해환원, 전해정련 공정의 배기체처리, 핵종분리, 공정효율 등에 부담이 된다.

이에 따라, 최근의 연구경향은 상기의 문제를 해결하기 위하여 고온산화, 진공개념을 도입한 고도 휘발성산화공정 연구가 대두되고 있다. 고도 휘발성 산화공정에서는 ^3H 뿐만 아니라 고 방사능, 고방열 Cs, 장수명 ^{129}I , ^{99}Tc , ^{14}C 핵종 등이 대부분 제거되며, 귀금속인 Ru, 불활성가스인 Kr/Xe도 대부분 제거 가능하다. 따라서 고도 휘발성산화공정에서 필연적으로 배출되는 휘발성 및 준휘발성 핵분열 생성물에 대한 적절한 처리 기술이 확립되어야 한다. 이에 따라 고방사능 및 고방열 핵종인 Cs를 포집하기 위해 휘발성 산화공정 조건변화에 따른 석탄회필터의 포집특성을 분석하였다.

2. 실험재료 및 방법

배기체 처리실험은 핵종을 휘발시키는 voloxidizer 부분과 3 단계로 구성된 핵종 포집부분 중 첫단계에 Cs를 포집하기 위하여 석탄회 필터를 설치하였다. 기체상 세슘 및 요오드의 공급원으로 CsI를 사용하였다. 처리대상 핵연료는 Belgium reactor-3(초기농도 : 3.5 wt.%, 연소도 : 45,000 MWd/tU, 냉각기간 : 25년) 이었다. 준휘발성 핵종의 총량은 ORIGEN-ARP(Automatic Rapid Processing)를 이용하여 계산하였다. 사용후핵연료 100g에서 휘발되는 배기체를 모사하기 위해 ORIGEN-ARP로 계산한 Cs의 양을 기준으로 동일한 양의 시약을 사용하였다. 시약의 무게를 측정 후 alumina crucible(50 ml) 내에 넣었다. 그런 다음 배기체 처리장치의 voloxidizer 안에 alumina crucible을 넣은 후 이를 배기체 발생원으로 사용하였다.

포집 온도조건은 승온 1 시간 후에 fly ash filter unit 이 800 ℃에 도달하도록 설정하였다. filter unit이 정해진 온도에 도달한 것을 확인하고, Table 1에 제시된 조건으로 실험을 수행하였다.

3. 결과 및 고찰

1차 실험의 경우 공기분위기하 CsI에서 휘발되는 세슘을 석탄회필터 1단 및 2단 내에서 100% 포집되었음을 무게분석을 통해 확인하였다. 또한 세슘 포집 후 석탄회필터의 결정구조 및 미세 구조변화를 분석하기 위해서 XRD로 분석한 결과 세슘이 pollucite ($\text{CsAlSi}_2\text{O}_6$) 형태로 포집되었음을 확인할 수 있었다. 2차 실험의 경우 산소분위기하 CsI에서 휘발되는 세슘이 석탄회필터 1단부터 5단 까지 약 10% 포집되었음을 무게분석을 통해 확인하였다. 석탄회필터를 이용하여 산소분위기하 CsI에서 휘발되는 세슘을 포집할 경우 1차 실험의 공기 분위기에 비하여 효율이 급격히 떨어짐을 확인할 수 있었다. 1 torr 진공조건에서 수행된 3차 실험은 CsI에서 휘발되는 세슘이 석탄회필터 1 단부터 5단까지 약 0% 포집되었음을 무게분석을 통해 확인하였다. 석탄회필터를 이용하여 진공 분위기하 CsI에서 휘발되는 세슘을 포집할 경우 1차 실험의 공기 분위기 및 2차 실험의 산소분위기에 비하여 효율이 급격히 떨어짐을 확인할 수 있었다. 4차 실험의 경우 아르곤 분위기하 CsI에서 휘발되는 세슘이 석탄회필터 1단부터 9단 까지 약 50% 포집되었음을 무게분석을 통해 확인하

였다. 석탄회필터를 이용하여 아르곤 분위기하: CsI에서 휘발되는 세슘을 포집할 경우 2차 실험의 산소분위기에 비하여 효율이 증가되었음을 확인할 수 있었다.

4. 결론

석탄회필터를 이용하여 Cs을 포집하기 위해 분위기 가스별 CsI에서 휘발되는 세슘의 포집특성을 분석하였다. 분위기가스별 석탄회필터를 이용한 CsI로 부터 휘발되는 세슘의 포집효율은 Air > Ar > O₂ > vacuum 순으로 감소하였다. 석탄회필터를 이용하여 O₂ 조건하에서 CsI로부터 휘발되는 Cs의 포집효율은 공기 분위기와 비교하여 약 1/10배 감소하였다. 진공조건하 석탄회필터의 세슘포집효율을 증가시키기 위해서는 1000℃ 이상의 포집온도가 필요할 것으로 판단된다.

Table 1. Experimental conditions

Test #	Reagent and # of fly-ash filter units	Volatile cond. at furnace	Trapping temp. at fly-ash filter	Trapping efficiency	Remarks
1	CsI 5 units	Air, 1L/min (1000℃, 3hrs)	800℃	100 %	
2	CsI 5 units	O ₂ , 0.5L/min (1100℃, 3hrs)	800℃	10 %	1/10 comparing to air condition
3	CsI 5 units	O ₂ , 0.5L/min (500℃, 3hrs) → Vacuum (1 torr, 1200℃)	800℃	0 %	Low efficiency at vacuum
4	CsI 9 units	O ₂ , 0.5L/min (500℃, 3hrs) → Ar, 0.5L/min (1000℃, 1hr)	800℃	49 ~ 52% (9 units)	

석탄회필터를 이용한 세슘의 고정화특성에 관한 연구

김지현, 신진명, 박장진, 송기찬

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1번지

jihyun9775@nate.com

1. 서론

KAERI에서 연구되고 있는 DUPIC(Direct Use of Spent PWR Fuel in CANDU Reactors)공정은 사용후 핵연료를 재사용하기 위한 일련의 공정으로 특히 휘발성 산화공정 중 발생하는 다양한 핵분열생성물 처리하는 기술이 요구된다. Pyroprocessing 공정에서도 장수명 핵종, 고방열핵종, 귀금속 등을 전처리 공정에서 사전 제거할 경우 후속공정의 방사능 감소, 공정효율 및 경제성 향상 등을 기대할 수 있을 것으로 보고하고 있다. 그러나 개량된 voloxidation 공정에서 방출되는 배기체를 고정화하는 연구가 기초 연구 단계에 머무르고 있는 실정이다. 또한 준휘발성 핵종의 처리기술은 물리적 처리방법으로 처리효율이 최대 98.5%까지 밖에 제거할 수 없어 미제거된 핵종을 제거하기 위한 추가적인 고용량, 고효율의 고정화시스템이 필요로 한다. 본 연구에서는 석탄회필터를 이용하여 배기체 중 방사선적 위험도가 높고 처분시 타핵종에 비하여 비교적 용출이 잘되는 세슘을 고정화하기 위한 연구를 수행하였다.

2. 실험 및 결과

세슘의 고정화재료로서 석탄회(fly ash)필터 그리고 기체상 세슘의 공급원으로 CsI(Aldrich사, 99.9%)을 사용하였다. CsI 0.6 g을 alumina crucible(50 ml)에 넣은 다음 배기체 처리장치의 voloxidizer 안에 시약을 넣은 alumina crucible을 올려놓은 후 이를 배기체 발생원으로 사용하였다. 배기체 처리시스템(Off-gas Trapping System, OTS)은 크게 voloxidizer 부분과 3 단계로 구성된 핵종 포집부분으로 나뉘어져 있다. 그러나 본 연구에서는 세슘 고정화실험을 수행하기 때문에 voloxidizer의 가열영역에서 배기체 발생원을 기화시켜 석탄회필터를 충전한 필터바스켓을 장착한 세슘포집조만을 이용하여 세슘을 포집하였다. 포집 온도조건은 승은 1 시간 후에 fly ash filter unit는 800 °C에 도달하도록 setting하였고 이때 Cs filter의 단수는 5단이었다. 세슘 포집부분이 정해진 온도에 도달한 것을 확인하고, 0.5 l/min의 산소분위기하에서 voloxidizer의 온도를 1 시간 후에 1000 °C에 도달하도록 한 후 3 시간 유지하여 Cs 포집실험을 수행하였다. 세슘의 휘발량 및 포집효율은 실험 종료 후 남아있는 시약의 무게를 측정하여 계산하였으며 포집후 필터의 색깔변화를 관찰하였다. 비방사성 핵종포집후의 결정 구조분석은 10~70° 주사범위에서 XRD(X-ray diffractometer, D-5000, siemens Co.)분석을 통하여 수행하였다.

산소분위기하 1000 °C에서 CsI에 의해 휘발되는 세슘이 석탄회필터 1단부터 5단까지 약 10% 포집되었음을 무게분석을 통해 확인하였다. Fig. 1은 산소분위기하에서 세슘포집 후 석탄회필터의 모습을 나타내었다. 그림에 나타난 것처럼 모든 필터표면의 색이 갈색에서 진갈색으로 변한 것으로 보아 세슘이 석탄회필터 5단 전체에 걸쳐 세슘이 포집되었음을 판단할 수 있었다. 5번째 석탄회필터의 표면형상 및 성분을 SEM-EDX를 이용하여 분석한 결과 Fig. 2에 제시된 것처럼 세슘농도가 47.68 wt.%인 것으로 보아 Fig. 1의 결과에서 알 수 있듯이 세슘이 5단의 석탄회필터까지 퍼져 포집되었음을 확인할 수 있었다. 또한 세슘 포집 후에 나타나는 석탄회필터의 결정구조 및 미세 구조변화를 분석하기 위해서 석탄회필터 5단을 XRD로 분석한 결과 Fig. 3에 제시된 것처럼

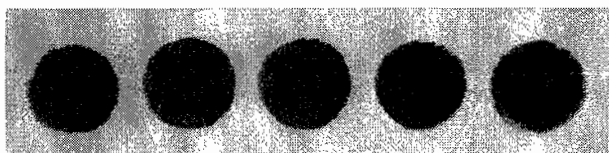


Fig. 1. Photograph of fly ash filters after trapping cesium.

세슘이 pollucite 형태로 포집되었음을 확인 할 수 있었다.



Element	Weight%	Atomic%
O	31.24	64.01
Al	6.76	8.22
Si	12.31	14.37
Ca	2.01	1.64
Cs	47.68	11.76
Totals	100.00	100.00

Fig. 2. SEM-EDX analysis of 5th fly ash filter after trapping cesium in oxygen atmosphere.

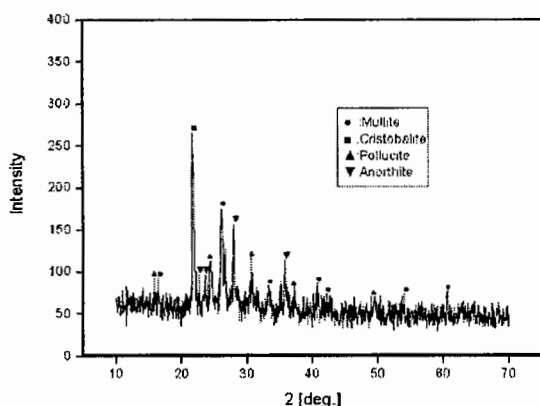


Fig.4. XRD patterns of 5th fly ash filter after trapping gaseous cesium in oxygen atmosphere.

3. 결론

Aluminosilicates 대용물질로 사용한 석탄회필터는 세슘고정화재료로써 적합한 물질임을 확인하였으며 세슘과 반응한 석탄회필터는 pollucite($\text{CsAlSi}_2\text{O}_6$)를 형성하는 것을 알 수 있었다. Pollucite는 내침출성 및 열안정성을 갖기 때문에 폐기물처분에 용이할 것으로 판단되며 발전소폐기물인 석탄회의 포집원료매질로의 사용은 폐기물의 재활용측면에서도 큰 의미가 있다고 볼 수 있다. 그리고 석탄회필터를 이용하여 산소분위기하 CsI에서 휘발되는 세슘을 포집할 경우 공기분위기에 비하여 효율이 급격히 떨어짐을 확인할 수 있었다.

4. 참고문헌

- 1) J. Mukerji and P. B. Kayal, Reaction of CsNO_3 and RbNO_3 with natural aluminosilicates, Materials Research Bulletin, Vol. 10(10), 1975.
- 2) S. A. Gallagher and G. J. McCarthy, High temperature thermal stability of CsAlSiO_4 and $\text{CsAlSi}_2\text{O}_6$, Materials Research Bulletin, Vol. 17(1), 1982.
- 3) 서용칠 외, 방사성폐기물 처분을 위한 고화체 특성평가 방법에 관한 연구, KINS/HR-591/2004, 한국원자력안전기술원(2004).
- 4) 박장진 외, 경수로 사용후핵연료 휘발성산화공정 기술개발, KAERI/RR-2840/2006, 원자력연구소(2007).

저장중인 가연성폐기물의 현황과 처리계획

지영용, 홍대석, 강일식, 이영희, 김태국

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

vyji@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원의 방사성폐기물 저장시설에는 약 3,900 여 드럼의 가연성폐기물이 저장중이며, 이들 모두는 200 리터 드럼으로 이루어져 있다. 이들은 하나로와 RI 생산시설 그리고 핵연료 주기시설 등의 시설 발생 폐기물과 동위원소를 이용한 실험을 수행하는 각 연구실 발생 폐기물로 구성된다. 저장시설의 운영을 시작한 이래로 각 시설의 방사선관리구역 내에서 발생하는 가연성폐기물들을 압축처리 등의 과정 없이 원형 그대로 저장하고 있으며 따라서 부피감용 등의 적절한 처리가 필요한 실정이다.

가연성폐기물들을 압축처리 등의 부피감용 과정을 거쳐 최종적으로 드럼 내 재포장을 하기 위하여, 본 연구에서는 저장중인 가연성폐기물들의 발생이력을 조사하여 발생시설, 발생일 그리고 표면선량률에 따라 분류하였다. 그리고 향후 드럼 포장 시, 방사성폐기물 인도규정에서 요구하는 수준의 핵종분석을 위하여 가연성폐기물 드럼 내에서 대표시료를 채취하고 그 대표시료의 핵종을 분석하기 위한 방법을 제시하였다.

2. 가연성폐기물 분류

현재 한국원자력연구원 내 임시 저장시설에 저장중인 폐기물 중에서 가연성폐기물이 약 30 %를 차지한다. 그리고 200 리터 드럼 내에 포장된 가연성폐기물은 압축처리 되지 않았기 때문에 약 40 kg의 무게를 가진다.

먼저 가연성폐기물 드럼들의 과거 발생이력을 조사하여 발생시설별로 분류한 다음, 각각의 발생시설에서 다시 발생일별로 분류를 한 후, 같은 발생시설, 같은 발생일의 폐기물들을 최종적으로 표면선량률별로 재분류하였다. 그림 1에서 보듯이, 주 발생원을 하나로, 동위원소생산시설, 조자재/조사후시험시설, 방사성폐기물처리시설, 핵연료가공시설, 연구실 A 그리고 B와 같이 7개의 범주로 나눌 수 있었다. 여기서 가연성폐기물이 발생하는 연구실을 우라늄을 사용하는 시설(type A)과 사용하지 않는 시설(type B)로 나누었다. 그리고 선량을 분포에서 보듯이, 모든 가연성폐기물이 저준위에 해당하는 2 mSv/hr 미만이었으며, 그중에서도 가연성폐기물의 약 85 %가 0.02 mSv/hr 미만에 해당되었다. 이는 현재 저장중인 가연성폐기물의 압축처리뿐만 아니라 핵종 재평가를 통한 규제해제를 통해서도 많은 양의 부피감용을 얻을 수 있다는 것을 의미한다.

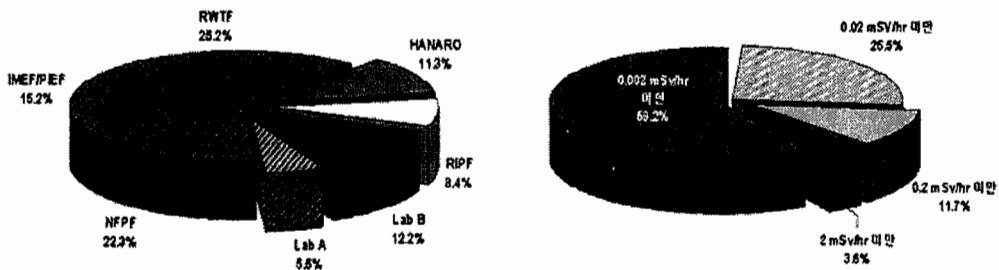


그림 1. 가연성폐기물의 발생시설별 및 표면선량률별 분포

3. 가연성폐기물 드럼 내용물

가연성폐기물 드럼 내에 존재하는 내용물을 재질별로 분류하는 경우, 비닐류, 종이류, 먼류, 플라스틱, 고무, 신발, 나무 등으로 나눌 수 있었다. 그중에서 비닐류, 종이류와 먼류가 약 90 %를 차지하였다. 비닐류와 먼류의 경우에는 주로 비닐 포장지 그리고 일회용 작업복이 주류를 이루며, 이들은 방사능 오염에 의한 폐기보다는 훼손이나 위생적인 문제에 의해 폐기되는 경우가 대부분이기 때문에 방사능 오염이 그다지 심하지 않을 것으로 예상된다. 또한 이들은 물리적인 방법으로 핵종의 이탈이 비교적 용이함으로 제염에 의해 방사능 준위를 크게 낮출 수 있을 것이다. 반면에 종이류의 경우에는 제염지가 대부분을 차지하며, 이들의 방사능 오염은 다른 내용물에 비해 높을 것으로 예상된다. 그리고 제염지와 같은 흡수성 재질은 물리적 방법으로 핵종의 강제 이탈이 어려우므로, 동일 군에서 발생된 제염지는 따로 분류하여 오염정도가 심하지 않은 폐기물과 차별화된 처리방법을 적용하는 것이 바람직하다.

4. 가연성폐기물 드럼 내 방사능 농도 재평가

현재 저장중인 모든 가연성폐기물 드럼은 그림 2에서 보듯이 압축되지 않은 발생된 원형 그대로 비닐 팩에 포장되어 200 리터 드럼에 담겨져 있다. 따라서 향후 경주 처분장에 인도하기 위해서는 인수기준에 맞는 처리가 필요하며, 그 처리 전에 드럼 내에 존재하는 방사능 농도에 대한 평가가 이루어 져야 한다.

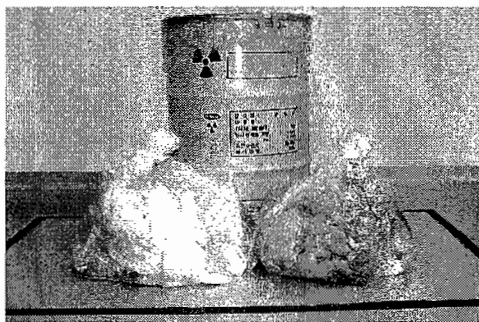


그림 2. 가연성폐기물 드럼 내의 내용물

먼저 가연성폐기물 드럼 내의 내용물을 같은 종류별로 재분류한 후, 내용물별로 대표시료를 채취하여 핵종분석을 수행한다. 내용물별 핵종분석 결과로부터 각 발생시설에서 방사선적으로 기여가 큰 내용물을 지정할 수 있으며, 방사선적으로 기여가 큰 내용물의 방사능 농도가 해당 가연성폐기물 드럼의 총 방사능 농도에 몇 %를 차지하는 가를 내용물별 핵종분석 결과로부터 파악할 수 있다. 이로부터 드럼 내 존재하는 내용물별 방사능 농도 결과를 이용하여 오염이 되지 않은 내용물 그룹을 분류해 내며, 또한 오염정도가 심하지 않은 내용물 그룹 중에서 제염이 가능한 것들을 선별하여 가연성폐기물의 부피를 줄일 수 있다.

QCM을 이용한 I-TEDA의 제거율 측정

유재룡, 이정근, 고문성, 성진현, 박광현

경희대학교 원자력공학과, 경기도 용인시 기흥구 서천동 1

naiad_79@hanmail.net

1. 서론

원자력산업이 발전함에 따라 방사성폐기물의 양 또한 증가하게 되며, 이러한 방사성폐기물은 고체, 액체 그리고 기체상으로 구분된다. 특히 기체상 방사성폐기물인 방사성 메틸 요오드는 활성탄을 이용하여 흡착되게 되며, 이때 활성탄에는 방사성 메틸 요오드를 보다 효율적으로 포집하기 위해 5 wt%의 TEDA (Triethylenediamine; 1,4-diazabicyclo[2.2.2]octane)가 첨착 되어있다. 일반적으로 대기 중에서 TEDA와 메틸 요오드(CH_3I)는 I-TEDA(TEDA와 메틸 요오드 결합물)를 형성하게 된다. 방사성 요오드를 포집한 방사성 폐 활성탄을 재사용하기 위해서는, 이러한 형태의 I-TEDA를 제거해야 하는데, 현재는 아세토나이트릴을 이용한 흡식재활용법이 개발되었다. 그러나 이러한 흡식재활용법은 다량의 2차폐기물을 발생하는 문제점이 있기 때문에, 본 연구에서는 I-TEDA를 제거하기 위한 방법으로 2차폐기물의 발생량을 줄일 수 있는 초임계 이산화탄소를 용매로써 사용하였으며, QCM(Quartz Crystal Microbalance: 수정미량저울)을 이용하여 I-TEDA의 제거율을 측정하였다.

2. 실험 및 결과

방사성 요오드(I)에 오염된 활성탄에서 제염하여야 할 오염 대상물이 I-TEDA이므로, 초임계 이산화탄소와 추출유기용매에 대한 제거율을 측정하기 위해, I-TEDA를 합성한 후 NMR(nuclear magnetic resonance)를 이용하여 I-TEDA의 형태를 확인하였다. 초임계 이산화탄소 하에서 I-TEDA를 제거하기 위해 필요한 추출용매는, 초임계 이산화탄소 하에서의 용해도 실험결과를 바탕으로 메탄올을 선택하였다. 본 연구를 수행하기 위한 실험장치는 Fig 1. 과 같으며, 모니터를 통해 I-TEDA의 제거율을 실시간으로 관찰 할 수 있는 장점을 가지고 있다.

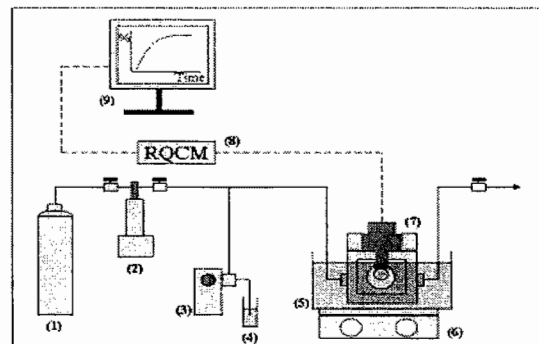


Fig 1. QCM 장치 (1) CO_2 탱크 (2) 실린지 펌프
(3) 액체 펌프 (4) 추출용매 (5) 항온조 (6) 교반기
(7) QCM 고압 반응기 (8) 모니터

동일한 온도조건($60\text{ }^{\circ}\text{C}$)하에서 압력에 따른 I-TEDA의 제거율을 측정한 결과, 150 bar, 200 bar

에서 20 분 이내에 97 % 이상의 제거율을 나타낸다. 또한, 동일한 압력조건(200 bar)하에서 온도에 따른 I-TEDA는 60 °C일 때 가장 빨리 제거된 것을 확인할 수 있다(Fig 3). 특히, 추출용매의 유량에 따른 I-TEDA의 제거율은 유량이 많을수록 제거효율이 증가하게 되지만, 최적조건 (2 ml/min)이 존재한다는 것을 확인 할 수 있다.

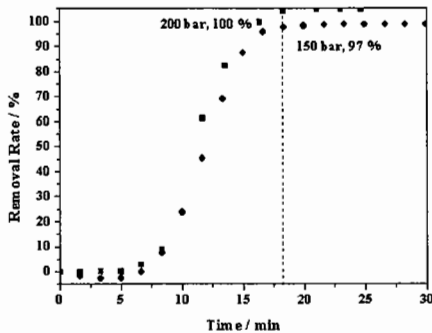


Fig 2. 압력에 따른 I-TEDA의 제거율
(●=150bar, ■=200bar); 60 °C
메탄올 유량 = 2 ml/min

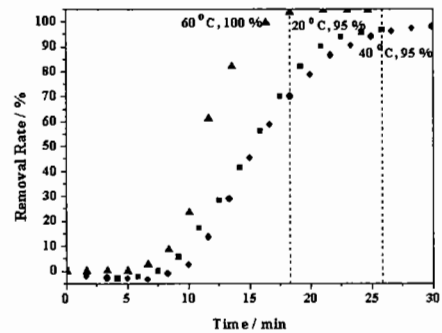


Fig 3. 온도에 따른 I-TEDA의 제거율
(▲=60 °C, ●=40 °C, ■=20 °C); 200 bar
메탄올 유량 = 2 ml/min

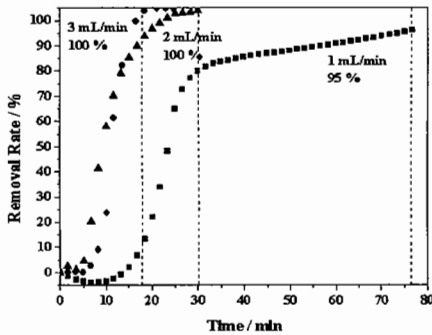


Fig 4. 추출용매의 유량에 따른 I-TEDA 제거율
200 bar, 60 °C, CO₂ 유량 = 3~5 ml/min

3. 결론

초임계이산화탄소에서 I-TEDA의 제거특성을 확인하기 위해 QCM을 이용한 실험을 수행하였으며, I-TEDA의 용해도는 압력/온도와 추출용매에 의해 영향을 받는 것을 확인하였다. 초임계 이산화탄소 하에서의 I-TEDA의 제거율은 압력 200 bar 온도 60 °C 메탄올 2 ml/min의 조건에서 가장 높게 나타났으며, 각 실험조건에서 제거율이 급격하게 증가하게 되는 '가속구간'과 제거율이 95 %에 도달했을 때, 더 이상 제거율이 증가 하지 않는 '포화구간'을 가지는 것을 확인하였다. 본 실험결과를 바탕으로 추출용매인 메탄올을 이용하여 방사성 폐 활성탄을 제염할 경우 높은 온도 조건 및 압력조건을 유지해야 하며, I-TEDA가 용해 될 수 있는 충분한 시간이 필요 한 것으로 나타났다.

원전 공기정화계통 폐활성탄 중 ^{14}C 의 온도에 따른 제거율 변화

이정진, 박경록, 문찬국

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

lji2426@khnp.co.kr

1. 서론

원자력발전소의 배기체 처리계통에서는 방사성요오드를 제거하기 위하여 활성탄을 사용하고 있고, 고습도 및 고온 분위기에서도 방사성요오드의 제거능력이 우수하여야 하므로 TEDA (Triethylene Diamine) 또는 KI(Potassium Iodide) 첨착활성탄을 사용한다. 울진 원전은 1 ~ 5 wt% KI를 사용하고, 영광과 고리 원전은 5 wt% TEDA를 사용하고 있다. 울진 원전의 공기정화계통에서 발생된 폐활성탄에 대한 방사능 분석 결과 감마 방사능핵종은 최소검출방사능(MDA) 미만으로 자체처분이 가능한 수준이나 ^{14}C 방사능이 자체처분 제한치(1 Bq/g)를 초과하고 있어 자체 처분을 시행할 수 없는 실정이다. 매년 수십 드럼 분량의 폐활성탄이 발생되고 있어 이를 전량 방사성폐기물로 처리할 경우 방사성폐기물의 처분 비용 증가가 예상된다.

따라서, 폐활성탄의 자체처분을 유도하기 위한 ^{14}C 의 저감화 기술이 필요하며, 이를 위해서는 폐활성탄내에 흡착되어 있는 ^{14}C 의 탈착(제거)공정이 우선시 되어져야만 한다. 폐활성탄에 흡착된 물질의 탈착(또는 제거)에는 제거율이 97% 이상인 열유동법(thermal swing)이 가장 많이 사용되고 있다[1]. 본 연구에서는 폐활성탄의 연소온도에 따른 ^{14}C 의 제거율 변화에 대한 연구를 통해 폐활성탄 내에 흡착된 ^{14}C 에 대한 적합한 탈착 온도를 찾아내고자 하였다.

2. 실험 및 결과

실험에 사용된 폐활성탄은 울진 원전의 공기정화계통에서 발생된 것이고, 폐활성탄에 흡착된 ^{14}C 의 탈착 온도를 결정하기 위하여 폐활성탄의 연소를 통해 발생된 ^{14}C 이 Carbosorb에 바로 흡수되도록 설계되어 있는 Raddec사의 Pyrolyser시스템을 사용하였다. 본 실험에서는 Pt-alumina촉매를 사용하여 폐활성탄에 포함되어 있는 총 ^{14}C 의 농도만을 측정하였다. 폐활성탄의 온도 변화에 따른 연소율을 파악하기 위해 폐활성탄 0.2 g을 튜브 위에 올려놓고 고온가열로에서 5시간 정도 연소반응이 일어나도록 하였다.

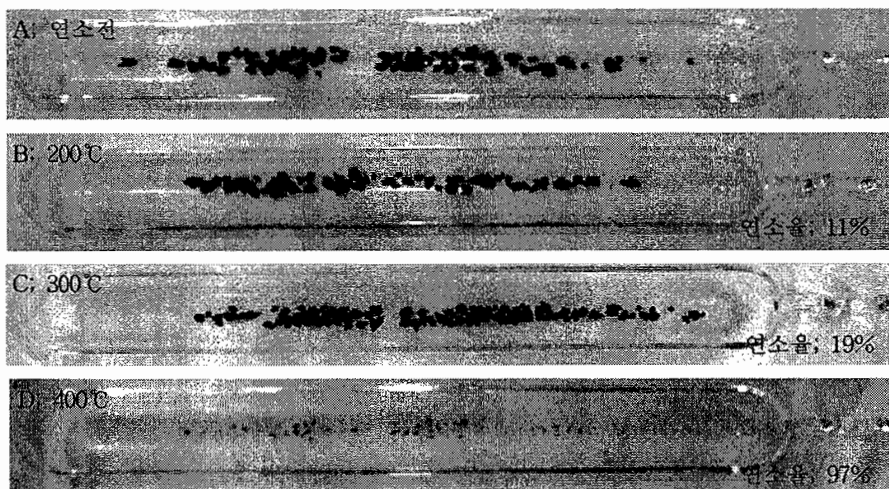


그림 1. 연소온도에 따른 연소후의 모습과 연소율

연소온도는 200, 300, 400, 및 800℃로 변화를 주었으며, 연소 전과 연소온도에 따른 연소 후의 폐활성탄의 변화된 모습 및 연소율은 그림 1과 같다(연소온도가 800℃일 때 연소율은 100%임). 실험에서 고려한 연소온도 중 800℃일 때 연소율이 100%로 나타났지만, 400 ~ 800℃에서 이미 폐활성탄의 연소율이 100%일 가능성이 있으며 현재 600℃에서의 연소율에 대한 실험을 수행하고 있다.

폐활성탄의 연소가 100% 일어나는 온도가 800℃이므로, 800℃에서 발생된 ^{14}C 을 Carbosorb으로 흡수시킨 후의 LSC(Liquid scintillation counter, 액체섬광계수기) 계측 결과가 폐활성탄 내 ^{14}C 의 총량이라고 할 수 있다. 연소온도의 변화에 따른 폐활성탄 내에 흡착되어 있던 ^{14}C 의 제거율을 그림 2에 나타내었다. 폐활성탄에 가해진 온도의 변화(200, 300, 400, 및 800℃)에 따른 ^{14}C 제거율은 각각 44, 80, 90, 및 100%이다.

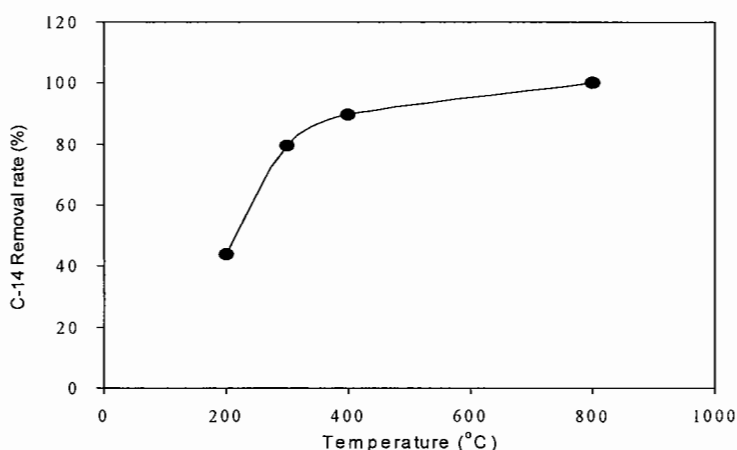


그림 2. 연소온도에 따른 ^{14}C 제거율 변화

그림 2에서 보는 것처럼, 폐활성탄에 가해지는 온도 변화에 따른 ^{14}C 의 제거율이 100%인 온도를 고려할 때 폐활성탄에 흡착되어 있는 ^{14}C 의 완전한 제거를 위해서는 800℃에서의 열유동이 적합한 것으로 나타났다. 하지만, 실제 폐활성탄 내 ^{14}C 의 탈착을 위한 운전조건은 울진에서 사용하고 있는 활성탄에 침착된 KI의 발화점(약 370℃)과 운전의 안전을 고려하여 보수적으로 정해야 하므로 ^{14}C 의 제거율이 80%인 300℃정도가 탈착을 위한 적합한 온도가 될 수 있을 것이다.

3. 결론

본 연구에서는 열유동법에 의한 폐활성탄 내의 ^{14}C 탈착을 위한 온도 조건을 찾기 위해 연소온도에 따른 ^{14}C 제거율 변화를 살펴보았다. 800℃에서 폐활성탄의 연소율 및 폐활성탄 내 ^{14}C 의 제거율이 100%인 것으로 나타났지만, 폐활성탄에 침착된 KI의 발화점을 고려한 탈착온도는 300℃정도가 되어야 한다. 폐활성탄에 흡착된 ^{14}C 의 최적의 탈착 운전조건을 확립하기 위하여 현재 300℃에서 연소 시간 및 유속의 변화에 따른 ^{14}C 제거율 변화 연구가 진행 중에 있다.

4. 참고문헌

- [1] 활성탄기술, 박양태, 2007, 동화기술

Spectrophotometer를 이용한 시멘트 고화체 중의 EDTA 측정

이승식, 안홍주, 최광순, 표형열, 손세철, 한선호
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1
 di95082041@empal.com

1. 서론

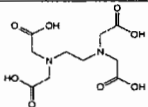
EDTA(Ethylene Diamine Tetraacetic Acid)는 식품 첨가제나 화장품, 합성세제, 섬유처리제 등 산업 전반적으로 널리 이용되고 있는 물질이다.[1] 특히 EDTA는 강한 킬레이트제로서 금속과 결합하여 착화합물을 형성하는 특성에 따라 증기발생기 내부에 생성된 금속산화물의 제거를 위한 세정제로써 이용되고 있다.[2] 이와 같은 경로로 발생된 세정폐액은 원자력발전소 내 별도의 탱크에 저장 중에 있으며, 세정폐액 취급 시 발생된 제염지는 별도 보관 없이 일반 가연성 잡고체 폐기물로 분류되고 있다. 최근 중·저준위 방사성폐기물 드럼 인도기준이 마련되면서 중·저준위 방사성폐기물 내 EDTA를 포함한 킬레이트제 함량에 대한 인식이 높아지고 있으며, 방사성 폐기물 제염에 사용된 시멘트 고화체나 잡고체 중의 EDTA의 분석 필요성이 증가되고 있는 추세이다. 일반적으로 EDTA를 분석하기 위한 방법으로는 착화합물 형성과 함께 spectrophotometer로의 분석법이나 polarography, chromatography 등이 있다.[3,4] 특히 ASTM method에 따르면[5] 지르코늄-자일렌 올렌지 착물을 이용한 spectrophotometry 방법에 의한 EDTA의 검출한계는 500 $\mu\text{g/l}$ 인 것으로 소개되고 있기 때문에 본 연구목적에 부합되고 있다. 따라서 본 연구에서는 spectrophotometer를 이용하여 국내 원전 발생 가연성 잡고체 및 고화체로 이용되는 시멘트 내 EDTA 분석 가능성을 검토하였다.

2. 실험 및 결과

2.1 기기 및 시약

UV-Vis 측정은 Varian사의 Cary 3E UV-Vis Spectrophotometer를 사용하여 535 nm에서 1 cm 석영셀을 사용하였다. 이 용액은 사용직전에 만든다. Xylene orange 지시약은 0.8 g 자일렌 올렌지 시약을 335 mL 염산 (비중 1.19)에 녹이고, 이 용액을 Hydroxylamine hydrochloride ($\text{NH}_2\text{OH}\cdot\text{HCl}$) 100 g 이용하였다. 초음파 반응은 성동 초음파사의 SD-D300H를 40 kHz에서 수행하였다. 모든 시약은 analytical grade로 사용하였다. Table 1은 EDTA의 특성을 나타내었다. A-1 표준용액은 1.958 g의 $\text{Na}_4\text{C}_{10}\text{H}_{14}\text{O}_8\text{N}_2\cdot 2\text{H}_2\text{O}$ 를 물에 녹인 후 이를 1000 mL로 만든 다음 10 mL을 취해 증류수로 500 mL로 묽힌 후 녹아 있는 500 mL 물에 혼합 후 1000 mL 증류수로 묽히고, 이 용액을 하루 밤 방치 시킨 후 구멍크기가 10 μm 인 필터로 여과하여 사용하였다. 지르코늄 시약은 4.237 g zirconium oxychloride ($\text{ZrOCl}_2\cdot 8\text{H}_2\text{O}$)를 65 mL 염산이 녹아있는 500 mL 물에 넣어 녹인 다음 1000 mL로 희석하고, 이 용액 10 mL과 5 mL 염산을 취해 증류수로 250 mL로 묽혀 사용하였다.

Table 1. EDTA properties.(<http://en.wikipedia.org/wiki/EDTA>)

Molecular Formula	Chemical Structure	Melting Point (°C)	Solubility in Water	Density
$\text{C}_{10}\text{H}_{16}\text{N}_2\text{O}_8$ (M.W. 292)		237 ~ 245	2 mg/ml (22 °C)	0.86 g/cm ³

2.2 검량곡선 작성

UV-Vis를 이용하여 EDTA 검출이 가능한지를 알아보기 위해 EDTA (0, 0.2, 0.4, 0.6, 0.8, 1.0 mg/50 mL H_2O) 문헌에서 소개된 것 같이 535 nm에서 측정한다. EDTA 질량에 따른

검정곡선을 Table 2 에서 볼 수 있다. 검정곡선 재현성 실험 결과 상관계수(r^2)가 0.9952, 0.9937로 나타났다. 이 결과 UV-Vis 로 EDTA 검출이 가능한 것을 알 수 있다.

2.3 Cement 내 EDTA 분석방법 검토

Portland cement 내 EDTA 분석법은 Cement 침출수와의 반응과 Cement와의 반응 두 가지로 나누어 검토하였다. 첫째, Cement 1 g을 ultrasonic에서 1 시간 침출하고(pH $\approx$ 11), 침출수 10 mL와 EDTA와의 착물 반응 결과 침출수와 EDTA가 착물을 형성하였다가 Zr에 의해 EDTA가 전부 회수되는 것을 알 수 있었다. Table 3에서 볼 수 있듯이 침출수 내의 금속함량을 ICP-AES를 통해 확인하였다. K가 가장 높은 것을 알 수 있다. 둘째, Cement 1 g 과 EDTA 약 0.2 g을 100 mL 증류수를 가한 후 Ultrasonic에서 30 min 간 착물 반응 시켰다. (pH $\approx$ 11) 그 결과 Fig. 1에서 볼 수 있듯이 검정곡선의 결과를 바탕으로 반응물의 착물 형성 결과를 얻을 수 있었다. 이는 침출수 + EDTA와의 반응과 같은 결과를 보였다.

Table 2. Metals content in Portland cement leachate.

Metal	Measurement ($\mu\text{g/mL}$)	Metal	Measurement ($\mu\text{g/mL}$)
Si	25	Na	31
Al	26	K	341
Fe	N.D	Mn	0.1
Ca	5.7	Cr	5.1
Mg	0.3		

N.D : Not Detected

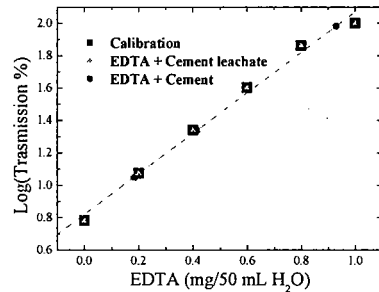


Fig. 1. EDTA and Cement complex calibrated EDTA curve.

3. 결 론

시멘트 고화체 중의 EDTA를 측정하기 위해 실험을 수행한 결과 시멘트 중의 EDTA는 Zr에 의해 전부 회수되는 것을 확인하였다. EDTA가 단일로 존재할 경우 Spectrophotometer를 이용하여 시멘트 고화체 중의 EDTA의 측정이 가능하다. 세정폐액 취급 시 발생된 가연성 잡고체 폐기물 중의 EDTA 분석에 기초자료로 활용될 수 있을 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

- [1] Ye L, Lucy CA, Anal Chem, Vol.67, p. 2534 ~ 2538, 1995.
- [2] Loyaux-Lawniczak S, Douch J, Behra P, Fresenius J Anal Chem, Vol.364, p. 727 ~ 731, 1999.
- [3] Mika Sillanpää, Marja-Liisa Sihvonen, Analysis of EDTA and DTPA, Talanta, Vol.44, p. 1487 ~ 1497, 1997.
- [4] Parkash R, Bansal R, Rehani SK, Dixit S, Talanta, Vol.46, p. 1573 ~ 1576, 1998.
- [5] ASTM, Annual book of ASTM standards, Standard test methods for sodium salts of EDTA in water, D 3113-80, p. 140 ~ 142, 1980.

유도가열식 저온용융로 내부 용융유리의 열유동 해석

최석모, 김천우, 황태원

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

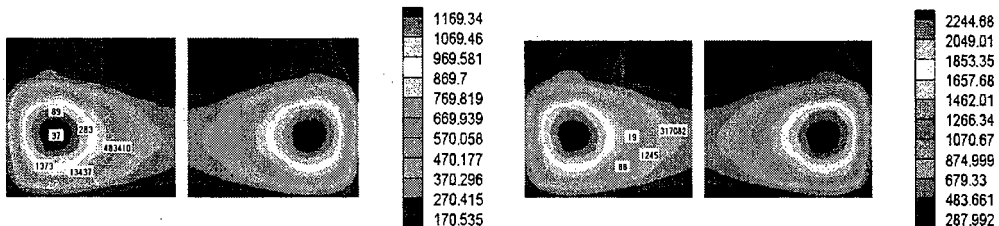
csm7921@khnp.co.kr

1. 서론

유도가열식 저온용융로(CCM: Cold Crucible Melter)는 고주파 유도전류 열원을 이용 방사성폐기물을 유리화하기 위하여 사용되고 있다.[1,2] 유리화시 CCM 내부 용융유리는 1,000℃ 이상의 온도를 유지하고 있기 때문에 물리적 감지기들을 이용한 내부현상 관찰 및 계량화는 많은 어려움이 있다. 따라서 폐기물별 유리화 최적운전조건 수립과 양질의 유리고화체 생산을 위하여 전산 프로그램을 이용한 CCM 용융유리 열유동 해석을 해야 할 필요성이 대두되었다.

2. 해석 및 결과

CCM 내부 용융유리의 전자기장 해석을 위하여 MAXWELL 프로그램을 사용하였고 이 결과를 온도분포 등으로 수치화하기 위하여 FLUENT 프로그램을 사용하였다. 해석을 위해 사용한 주요변수로는 CCM의 사양을 포함한 용융유리의 전기전도도, 버블링율, 전원공급장치의 출력과 주파수이다. 해석에 사용한 CCM 내부지름은 55 cm, 용융유리 전기전도도는 0.30 S/cm, 버블링율은 0.5~1.0 Nm³/h, 출력은 100~300 kW, 사용주파수는 100~400 kHz 이다. 그림 1은 출력의 변화(190 & 300 kW)에 대한 CCM 내부 용융유리온도 분포를 나타낸다. 동일 주파수 상에서 출력이 증가함에 따라 CCM 내부에 분포하는 용융유리의 최고 온도가 증가함을 알 수 있었다. 전체적인 온도분포 경향은 유사하나 최고 온도가 분포하는 코어 영역에서의 절대값 차이가 존재한 것을 알 수 있었다. CCM 외벽 및 바닥은 냉각수의 영향에 의하여 온도가 현저히 낮아짐을 알 수 있었다.



(a) 190kW/270kHz

(b) 300kW/270kHz

그림 1. 출력변화에 따른 CCM 내부 용융유리의 온도분포

CCM 내부 용융유리 온도분포의 또 다른 변수는 주파수이다. 표 1은 고정출력(100 kW)에 대해 주파수의 변화에 따른 CCM 내부 최고온도를 나타내고 있다. 지름 55 cm CCM의 경우 주파수가 높아질 경우 용융유리의 온도가 높아짐을 알 수 있었다.

표 1. 주파수 변화에 따른 용융유리의 최고점 온도변화(출력 100kW 일 때)

100 kHz	200 kHz	270 kHz	300 kHz	400 kHz
136.14 °C	381.59 °C	604.84 °C	705.36 °C	1031.73 °C

용융유리에 버블링을 주입할 경우 현상을 모사하기 위하여 100 kW/ 270 kHz 상태에 버블유량을

0.5 Nm³/h로 유지하였을 때 결과를 그림 2에 나타내었다. 그림 2에서 수직 단면 온도 분포의 변화를 살펴보면 버블 상승에 의해 고온부가 분리되면서 상대적으로 CCM 중앙쪽으로 확장되는 것을 알 수 있었다. 이는 버블에 의한 혼합효과가 발생하면서 나타나는 형상이며 이로 인해 CCM 내부 용융유리의 유동이 발생하고 폐기물 투입시 폐기물과 용융유리의 혼합이 더욱 잘 일어날 수 있게 하는 원인이 됨을 알 수 있었다. 그림 2(a) 좌측 영역의 경우 버블리와 버블리 중간영역으로 인근 버블리의 영향에 의해 혼합효과가 발생하여 고온부가 공기와의 경계면으로 상승하는 것을 알 수 있었다. 이 효과는 상대적으로 저온인 경계면의 온도를 증가시킴으로써 CCM 내부의 온도를 균일하게 분포시키는 역할을 하며, 버블유량이 증가되면 이러한 효과는 증가함을 알 수 있었다. 버블링의 효과로 인해 공기 온도와 CCM 내부 온도가 열전달을 하기 때문에 버블이 상승하는 인근의 온도는 버블링이 없을 때 보다 다소 낮아지게 됨을 알 수 있었다. 그림 2(b)의 결과를 살펴보면 버블은 용융유리의 점도 때문에 정체 과정을 거치며 제트 형상을 지니며 상승하게 됨을 알 수 있었다. 이는 버블의 상승에 의한 효과를 지속적으로 나타낼 수 있게 하는 원인이 되며 실제 CCM 운영 시와 마찬가지로 경계면에서의 플룸이 연속적으로 발생하게 한다. 버블이 경계면에 도달하여 플룸을 형성할 때 경계면 인근에서 열이 CCM 중심부 및 벽면으로 확산되고 주변에 균일한 온도분포를 만든다. 따라서 이런 현상은 자연대류에 의한 혼합효과에 비해 많은 열 및 물질 전달을 가능케 함을 알 수 있었다.

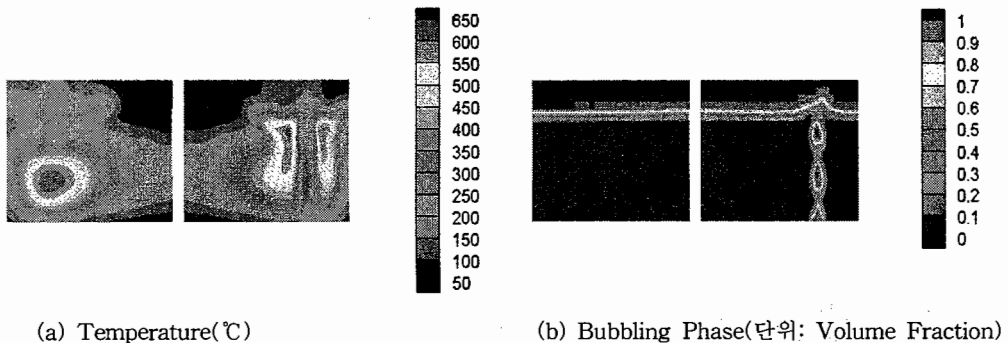


그림 2. 버블링을 0.5 Nm³/s 일 때 온도분포(a)와 버블링 상변화(b)

3. 결론

CCM 내부 용융유리의 열유동 해석은 방사성폐기물 유리화시 혼합효과 극대화와 최적운전조건 확립을 위해 중요한 부분이다. 본 연구에서는 두 가지 프로그램(MAXWELL/FLUENT) 조합을 통하여 자기장의 분포에 의한 온도분포 형성과 버블링에 의한 유동발생에 현상을 시뮬레이션 하였다. CCM 내부 온도분포는 주파수 및 출력에 따라 절대값이 달라짐을 알 수 있었다. 버블링 효과를 모사하기 위하여 용융유리/공기 경계면에서의 온도 분포 및 버블에 의해 발생하는 유동장의 영향을 정량적으로 표현할 수 있었다. 온도분포에 대한 실험적 검증결과와 시뮬레이션의 결과는 상호 일치하는 것으로 나타났다. 향후 본 시뮬레이션은 보다 많은 변수 즉, 버블리의 개수 및 위치, 코일의 위치 및 치수에 대한 변화에도 대응할 수 있을 것으로 보이며 다양한 유리조성에도 적용 가능할 것으로 판단된다.

참고문헌

- [1] Myung-Jae Song, "The Vitrified Solution," *Nuclear Engineering International*, pp. 22-26, February, (2003).
- [2] Myung-Jae Song & Sang-Woon Shin, "Heart of Glass," *Nuclear Engineering International*, pp. 25-28, December, (2005).

음이온교환수지의 분해를 위한 파일럿플랜트 테스트 (I)

김경숙, 손순환, 송규민, 한주희*, 한기도*, 도승희*
 한국전력공사 전력연구원, 대전광역시 유성구 문지동 103-16
 *한화석유화학중앙연구소, 대전광역시 유성구 신성동 6번지
kskim@kepri.re.kr

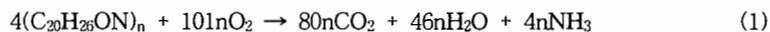
1. 서론

전력산업이 성장을 지속하기 위해서는 전력산업에서 발생하는 폐기물을 경제적이면서 환경친화적으로 처리할 수 있는 환경기술의 개발이 필요하다. 본 연구는 전력산업에서 발생하는 난분해성 폐기물로서 원자력발전소 2차측의 극미량 방사능을 가진 폐이온교환수지의 처리에 초점을 두었다. 음이온교환수지는 질소성분을 포함하고 있어 소각하는 경우 대기오염 물질인 질소산화물(NOx)을 발생시킨다. 질소를 포함하는 유기물을 초임계수 산화(Super Critical Water Oxidation, SCWO)로 분해하는 경우 질소성분은 암모니아로 전환되거나 질소가스로 배출되는 것으로 알려져 있다. 질소 화합물이 질소가스로 분해되면 문제가 없으나 암모니아로 전환되면 처리수에 잔류하게 되어 배출수의 총질소(Total Nitrogen, T-N) 농도를 증가시켜 새로운 문제를 발생하게 된다. 암모니아를 초임계수 산화기술로 분해하기 위해서는 500 °C 이상 고온에서 반응시켜야 되기 때문에 질소 화합물을 초임계수 산화로 분해할 경우 암모니아로 변환되지 않도록 반응경로를 연구하는 것이 필요하다.

초임계수산화(SCWO) 기술은 높은 용해력, 빠른 물질이동과 열이동, 낮은 점도, 높은 확산계수 그리고 낮은 표면장력 등의 초임계 유체의 장점을 이용한 기술이다. 임계점 이상의 물은 산소와 대부분의 유기물과 완전하게 혼합되고 물질이동속도를 극렬하게 상승시켜 높은 유기물 분해가 짧은 체류시간에 이뤄질 수 있다. SCWO 기술은 유기물 분해에 탁월한 성능을 보이지만, 부식 및 무기물 석출문제로 인해 광범위한 폐기물 처리에 제약이 있으나, 미국, 일본, 유럽 등의 선진국에서 파일럿플랜트 규모의 성공을 토대로 상업화 기술이 점차 증가하고 있다.

2. 실험 및 결과

원전에서는 이온교환수지를 양이온과 음이온을 각각 사용하거나 1:1 등의 비율로 혼합하여 사용한다. 현재 원전에서 보관 중인 폐수지의 혼합 비율이 일정하지 않고, 음이온수지는 styrene과 divinyl benzene(DVB)의 공중합체에 관능기로 quaternary ammonium(N(CH₃)₃OH)이 포함된 것으로 조사되었다. 우선 혼합 시료를 비중차 분리기로 양이온(비중: 1.26)과 음이온(비중: 1.11)으로 분리한 다음, 수지가 수백 마이크론의 구형 알갱이 형태이므로 초임계수 산화장치에서 고압으로 주입할 수 있도록 적정 입도 이하로 분쇄하여 슬러리 형태로 제조하였다. 폐음이온수지 분해과정을 표현한 식(1)에서 알 수 있듯이 분해과정 중에 관능기가 탈기되어 암모니아가 발생하고 이로 인해 처리수의 T-N이 증가한다. 식(2)는 발생한 암모니아가 nitrate(NO₃⁻) 이온과 반응하여 질소와 물로 전환하는 과정을 나타내었다. 이러한 탈질제로 질산을 사용할 수 있으나 폐수 예열 부분에서의 부식이 발생할 수 있으므로 질산 대신 니트로메탄을 탈질제로 사용하였다.



우선 폐음이온수지를 분해하는 과정에서 반응기 형태에 따른 유기물 분해효율과 T-N의 변화를 확인하고 적절한 반응기 형태를 선정하기 위해 탈질제를 사용하지 않고 Fig 1에 나타난 바와 같이 파일럿플랜트 테스트를 수행하였다. 파일럿플랜트의 관형 반응기(부피: 24 L)에서 반응온도 480~560 °C, 반응압력 3,600 psi, 체류시간 2.2 min, 산소 100% 과량인 운전 조건으로 폐수를 주입한 후 정상상태에 도달한 약 2시간 운전한 결과는 처리수 COD 40 ppm, T-N 260~380 ppm,

pH 6.63. 부식 생성물(Ni, Fe, Cr, Mo)이 0.1 ppm 이하였다. 유기물 분해효율과 부식방지는 원하는 수준을 만족하였지만 탈질제를 주입하지 않아서 T-N은 다소 높았다.

한편 유사한 운전조건에서 관형 반응기를 새로 제작한 vessel 반응기로 교체하여 실험을 수행하였다. 반응온도 515~523 °C, 반응압력 3,600 psi, 체류시간 2.8 min, 산소 100% 과량인 운전조건에서 폐수가 주입된 후 정상상태에 도달한 약 1.5시간 운전한 결과는 처리수 COD 0 ppm, T-N 610 ppm, pH 6.49, 부식(Ni, Fe, Cr, Mo) 0.1 ppm 이하였다. 관형반응기와 비교하여 유기물 분해효율은 원하는 수준을 만족하였지만 처리수의 T-N이 1.60~2.35배 정도 다소 높은 것으로 확인되었다. 이는 vessel 반응기의 경우, 관형 반응기에 비해 반응기 내에서 유체의 혼합이 원활하지 않아서 나타나는 현상이라고 판단된다.

관형 반응기가 부착된 파일럿플랜트에서 탈질제로 니트로메탄을 주입하여 반응기 온도 440~560 °C, 반응압력 3,600 psi, 체류시간 2.5 min, NAR(nitrate to ammonia ratio) 1.70인 조건에서 운전한 결과, 처리수의 COD 90 ppm, T-N 50~60 ppm, pH 4~5, Ni 0.28 ppm, Fe, Cr은 0 ppm, Mo 1.40 ppm으로 Mo 부식이 약간 진행되었지만 원하는 수준의 결과를 얻을 수 있었다.

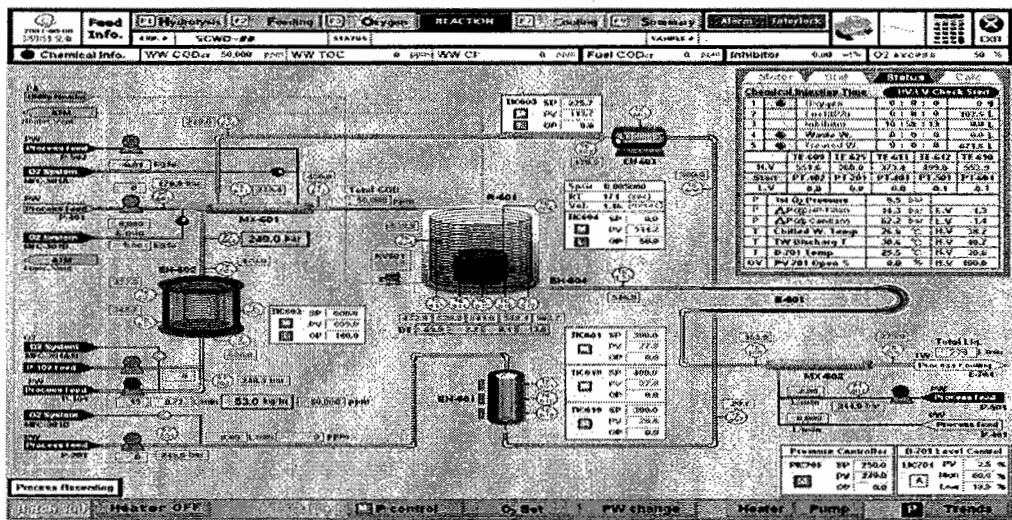


Fig 1. Pilot Plant with a tubular reactor for supercritical water oxidation process

3. 결론

본 연구에서는 원자력발전소 2차측의 증기발생기 blowdown에 사용했던 폐수지를 대상으로 실험실 규모의 소형 초임계수산화 장치로 처리조건을 확립한 다음, 파일럿플랜트에서 검증하였다. 유기물 분해율, T-N 및 부식 정도로 판단해 볼 때, 2개의 반응기 형태 중에서 vessel 반응기에 비해 관형(tubular) 반응기에서 좋은 결과를 얻을 수 있었다. 폐음이온의 분해에 탈질제가 필요하며, 탈질제로 니트로메탄을 사용함으로써 폐수 예열 부분에서의 부식을 줄일 수 있었다. 또한 폐음이온수지 분해 후 발생되는 기체 성분을 분석한 결과, NOx가 0 ppm으로 측정되어 대기 오염에 대한 우려가 없음을 입증하였다.

사 사

본 연구는 지식경제부(구 산업자원부)의 전력산업연구개발사업(과제번호: 05NK01)으로 수행되었으며, 한국전력공사 전력연구원은 주관기관으로 한화석유화학중앙연구소는 위탁기관으로 참여하였다.

초임계수산화공정을 이용한 폐양이온교환수지 분해 (I)

김경숙, 손순환, 이계우, 한주희*, 한기도*, 도승희*

한국전력공사 전력연구원, 대전광역시 유성구 문지동 103-16

*한화석유화학중앙연구소, 대전광역시 유성구 신성동 6번지

kskim@kepri.re.kr

1. 서론

전력산업이 성장을 지속하기 위해서는 전력산업에서 발생하는 폐기물을 경제적이고 환경친화적으로 처리할 수 있는 환경기술의 개발이 필요하다. 본 연구는 전력산업에서 발생하는 난분해성 폐기물로서 원자력발전소의 극미량 방사능을 가진 폐이온교환수지에 초점을 두었다. 이미 국내의 원전은 장기간 운전으로 인해 다량의 폐수지를 보관중이며, 운전과 더불어 매년 발생하고 있다. 이들 폐수지의 고형화 또는 소각이 쉽지 않아 운전기간이 늘어남에 따라 저장설비를 늘리거나 폐기물의 부피를 줄여야만 한다. 기체상태의 핵종 방출은 최소화하고, 최종 처분을 위해 고형화할 수 있는 재내에 최대한의 방사성물질을 포함하는 기술을 개발하고자 기존의 초임계수산화(Super Water Oxidation, SCWO) 공정을 폐수지의 처리기술에 적용하는 연구를 시작하였다.

초임계수 산화기술은 물의 임계점($T_c=374\text{ }^{\circ}\text{C}$, $P_c=22.1\text{ MPa}$) 이상의 온도와 압력에서 유기물과 산소 또는 공기와 같은 산화제로 유기물을 산화, 분해하는 공정이다. 물이 초임계 상태가 되면 극성용매로서의 특성을 잃게 되며, 유기물의 용해도가 매우 높고, 산소와 같은 기체와 완벽하게 혼합되기 때문에 기-액, 액-액 간의 물질 전달속도가 매우 빨라지게 되어 높은 산화반응 속도를 나타낸다. 반응속도가 빠르고 유기물 분해가 100%까지 가능하기 때문에 난분해성, 독성 유기화합물을 분해하는 등 여러 장점이 있으나, 초임계수 산화공정은 강한 산화력을 보유한 만큼 재질의 부식을 촉진시키는 단점도 있다.

2. 실험 및 결과

원전에서는 이온교환수지를 양이온과 음이온을 각각 사용하거나 특정 비율로 혼합하여 사용한다. 현재 원전에서 보관 중인 폐수지의 혼합 비율이 일정하지 않고, 양이온수지는 styrene과 divinyl benzene(DVB)의 공중합체에 관능기로 sulfonic acid($-\text{SO}_3\text{H}$)가 포함된 것으로 조사되었다. 우선 혼합시료를 비중차 분리기로 양이온과 음이온으로 분리한 다음, 폐수지가 수백 마이크론의 구형 알갱이 형태이므로 초임계수 산화장치에서 고압으로 주입하기 위해 적정 입도 이하로 분쇄하여 입자가 균일하게 분산된 슬러리 형태로 제조하였다. 전체적인 실험 개요를 Fig 1에 나타내었으며, 산화 반응식은 다음과 같다. 식(1)에서 발생한 황산을 중화시키는 방법이 필요하여, 가성소다와 같은 알칼리를 소량 처방하여 식(2)와 같은 반응경로를 통하여 중화하는 것이 일반적이다.

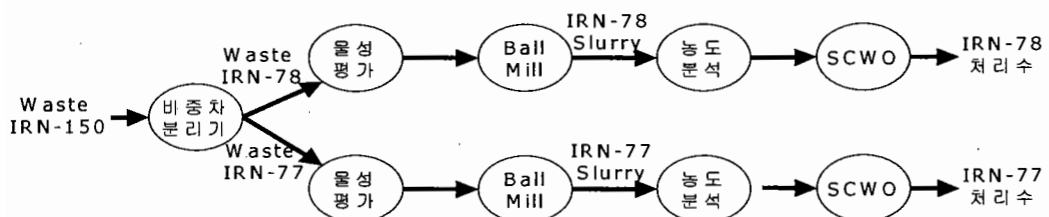
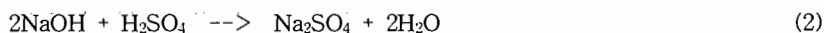
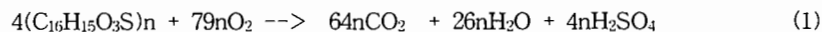


Fig 1. Overall reaction scheme

실험실 규모의 소형 초임계수 산화장치를 Fig 2에 나타내었다. 이 장치는 슬러리 주입용 다이아프램 펌프, 산화제 주입용 실린지 펌프를 비롯하여 예열기, 반응기 및 냉각기 등으로 구성하였고, 반응기는 Inconel 625 재료의 1/4" 튜브로 제작한 관형(tubular) 반응기이며 내부 용적은 220 mL이다. 슬리 분쇄를 통해 제조한 슬러리를 초임계수 산화공정으로 분해하기 위해 필요한 산소량은 슬러리의 화학적 산소 요구량(COD)으로 결정하였고, 반응기 체류시간에 적합하도록 슬러리와 산화제의 주입 유량을 결정하였다. 슬러리는 25 MPa로 가압하여 주입하며, 산화제인 50% 과산화수소(H_2O_2) 수용액도 25 MPa로 가압하여 주입하였다. 주입된 슬러리와 산화제를 혼합하여 예열기에서 320 °C까지 가열한 다음 관형반응기로 주입한다. 반응기에서 배출되는 처리수를 냉각기에서 상온까지 냉각한 후에 상압으로 해압하여 기-액 분리기에서 기체 성분과 분리되며, 기체를 분리한 후 액상 시료(처리수)를 채취하여 COD를 측정하였다.

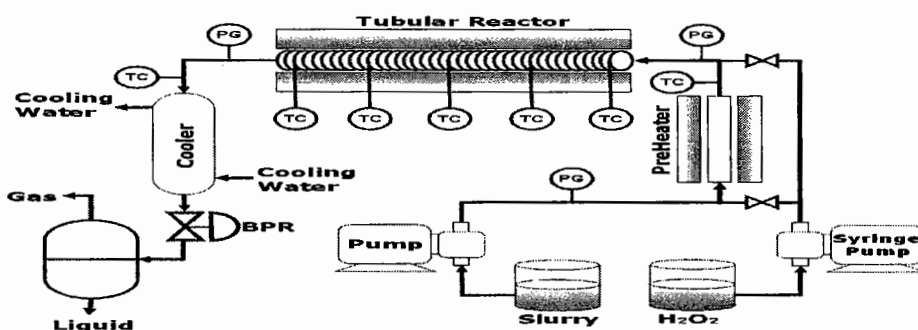


Fig 2. Schematic diagram of supercritical water oxidation system

실험실 규모의 소형장치로 폐양이온수지 분해율을 99.5% 이상을 얻은 다음, 파일럿플랜트 테스트를 수행하였다. 폐수지를 COD 25,000 ppm(pH 12.8)의 슬러리 상태의 시료로 제조하였으며, 중화제로 NaOH 0.6 wt%를 사용하였고, 그 외 운전조건을 Table 1에 나타내었다. 제시한 조건에서 알 수 있듯이 양이온은 초임계 조건이 아닌 아임계 조건에서 반응이 원활히 진행되었다. 6시간 연속운전을 하는 동안 plugging 징후는 전혀 관찰되지 않았다. 처리수를 분석한 결과, COD_{Cr} 180 ppm (분해율=99.3%, COD_{Mn}=0), pH=5.6으로 매우 양호하였으며, 또한 안정된 온도 및 압력 프로파일을 관찰할 수 있었다.

Table 1. Experimental conditions for the SCWO treatment of waste cation resins

Flow rate(kg/h)	Temperature(°C)	Pressure(psig)	Residence time(min)	Oxidizer excess(%)
35(slurry base)	350~360	3,600	30	60

3. 결론

본 연구에서는 원자력발전소 2차측의 증기발생기 blowdown에 사용했던 폐수지를 대상으로 소형 초임계수산화 장치로 처리조건을 확립한 다음, 파일럿플랜트에서 시험하였다. 폐수지를 주입하여 정상상태에 도달한 상태에서 약 6시간 운전한 결과, 처리수는 COD 85~185 ppm, 부식(Ni, Fe, Cr, Mo)은 1 ppm 이하로 유기물 분해효율과 부식방지 모두 원하는 수준을 만족하여, 현재 상용설비를 설계 중에 있다.

사 사

본 연구는 지식경제부(구 산업자원부)의 전력산업연구개발사업으로 수행하였으며, 한국전력공사 전력연구원은 주관기관으로 한화석유화학중앙연구소는 위탁기관으로 참여하였다.

증기발생기 2차폐수지 처리공정 개선 고찰

장대성, 박경호, 문철웅

선광원자력안전(주), 부산시 기장군 장안읍 고리 216번지

ids1965@dreamwiz.com

1. 서 론

원자력 발전소 운영상 계통수의 미세한 불순물 제거를 목적으로 3차원 구조의 고분자모체에 이온교환기를 결합시킨 이온교환수지를 주로 사용한다. 폐수지 처리공정은 각 발전소 상황에 따라 조금씩 다르며, 고리 제1발전소는 현재 1차측 고선량 폐수지는 SRDS(Spent Resin Drying System)로 건조 운전하여 HIC(High Integrity Container)에 처리하고 있으며, 증기발생기 2차폐수지(Steam Generator Blowdown Resin)는 폐수지 전용건조함 주입구에 연속적으로 슬러리 상태로 인출하고 계통의 작업용 공기(Service Air)를 사용하여 약 2~3개월 탈수과정을 거쳐 건조가 완료 되면 폐수지 전용건조함 추출구 하부에 포장 마대를 설치하여 30~50ℓ 씩 단위별로 포장 후 핵종 분석 등의 결과에 따라 자체처분 기준을 만족하면 자체처분대상 폐기물 보관장으로 이동하여 처분절차에 따라 처리하고 불만족 시 드럼처리 한다.

2. 본 론

기존의 2차계통 증기발생기(Steam Generator) 취출수 정화 후 발생하는 유기질 이온교환수지는 인출구에 예상되는 발생분의 포장 마대를 사전 준비하여 주기적으로 마대를 번갈아 교환하면서 슬러리 상태로 직접 주입되고 폐수지 인출 작업장 주변 지정장소에서 일정기간 보관 자연건조(약 3~4개월) 및 대표시료 채취, 핵종분석 등의 과정을 거쳐 핵종 불검출 또는 제한치 미만 시 다시 비닐로 밀봉 후 마대에 재포장 하여 처분제한치 미만 방사성 폐기물 보관장으로 이동한다. 그러나 이러한 수지 인출 작업 과정에서 일부 파쇄된 폐수지 입자(크기 : 0.4~1.0mm)가 포장지 외부로 누출될 가능성이 있으며 수지입자 내부의 수분이 건조되면 입자가 수축하여 이동 및 재포장 작업 시 폐수지가 포장 마대를 통과하여 외부로 흘러나오는 경우가 있고 새로운 마대에 포장전 1차로 비닐봉지로 밀봉한 뒤 다음 단계로 마대에 2중으로 포장하는 번거로움이 있다. 또한, 포장지의 재질이 가연성이라 보관 시 제한이 따르는 물론이고 2차폐수지 전용건조장의 부재로 인해 부주의한 취급 시 2차적 오염에 노출될 가능성이 있으며 자연건조 기간이 장시간 소요되어 건조작업장 확보가 어렵고 추출, 건조, 포장 시 작업인력 증원 및 폐수지 재포장 작업 등으로 인해 불필요한 방사성폐기물이 추가로 발생하는 등의 여러 가지 단점이 있다. 그래서 기존의 처리공정(그림1. 참조) 보다 안정된 공간에 폐수지를 수용하여 건조 및 추출 등의 처리과정을 일관성 있게 관리할 수 있는 2차폐수지 전용 건조함이 요구 되었다. 이러한 증기발생기 2차폐수지 처리공정 절차를 더욱 개선하여 작업의 효율 제고는 물론 폐수지 인출 및 건조작업 시간 단축, 2차 오염확산 방지 등의 작업환경 개선으로 업무효율 향상 및 방사성폐기물 감용에 기여하고자 한다.



그림1. 폐수지 처리공정(개선 전)

고리1호기에서는 최근 3년간 2차측 증기발생기 취출수 탈염기에서 년 평균 폐수지 발생량은 5,100ℓ이며, 그중 약 65%는 핵종분석 결과 처분제한치 미만으로 자체처분 대상 폐기물로 분류 보관 중이며 나머지 35%는 규제해제 농도 기준 이상으로 드럼처리 되었고, 그 세부 현황은 아래 표1에 나타낸 바와 같다.

표1. 고리1호기 폐수지 발생 및 처리현황(단위 : ℓ)

년 도	발 생 원	발 생 량	비 고(자체처분 대기)
2005	증기발생기 취출계통 탈염기	5,100	4,800
2006	"	7,650	2,550
2007	"	2,550	2,550
계	-	15,300	9,900

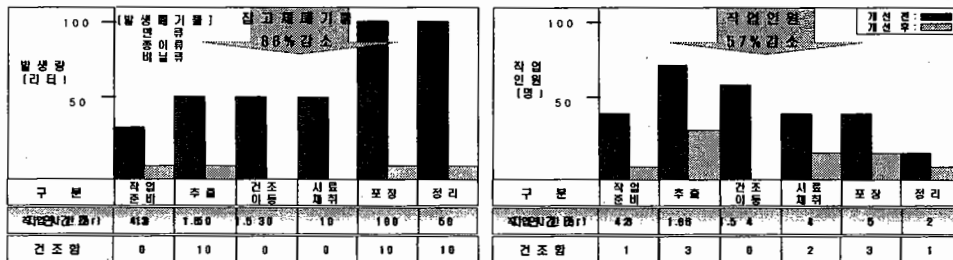
이러한 폐수지 작업공정을 보다 안전성 있게 처리하기 위한 방안으로 2차폐수지 전용건조함을 설치하여 운영 중에 있다. 건조함의 구성은 크게 네 부분으로 발생된 폐수지를 수용할 수 있는 3,000ℓ 용량의 건조함 본체와 건조함 내부로 폐수지 주입 및 건조 완료 시 외부로 추출할 수 있는 주입구와 추출구가 있으며 건조를 위한 공기 주입 노즐부가 있고 건조 및 탈수 과정에서 발생되는 비응축성 가스와 수분배출을 위한 배기부와 배수부 등으로 이루어져 있으며 2차폐수지 전용 건조함 운영 후의 처리공정은 아래 그림2와 같다.



그림2. 폐수지 처리공정(개선 후)

폐수지 처리공정 개선 효과를 살펴보면 처리공정 단순화로 작업시간 및 작업인원 감소, 2차적 오염원 사전차단, 건조시간 단축, 폐수지 건조작업장 부재 해소, 방사성폐기물 발생량 감소 등의 여러 가지 관리측면이 향상 되었으며 세부 내용은 표2에 나타내었다.

표2. 증기발생기 2차폐수지 처리공정 개선 전·후 비교(1 Batch 기준)



그리고 공정 개선 전·후의 폐수지 처리시간을 작업결과를 통해 단순 비교해 보면 표3에 보는바와 같이 작업환경 여건에 따라 다소 차이가 있으나 작업시간 대비 건조시간이 많이 단축되었다.

표3. 폐수지 건조시간(건조량 : 2,550ℓ 기준)

구 분	건조방식	건조기간(일)	비 고
기존	자연건조	약 100	1일 24시간 기준
현재	건조함내 건조(공기)	약 70	1일 8시간 기준

또한 차후 추가 개선 방안으로 폐수지 건조 시간 단축을 위해 건조함에 열풍건조기를 추가로 보강 검토 중이며 보관의 안전성을 고려하여 폐수지 포장전용 난연성 마대를 제작하여 포장지 정면에 시료번호 부여 시 편리토록 일정한 마킹구역(30×20cm)을 두어 정보를 기록 관리하고 밀봉은 지퍼 또는 윈터치 방식으로 변경하는 등의 작업환경 개선 노력을 지속적으로 추진하고 있다.

3. 결 론

본 개선은 기존의 증기발생기 2차폐수지(Steam Generator Blowdown Resin) 처리방법에 비해 인출·건조 작업시간 단축으로 보관의 안전성 확보와 함께 폐수지 처리작업의 신속성 및 처리공정 일원화, 저장관리 편리성, 방사성폐기물 발생량 저감화 등이 향상 되었으며 추가 개선 방안을 도출하여 보다 효과적인 폐수지 처리공정 개발을 위한 검토가 진행 중에 있다.

국내기술을 이용한 유리화기술 고주파발생기 개발 및 효율 향상

김영일, 김천우, 황태원

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

kvi0705@khnp.co.kr

1. 서론

고주파발생기(HFG: High Frequency Generator)는 전원공급장치(변압기 & DC Unit)로부터 전달된 DC 전원을 저온용융로(CCM: Cold Crucible Melter)에 고주파 교류전원으로 변환/공급하는 장치이다.[1] 한국수력원자력(주)(이하 '한수원')이 기존 보유하고 있던 외산 HFG(佛, CFED)는 CCM Work Coil 부하에 따라 직렬 인덕터와 병렬 인덕터가 자동 조절되는 방식이 아니므로 전압 및 전류 한계치에 도달하는 경우 충분한 출력을 낼 수 없었다. 따라서 기존 HFG를 사용할 경우 전압 및 전류 한계치 범위에서 어느 정도 벗어날 때까지 출력을 증가시키지 못하고 기다려야 하므로 저온용융로의 초기기동시간이 상대적으로 오래 걸렸다. 또한, 운전 중 주파수를 조절할 수 없어서 HFG를 효율적으로 운영하지 못했다. 이러한 문제점들을 해결하기 위해 한수원은 국내기술에 의한 HFG 국산화를 수행하였다.[2]

2. 시스템 개요

그림 1은 전원공급장치로부터 전달된 DC 전원을 이용하여 고주파 AC 전원을 발생시키는 개략도를 보여주고 있다. 전원공급장치로부터 공급된 DC 전원은 바이패스 콘덴서와 고주파 쇼크 코일에 의하여 HFG로 흐르게 되고 반면 HFG에서 발생하는 고조파(高調波)는 쇼크에 의해서 차단되며 미세한 고조파(高調波) 전원이란도 쇼크를 통하여 전원공급장치(DC 라인)로 역류가 될 경우 바이패스 콘덴서에 의해서 바로 접지되도록 되어 있다. HFG는 300kHz 고주파(高周波)를 발전해야 하므로 스위칭 속도가 빠른 MOSFET(Metal Oxide Semiconductor Field Effect Transistor) 소자 모듈을 DC +/- 측에 대칭으로 연결하여 일반적으로 모듈당 50~77kW의 출력을 발생한다. MOSFET +모듈과 -모듈에 공급되는 전원은 컨트롤 보드에서 300kHz의 고주파 전원으로 변환되고, 부하단의 리액턴스에 맞추어 역율(Power Factor) 보상을 위한 콘덴서는 MOSFET 모듈에 병렬 그리고 직렬로 연결되어 L-C 공진이 되도록 설계되었다.

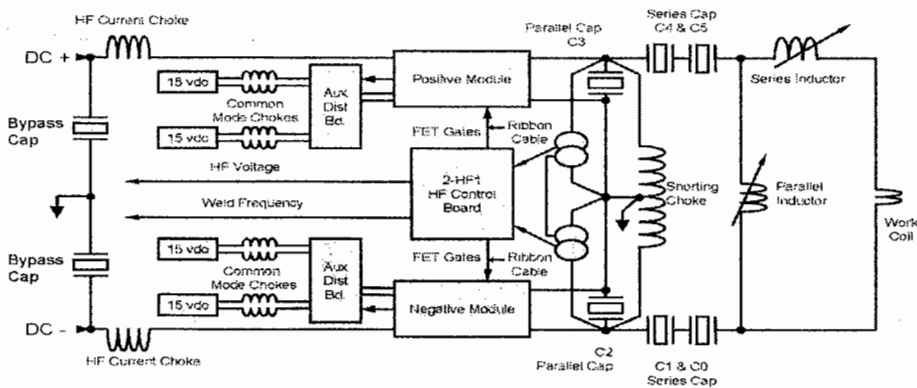


그림 1. 고주파(High Frequency) 발생 개략도

3. 국산화 내용

신규 국산 HFG는 그림 1 우측에 자동조절 가능한 직렬 인덕터(Series Inductor)와 병렬 인덕

터(Parallel Inductor)를 보유하고 있다. 이 두 대의 인덕터는 HFG와 CCM을 감싸고 있는 Work Coil이 최적의 발전상태가 될 수 있도록 운전 중 자동 조절되게 개선되었다. 직렬 인덕터는 전압과 전류를 조절하고 병렬 인덕터는 주파수를 조절하는데, 주 매칭 여건은 코일의 크기 및 코일의 부하상태에 의해서 결정된다. 한수원은 HFG 출력을 300kW에서 400kW로 증대시켰고, 자동온도 조절 기능도 추가하였다. 표 1은 기존 HFG 대비 개선된 HFG의 특성에 대해서 보여주고 있다.

표 1. 기존 HFG와 신규 HFG 특성 비교

		기존 HFG	신규 HFG	비 고
제작사		CFEI(佛)	국내업체	
출력/주파수		300kW/300kHz	400kW/300kHz	100kW 출력증대
발전방식		반도체형(MOSFET)	반도체형(MOSFET)	동일방식
주요 기능	자동임피던스 조절 기능	없 음	보 유	
	가변주파수 기능	없 음	보 유	가변: 100~300kHz
	자동온도 조절 기능	없 음	보 유	운전용이성 확보
	HF Line	약 1m	약 3.1m	

4. 개선 효과

국산 HFG는 시스템 내부에 있는 임피던스를 자동으로 조절하여 전압, 전류, 주파수가 최적이 되도록 하는 기능을 보유하고 있다. 따라서 HFG 기동시 Work Coil에 공급되는 출력전원은 직·병렬 인덕터가 자동으로 운전되므로 초기점화시 전압 및 전류 한계치 도달로 인하여 출력을 충분히 발생시키지 못하는 문제점이 해결되었다. 그림 2는 기존 HFG와 신규 HFG를 이용하였을 때 HFG의 초기기동시간을 비교한 것이다. 기존 HFG 보다 신규 HFG를 이용할 경우 초기기동시간이 40분 정도 단축된 것을 알 수가 있다.

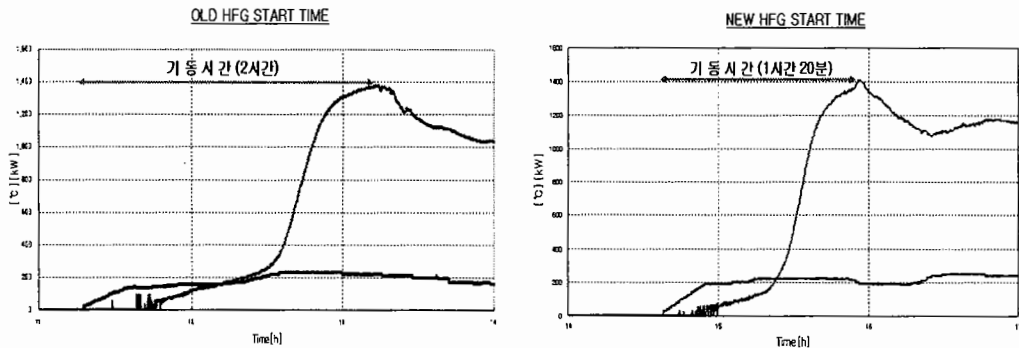


그림 2. 기존 및 신규 HFG 초기점화시 기동시간 비교 그래프

5. 결 론

한수원은 기존 외산 HFG 보다 출력을 100kW 증가시켰고, 자동 임피던스조절 기능, 가변주파수 기능, 자동 온도조절 기능을 보유한 HFG를 국내기술로 개발하였다. 특별히 국산 HFG에 장착된 가변주파수 기능은 향후 대용량 저온용융로(CCM) 개발에 활용될 매우 유용한 기능이다. 국산 HFG는 기존 장비 성능에 비해 운전 용이성 등이 매우 향상된 것으로 평가되었다. 한수원은 유리화기술 핵심설비 국산화를 통해 관련분야 기술자립을 이루었고 향후 해외수출 기반도 구축하였다.

참고문헌

1. 이재건, 실무고주파가열, 진영사, 2002.
2. 한수원, 중·저준위 방사성폐기물 유리화 원형플랜트 개발(II) [2차년도 진도보고서], 2006.

원전 방사성폐기물 중 ^{59}Ni 및 ^{63}Ni 방사능 측정

송병철, 김영복, 이창현, 전영신, 한선호, 손세철
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
nbcsong@kaeri.re.kr

원자력 시설의 재료물질에 포함되어 있는 니켈 성분은 중성자 조사에 의해 $^{58}\text{Ni}(n,r)^{59}\text{Ni}$ 및 $^{62}\text{Ni}(n,r)^{63}\text{Ni}$ 의 핵반응을 일으키며, 방사화물로서 ^{59}Ni 와 ^{63}Ni 이 생성된다. ^{59}Ni 는 반감기가 7.6×10^4 년으로 전자포획에 의해 에너지가 6.9 keV인 X-ray를 방출하며, ^{63}Ni 는 에너지가 66.9 keV의 베타선을 방출한다. ^{58}Ni 와 ^{62}Ni 의 자연 존재비가 일정하기 때문에 ^{59}Ni 와 ^{63}Ni 의 생성율의 비는 거의 일정하다. 그러므로 원자로에서 중성자 플루언스 나 코아의 위치에 관계없이 ^{63}Ni 에 대한 ^{59}Ni 의 방사능 비는 대략 0.01 정도이다. 본 연구에서는 원전 방사성폐기물 중 ^{59}Ni 의 방사능을 측정하기 위하여 얇은창 NaI(Tl) 검출기, 파고분석기 및 Gammavision 소프트웨어를 사용하여 저에너지 분광분석기를 구성하였다. ^{59}Ni 실험실 표준물을 하나로 조사공에서 니켈을 조사하여 제조하였으며, 이를 이용하여 에너지 보정 및 계측효율을 구하고 실제 시료에 적용하였다. 또한 ^{63}Ni 의 방사능을 측정하기 위하여 액체섬광계수법을 이용하였으며, ^{63}Ni 의 방사능 측정에 대한 신뢰도를 높이기 위하여 한국표준과학원과 비교 시험을 수행하였다.

- 저에너지분광분석기의 작동 및 계측효율 측정

저에너지분광분석기는 NaI(Tl) 결정의 두께가 0.04 inch로 매우 얇고 0.005 inch의 Be 창으로 되어 있는 검출기와 HV Supply 및 파고분석기등으로 구성되어 있다. 검출기의 고전압을 850~1200 V 까지 변화시키면서 계수율을 구하여 동작전압을 설정하였으며, 적정 전압은 950 V로 설정되었다. 본 시스템의 에너지 보정을 위하여 ^{55}Fe (5.9 keV) 및 ^{109}Cd (23 keV) 표준물을 사용하여 그림 1. 과 같은 에너지 스펙트럼을 얻었으며, 에너지 보정식은 $E(\text{keV}) = 0.623 + 0.0488 * (\text{CH})$ 로 계산되었다. 또한 ^{59}Ni 실험실 표준물(1138 Bq/mL, 10mg Ni/mL)을 이용하여 계측효율을 측정하였으며, 본 측정 시스템의 계측효율은 9.8 %로 결정되었다.

- 액체 섬광계수기의 계측효율 보정곡선

소광효과에 따르는 액체섬광계수기의 계측효율을 보정하기 위하여 10개의 계측병에 ^{63}Ni 표준물(1.685×10^4 , 2007-04-01)을 일정하게 넣고 소광제로서 니트로메탄을 0~0.2 mL 까지 점진적으로 늘려가면서 가한 다음 섬광제로 Ultima Gold LLT를 14 mL 가하고 잘 혼든 후 계측하였다. 소광효과에 따른 보정곡선은 그림 2에 나타내었으며, 보정식은 $\text{Eff.} = 0.75254 - 0.90908 * \text{EXP}(t\text{SIE}/-158.79)$ 로 계산되었다.

- 시료 측정

방사성폐기물 시료 일정량을 회화, 산분해등으로 용액화한 후 니켈을 dimethylglyoxime을 사용하여 $\text{Ni}(\text{DMG})_2$ 침전으로 회수하여 아세톤으로 정제하고, 계측용 프란켓에 옮겨 저에너지 엑스선 분광분석기를 이용하여 ^{59}Ni 방사능을 측정하였다. 또한 동일한 시료에 대하여 ^{63}Ni 방사능 측정을 위하여 $\text{Ni}(\text{DMG})_2$ 침전을 1M 질산 으로 용해한 후 증발건고하고 0.7 M HCl로 녹인 후 계측용 20 mL 플라스틱 바이알에 넣고 Ultima Gold LLT 14 mL를 넣고 액체 섬광계수기로 50분간 측정하였다.

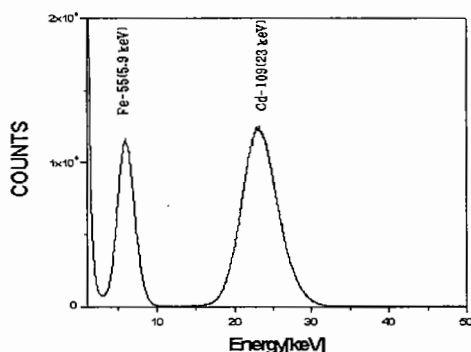


그림 1. 저에너지엑스선 분광 스펙트라

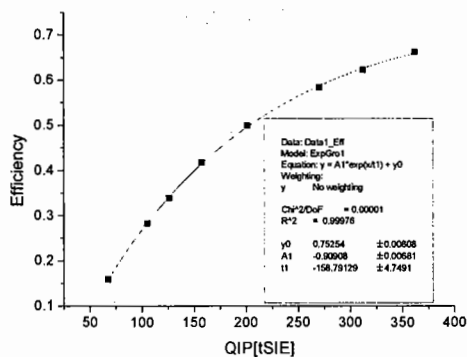


그림 2. 소광효과에 따른 계측효율 보정 곡선

- 결론 및 향후 계획

본 연구에서는 원전에서 발생하는 방사성폐기물 중의 ^{59}Ni 및 ^{63}Ni 방사능 측정 방법을 검토하였으며, 저에너지분광분석기를 이용한 ^{59}Ni 방사능 측정 방법은 계측효율이 9.8%, 백그라운드 135.5 cpm이었으며, 최소 검출하한은 0.33 Bq/g 이었다. 액체 섬광계수기를 이용한 ^{63}Ni 의 방사능 측정 방법은 백그라운드 36.7 cpm, 계측효율 60 % 정도로 최소 검출하한은 0.03 Bq/g 이었다. 향후 방사성폐기물중의 ^{59}Ni 및 ^{63}Ni 방사능 측정의 경우에는 저에너지 분광분석기 및 소광효과를 보정한 액체섬광계수기를 사용하는 방법을 적용하는 것이 바람직한 것으로 사료된다.

- 참고 문헌

1. Michael F. L'Annunziata, A Handbook of Radioactivity Analysis, pp. 366, Academic press, San Diego(1998).
2. C. W. Thomas, V. W. Thomas, D. E. Robertson, Radioanalytical Technology for 10 CFR Part 61 and Other Selected Radionuclides, U. S. Nuclear Regulatory Commission NUREG/CR-6230

파라핀고화 농축폐액의 ^{129}I 분석Determination of ^{129}I in the paraffin solidified evaporated bottoms

박순달, 김정석, 한선호, 송규석, 지광용

한국원자력연구원 대전시 유성구 덕진동 150 번지

nsdpark@kaeri.re.kr

원자력발전소의 수처리과정에서 발생하는 농축폐액은 주로 시멘트 고화처리 되었으나, 1990년 대 중반부터 파라핀 왁스에 의한 고화처리가 시도되었다. 파라핀고화체는 시멘트고화체에 비해 비중이 약 2배 정도 낮고, 용기당 무게가 가벼우며 폐기물의 혼합비율을 높일 수 있는 장점이 있다. 그러나 시멘트고화체에 비해 열과 기계적강도가 낮은 단점이 있다. 파라핀은 72°C 이상의 온도에서 녹기 시작하며 온도 상승에 따라 점도가 낮아져 액체로 된다. 파라핀 왁스는 물에 불용성이며, 열을 가하지 않고도 일정한 압력하에서 변형이 일어나는 열가소성수지이다. 파라핀고화체내의 파라핀은 농축폐액의 봉산과 화학적 결합을 하지 않고 단지 혼합 상태로 존재한다. 표 1에 농축폐액 파라핀고화체의 특성에 대해 나타내었다.

^{129}I 는 반감기 1.57×10^7 년의 초장수명 핵종으로 ^{99}Tc , ^{14}C 및 ^3H 과 함께 중저준위방사성폐기물 인도규정에서 반드시 측정해야 하는 핵종으로 분류되어 있다. ^{129}I 는 약한 베타입자($E_{\max}=0.189\text{ MeV}$), 약한 감마선(39.6 keV) 및 엑스선을 방출한다. 따라서 ^{129}I 측정은 대부분 대표 시료의 실험실 분석을 요구한다. ^{129}I 의 분석방법에는 Accelerator Mass Spectrometry(AMS), Inductively Coupled Plasma-Mass Spectrometry(ICP-MS), Neutron Activation Analysis(NAA), Liquid Scintillation Counting(LSC), γ -spectrometry 및 Gas Proportional Counting(GPC)와 같은 여러 가지 방법이 있다. 측정방법의 선택은 실험실에서 이용 가능한 시설, 장비, 요구되는 분석한계 및 분석경비 등을 고려해야 한다.

본 연구에서는 파라핀고화체내 ^{129}I 분석을 위해 고가의 장비를 사용하지 않는 AgI 침전 분리-GPC법을 채택하였다. 50 mL의 유리 비커 4개에 각각 파라핀 고화체 시료 약 10 g, 음이온교환수지(AG 1X2, 50-100 mesh, chloride form) 2.5 g 및 KI(50 mg I^-/mL) 용액 0.2 mL를 가하였다. 여기에 pH 7의 완충용액 10 mL를 가하고 시계접시를 덮은 후 핫플레이트 상에서 파라핀이 녹을 정도의 온도로 12 시간 이상 이온교환수지와 접촉시켜 iodide를 이온교환수지에 흡착시켰다. 용해된 상태의 파라핀고화체를 50 mL 플라스틱 칼럼에 옮기고 50 mL의 증류수로 3회 세척하여 ^{129}I 이외의 모든 핵종을 제거하였다. 이온교환수지에 흡착된 iodide를 4% NaOCl로 IO_3^- 로 산화, 용출시켰다. 이것을 진한 질산 및 hydroxylammonium chloride($\text{NH}_2\text{OH}\cdot\text{HCl}$)를 사용하여 I_2 로 환원시켜 CCl_4 로 추출하였다. 수집한 CCl_4 를 0.1 M- NaHSO_3 5 mL를 가하여 3 분간 추출하였다. 수층에 진한 질산 0.5 mL, 0.1 M- AgNO_3 2 mL를 차례로 가하여 연두색의 AgI 침전을 생성시켰다. 이것을 회수, 정제, 건조 후 무게 달아 화학적회수율을 측정하고 Gas Proportional Counter(GPC)로 베타 계수를 측정하여 ^{129}I 의 농도를 구하였다.

AgI에 의한 요소드분리는 AgI가 다른 할로젠 원소(X)의 은침전물(AgX)에 비해 용해도가 낮은 점을 이용한다. 본 실험에서 AgI 침전 생성시 방해할 수 있는 음이온은 Cl^- 와 S^{2-} 이다. Cl^- 는 CCl_4 추출과정에서 유입될 수 있으며 S^{2-} 는 과량의 NaHSO_3 사용에 의해 남아 있는 것이다. 본 실험조건에서는 0.1 M- NaHSO_3 5 mL 사용시 AgI 침전물에서 S 성분이 검출되지 않았다. 그러나 0.5 M- NaHSO_3 5 mL 사용시 AgI 침전에서 높은 농도의 S가 검출되었다. 또한 최종 침전물 생성시 진한질산 0.2 mL를 가했을 때 생성된 AgI의 회수율이 이론값보다 높았다. 이것은 AgCl의 공침에 의한 것이었다. 따라서 추출한 CCl_4 를 묽은 질산(95:5) 10 mL로 충분히 세척하고 세척된 용액에서 AgCl 침전의 생성을 확인하여야 한다. 최종 AgI 생성시 진한 질산을 0.5 mL로 약간 과량

가함으로써 염소와 황의 방해를 방지 할 수 있었다. 침전에 의한 순수한 I⁻의 분리는 염의 용해도 적을 이용하므로 pH 조절이 매우 중요하다.

음이온교환수지에 대한 iodide의 흡착은 중성 혹은 약알칼리성(pH 7-8)의 범위에서 가장 효과적이다. 이 조건은 가압경수로형 원자로에서 발생된 냉각재 폐기물 시료의 pH와 비슷하다. 본 연구에서 사용한 파라핀고화체의 평균 무게는 약 11 g, 평균 화학적회수율 및 ¹²⁹I 회수율은 약 70%였다. 분석한 파라핀 시료 전체의 평균 MDA는 0.036 Bq/g이었으며, 평균측정값은 0.032 Bq/g이었다. 파라핀고화체의 평균 시료 사용 무게가 시멘트고화체 시료의 약 2배 이상 높았기 때문에 MDA 값을 그 만큼 낮출 수 있었다. 미국 10CFR61의 규정에 의하면 ¹²⁹I의 MDA는 30 Bq/g(0.8 nCi/g), 측정법은 GPC, 회수율 측정은 중량법으로 규정되어 있다. 고가 장비인 Mass acceleration spectrometry(MAS)를 사용하면 중저준위방사성폐기물중 ¹²⁹I를 약 0.00004 Bq/g(10E-6 nCi/g)까지 측정 가능한 것으로 알려져 있다. 어떤 시료의 분석법 선택시 시료의 특성에 적합한 분석한계의 제공여부, 분석절차의 효율성 및 경제성이 고려되어야 한다. 본 연구에서 확립한 AgI-GPC 측정법은 파라핀고화체내 ¹²⁹I의 일상분석에 적합한 것으로 사료된다.

Table 1. Characteristics of paraffin solidified concentrated bottom waste

폐기물 종류	용기종류	종류	비중	파라핀량 (kg)	폐기물량 (kg)	혼합비율 (w%)	포장물 최대 무게 (kg/용기)
농축폐액	철재드럼	파라핀	0.783	60	152	253	250
			0.92	80	150	188	250

고온플라즈마를 이용한 원전 증기발생기 화학세정폐액 처리 경험

강덕원, 김진길, 김석태

한전전력연구원, 대전광역시 유성구 문지로 65

*비츠로테크(주) 경기도 안산시성곡동 605-2

dwkang@kepri.re.kr

1. 서론

원자력발전소의 장기 운전에 따라 증기발생기내에는 다량의 슬러지가 쌓이게 되어 증기발생기 세관의 건전성을 저해시키기 때문에 세관의 건전성 확보를 위해서는 주기적인 화학세정을 실시해야 한다. 국내에는 그간 세정폐액 처리기술의 미확보로 전 원전에서는 화학세정 자체를 억제해 왔으나 최근 들어 증기발생기 2차측 균열부식(ODSCC)이 빈번히 발생되면서 화학세정의 필요성에 공감대를 이루어 왔다. 증기발생기 화학세정폐액 처리기술의 확보는 발전소 운영과 직결된다는 인식이 팽배해지면서 원전의 주요 관심기술로 대두되어 왔으며 국내 최초로 자체개발한 플랏마 처리기술을 이용해 고리원전 증기발생기 2차측 전열관 지지대(TSP, tube support plate)에 퇴적된 슬러지 제거 과정에서 발생된 222톤의 ASCA(Advanced Scale Conditioning Agents) 세정 폐액을 진공 증발·농축기술과 고온 플라즈마 기술을 적용하여 단기간에 영구 처분 조건에 적합하게 감용 처리 한 결과를 소개하고자 한다.

2. 수행 결과

원전 증기발생기 화학세정 폐액 처리장치는 증발·농축장치, 플라즈마 열분해 산화장치 및 배기체 처리장치로 구성되어 있다. 고리 원전에서 2차측 화학세정시 발생한 총 220톤의 EDTA 폐액은 65일 동안 처리하였다. 발생된 세정폐액은 방사능 측정결과, 극미량의 Co-60만 일부 감지되었을 뿐 오염이 되지 않은 것으로 나타났다. 플라즈마 처리시 발생하는 배기체는 1차적으로 NOx, SOx, CO등을 환경기준치 이하로 처리할 수 있는 배기체 정화처리 설비에서 처리 후 발전소 HVAC 정화처리 장치를 거쳐 대기로 보내지도록 처리공정을 구성하였다. 옥외의 중화조 탱크에 저장된 220톤의 폐액은 1차적으로 감압증발·농축장치(처리용량: 100ℓ/분)에서 1/13인 17톤으로 농축시킨 후 플라즈마 처리장치(플라즈마 온도: 5,000℃, 처리용량: 65ℓ/hr분)로 이송시켜 열분해, 산화처리하였으며(사진1 참조) 최종적으로 총 5드럼의 고형폐기물(Ash 발생량: 1324.3Kg)이 발생되었다(사진2 참조). 발생하는 배기체는 실시간 감시하였으며 처리공정을 거친 모든 방출기체는 환경 기준치 이하임을 확인하였다.

가. 처리수질 및 배기체 분석 결과

표1은 제 1단계인 증발·농축 단계를 거친 응축수의 수질결과이며 다음 표 2는 농축액의 플라즈마 열분해·산화처리 후 발생된 응축수질을 분석한 결과이다. 증발·농축 단계에서 발생된 응축수질과는 달리 TN 농도가 0.3 ppm으로 매우 낮으며, pH 또한 5.9로 비교적 약산성인 것을 알 수 있다. 이는 농축액을 플라즈마 처리할 때 발생하는 $\text{CO}_3^{2-}(\text{aq})$ 물질에 의한 것으로 판단된다.

표 1. 증발·농축시 발생된 응축수중의 수질분석 결과

항 목	pH	Cond ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	COD (ppm)	TN (ppm)	EDTA (ppm)	방사능 농도 (Bq/m ³)	비고
환경기준	5.8~8.6	-	90 이하	60 이하	-	BKGD	
평 균	8.3	474.5	17.4	48.1	N/D	N/D	

표 2. 플라즈마 열분해·산화처리 후 발생된 응축수중의 수질분석 결과

항 목	pH	Cond ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	COD (ppm)	T/N (ppm)	EDTA (ppm)	방사능 농도 (Bq/m^3)	비고
환경기준	5.8~8.6	—	90 이하	60 이하	—	BKGD	
평 균	5.9	24.21	7.4	0.3	N/D	N/D	

2단계 플라즈마 열분해·산화처리 공정을 거치며 발생된 배기가스는 3단계 정화처리 단계를 거쳐 배출 환경기준에 맞게 처리한 다음, 연료건물동의 HVAC 계통을 통해 배출하였으며 배기체 농도는 환경기준치 이하로 매우 안정적으로 처리되었다.

표 3. 배기가스 분석 결과

항 목	NOx (ppm)	SOx (ppm)	CO (ppm)	O ₂ (%)	방사능 (Bq/m^3)	비고
환경기준	150(12) 이하	100(12) 이하	300(12) 이하	—	BKGD	
평 균	52.5	0.0	0.2	7.9	N/D	

나. 고체 폐기물 분석 결과

ASCA 세정폐액 농축액을 플라즈마 열분해·산화 처리 후 발생된 재(Ash)에 함유된 철산화물은 주로 헤마타이트(Fe_2O_3 , Hematite) 형태로 존재하며, 그 비율은 30~50%를 차지하는 것으로 나타났다으며, 다음으로 뷔스티테(FeO , Wustite)가 7wt%, 기타 철산화물이 9~29wt% 수준인 것으로 나타났다

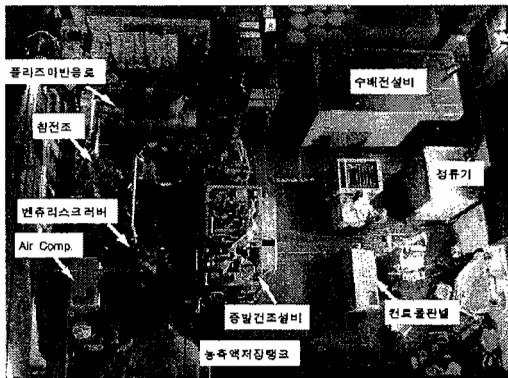


사진1. 플라즈마 열분해·산화설비 장치

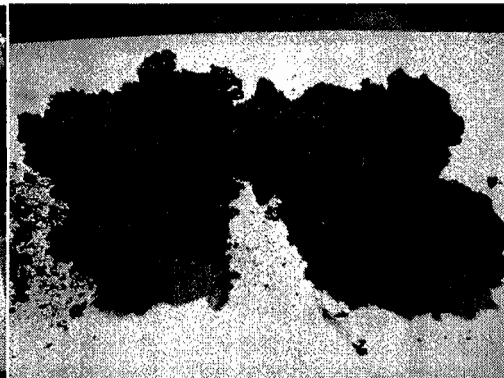


사진2. 고형물 호퍼에 포집된 Bottom Ash

3. 결 론

○ 국내 최초로 원전 2차측 증기발생기 세정폐액 처리시 발생된 처리수 및 배가스는 환경보존법에서 정하는 기준치 이하로 1차 처리한 다음, Fuel BLDG 내부 Nor. Sump와 HVAC로 배출하여 2차 처리 단계를 거침으로써 방사성 물질 관리에 대한 신뢰성을 높임.

○ 초기 ASCA 세정폐액 원액은 약 222톤이었으며, 중발·농축설비를 이용해 17톤으로 농축하였고, 농축된 폐액을 플라즈마 열분해·산화 설비를 이용해 고체 폐기물로 안정화 시켜 5드럼(약 1.3톤)에 저장,처리하였음.

○ 세정폐액 원액 중에는 Co-60이 주를 이루었고 미량의 방사능은 미량이지만 $9.16 \times 10^5 \text{Bq}$ 이었으며 원수중의 농도는 $4.13 \times 10^3 \text{Bq}/\text{m}^3$, 농축액 $3.68 \times 10^4 \text{Bq}/\text{m}^3$, Bottom ash $5.52 \times 10^5 \text{Bq}/\text{m}^3$ 으로 모두 1,324 kg의 바닥재(Bottom ash)에 농축되는 것으로 평가됨.

○ 최종 고형폐기물중 69.1wt%는 중금속이며, 그중 Fe의 함량은 $66.1 \pm 0.6\text{wt}\%$ 였으며 30~50wt%는 헤마타이트(Fe_2O_3), 7wt%는 뷔스티테(FeO), 기타 철산화물이 9~29wt% 수준인 것으로 나타났다.

처분을 위한 방사성폐기물 특성시험

홍대석, 지영용, 박경길, 김태국

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

dshong@kaeri.re.kr

1. 서론

2005년도의 부지 선정 이후, 2009년도에 운영이 시작되는 방사성폐기물 영구 처분장에 폐기물을 인도하기 위해서는 처분되는 방사성폐기물의 건전성이 확보되어야 한다. 또한 처분장의 운영기준 및 폐기물 인도규정을 만족시키는 지에 대한 평가가 수행되어야 한다. 이러한 평가를 위해서는 처리된 드럼의 시료채취를 위한 특성평가가 필요하게 된다. 본 연구에서는 방사성폐기물의 시료채취 및 인도규정을 만족시키기 위한 특성시험 등이 논의된다. 각 특성항목에 대한 시험방법 및 시험을 위한 절차 등이 논의된다.

2. 특성시험 항목

원전의 운전, 핵주기시설의 운영 및 원자력 연구의 수행 등에서 발생된 기발생 방사성폐기물의 영구처분을 위해서는 과기부 고시 2005-18호 “중·저준위 방사성폐기물 인도규정”과 한국수력원자력(주)/방사성폐기물사업본부의 중·저준위 방사성폐기물 인수기준(안)의 준수여부를 평가하여야 한다.

본 연구에서는 드럼에서 직접 폐기물을 채취하여 물리·화학적 특성 중 압축강도, 침출시험, 침수시험, 열순환시험, 방사선조사시험, 미생물시험, 유리수 시험, EDTA 분석 등에 대한 시험이 수행되게 된다.

3. 항목별 시험기준

방사성폐기물에 대한 시험 항목별 기준으로 제시되고 있는 것들은 다음의 Table 1과 같다. 이는 제안된 기준으로 외국의 처분장 운영현황을 반영한 것으로 파악된다. 각 시험 기준은 주로 고화폐기물에 적용할 수 있는 방법이며, 일반적으로 압축 후 보관되고 있는 참고체 폐기물에 대해서는 유리수 측정과 관련된 항목이 적용될 수 있을 것으로 판단된다.

Table 1. Criteria of the test for the integrity of radioactive waste form

구 분	시험 항목	관 련 기 준
구조적 안정성	압축강도 시험	경질의 경우 : KS F 2405 연질의 경우 : KS F 2351
	침수시험	NRC 「Technical Position on Waste Form, Rev.1」
	열순환시험	ASTM B553
	방사선조사시험	NRC 「Technical Position on Waste Form, Rev.1」
침출성	침출시험	ANS 16.1
실물크기 시험	침수시험	ANS 16.1
물리적 특성	유리수 측정 *	ANS 55.1와 유사한 방법 적용

이러한 시험의 수행을 위해서 고화폐기물 드럼으로부터 채취하여야 하는 시료의 개수는 다음의 Table 2와 같다. 한편 참고체 폐기물의 경우는 시험항목이 유리수 및 킬레이트제 분석 등으로 제한되어 있어 채취되는 시료의 개수 및 양도 고화폐기물에 비하여 적다.

Table 2. Amounts of specimens required for the test

	압축강도	침 수	열순환	방사선 조사	침 출	킬레이트제	유리수	합계
시험 수량	3	3	3	3	1	1	실규모 드럼	12~16

4. 시료의 채취

시험의 수행을 위하여 잡고체 드럼을 대상으로 시료를 채취하였다. 시험 대상이 된 잡고체 드럼은 제염지, 비닐장갑, 신발, 면양말 등이 들어있는 드럼이었으며 5 드럼을 대상으로 유리수 측정을 위한 시료 및 킬레이트제 함유량 측정을 위한 시료를 채취하였다. 채취대상이 된 잡고체 드럼의 내용물 및 채취된 시료의 양은 Table 3과 같다.

Table 3. Weights of samples for the test

드럼 번호	내용물	유리수측정용 시 료	킬레이트분석용 시 료
1	제염지, 면양말, 고무장갑, 비닐장갑 등	400 g	400 g
2	비닐장갑, 비닐장갑, 작업복 등 (뱃테리, 철사)	285 g	270 g
3	비닐장갑, 면양말, 고무장갑 등	514 g	476 g
4	제염지, 비닐장갑, 면양말 등	389 g	514 g
5	비닐장갑, 플라스틱, 신발 등	224 g	539 g

5. 결론

저장고에 보관 중인 방사성폐기물의 처분을 위해서는 처분장에서 요구하는 인수규정을 만족시키도록 폐기물을 처리해야 하며 이를 위한 검증 절차가 요구된다. 본 연구에서는 이를 위한 물리·화학적 특성시험 검사 항목을 평가하였으며 각 항목에 대한 시험기준을 제시하였고 시료를 채취하여 시험을 수행하려 한다. 향후 시험의 진행에 따라 규정에 적합한 폐기물의 처분이 가능여부를 판단할 수 있을 것이며 이러한 연구는 각 분야별 저장 중인 방사성폐기물의 처리에 적용될 수 있을 것으로 판단된다.

하나로 중수 수질 및 폐기물 관리

이 문, 신호철, 이의규, 김상진, 임경환, 한재삼, 안국훈
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
mlee@kaeri.re.kr

1. 서론

하나로는 원자로 노심 주위에 중수(heavy water)로 채워진 반사체 탱크를 설치하여 핵분열에 의해 생성된 고속 중성자를 감속시켜 탱크 내에 가둬 양질의 열중성자 속(thermal neutron flux)을 이용자에게 제공하고 있다. 그러나 중수(D₂O)는 중성자를 포획하여 방사성 물질인 삼중수소로 변한다. 본 연구는 반사체 계통의 이온교환 수지 탈 경수화 작업과 중수 시료채취 작업에 의해 발생된 저 순도 중수의 처리 방안 등 중수의 수질관리 위해 취한 조치사항을 기술하였다.

2. 본론

가. 중수 수질관리

핵분열에 의해 생성된 고속 중성자를 감속시키기 위하여 중수의 수질관리는 매우 중요하다. 원자로 가동 중 반사체 계통 내의 중수는 43.3±10% ℓ/sec로 순환되며, 열교환기를 거쳐 발생된 붕괴열은 2차 냉각계통으로 전달된다. 반사체 계통은 0.3 ℓ/sec의 정화유량이 이온교환 수지를 거치면서 불순물의 제거와 순도를 유지하게 된다. 표 1은 하나로 운전 기간 동안 반사체 계통 이온교환 수지의 교체 현황이다. 수지의 교체는 하나로 자체 관리 기준치에 따라 전기 전도도가 1 μS/cm를 초과하거나 이온교환기 입·출구 값이 역전 현상이 보일 때 수행하고 있다. 표 1에서와 같이 하나로 운전 기간 중 이온교환수지의 총 교체 횟수는 6 회이었고, 반사체 펌프 운전일수를 기준으로 한 평균 교체 주기는 약 7.4 개월이었다.

표 1. 반사체 계통의 이온교환 수지 교체 현황

교체 횟수	교체일자	전기 전도도 (교체 전/후)	교체 주기	탈 경수화 방법
1차	1998.10.14	1.03/0.05 μS/cm	14 개월	압축 공기
2차	1999.07.14	1.70/0.07 μS/cm	4 개월	"
3차	2000.12.12	1.28/0.04 μS/cm	7 개월	"
4차	2001.09.28	2.20/0.06 μS/cm	5 개월	"
5차	2005.02.02	1.15/0.03 μS/cm	21 개월	중수 치환
6차	2007.09.19	1.18/0.06 μS/cm	9 개월	"

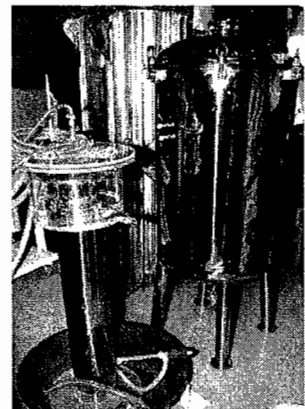


그림 1. 중수 치환 장치

하나로 시운전 당시 사용된 수지는 14 개월가량 사용하였는데 1999년인 2차 수지 교체 시부터 교체 주기가 빈번해졌다. 이온교환 수지의 빈번한 교체는 교체 폐기물의 양산과 함께 계통 내 중수 순도에 악 영향을 미치고, 작업자의 불필요한 체내 피폭을 초래하므로 수지의 교체 빈도를 줄일 필요가 있다. 하나로에서 사용하고 있는 Amberlite사의 IRN150 수지 역시 55 % 가량의 수분을 함유하고 있어 이온교환 수지의 수분은 중수의 순도를 저하시키는 원인이 된다. 표 1의 교체 횟수 5차 이전에는 수분 제거를 위한 작업으로 압축공기 공급 계통에 의해 여과 및 탈지 처리된 건조 공기를 수지에 넣어넣는 진공 건조 방식을 활용하였다. 그러나 이와 같은 건조 방식은 수지

알갱이 일부의 손상을 가져왔고, 수지의 내구성을 저하시켰다.[1]. 2001년부터는 자체 제작한 중수 치환 장치를 사용하여 수지성능을 향상시켰다. 이 장치의 원리는 높은 순도의 중수가 담긴 아크릴 드럼에 이온교환 수지 카트리지를 장입하면 수지 내 포함된 미량의 경수가 중수보다 상대적으로 비중이 낮아 위쪽으로 분리되는 현상을 이용한 것이다. 이 장치의 사용 결과 수지 내 경수는 13 % 이하로 유지되었고, 수지 교체 주기도 평균 15.2 개월로 늘어나게 되었다[2]. 그림 1은 하나로에서 사용 중인 중수 치환 장치이다.

나. 저 순도 중수 처리

하나로는 99.85 w%의 고 순도 중수를 사용하고 있다. 고 순도의 중수는 탈 경수화와 시료채취 등 유지관리 과정에서 불순물이 함유된 저 순도의 중수가 발생한다. 그 동안 하나로에서 보관중인 저 순도 중수는 총 157 ℓ이다. 저 순도의 중수는 다단 물 증류, 전기분해, 초저온 수소 증류 및 촉매교환 등의 공정방법을 통하여 고 순도 중수로 승급할 수 있고, 일반적으로 다단 물 증류 공정에 의한 방법이 가장 많이 사용된다. 이 공정은 액상 쪽으로 중수 성분이 조금씩 이동하여 기체, 액체간의 평형을 이루는 원리로서 소정의 분리를 위해 다단 평형 조작으로 이루어지는 공정이다. 이는 공정조작이 간단하고 분리효율을 높이기 위하여 진공으로 운전되기 때문에 방사능 누출우려가 없어 신뢰성이 확보되어 있다[4]. 하나로는 별도의 중수 승급 시설이 갖추어져 있지 않고 이와 같은 승급시설을 구비하기에는 비용 면이나 효율 면에서 타당성이 낮다.

그동안 하나로에서 보관 중이던 저 순도의 중수는 2008년 월성 원전과 협의하여 저 순도 중수를 월성 원전의 승급시설을 활용하기로 하였고, 이에 이송을 위한 법적 기준을 검토하였다. 과학기술부 고시 제2007-22호 “방사성 물질 등의 포장 및 운반에 관한 규정”에 따라 운반 가능을 확인하고, 하나로 저 순도 중수를 월성의 승급시설로 이송하였다.

3. 결론

중수 반사체 탱크 내 삼중수소의 농도는 원자로의 성능을 저하시키는 주요 원인이 된다. 원자로 가동 연수가 늘어남에 따라 반사체 계통 내 삼중수소의 비방사능은 누적·증가한다. 하나로 삼중수소 비방사능을 정확하게 평가하기 위해서는 원자로 운전 일수를 고려하여야 한다. 따라서 현재까지 하나로를 운전하면서 생성된 반사체 계통 내 삼중수소 비방사능의 측정값은 약 6.3 Ci/kg이었다[5].

향후 반사체 탱크 내 증가하는 삼중수소를 제거하기 위하여 다양한 방안을 고려하고 있다. 캐나다의 경우 자국 내 원전에서 발생한 삼중수소를 처리하는 삼중수소 제거 시설(Tritium Removal Facility, TRF)을 보유하고 있는 Darlington 발전소에서 위탁처리하고 있다. 따라서 하나로도 TRF를 자체 개발하는 방안과 이미 월성 원전에서 보유하고 있는 TRF 시설로 위탁 처리 방법도 함께 검토하고 있다.

참고 문헌

- [1] 안국훈 외, “중수계통 이온교환 수지의 건조 사용”, 한국원자력학회, 2000. 5
- [2] 전병진 외, “하나로 운영보고서”, 한국원자력연구소, 2001. 3
- [3] 이의규 외, “원자로실 삼중수소 농도 감소를 위한 조치사항”, 한국원자력연구원, 2007. 11
- [4] 김광락 외, “반사체 중수증류 승급해석”, 한국방사성폐기물학회, 2006. 10
- [5] 서철교 외, “하나로 중수 반사체의 삼중수소 방사능에 대한 평가”, 방사선방어학회, 2007. 5

필터하우징의 설계 및 효율시험

황용화, 이형권, 서항석, 전용범, 민덕기, 류우석

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

hyh@kaeri.re.kr

1. 서론

금속산화시험장치에는 오염물질을 제거하기 위한 공기정화장치가 필요하다. 여기에 사용될 프리(PRE)필터를 내포한 해파필터(HEPA filter) 하우징(housing) 시스템에 대한 설계 및 설치, 그에 따른 효율시험을 실시하였다. 하우징의 전단에는 프리필터, 후단에는 해파필터를 장착하도록 2단 설계로 구성하였다. 프리필터는 공기 중의 큰 입자를 제거로 해파필터의 보호와 과도한 부하를 막아주며, 해파필터는 미세 입자물질을 제거하는 것으로 하였다.

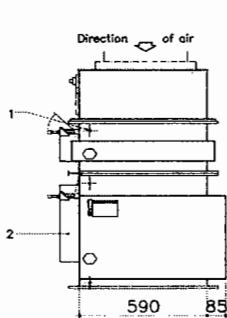
2. 필터하우징 설계

2.1 하우징 밀착검사(tightness inspection)

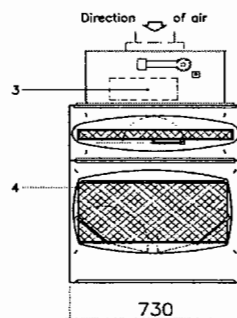
케이싱은 300mmWG의 부압(negative pressure) 조건에서 매시간당 누설율이 케이싱 체적의 10^{-1} 이하로 유지되도록 하고, 셔트(shutter)도 같은 조건에서 케이싱 유량의 10^{-5} 이하의 누설율을 보이도록 하였다. 플랜지(flange)의 밀착성능은 150mmWG 정압(positive pressure)에서 케이싱 유량의 10^{-5} 이하의 누설율이 되도록 하였다[1].

2.2 구조재 설계

필터뱅크의 프레임은 필터의 폭 또는 높이를 격자형으로 지지하고 하중이 균일하게 분포되도록 배열하였고, 빔(beam)은 필터무게(누적분진 포함)의 1.5배 하중에 대해 0.1% 길이오차 범위내로 유지되게 하였다[2-3].



1. Pressure nozzles
2. Lids



3. inspection hatch
4. Lock for plastic bag

Figure 1. Horizontal filter Installation

Figure 2. Tight lock casings and damper

2.3 하우징 설치(housing installation)

방사선용 필터뱅크는 그림1 및 2와 같이 공기흐름이 위에서 아래로 흐르는 수직형으로 설계하여 필터를 수평으로 위치시킬 수 있게 하였다. 이는 필터프레임의 뒤틀림 현상에서 오는 매질의 변형으로 효율이 저하되는 것을 방지할 수 있었다. 필터는 610*610*50(mm)의 프리필터와 610*610*292mm 표준형 해파필터를 장착하여 표준규격의 제품들이 사용가능하도록 호환성을 부여하였다. 공기흐름은 오염준위에서 비오염준위 방향으로 흐름곡선이 완만하고 비순환방식으로 하였다. 케이싱 외부에는 0-100 mmWG의 압력 마노메타를 설치하여 필터를 경계선으로 상류와 하류에 각각 튜브로 연결되어 부압상태를 확인할 수 있었다.

3. 차압 및 여과효율 시험

효율시험에 앞서 실시한 유량시험은 산출된 측정유량이 설계유량과 비교하여 $\pm 10\%$ 범위내로 적합한 결과를 보였다. 또한, 완성된 필터 하우징에서 외관 검사시 육안으로 식별 가능한 결함은 나타나지 않았다. 차압시험은 정격유량 $3400\text{m}^3/\text{hr}$ 에서 초기 압력강하가 PRE 필터는 5mmAq , 해파필터는 25mmAq 이하로 나타났다. 필터단면적이 약 42m^2 로 다풍량 저압손의 여과특성을 갖는 고성능필터를 사용하였다. 여재를 통하는 공기속도는 2.5cm/sec 이하로 설계하여 균일한 직선흐름(laminar air flow)이 유지되었고, 여과효율 시험은 MIL STD 282에 의해 시험한 결과 $0.3\mu\text{m}$ D.O.P 입자의 여과효율 및 누설율이 그림 3 및 4에서와 같이 99.97% 이상으로 나타나, 고효율과 저압손을 얻을 수 있었다[4].

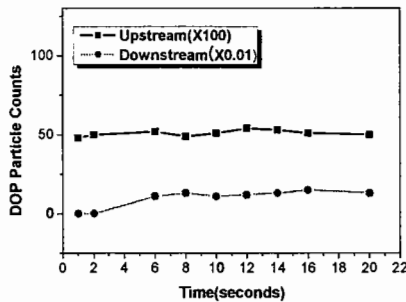


Figure 3. Particle counts of up and downstream at HEPA Filter

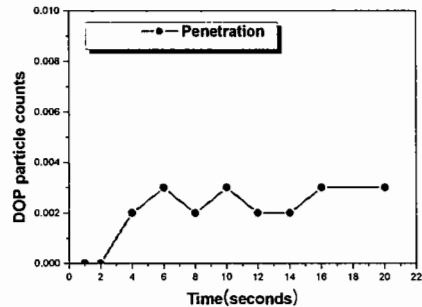


Figure 4. Penetration of HEPA Filter

4. 결론

방사선 공기여과장치는 주기적인 성능시험 및 장치의 점검이 요구되며, 규정에 따라 설계되어야 하기 때문에 매우 어렵다. 내식성 재질을 사용하여 청결하고 변형을 최대한 줄이도록 하였다. 하우징의 밀착검사는 누설율이 허용범위 이내로 적합한 결과를 보였고, 효율시험은 ANSI에서 요구하는 이상의 성능을 나타냈으며 정기적인 점검 유지 등 효율적인 운용기술이 필요로 하였다.

Reference

- [1] SOFILTRA Manual
- [2] ASTM (American Society for Testing and Materials), Rev. 2001, Standard Test
- [3] C.A. Burchsted. Nuclear Air Cleaning Handbook (ERDA 76-21), pp221-222
- [4] Hwang, Y.H., 1999, KAERI/TR-1387/99, Design & Operation Technology of Ventilating System for Irradiated Materials Examination Facility, pp.8

EPMA를 이용한 PWR CRUD 의 조성과 구조 및 형상의 분석

정양홍, 김희문, 유병옥, 안상복, 류우석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
nyhjung@kaeri.re.kr

1. 서론

PWR 핵연료를 장주기로 운전하면 핵연료 cladding에 더 많은 Crud(Chalk River Unidentified Deposits) 덩어리가 발생하는 결과를 가져온다. 더 높은 ^{235}U enrichments의 핵연료를 사용하여 장주기 운전율 하게 되면 cladding 표면의 더 높은 최대 출력율과 (peaking factors)와 더 큰 핵연료의 부냉 (sub-cooled)현상이 발생하게 된다. 이러한 핵연료의 특성과 핵연료 표면에 침적되는 현상은 clad와 직접적인 연관관계가 있다. 핵연료에 침적된 과도한 clad는 미국뿐만 아니라 전 세계적으로 많은 axial offset anomaly (AOA))를 야기할 뿐만 아니라, 몇몇 발전소에서는 비정상적인 화학적 반응에 의해 운전중지도 보고되고 있다.

핵연료의 crud 침적이 PWR 노심의 전력분포를 변화시킬 수 있다는 가설이 1970년대에 제시되었다. 상부 노심의 전력 저하가 Calvert Cliffs의 Obrigheim 1 and Unit 1에서 뚜렷하게 관찰되었다. 이 두 호기의 경우 과도한 crud의 침적과 관련하여 전력의 변화가 나타났다. 일차냉각수의 화학적 성질의 부적절한 조절에 의해 발생하는 부식은 침적물의 형성에 원인이 된다고 여겨졌다. 일차 냉각수의 화학적 성질을 실지로 향상시켰고, 노심전체의 crud가 전력을 변화시켰지만, 1989년 Callaway during Cycle 4. 에서 노심 flux의 강하가 심해지기 전까지 미국의 PWR units에는 Crud에 대한 관심은 크지 않았다. 상부 노심 flux의 강하가 Callaway 뿐만 아니라 다른 PWRs 에서 주기적으로 반복되어 발생하자 이러한 원인에 대하여 주의를 기울이기 시작했다.

본 시험에서는 상용발전소에서 채취한 crud와 사용후 핵연료 피복판에서 채취한 crud 시료에 대한 조성과 형상등을 EPMA를 사용하여 분석하였다.

2. 실험 및 결과

1차, 2차 냉각수에 노출된 구조물에 나타날 수 있는 원소들을 Image Mapping 하였다.

1차 냉각수에 노출된 경우 관찰되는 원소는 B이 대표적이며, 2차 냉각수에 노출될 경우 관찰될 수 있는 원소는 일반적으로 Cl, Na, Pb, S, Cu 등으로 알려져 있다.

EPMA에서 Image Mapping의 기능은 시험 시편에 입사된 전자빔이 궤도전자와 충돌될 때 생성되는 여러 가지 에너지들 중 특성 X-선의 발생량을 검출하여 특정 원소의 농도분포를 비교하는 기법이다. 그림의 오른쪽 색깔 띠는 농도의 상대적인 분포를 나타내는 색깔로서 제일 아래의 검은색은 0 상태를 나타내며, 제일 위의 붉은색은 상대적인 농도분포가 가장 높음을 나타내는 그림이다.

제시한 그림의 첫째 줄인 C, Cl, N의 농도분포는 N원소가 미미하게 발견된다. 두 번째 줄의 Cr, Fe, Ni의 농도분포는 결정형상과 표면 기물기에 따라 나타난다.

특히 Fe의 경우 가운데 오른쪽에 짙은 노란색의 점이 보이는데, 이는 피복판의 CRUD에서 관찰되는 산화철로 추정된다. 같은 위치의 Ni 그림에서 Ni의 농도는 산화철에 가려져 낮은 분포를 보이고 있음을 알 수 있다. 이는 냉각수에 노출된 결합부위의 표면에 침상형의 물질 외에 CRUD와 같은 물질도 침적 또는 흡착되었음을 의미한다.

피복재 표면에 침적되어 방사화 된 CRUD가 피복재로부터 이탈되어 냉각수로 방출되면서, 냉각수의 방사능 증가가 이루어진다. 이와 같이 냉각수의 방사능 증가를 억제하기 위하여 Sweden의 Barseback Kraft AB는 1999년부터 BWR 발전소에 Zn을 넣기 시작 하였다. 원자로 1차 냉각수에

넣은 Zn의 Image mapping 그림에서는 Zn의 농도가 그림처럼 거의 보이지 나타나지 않았다.

그림 35는 O에 대한 농도분포를 나타내었는데, 그림에서 보는바와 같이 O의 농도분포가 질다. 이는 주 원소인 Ni, Fe, Cr등의 산화물로 존재할 수 있음을 의미한다.

1차, 2차 냉각수에 노출된 구조물에 나타날 수 있는 원소들은 검출되지 않았다. 1차 냉각수에 노출된 경우 관찰되는 원소는 B이 대표적이며, 2차 냉각수에 노출될 경우 관찰 될 수 있는 원소는 일반적으로 Cl, Na, Pb, S, Cu 등으로 알려져 있다.

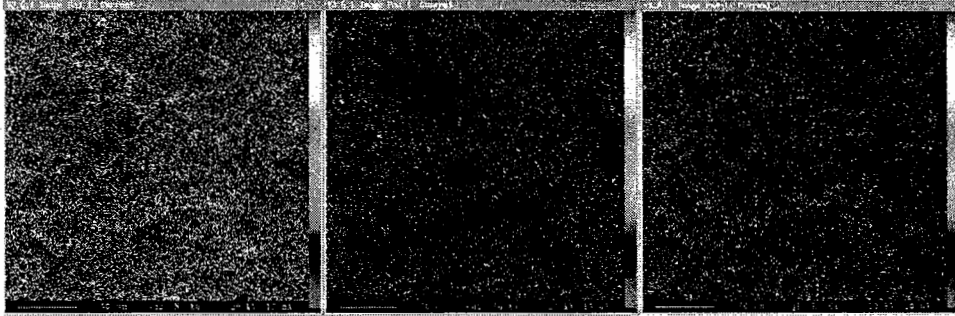


그림 1 N Ka

그림 2 Zn Ka

그림 3 B Ka

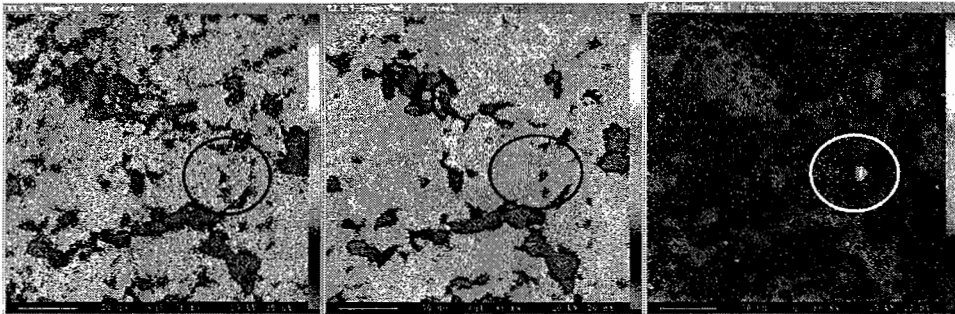


그림 4 Cr Ka

그림 5 Ni Ka

그림 6 Fe Ka

3. 결론

1차, 2차 냉각수에 노출된 구조물에 나타날 수 있는 원소들중에서 Cl, Na, Pb, S, Cu 의 분포는 극히 미미하였으나, Crud의 chemical 형태인 Spinel chemical form AB_2O_4 에서 가장 흔하게 분포되어 있는 $NiFe_2O_4$ 의 조성인 Ni, Fe 및 Cr원소의 분포를 확인하였으며 그 조성 및 분포를 관찰하였다.

원자력발전소 발생 유기성폐액, 슬러지 고화처리

이세엽, 김동균, 문기원, 전호동

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

1. 서론

국내 원자력 발전소 운전중 발생한 각종 유기성폐액 및 슬러지는 발전소 운전증가에 따라 증가 추세에 있다. 폐기물의 처리방법에 대한 연구는 국내·외적으로 있었으나 실제 직접 처리하지는 못하였다. 이에 당사는 처리방법에 대한 연구를 R/D 하였고 그 결과 방사성폐기물 인도규정 조건 등의 여러 가지 성능 시험조건을 만족하는 고화재 및 고화설비를 자체개발하게 되었다.

2007년 독자적인 기술 및 설비를 이용한 고화처리작업이 국내최초로 수행되어 원자력 발전소에서 발생한 유기성폐액 및 슬러지를 중·저준위 방사성 폐기물 인도규정(과학기술부 고시 제 2005-18호) 및 방사성 폐기물 인도기준 시안(한국수력원자력)의 절차를 만족하는 안정한 상태의 고화물을 만드는 용역을 수행중에 있다.

본 논문에서는 유기성폐액, 슬러지 고화처리 최종 작업전에 실시한 고화재 시편의 시험결과 및 고화설비의 기본개념을 간략히 기술하고자 한다.

표1. 방사성폐기물 인도기준 시안(한국수력원자력 자료 인용)

시험항목	관련규격	처분인수기준
압축강도 측정	경질의 경우 : KS F 2405	압축강도 > 500psi(35.2kgf/cm ²)
침 수 시 험	시험조건 : ANSI/ANS 16.1 시편제조 및 압축강도 시험 : KS규격	압축강도 : 500psi
침 출 시 험	ANSI/ANS 16.1	침출지수 > 6
열 순 환 시 험	ASTM B553	없음
방사선 조사시험	NRC <Waste Form Technical Position Rev.1>	압축강도 : 500psi
유 리 수 측 정	ANSI/ANS 55.1	유리수의 pH : 9~11

* 기타 방사선조사시험(10^9 rad), Gas시험, 인화성시험을 거쳤고 결과 또한 만족함.

2. 최종 시험전 고화슬러지 시편 고화매개변수 테스트 결과

아래의 표는 각각의 유형별 슬러지의 고화시편의 압축강도 분석결과이다. 고화시험 회수차의 증가 및 단계를 거듭하면서 고화매개변수를 확립하기까지 전반적으로 향상된 압축강도를 나타내었다.

표2. 종류별 고화시편 최종 압축강도

단위: psi

구 분	탱크슬러지 시편	유분함유 슬러지 시편	Sump 슬러지 시편	폐유슬러지 시편
압축강도	1,754	3,683	3,596	1,479

3. 고화설비의 구성 및 기본개념

고화설비를 처리공정에 따라 분류하면 전처리 설비와 주처리 설비로 구분된다. 전처리설비는 고화대상 슬러지를 고형화하기 위한 정형화된 슬러지 생성 단계를 거치게 되며 주처리 설비를 이용하여 전처리된 슬러지의 종류에 따라 고화제 및 첨가제 배합기에 의해 투입량을 결정하고 1·2차 교반 설비에서 혼합 및 최종 교반과정을 거쳐 고화드럼에 투입된다.

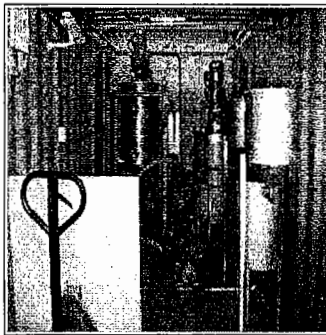
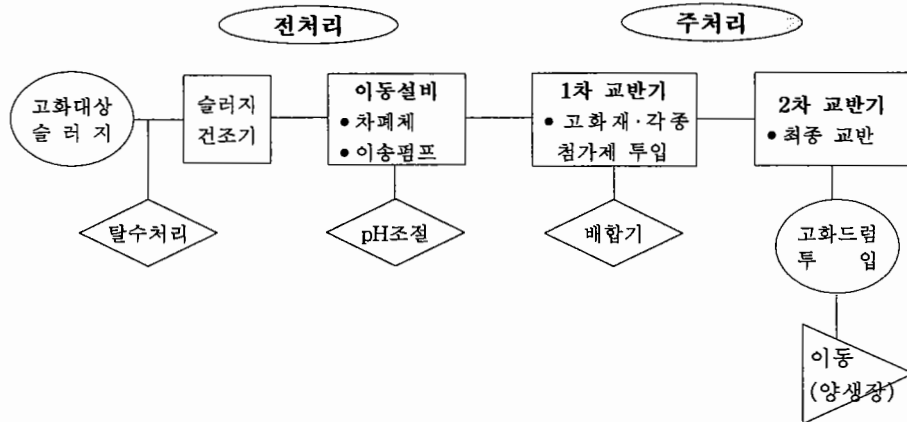


그림1. 고화처리 설비 내부

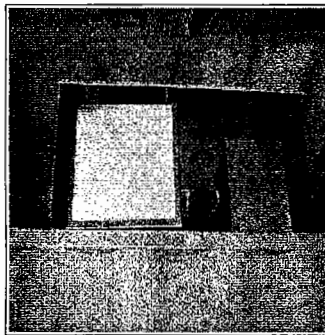


그림2. 환배기 장치 필터



그림3. 내부 감시 모니터 및 제어기

- 1) 슬러지 건조기는 고화 전단계에서 발생 슬러지 25% 내외의 수분함량 유지하도록 한다.
- 2) pH 조절기는 인도규정에 적합한 pH의 확보 및 유지를 위해 필요시 중화작업을 실시한다.
- 3) 교반탱크 및 진동설비는 슬러지와 고화제의 혼합을 위해 진동설비가 부착되어 혼합시 교반의 성능을 배가 시킨다.
- 4) 환배기장치 필터는 작업장 내부 또는 주변의 공기중 방사능 농도를 자체 정화해야 할 경우 시간당 1,200m³의 흡·배기 설비가 내부에 부착되어있고 흡입 및 배기구에 HEPA 필터가 장착되어 내부 오염방지 및 외부 오염확산을 방지한다.

4. 결론

위의 고화제 및 고화설비는 고화처리 작업전에 충분한 실험 및 설비 성능시험을 거친후 2007년 하반기 부터 원전본부별 유기성폐액, 슬러지의 고화처리 작업을 수행중에 있다. 현재 고화작업은 고화공정처리 절차서에 따라 고화를 실시하고 있으며 고화작업전 슬러지 및 폐유의 고화시편 압축강도 입증시험을 한 결과 모두 기준치를 만족 하였다.

제2-2분과

방사성폐기물 처분 (Oral)

회수 및 장기저장을 고려한 CANDU 사용후핵연료 처분 개념

이종열, 이양, 조동건, 차정훈, 최희주

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

njylee@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력발전소에서 전기를 생산하고 난 후 배출된 사용후핵연료의 안전한 관리는 원자력에 의한 지속적인 에너지 생산을 위한 필수사항이다. 이들 사용후핵연료를 관리하기 위한 후행핵연료주기는 사용후핵연료 내의 유용한 물질을 회수하여 재활용하고자 하는 순환주기와 사용후핵연료를 최종 처분하는 비순환주기로 구분할 수 있으며, 원자력을 활용하는 국가들은 자국의 사회, 경제, 기술 환경에 따라 그 관리정책을 결정하거나, 결정에 필요한 다양한 분석을 수행하고 있다.

국내에서 발생하고 있는 사용후핵연료는 가압 경수로형(PWR) 사용후핵연료와 가압 중수로형(PHWR:CANDU) 사용후핵연료로 분류된다. PWR 사용후핵연료는 농축된 우라늄을 사용하는 핵연료로서 재활용할 수 있는 물질을 추출하는 재순환주기에 대한 고려가 가능하지만, CANDU 발전소의 경우 농축하지 않은 천연우라늄을 핵연료로 사용하기 때문에 CANDU 사용후핵연료의 경우 여러 가지 측면에서 재활용 가능성은 낮다고 판단된다. 따라서, 본 논문에서는 CANDU 사용후핵연료를 심지층에 직접 처분하는 것을 고려하여 근래에 관심사항이 되고 있는 회수 및 장기저장 개념이 도입된 효율적인 사용후핵연료 처분 개념을 설정하였다.

2. CANDU 사용후핵연료 심지층 처분 개념

가. CANDU 처분용기 및 처분동굴 개념

CANDU 사용후핵연료 처분용기는 원자력발전소에서 사용 중인 60 번들용 저장 바스켓을 그대로 처분용기에 적재하는 것으로 하여 규모, 열 및 취급 등을 고려하여 개념을 도출하였으며, 이를 바탕으로 처분동굴 개념은 처분용기를 동굴 단면 방향으로 간격 3 m로 하여 4열, 동굴 길이 방향으로 간격 6 m로 적재하도록 하여 장기저장 후 폐쇄가 가능한 개념을 설정하였으며, 그림 1은 이에 대한 개괄적인 개념을 나타내고 있다.

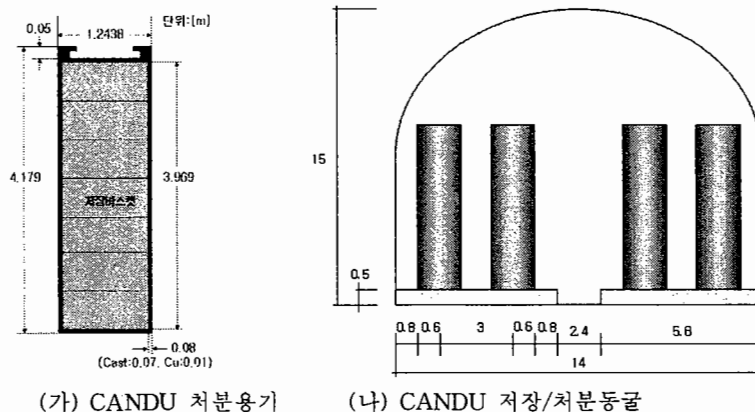


그림 1. CANDU 처분용기 및 처분동굴 개념

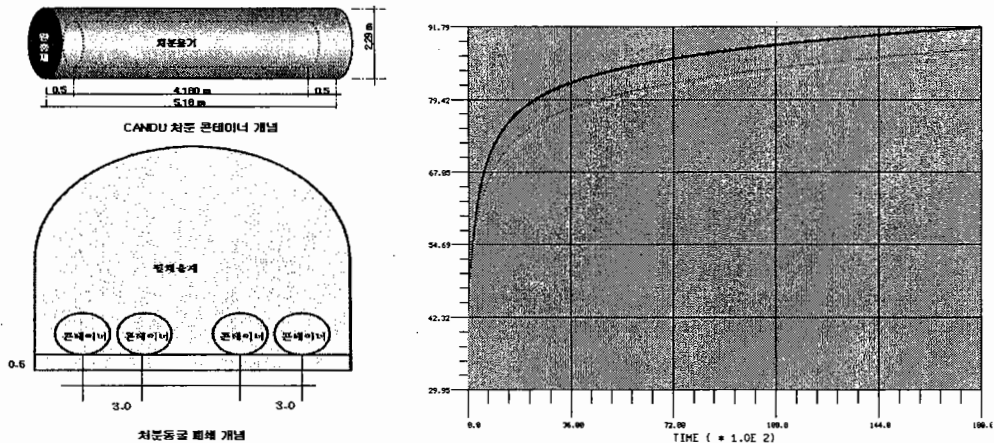
나. 처분동굴 운영 및 폐쇄 방안

처분동굴 운영은 방사선 방호관점에서 불패 레일 또는 크레인 수송시스템을 이용한 원격 조작으로 수행하며, 50 - 300년 동안 장기저장을 위하여 정기적으로 유지보수를 수행하고 이를 위

하여 추가적인 보조 저장동굴을 설치한다. 환기는 운영기간동안 필수적인 것이며, 능동적 시스템과 수동적 시스템을 조합하여 활용한다. 즉, 기존의 경우로 처분동굴에서의 온도는 필요시 언제든지(예 : 검사, 감시 또는 청소 및 유지 보수시) 접근이 필요할 경우 충분히 낮은 온도(최대 온도 40 °C 정도)를 유지하도록 능동적 환기 시스템을 이용하고, 기타 다른 시기에는 수동적 환기시스템을 이용한다.

처분동굴의 폐쇄는 2가지 특수한 경우를 고려하는데, 폐기물의 열발생이 현격하게 줄어든 후에 밀봉하는 것과 조기폐쇄의 경우로 아직 잠열하중에도 불구하고 처분장 폐쇄를 결정하는 경우이다. 모든 경우에 대해서 품질보증 용이성과 폐쇄후 안전성의 보증 및 비용 최소화 관점에서 다양한 폐쇄 재료들과 폐쇄 방안들을 고려하여야 한다. 그림 2.의 (가)는 처분용기와 완충재를 일체화 시킨 처분 콘테이너와 뒷채움재를 이용한 처분동굴 폐쇄의 예를 보여주고 있으며, (나)는 장기저장 이후 처분동굴을 폐쇄한 상태에서의 열적거동을 나타내고 있다.

그러나 예정된 저장기간 중에 폐쇄하여야 할 수도 있으며, 가장 심한 경우는 처분터널이 폐기물로 채워진 후 즉시 폐쇄하여야 하는 경우로 운영이 시작된 후 50년 정도로서 이때 최고온도가 벤토나이트의 안전성 한계 이상이 될 수도 있으므로 대안 완충재 물질이 필요할 수도 있다.



(가) CANDU 처분동굴 폐쇄 개념 (나) CANDU 처분동굴 폐쇄 후 열적 거동

그림 2. CANDU 처분동굴 폐쇄 개념 및 열적 거동

3. 결 론

본 연구에서는 CANDU형 원자로에서 배출된 사용후핵연료를 직접 처분하는 것으로 가정하여 근래에 처분 효율 및 미래의 기술의 향상 등의 측면에서 관심이 집중되고 있는 장기저장 및 회수 개념을 고려한 심지층 처분시스템 개념을 제안하였다. 향후 개념을 구체화하여 저장기간, 회수 방안 및 열적 거동 등에 대한 상세분석이 필요하며, 이는 PWR 사용후핵연료의 재활용 공정에서 발생하는 고준위폐기물 및 장반감기 폐기물과 함께 처분하기 위한 복합 폐기물 처분시스템 개발의 기초자료로 활용할 예정이다.

국내 고준위폐기물 영구처분을 위한 안전원칙 및 규제모델 개발 방향

박진용, 서은진, 최경우, 노병환

한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19

jinyong@kins.re.kr

1. 서론

국내 중·저준위 방사성폐기물의 영구처분을 위해 경주가 처분장 부지로 최종 선정되고 현재 건설 및 운영을 위한 인허가 심사가 진행 중에 있어, 중·저준위 방사성폐기물의 최종 처분을 위한 이행이 가시화되어 왔다. 한편, 영구처분이 사용후핵연료의 장기 관리방안 중 하나의 선택이 될 수 있으나, 현재 고준위폐기물 영구처분을 위한 법적 기준이나 규제 기반이 완성되어 있지 않다. 따라서 고준위폐기물 영구처분에 의한 인류와 환경을 보호하기 위한 안전원칙을 수립하고, 또한 장기 처분안전성을 확보하기 위한 규제모델 개발을 필두로 안전규제 체계 및 요건의 확립이 요구되는 시점이다.

2. 고준위폐기물 영구처분을 위한 안전원칙

고준위폐기물 영구처분을 위한 안전원칙 수립을 위해 IAEA의 안전기준인 Fundamental Safety Principles [1]을 근간으로 폐기물 처분안전에 대한 사항을 국내 실정에 맞추어 조정하였다. 처분안전의 대원칙은 폐기물처분으로 인한 방사선 위험으로부터 현재와 미래 세대 인류와 환경을 보호하는 것으로, 최선의 유용한 기술, 과학적 지식 및 사회적 수용성을 고려하여 방사성 물질의 누출을 장기간 제한하여 ALARA 원칙에 따라 인간 및 환경에 방사선학적 영향을 최소화하도록 처분안전성을 확보하는 것이다 (표 1 참조).

3. 안전규제체계 및 규제모델 개발 방향

영구처분을 위한 처분안전성을 확보하고 장기적 안전관리를 위해 사업 실시주체와 규제기관의 역할, 기능 및 그 범위가 명확하게 지정되어야 한다. 규제기관은 방사선 방호 및 안전성에 대한 규제요건 및 심사지침을 제공하여야 하며, 사업 실시주체의 안전사례 내용 및 결과를 검토하여야 한다. 고준위폐기물의 심지층처분은 먼 미래의 인간 활동, 부지환경 및 지질학적 조건의 불확실성으로 인해 장기적인 R&D가 수반되어야 한다. 이와 관련하여 고준위폐기물 처분 연구의 선행국가인 미국, 스웨덴, 핀란드 등은 처분사업 과시화 단계부터 처분연구, 처분이행 단계까지 규제기관이 R&D 우선순위 결정, 처분 연구계획 및 현황 등에 대한 검토 및 의사결정을 위해 개입하고 있다. 또한 규제기관은 정부 의사결정자에게 의사결정을 위한 필요한 정보를 제공하고 일반 대중에 대한 지속적인 정보를 제공하여 대중의 신뢰 확보에 힘써야 한다.

고준위폐기물의 영구처분을 위해 수립된 안전원칙을 바탕으로 규제모델 및 안전요건이 수립되어야 한다. 방사선학적 영향을 표현하는 척도로는 지하수 내 방사성 물질의 농도, 경계를 따른 방사성 물질의 유출률, 방사선량 및 위험도 등이 있다[2]. 미국의 일반 고준위폐기물 처분에 관한 규제기준인 10 CFR Part 60[3]에 따르면 전체 처분시스템의 성능에 대한 선량제약치인 0.15 mSv/yr과 더불어 부가적인 안전지표 요소인 공학적 방법의 누출률과 지하수 내 방사능 양을 제한하도록 규정하고 있다. 핀란드의 경우 합리적으로 예측가능한 시나리오에 대해 수천년까지 연간 0.1 mSv 이내로 선량을 제한하도록 하고, 불확실성 큰 먼 미래의 환경으로 누출되는 특정 핵종에 대한 누출률 제약치를 규정하고 있다[4]. 스웨덴의 사용후핵연료 최종관리에 관한 방호 규정인 SSI FS 1998:1[5]에 따르면, 처분시스템에 대해 전체성능목표로써 위험도 기준을 두고 있으며, 처분장의 불확실성에 따라 첫 1,000년에 대해서는 정량적인 분석을 그 이후로는 처분장 특성, 환경 및 생태계에 대한 다양한 시퀀스에 근거하여 위험도를 평가하도록 규정하고 있다. 위와 같이 여러 국가의 고준위폐기물 처분을 위한 규제 요건을 살펴보면, 안전성평가 문맥에서 성능목표가 전체 처분시스템의 부합성을 판단하는데 한계가 있으며, 이를 보완하기 위해 여러 보조안전지표를 설정하여 처분장의 최종 부합성을 판단하는데 이용되고 있음을 알 수 있다. 국내 고준위폐기물 처분을 위한 안전요건 또한, 처분시스템에 대한 전체성능목표를 설정하고, 처분시스템 고유 특성, 국내 여건 및 국민 수용성을 고려하여 하부시스템에 대한 보조적인 안전지표로써 각 방벽에 대한 성능기준을 설정하고, 필요한 경우 처분시설 인공핵종의 환경농도 제한치를 두어 생태계를 보호하는 기준을 설정하는 것이 바람직 할 것으로 판단된다. 표 2는 국내 고준위폐기물처분 안전요건 수립을

위한 세부적 방향이다.

표 1 고준위폐기물 영구처분을 위한 안전원칙

항 목	상세내용
기본 대원칙	폐기물처분으로 인한 방사선 위험으로부터 현재와 미래 세대 인류와 환경을 보호함
안전원칙	- 안전에 대한 책임 - 안전에 대한 기본 책임은 처분시설을 개발/운영하는 처분 사업자에 있음 - 처분 사업자는 처분사업 수행을 위한 충분한 제원과 인적 자원을 확보해야 함 - 정부의 역할 - 정부는 안전규제를 위해 적절한 법체제를 설립하고, 규제 독립성을 확보함 - 방사선 위험으로부터 자국민과 환경을 보호하기 위해 규제기관은 기술기준 및 규제체제를 수립함 - 처분안전에 대한 대국민 이해 및 사회적 수용성을 위해 국가차원의 기본체제를 구축함 - 고준위폐기물 처분을 위한 안전 및 관리주체를 법률로 명시함 - 안전 관리 - 처분시스템의 개발 각 단계별 (부지선정, 설계, 건설, 운영 및 폐쇄후) 방사선학적 영향을 평가하고, 장기적 안전전략을 수립하여 안전사례(safety case)를 구축함 - 다중방벽 시스템을 이용한 폐기물의 격리/격리 기능을 확보하여 인간 및 환경을 보호함 - 처분 시스템의 안전성 분석의 일부로서 주요한 불확실성 관리계획을 수립하여 안전에 영향을 줄 수 있는 모든 요소를 추적/관리함 - 안전 확보를 위한 국제기구에서 추구하는 방사성폐기물 관리 안전원칙을 준수하고 자국민과 환경을 보호함 - 방호 최적화 및 개인에 대한 위험도 제한 - 처분시설 운영/폐쇄후 장기간동안 방사성물질의 누출을 제한하여 ALARA 원칙에 따라 방사선학적 영향을 최소화함 - 선량 또는 위험도 제한치로 최소한의 방호 목표를 지정하고, 또한 방사선 방호의 최적화를 통해 대중에 대한 위험을 제한함 - 제한치를 만족할지라도 지속적인 안전의 증진을 위해 모든 가능한 수단을 적용하여 방사선 피폭을 최소화 함. - 현재와 미래 세대 인류의 보호 - 미래 세대에 대한 부담을 최소화하기 위해 현재의 기술적, 사회적, 경제적 사함을 고려하여 적절한 시기에 안전하게 처분함 - 현재 폐기물을 발생시킨 사람만큼 미래 세대 인류도 충분한 환경적 보호를 받도록 함

표 2 국내 고준위폐기물 처분 안전요건 수립 방향

항 목		현황	발전 수립 방향
전체성능목표		• 환경상의 위해방지기준 (HLW 처분에 고유한 기준은 미정)	• 연간위험도 함으로 통합부와 바람직 - 안전성평가요건과 종합적 고려 - 위해 시공간범위 감안: e.g. 10-6/y - 부합성 입증기간; ~1만년 • 발생확률/영향 정량화 불가능한 중요상황에 대해 하부시스템 성능기준 별도 부과 필요 (예: 침입 시나리오) • 선량/확률 통합접근법 검토 • HLW처분 방사선 위해 방지기준 제정
처분폐기물 특성		• 폐기물분류기준	• 저장관리안전 측면 추가 고려 • 포장물/처분용기 연계 고려
공학적방벽 (EBS)	처분용기	• <구조및설비기준> - 정성적 기본요건 - 열/압력 제어 - 입체 방지	• 별도 성능기준 부과 필요성 - 정성적 기본요건 추가 - 최소적립기간 (e.g. 천년, 십만년) - 침입/파손 가능성/영향 제한요건 • 구조및설비기준 보완 또는 처분요건 신설
	완충재 구조물		• 처분용기 요건과 연계 (개별 또는 통합) • 정량적/정성적 성능기준 부과 필요 - 지하수 침투를 제한 - 방사성핵종 누출을 제한 - 인간침입 가능성/영향 제한 • 구조및설비기준 보강
천연방벽(Geosphere)		• <위치기준> - 정성적 기본요건 (바람직한 특성)	• 공학적 방벽 요건과 연계 • 정량적 성능기준 부과 검토 - 지하수 유동특성 제한 (국내여건상 한계) - 처분심도 (인간침입 가능성/영향 제한) - GBI 플렉스 • 필요시 위치기준 보강
생태계 (환경조건)		• <위치기준>	• 국내여건상 추가요건에 한계 • 처분시설 인공핵종 환경농도 제한 검토

참고문헌

- [1] IAEA, "Fundamental Safety Principles", Safety Fundamental No. SF-1 (2006).
- [2] Macfarlane, A.M. & Ewing, R.C., "Underground Uncertainty" (2006).
- [3] NRC 10 CFR Part 60, Disposal of High-Level Radioactive Wastes in Geologic Repositories
- [4] STUK YVL 8.4 1(9), "Long-Term Safety of Disposal of Spent Nuclear Fuel" (2001).
- [5] SSI FS1998:1, "Final Management of Spent Nuclear Fuel and Nuclear Waste" (1998).

저온 분사로 제조된 구리층의 부식특성

이민수, 최희주, 국동학, 최종원, 김형준*

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

*포항산업과학연구원, 포항시 남구 효자동 산32

minm@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성 폐기물의 심층처분에 있어서 가장 중요한 요소는 처분용기의 장기 안정성이다. 처분용기는 최소 1,000년에서 수십만년에 이르는 기간동안 지하처분장에서 핵종의 유출이 없이 안전하게 고준위 폐기물을 담지하고 있어야 한다. 이를 위해서 처분용기의 내부식성은 절대적이라고 할 수 있다. 처분용기의 내부식성을 위해서 스웨덴이나 핀란드 등에서는 고준위 폐기물이 담긴 주철용기를 다시 구리용기에 삽입하는 것을 고려하고 있다[1, 2]. 미국의 경우에 있어서는 유카처분장의 산화조건에 부응하는 물질로서 C-22 니켈 합금을 내부식 재료로 고려하고 있다[3]. 우리나라의 경우에는 지하 처분환경이 핀란드나 스웨덴과 같이 물이 많고, 산소가 거의 없는 환원조건이므로 처분용기의 내부식 재료로 구리가 고려되고 있다[4].

구리는 인류가 이용하기 시작한 가장 오래된 금속으로서 지금까지 뛰어난 내부식성이 인정받고 있는 물질이며, 고대유물을 통해 이미 수천년의 안정성을 검증 받고 있다. 구리가 부식되는 두께는 조건에 따라 달라지지만 수십 nm ~ 수 μ m에 불과한 것으로 여겨지고 있다. 따라서 만년이라는 기간을 고려할 경우, 내부식에 요구되는 구리용기의 두께는 1cm 내외로 추정하고 있다. 통상적인 처분용기의 크기는 지름 1m 내외에 높이 5m 가량이 된다. 이러한 크기의 용기를 연성이 좋은 구리로 단조로 제작하려면 용기벽은 자연스럽게 수십에서 수 cm 두께로 두텁게 제작될 수밖에 없다. 따라서 구리용기를 처분용기로 사용하는 것은 필요이상으로 처분용기가 무거워지는 동시에 비싼 고순도의 구리가 많은 양이 소요되므로 비용측면에서도 단점으로 지적되어 왔다.

이러한 문제점을 해결하기 위해 기술적인 검토를 한 결과, 고준위 폐기물이 담긴 주철용기 표면을 구리로 코팅하는 방안이 검토되었다. 일반적인 용사 코팅 기술은 높은 온도로 인해 두터운 코팅층을 형성시키기 힘든 단점이 있으므로, 고속의 구리입자를 낮은 온도에서 분사하여 강한 마찰 압력에 의해 금속 표면에 구리 막을 만드는 방법이 고려되었다. 이러한 저온 분사 코팅 방법은 국내에서 포항산업과학연구원(RIST)에서 활발히 연구하고 있는 방법이다. 본 연구에서는 RIST의 협조를 받아, 지금까지와는 다른 저온분사 코팅을 이용하여 1 cm 두께의 구리 층을 주철용기에 입히는 기술을 검토해 보고, 부식측면에서 일반 단조구리와 저온분사로 제작된 코팅구리와의 비교연구를 통해 처분용기 재료로서의 적용 가능성을 살펴보고자 하였다.

2. 본론

저온 분사 기술에 사용할 수 있는 다양한 구리 입자에 대해 분석해 보았다. 질소를 분사기체로 사용한 저온분사 실험에서 모든 구리입자가 저온분사 코팅 방법을 통해 두터운 구리 코팅층을 용이하게 형성시킬 수 있음을 확인하였다(그림 1). 코팅층의 기공도는 사용된 구리입자에 따라서 편차가 다소 나타났으나, 순도가 높은 Tafa 159는 기공도가 0.3 이하로 매우 낮게 나타났다. 국산 제품인 창성의 경우에도 비교적 낮은 0.45의 기공도를 보여 주었다.

구리 입자 중에서 성능이 높게 평가된 Tafa 구리 입자와 국산 창성 구리 입자를 사용하여 1 cm 이상의 두께로 저온분사 코팅하였다. 창성 구리입자는 모재인 금속판을 STS304 및 구상 주철로 두가지로 정하였으며, Tafa 구리 입자는 모재를 STS304로 하여 세가지 저온분사 코팅 시편을 제조하였다. 코팅층의 기본 물성을 알기 위해 인장시험을 실시한 결과, 저온분사 코팅 시편은 일반 압출 구리 시편에 비해 연성은 떨어지나 인장강도가 현격하게 높은 것을 알 수 있었다. 그리고 코팅층에 존재할 지 모르는 산화층을 알기위해서 코팅층을 XRD로 조사한 결과, Cuprite(Cu₂O) 및 Tenorite(CuO) 위치의 peak는 전혀 보이지 않았으며, 구리 금속의 결정부분만

강하게 나타나고 있음을 확인하고, 산화현상은 나타나지 않았다고 결론지었다.

Potentiostat을 이용한 코팅시편의 전기화학적 분극실험을 통해서 코팅시편의 전기화학적 부식 거동을 조사하였다. 그 결과 코팅시편은 일반 압출시편에 비해 전기화학적 부식거동이 떨어지는 것으로 보였다. 그러나 습공기 중의 구리부식 거동 분석한 결과, 코팅시편이건 일반 압출 동이건 모든 시편이 상당히 습공기 중에서도 상당히 안정한 물질이라는 것을 확인할 수 있었다.

염산 용액 중에서의 부식거동에서는 순도가 높은 Tafa 구리입자나 무산소 압출동은 거의 부식이 되지 않음을 알 수 있었으며, 이를 통해 저온분사코팅을 통해 형성된 구리층이 일반 구리와 동일한 내부식성을 가진다는 것을 확인할 수 있었다.

3. 결론

이상으로서 저온분사 코팅 방법을 통해 두터운 구리 코팅층을 용이하게 형성시킬 수 있음을 확인하였다. 코팅층의 기공도는 순도가 높은 Tafa 159의 경우 0.3 이하로 매우 낮게 나타났다. 습공기 중에서의 부식시험에서도 코팅층은 일반동과 마찬가지로 상당히 안정한 물질이라는 것을 확인할 수 있었다. 부식실험에서는 코팅시편이나 일반 압출동이나 가공상의 차이점은 이야기하기 힘들었으며, 구리의 순도에 따라서 무게 감소, 즉 부식률의 차이가 나타났다.

이상과 같이 따라서 1 cm 두께의 구리 용기를 제작하는 방안으로서 저온 분사 코팅 방법을 살펴보고, 여러 가지 환경에서의 부식거동을 살펴본 결과, 저온분사방법을 통해 용이하게 고준위폐기물 처분용기에 필요한 외부 구리층을 생성시킬 수 있다고 보며, 향후 구리용기 제작에 적용될 수 있다고 결론내렸다.

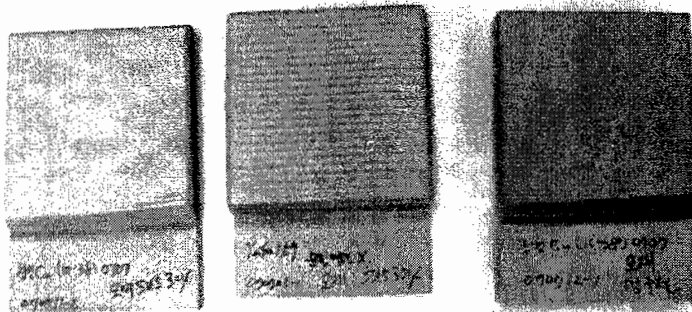


그림 1. 여러 가지 구리입자를 이용한 저온분사 구리 코팅층 시편

REFERENCES

1. W.H. Bowyer, "Design Basis for The Copper/Steel Canister", SKI Report 98:29 (1998)
2. F. King, L. Ahonen, C. Taxen, U. Vuorinen, L. Werme, "Copper corrosion under expected conditions in a deep geologic repository", SKB TR-01-23 (2001)
3. G. Gordon, Corrosion 58 (2002) 811.
4. H.J. Choi, Y. Lee, J. Choi, et al. "PWR 사용후핵연료 처분용기 안전성분석보고서" KAERI/TR-3063/2005

지하심부 혐기성 미생물에 의한 우라늄 환원 및 지연특성

이승엽, 백민훈, 노열*, 손우정

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

*전남대학교, 광주광역시 북구 용봉로 333

seungylee@kaeri.re.kr

1. 서론

지하심부에는 다양한 종류의 혐기성미생물들이 서식하고 있으며, 산소가 희박한 조건에서 금속이온들의 환원 및 광물화 작용을 일으킨다. 미생물은 철을 포함한 다양한 금속의 침출 및 유기물 순환 등과 같은 다양한 생지구화학적 과정에 참여할 뿐만아니라, 직접 또는 간접적인 조절작용을 통해 지구화학적조절인자와 영향을 주고받는다. 이들 미생물이 유기탄소를 산화시켜 이산화탄소를 생성시키며 이때 내놓은 전자를 철 등 전이금속에 공급하여 철과 산화, 환원에 민감한 금속의 환원제 역할을 하는 등 무기물과 유기물의 순환에 영향을 미친다. 본 연구에서는 한국원자력연구원 지하연구시설인 KURT(KAERI Underground Research Tunnel)의 심부 지하수에 서식하고 있는 혐기성 미생물들을 이용하여 우라늄의 환원 및 수확 기작에 의한 우라늄 제거 및 이동억제 현상을 고찰하였다. 미생물에 의한 핵종 제거 및 이동억제 연구는 국내에서는 거의 이뤄지지 않은 연구로서, 국내에서 발견된 토종 미생물들을 이용한 연구결과가 향후 고준위폐기물 처분 안전성 향상에 큰 기여를 할 것으로 기대된다.

2. 실험 및 결과

한국원자력연구원 KURT에서 지하 140m 지점의 지하수를 시추공을 통해 채수하였고, 멸균처리한 무산소 serum bottles 100 ml에 소량 주입하였다. 여기에는 두 종류의 serum bottles들이 사용되었는데, 하나는 Fe-citrate(산화철, 액체)가 첨가되어 있는 무산소 용액이고, 다른 하나는 MnO_4 (산화망간, 고체)가 소량 들어있는 용액이다. KURT 미생물을 본 용기에서 한 달 이상 키운 후, 실험에 사용하였다. 실험은 Fe-citrate에서 키운 미생물(M1)과 MnO_4 에서 키운 미생물(M2), 그리고 비교실험을 위해 미국의 *Shewanella putrefaciens*(SP) 등 총 3가지의 미생물을 대상으로 실험하였다.

실험조건은 용액 100ml에 우라늄, 광물, 그리고 미생물을 투입하여, 미생물에 의한 우라늄 농도의 변화 및 광물의 영향 등을 살펴보았다. 초기 우라늄의 농도는 1×10^{-5} M 이었고, 광물은 흑운모(biotite, 1g/100ml)와 침철석(goethite, 0.03g/100ml) 두 종류로 하였다. 미생물 주입량은 각 bottle에 0.3 ml 씩 주사기를 이용하여 주입하였으며, 산소의 침투를 막기 위해 butyl rubber로 병 입구를 봉인하였다. 실험온도는 25℃, pH는 약 7.5 조건에서 11일간 실험하였다. 실험기간 동안에 우라늄 및 용존 무기원소들의 농도 변화를 확인하기 위해 일정한 간격으로 주사기를 이용하여 1ml 씩 채취하였고 0.2 μm syringe filter로 필터링하여 ICP-MS로 우라늄 농도를 분석 하였다.

실험결과를 Fig. 1에 나타내었는데, 11일의 실험기간동안 초기 용존하는 우라늄의 농도는 미생물에 의해 계속적으로 감소하였다. 미생물 중 SP의 우라늄 제거능력이 가장 탁월하였고, M2 역시 일정 기간(4일 후)이 경과한 후 대부분의 용존 우라늄의 농도를 낮추었다(Fig. 1a). 이러한 결과는 미생물에 의한 우라늄 환원작용에 기인된 것으로, +6가 우라늄이 +4가로 환원되면서 용해도가 급속히 감소하여 침전 되었거나 주변 광물 등에 수확된 것으로 보인다. Fig. 1b에서는 초기에 우라늄 농도가 급격히 감소되는데, 이는 광물질로 넣어준 침철석의 우라늄에 대한 탁월한 수확능력 때문인 것으로 추정된다. 여기서, 주목할 사실은 M1 미생물 bottle에서 광물 표면에 수확된 일부 우라늄의 탈착 현상을 관찰할 수 있다. 이는 우라늄이 수확되어 있는 침철석(α -FeOOH) 표면이 미생물에 의해 Fe(III)가 Fe(II)로 환원되면서 광물구성 성분인 Fe이 용해되고(Fig. 2), 공존하던 우라늄도 같이 용탈되어, 용액 내에 우라늄의 농도가 점차 증가되는 것으로 추정된다. Fig. 2에서 보듯이, 다른 미생물보다

M1 미생물에 의한 침철석의 Fe 성분 용해가 훨씬 크게 증가하였다는 사실로부터 미생물에 의한 Fe의 용출이 우라늄의 수착거동에 영향을 미치고 있음을 알 수 있다(Fig. 1b).

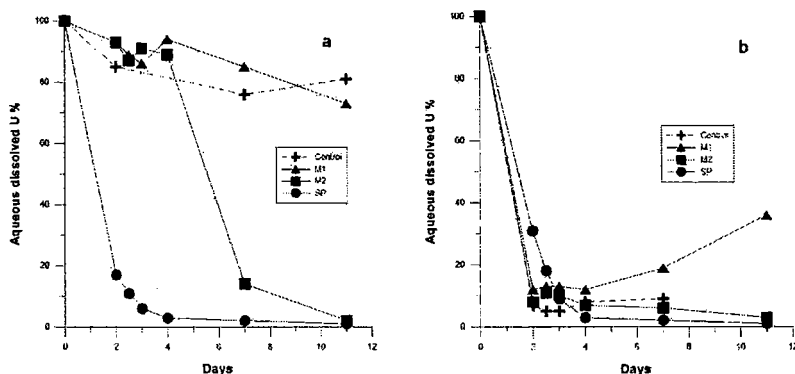


Fig 1. The variation trends of aqueous dissolved U % depending on the effects of microbial activity and surrounding minerals (a: biotite, b: goethite) in the anaerobic aqueous condition

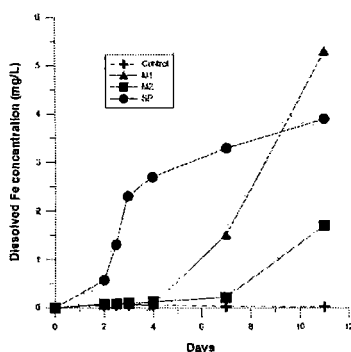


Fig 2. The increase of dissolved Fe concentrations in goethite containing bottles during the experiment

3. 결론

외국의 *Shewanella putrefaciens* 못지 않게 국내 토종 KURT 지하수 미생물도 환원작용을 통한 용액중의 용존 우라늄 제거 능력이 탁월함을 확인할 수 있었다. 현재 본 기작을 주도하는 미생물 개체를 단독배양하지는 못했지만, 추후 실험을 통해 우라늄 환원력이 탁월한 미생물 개체를 확보할 계획이다. 미생물에 의해 광물의 일부가 환원되며, 이에 따른 핵종들의 수착 및 탈착 거동이 영향을 받는다는 사실은 매우 흥미로운 현상이며, 앞으로 이에 대한 심도 있는 연구를 계획 중에 있다.

사 사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

국내 지하처분연구시설(KURT)에서 현장용질이동 시험: 균열특성 조사 및 현장용질이동 시험 장치

이재광, 백민훈, 손우정

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

jklee1@kaeri.re.kr

1. 서론

심지층에 처분된 고준위 방사성폐기물로부터 핵종들이 유출될 경우 처분장의 인공방벽을 거쳐, 주변의 지하 암반층을 통해 생태계로 이동할 수 있다. 특히 유출된 핵종들은 암반 균열을 통해 지하수의 다양한 이동경로를 따라 이동한다. 따라서 암반 균열에서 용질의 이동 및 지연현상에 대한 이해는 방사성폐기물 처분의 장기 안전성 측면에서 매우 중요하다. 이러한 취지로 지난 2006년도에 고준위방사성폐기물의 심지층 처분에 대한 현장실증연구 및 필요한 요소기술의 확보를 위하여 소규모 지하처분연구시설(KURT)이 한국원자력연구원 부지 내에 건설되었다. 본 연구에서는 지하처분연구시설에서 현장 용질이동 시험을 수행하기 위한 예비단계로 실험을 시추공 시추 및 균열특성을 조사하였으며, 현장 용질이동 시험 장치를 설계하여 설치 및 시운전 하였다.

2. 시추공 특성조사 및 현장용질이동 실험 장치 설치

KURT 현장용질이동 실험을 위하여 지하처분연구시설에서 실험에 적절한 지하수 유동이 예측된 지역에 총 6개의 시험공을 시추하였다. 6개의 시추공 중에서 실험에 적당한 지하수 유동(약 600 mL/min)이 있는 용질이동공 3-1 및 3-2에서 잘 발달된 절리면을 확인할 수 있었다. 또한 방향성, 발달상태 및 충전상태 등의 기반암의 불연속면 특성을 파악하기 위하여 BIPS (Borehole Image Processing System, RG-VIDEOLLOGGER2)을 이용한 시추공 영상촬영을 수행하였다. 시추공 특성조사 결과 용질이동공 3-1 및 3-2에서는 7.5 m 이상의 깊이에서 파쇄절리가 관찰되었으며, 수압시험 및 영상촬영 결과 용질이동공 3-1(깊이 : 9.32 m)과 용질이동공 3-2가 (9.86 m) 서로 연결성이 높음을 확인하였다.

Table 1. 용질이동공에 대한 불연속면 특성

용질이동공 3-1			용질이동공 3-2		
시추깊이 (m)	절리간극 (mm)	절리형태	시추깊이 (m)	절리간극 (mm)	절리형태
7.65	-	B	8.04	-	B
7.80	2	A	8.21	-	B
7.97	2	A	8.51	2	A
8.18	-	B	8.73	-	C
8.52	-	B	9.00	-	C
9.12	-	B	9.27	4	A
9.32	3	A	9.44	-	B
9.53	-	B	9.86	3	A
9.70	-	C	9.94	-	B
9.86	-	B	10.08	2	A
10.71	-	B	10.28	-	C

A: 파쇄절리, B: 미세절리, C: 엽리, 맥

KURT의 암반단열을 통한 현장 용질이동 시험을 위하여 현장 용질이동 실험장치(IMS: In-situ

Migration System)를 개발하여 설치 및 시운전을 실시하였다. 장치는 주입부와 유출부, 그리고, 분석부로 나뉘며, 주입부는 추적자를 일정 유량으로 주입하며 추적자 reservoir, water analyzer, 시료 주입펌프, 압력게이지 등으로 구성되었다(Fig. 1 참조). 유출부는 토출 펌프, 지하수 함유 가스제거 유닛, 실시간 지하수 측정셀, fraction collector 등이 포함되어 있으며, 분석부에서는 실시간으로 측정 데이터를 입력할 수 있도록 구성하였다. 실시간 지하수 측정셀에서는 pH, 온도, 산화 환원전위, 용존산소, 그리고, 전기전도도 등이 실시간으로 측정 및 기록되도록 하였다. 이 장치를 이용하여 두 개의 시추공 사이에 연결된 균열면의 지하수 흐름을 따라 이동하는 용질이동 시험이 진행되고 있으며, 향후 다양한 용질을 이용한 용질이동 및 지연특성 연구를 수행할 예정이다.

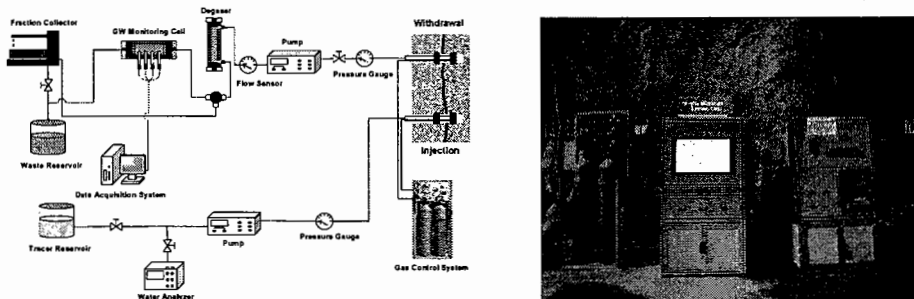


Fig. 1. 현장 용질이동 시험장치 및 구성도

3. 결론

지하연구시설 내에 현장 용질이동 실험을 위한 시험공을 시추하고 시험공의 균열특성 분석 및 지하수 유동특성에 대한 기초실험을 수행하였고, 현장 용질이동 실험장치를 설치하고 시운전하였다. 향후 다양한 수작성 및 비수작성 용질을 이용한 다양한 용질이동 시험을 수행하고 관련된 용질이동 모델 개발을 통하여 방사성폐기물 처분의 현장 실증연구를 수행해 나갈 계획이다. 또한, 균열면에 존재하는 이차광물과 지하수 등의 상호작용을 분석함으로써 용질이동의 지연현상을 규명할 예정이다. 이러한 연구들을 통하여 방사성폐기물 처분의 안전성 평가자료 구축 및 모델들에 대한 현장 실증 연구를 통하여 안전성평가의 신뢰성을 확보할 수 있을 것으로 기대한다.

사사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

고준위 방사성 폐기물 처분 연구를 위한 KURT 주변 지역의 지질 모델

박경우, 김경수, 고용권, 배대석, 최종원

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

woosbest@kaeri.re.kr

방사성 폐기물의 처분과 관련하여 안전성 평가를 위한 지질 환경 특성 규명은 지표 및 천부 지하 환경 뿐 만 아니라 심부 환경이 포함된다. 실제로 고준위 방사성 폐기물이 처분될 영역은 심부 지하 영역으로 초점이 맞춰지며, 따라서 심부 지질 환경의 특성 규명은 고준위 방사성 폐기물 처분의 주요 과제가 된다. 심부 지질 환경 특성 규명에 있어 가장 주요하게 고려되어야 할 부분은 연구 지역의 부지 특성 모델이 되는데, 고준위 방사성 폐기물 처분을 위한 부지 특성 모델은 지질 모델, 수리 지질 모델, 지하수 유동 모델, 지화학 모델, 지질 역학 모델 등을 포함한다. 여기서 제시되는 각 모델은 하나의 독립된 모델로 구성되는 것으로 간주될 수 있으나, 기준 모델을 근거로 재순환(iteration)되는 특성을 갖는다. 부지 특성 모델에서 기준이 되는 모델은 지질 모델이 되며, 지질 모델을 근거로 해서 수리 지질학적, 지화학적, 암석 역학적 모델이 구성된다.

고준위 폐기물 처분 연구 분야의 선도 국가는 미리 부지 특성 모델의 중요성을 인지하고, 이의 연구에 대해 많은 시간과 자본을 투자하였으며, 기존의 광산을 활용하거나 새로이 지하 연구시설을 건설하여 부지 특성 모델 연구에 많은 관심을 기울이고 있다. 이에 발맞춰 한국원자력연구원에서는 지하 처분 연구터널(KURT)을 건설하여 방사성 폐기물 처분 연구를 수행하고 있다.

일반적으로 부지 특성 조사는 지표 지질 조사 단계, 시추공 조사 단계, 지하 터널 조사 단계로 구성되는데, 이에 대한 설명은 다음과 같이 요약할 수 있다.

- 지표 지질 조사 단계

1단계의 조사 과정이며, 문헌 조사를 포함한다. 기존에 보고되었던 연구 지역의 문헌 자료를 활용하여 전반적인 지질을 조사하고, 연구 지역의 수계 및 일반적 지질에 대한 확인이 지표 조사 단계에서 수행된다. 항공 탐사 및 수치 지도를 활용한 선구조 분석 작업이 수행되며, 이를 통해 연구 지역의 전반적인 단열대 분포를 추론하며, 이에 병행하여 지구 물리 탐사를 통해 대규모 단열대 분포를 확인한다.

- 시추공 조사 단계

지표 지질 조사 결과 예비 지질 모델이 구성되면, 관심이 되는 영역에서 시추공을 굴착하여 지질 환경 특성 분석을 실시한다. 2차원 조사라고도 하며, 지표 지질 조사 단계에서 예상되었던 대규모 단열대를 기준으로 단열대 특성 분석 및 대규모 단열대로는 볼 수 없으나 기반암에 존재하는 암반 단열에 대한 분포 특성을 분석한다. 지하수 시료를 채취하여 지화학 분석을 수행하여, 시추공에서 현장 수리 시험을 수행하여 수리 지질 특성을 조사한다.

- 지하터널 조사 단계

3차원 조사라고도 하며, 실제로 지하 공동을 굴착하여 자세한 단열 분포 특성 및 지질 특성을 조사를 수행하게 된다. 공동 굴착 과정 중 지하수 시료 채취 및 암반 역학적 특성을 분석하며, 시추공 조사 단계의 결과와 비교하여 부지 특성 모델을 보완하게 된다.

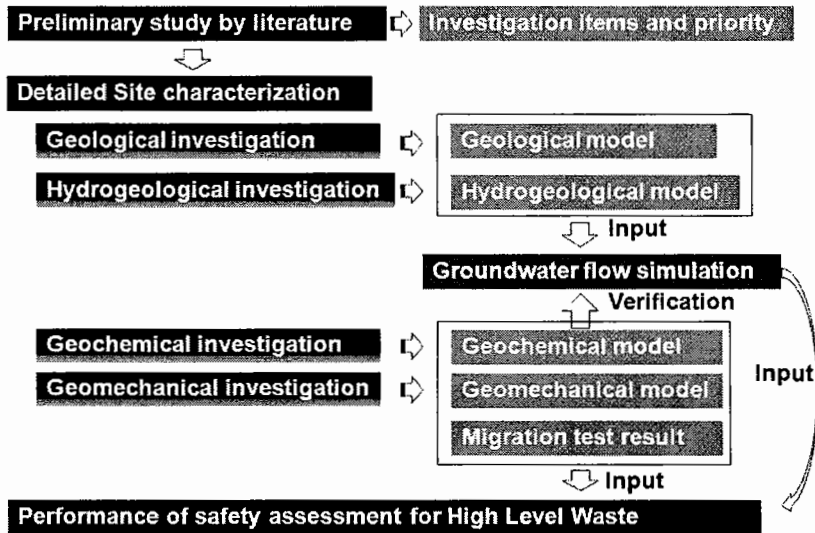


그림 1. 부지 특성 조사의 개요도

본 연구에서는 한국원자력연구원 주변 지역에서 지하처분연구터널(KURT) 건설 전 조사되었던 지질 환경 특성 자료 및 지하 처분 연구 시설 건설 중의 조사 자료를 기초로 하여 연구 지역의 지질 모델을 구성하였다. 연구 지역의 지질 모델은 상부에 표토층이 광범위하게 존재하며, 그 하부에 저경사 단열대로 그리고 심부 기반암이 존재하는 모델이 되며, 남북 방향 및 동서 방향으로 확인된 총 7개의 단열대가 연구 지역에 존재하는 것으로 분석된다.

구성된 지질 모델을 근거로, 기존에 수행되었던 현장 수리 시험 결과를 활용하여 수리 지질 모델을 구성하였다. 수리 지질 모델은 지질 모델의 영역을 수리 지질학적 개념을 도입하여 인용하였으며, 각 수리 지질학적 영역에 대한 수리특성은 분류하였다. 지질학적으로 단열대로 분류되는 투수성 수리 영역의 수리전도도는 $1E-09$ m/sec ~ $1E-6$ m/sec의 범위로 광범위하게 분포하고 있으며, 이는 연구 지역에 존재하는 단열대의 이방성을 대표한다.

이렇게 구성된 수리 지질 모델을 이용하여 연구 지역의 지하수 유동 모델링을 수행하였다. 이러한 일련의 연속된 연구 과정을 통해, 기존에 구축되었던 지질 모델의 특성과 단열대의 수리 지질학적 중요성 및 향후 연구 수행 방안에 대한 분석이 가능하다.

국내 처분장의 방사성폐기물 인수조건 선정방법

김기홍, 유영걸, 박경길, 성석현*, 정의영*

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

*한국수력원자력(주), 서울특별시 강남구 영동대로 411

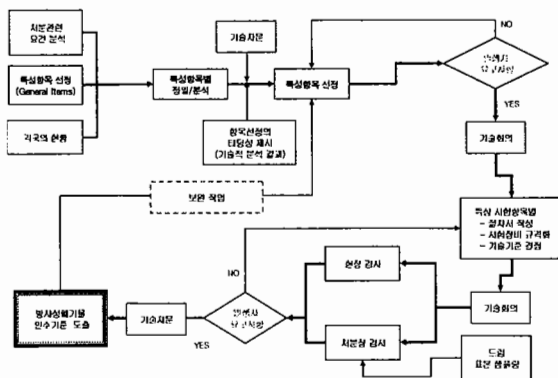
nkhkim@kaeri.re.kr

국내 처분장의 방사성폐기물 인수조건(Waste Acceptance Requirements)은 해당 처분시설의 안전성 확보와 성능유지를 위하여 처분되는 방사성폐기물의 처분 적합성 여부를 판단하는 기준(Waste Acceptance Criteria)이 되며, 이 처분장 인수기준은 폐기물 발생자가 폐기물 발생에서부터 처분에 이르기까지 체계적으로 폐기물을 안전하게 관리할 수 있도록 국가의 폐기물인도규정(교육과학기술부고시 제2008-65호)과 더불어 폐기물관리 기술기준으로 활용하게 된다.

방사성폐기물 인수기준 선정에 있어서 폐기물 발생기관의 목적에 따라 폐기물의 종류와 형태, 발생량 및 핵종의 종류 등에 있어서 다양하게 발생되므로 국내 폐기물발생 기관별 폐기물의 특성을 고려하여야 하며 또한 국가 폐기물 인도규정을 준수하여야 한다.

1. 국내처분장 방사성폐기물 인수조건 선정

처분시설은 방사성폐기물을 장기적으로 종합 관리하는 곳이므로 무엇보다도 안전성 확보와 성능유지가 필수적이다. 따라서 처분되는 폐기물의 장기 건전성과 핵종 재고량의 파악이 되도록 인수조건에 이들에 대한 제반 기술기준들이 포함되도록 하여야 한다. 이를 위하여 아래 그림의 폐기물 인수기준 개발 흐름도처럼 ①국외의 인수기준 및 인수절차 분석 ②국내 처분폐기물인수기준(안) 도출 및 적정성 분석 ③발생자 요구사항 분석 및 수용방안 선정 ④ 국내 처분폐기물 인수기준(안) 보완 등을 통하여 방사성폐기물 인수조건이 선정되도록 하였다. 즉, IAEA Safety Series No. 71(1985)을 기초로 하여 10개의 국외처분장 인수조건 분석, 폐기물발생 기관별 폐기물 특성조



방사성폐기물 인수기준 개발 흐름도

폐기물의 장기 건전성과 핵종 재고량과 관련하여 처분장 인수기준에 포장물의 요건과 특성기준으로 대별하여 포장물 요건에는 일반 요건과 고형화 요건, 그리고 포장물 특성기준에는 방사선 특성, 물리적 특성, 화학적 특성 등에 대한 인수조건 및 검사방법들을 선정하여 반영하였다.

2. 국내처분장 방사성폐기물 인수조건

사를 통하여 인수기준 특성 항목과 검사 방법들을 도출하고 이어서 국내 산학연 폐기물 전문가로부터 기술자문을 통하여 폐기물 종류 및 형태별로 이들의 적정성 및 부합성을 평가하였다. 이렇게 작성된 인수기준(안)을 수차례에 걸친 폐기물 발생기관과 국내 전문가와의 기술협의를 통하여 보완하면서 인수기준의 공감대를 형성토록 하였다. 또한 이들에 대하여 규제 기관과는 수차례에 걸쳐 실무 기술협의를 거쳤다. 특히 국내에서 발생하는 방사성 폐기물을 처분안전성을 확보하면서 최대한 수용토록 발생기관의 의견을 반영하였으며, 처분장 안전성에 영향을 미칠 것으로 보이는 사항(침출, 킬레이트 화합물)에 대하여서는 민감도 분석을 수행하였다.

방사성폐기물에 대한 처분 일반요건으로는 처분장의 안전성을 높일 수 있고 또한 폐기물 포장물의 안전취급, 작업자의 방사선피폭을 예방할 수 있는 내용으로 구성하였다. 고형화 요건에서는 폐기물 종류중 균질폐기물은 처분 안전성 증진을 위하여 고형화하도록 유도하였고, 이들에 대하여 국내 생성가능한 폐기물 고화체에 대한 연질 및 경질 고화체 유형별로 특성 시험방법(아래 표 참조) 및 기술기준치들을 세분화 하였다. 그리고 비균질폐기물(폐필터 및 잡고체 등)중에서 반감기가 5년 이상인 핵종의 총 방사능 농도가 74,000Bq/g($2\mu\text{Ci/g}$), 외국의 경우는 37,000Bq/g) 이상인 경우에는 고정화하되 폐기물 고화체 시험요건을 적용하지 않는 것으로 하였다.

처분장 인수기준에서의 폐기물의 특성평가 항목 및 시험방법

구 분	시험 항목	관 련 기 준	
		경질 고화폐기물	연질 고화폐기물
○ 구조적 안정성	압축강도 시험	KS F 2405	KS F 2351
	침수시험	NRC 「Technical Position on Waste Form, Rev.1」	
	열순환시험	ASTM B553	
	방사선조사시험	NRC 「Technical Position on Waste Form, Rev.1」	
○ 침출성	침출시험	ANS 16.1	
○ 실물크기 시험	유리수 측정	ANS 55.1와 유사한 방법 적용	

포장물 특성기준에는 방사선 특성중 핵종함유량은 교육과학기술부 고시의 방사성 핵종 처분농도 제한치를 초과치 않도록 하였으며, 핵종규명도 교육과학기술부 고시에 준하도록 하였다. 알파방출 방사성 핵종에 대하여는 핵종별로 그 농도가 규명되도록 하였다. 이외에 표면선량률, 임계안전, 표면오염에 대한 기술기준치들을 제시하였다. 포장물의 물리적 특성은 포장물내의 폐기물로부터 방사성물질의 누출 가능성을 배제하도록 포장물의 채움률(내부 부피의 85%이상), 유리수(0.5% 미만), 킬레이트제의 농도 제한(8% 미만) 등으로 구성토록 하였다. 포장물의 화학적 특성은 포장물내 폐기물을 장기 보관함에 따라 폐기물 구성물질의 화학반응성으로 처분장 및 인체에 위해가 되지 않도록 발화성, 유해성, 폭발성, 부식성, 기체발생 가능성 및 인화성 등을 엄격히 제한되도록 하였다.

3. 처분안전성에 대한 민감도 분석

MASCOT를 사용하여 킬레이트 함유량 및 침출지수 변화가 처분장 안전성에 미치는 영향에 대한 민감도 분석을 통해 킬레이트 화합물(핵종재고의 0.1%, 1%, 8% 및 10%가 고리형 착화합물을 형성하는 것으로 가정)의 경우 처분장 성능에 매우 민감하게 작용할 수 있음을, 반면 침출지수(침출지수를 침출율로 전환, 침출 90일중 최종 측정기간의 data를 장기 침출모델에 적용)의 경우는 오히려 둔감하게 작용하고 있음을 확인할 수 있었다. 민감도 분석 결과, 10% 킬레이트 유관 핵종재고를 평가한 결과 및 침출지수 6 이상부터는 처분장 성능 목표치인 0.1 mSv/yr를 유지하는데 큰 어려움이 없을 것으로 판단되었다.

4. 참고 문헌

- [1] Acceptance Criteria for Disposal of Radioactive Wastes in Shallow Ground and Rock Cavities, IAEA Safety Series No. 71, 1985
- [2] Methods for Verifying Compliance with Low-level Radioactive Waste Acceptance criteria, DOE-LLW-185 (1993)
- [4] Barnwell waste management facility site disposal criteria, S20-AD-010 (Barnwell)(2006)
- [5] Nevada test site waste acceptance criteria, DOE/NV-325-REV.6-02(2006)
- [6] Hanford Site solid waste Acceptance Criteria, HNF-EP-0063, Revision 13
- [7] 방사성폐기물의 물리화학적 특성시험 및 기본자료 조사, 한국수력원자력(주)/한국원자력연구소, 2005

위험도 기반 폐쇄후 처분안전성평가 방법론 개발 방향

서은진, 정해용, 정찬우, 이윤근

한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19번지

ejseo@kins.re.kr

고준위 방사성폐기물 처분 시스템의 개발과 규제는 기술적인 동시에 정책적인 과정으로서 다양한 이해 당사자들의 동의를 거쳐 관련 기준을 설정해야 한다. 특히 일반 국민 등 비전문가 집단의 이해를 구하는 것이 매우 중요할 것이며 이러한 맥락에서 보았을 때 비방사선 시설이나 행위의 안전성과 비교하기 용이한 척도를 성능 목표로 고려하는 것이 보다 타당할 것이며 설정된 성능목표 개념에 부합하는 안전성 평가 방법론을 채택하는 것이 일관성 측면에서 적절할 것이다. 이와 관련 본 논문에서는 해외 선진 처분 국가들의 성능목표 및 안전성 평가 방법 현황 등을 살펴보았으며 이를 통해 국제적 현황의 파악과 향후 우리나라의 고유한 처분 안전성 평가 방법론을 제시하고자 한다.

1. 위험도 성능목표

일반 이해 당사자들의 동의 및 이해 증진과 타 분야 안전성과의 비교라는 측면에서 보았을 때 방사선량에 비해 환경 등 타 분야에서도 적용되고 있는 위험도(Risk)가 처분 성능목표로써 보다 유리할 것이다. 위험도는 방사선 피폭이 발생할 가능성을 고려하고 적절한 선량/위험도 환산인자를 통해 그에 상응하는 수준을 상정할 수 있다. 국내에서 고준위폐기물 처분에 관한 성능 목표는 발생 가능성이 있는 현상들에 대해 통합적으로 예를 들면 연간 10^{-6} 수준의 위험도를 설정할 수 있다. 이 값은 ICRP[1]의 국제적 권고치인 연간 10^{-5} 와 위험도 성능목표를 채택하고 있는 해외 처분 국가들의 기준값을 참고로 보더라도 적절한 수준이라 할 수 있을 것이다. 표 1에 해외 처분 국가들의 성능목표와 안전성평가 방법 현황 등을 나타내었다[2].

2. 위험도 기반 폐쇄후 처분 안전성평가 방법론

먼 미래 인간 및 환경에 미치는 방사선학적 영향을 평가하는 폐쇄후 처분 안전성평가는 각 피폭 시나리오의 발생 가능성을 고려할 필요가 있다. 이와 관련 ICRP[1]에서는 시나리오의 발생 가능성을 고려한 두 가지 접근 방법, 즉 방사선학적 선량과 확률을 통합하여 고려하는 접근법(Aggregated approach)과 방사선적 선량과 그와 관련된 발생 가능성을 분리하여 고려하는 접근법(Disaggregated approach)을 제안하고 있다. 안전성평가에 있어서 각 접근 방법의 선택은 각기 그 장단점을 가지고 있으나 원리상으로는 위험도로 주어진 성능 목표에 대하여 위험도 개념에 근거한 선량과 확률의 통합 접근 방법이 보다 일관성이 있을 것이다. 또한 고준위 방사성폐기물 처분 안전성평가에서는 지속적인 성능이 요구되는 일정 기간 (예; 1,000년)을 넘어서는 기간에 대해서는 사실상 정량적인 계산이 불가능하며 먼 미래 불확실한 확률적 상황들을 하나의 정성적인 성능척도로 대변해야 할 것이라는 측면에서도 선량과 확률의 통합 접근 방법이 부합한다고 할 수 있다. 위험도 평가의 기본이 되는 평가 방법이라고 할 수 있는 확률론적 평가는 장기간에 걸친 많은 불확실성을 정량적으로 취급하는 이점을 가지고 있는 반면에 해결해야 할 과제들도 가지고 있다. 그 때문에 일부 국가들은 결정론적 평가를 우선적으로 고려하고 확률론적 평가로 보완하거나 또는 확률론적 평가를 결정론적 평가로 보완하고 있다. 특히 위험도 성능목표를 채택하고 있는 스웨덴의 경우에는 확률론적 평가가 불가피하지만 최근의 지침 [3]에서는 확률론적 평가를 보완하는 시나리오로서 확률과는 관계없이 즉, 위험도 평가와는 별개로 방벽의 성능평가가 포함되어 있기도 하다. 처분에 있어서는 현상의 발생확률을 적절하게 평가하기 위해 필요 충분한 데이터가 정비되어 있지 않을 뿐 아니라 평가의 대상으로 되어야 할 기간이 장기간에 걸쳐 있어 시간에 따라 불확실성이 증대한다는 것과 폐쇄후의 상태에서는 이상 현상이 발생한 이후에도 점검과 회복작업 등이 어렵다는 점 등에서 원자로 시설과 다른 점이 많다. 안전성 평가 시나리오의 분류에 대해서는 이러한 점을 가미하여 보수적인 사고가 필요하게 되는 것이다. 해외 처분 국가들의 안전성 평가 시나리오 분류에 있어서는 분류의 기준과 명칭에 있어서

약간의 차이는 있으나 ALARA에 기초한 최적화와 BAT(Best Available Technique)을 적용하기 위한 현실적 시나리오, 통상의 성능 목표에의 적합성을 판단하기 위한 시나리오 및 우발적인 파괴적 현상에 대한 안전 여유도를 확인하기 위한 시나리오로 크게 분류되고 있는 점은 어느 정도의 공통성을 보이고 있다[2]. 선량과 확률을 통합하는 위험도 평가에서도 위험도 결과값 자체는 별다른 정보를 제공하지 않는 경우도 있을 수 있다. 이에 따라 해당 피폭 시나리오의 발생 확률과 그 평가 결과를 비교해 보며 종합적으로 판단하는 것이 중요할 것이다. 위험도 평가를 피폭자 중심으로 볼 필요가 있으며 또한 결정집단 또는 대표인의 설정과 생태계 모델링 그리고 적절한 천연지표의 적용 등을 부가적으로 고려할 필요가 있다.

표 1. 해외 처분 성능목표 및 안전성평가 방법 현황

	스웨덴		핀란드	
적용기준	SSI FS 1998:1 SSI FS 2000:18	SSI FS 2005:5 SKI FS 2002:1	STUK YVL 8.1 외	STUK YVL 8.4 외
대상 처분장 등	SFR-1 (단수명 LILW)	SFL-2 (HLW) (SR-CAN)	올킬루오트 (LILW) VLJ	올킬루오트 (HLW) (TILA-99)
안전성 평가	확률론적 안전성 평가를 결정론적 평가에 의해 보완		확률론적 사고를 제외한 결정론적 안전성 평가	확률론적 사고를 제외한 결정론적 안전성 평가
성능 목표	(1) 최적화와 BAT의 적용 (SSI FS 1998:1) 집단선량은 폐쇄후의 1000년에 방출된 방사능에 의한 정량적 해석에 기초하여 10,000년간까지 평가를 요구 (2) 연간 위험도 < 10^{-5} (단, 소수의 그룹으로 구성된 경우에는 < 10^{-5} (SSI FS 2005:5)) (3) 위험도 평가 (SSI FS 2005:5) - 폐쇄후 1,000년 : 신뢰성 높은 예측이 가능한 기간 - 1,000년 이후 :보완적 지표 (농도 등)을 사용하여 위험도 평가의 신뢰성 향상 (4) 위험도 해석의 기간 (SSI FS 2005:5) - 단수명 LILW 처분장 : 최대 10만년, 최대의 영향이 생기는 기간까지 - 사용후핵연료 또는 장수명 폐기물 처분장 : 최대 100만년, 처분장의 방호능력의 개량 가능성에 관해서 중요한 정보를 가져오는 기간까지		(1) ALARA 원칙에 의한 최적화 (2) 연간 유효선량 : 기댓값 < 0.1mSv/yr 우발적 현상에 대한 기준 : < 5mSv/yr	(1) ALARA 원칙에 의한 최적화, BAT(Best Available Technique) 적용 (2) 연간 유효선량 : < 0.1 mSv/yr (큰 규모 집단 년 유효선량 : < 0.001~0.01 mSv/yr)
	미국		프랑스	
적용기준	10CFR63 및 Proposed Rule		RFSIII, 2. f (1991.6.1)	
대상처분장 등	YMP (HLW)		ANDRA, Dossier 2005	
안전성 평가	확률론적 안전성 평가		결정론적 안전성 평가를 확률론적 평가에 의해 보완	
성능 목표	(1) 합리적인 최대 피폭 개인의 연 유효선량 (Proposed Rule) - 처분후 10,000년 : < 0.15 mSv/yr (산술평균값) - 10,000년 이후 (~백만년) : < 3.5 mSv/yr (중앙값) (2) 지하수 방호기준 gross- α 등에 대한 농도기준과 함께 β 방사성핵종에 대하여 40 μ Sv/yr의 한도가 정해져 있음. 지하수는 수 원으로써 넓은 지역에 용출수로서 공급되고 있기 때문에 안전 용출수범의 수질기준에 준하고 있음.		(1) ALARA의 원칙에 의한 최적화 (2) < 0.25 mSv/yr (3) 우발적 현상에 관한 가상 상황에 대해서는 그 발생확률을 고려한 위험도 개념 ([당해 현상의 발생확률]*[그것에 따른 피폭 효과])의 사용을 검토하는 것이 가능 (4) 단, 우발적인 현상에 있어서 개인 피폭 선량을 정성적 영향을 일으킨다고 생각될 수 있는 Level을 크게 하회하는 수준으로 유지시키지 않으면 안 됨.	

3. 참고문헌

- [1] ICRP Publication 81, Radiation Protection Recommendations as Applied to the Disposal of Long-Lived Solid Radioactive Waste, ICRP (2000)
- [2] 일본원자력안전위원회 전문부회 매설분과회 검토 자료 (2006. 6), <http://www.nsc.go.jp>
- [3] SSI FS 2005:5, The Swedish Radiation Protection Authority' guidelines on the application of the regulations (SSI FS 1998:1) concerning protection of human health and the environment in connection with the final management of spent nuclear fuel and nuclear waste

저준위폐기물처분장 운영 전 사전 안전성평가를 위한 공동 굴착 중 단열체계특성 정량적 조사 및 분석 방안

김경수, 배대석, 고용권, 최종원, 김중열*

한국원자력연구원, *소암컨설팅트(주)

kskim@kaeri.re.kr

1. 서언

도로나 철도 노선의 직선화 및 지하공간 이용 증가 추세로 터널·공동의 장대화 및 대규모·대심도화 하는 추세에 있다. 이러한 지하공간 굴착 과정에서 예상치 못한 연약대 혹은 파쇄대의 출현으로 공사 진척에 상당한 장애요소에 직면하게 된다. 더욱이 방사성폐기물처분장의 경우 건설허가 단계 중 부지특성조사에서 예측한 처분장 부지의 지질환경특성은 굴착과정에서 상당한 변화가 불가피하므로, 이를 수정·보완한 내용을 토대로 처분장의 운영 전 사전 안전성평가가 수행되어야 한다. 이와 관련하여 기본 자료로서 굴착 과정에서 취득한 단열분포특성 자료를 정량적으로 조사·분석하여 안전성평가에 적용함으로써, 처분장부지의 지하수유동체계 해석에 대한 불확실성을 저감시킬 수 있어야 한다.

지하공간 굴착공사 중 단열의 조사·분석은 여러 가지 여건에 의해 그 정확성·정밀성은 상당한 제약을 받고 있다. 발파과정 사이의 짧은 시간 내에 열악한 굴착 환경뿐만 아니라, 육안조사에 의존하는 조사자의 특성에 따라서 측선법(scan-line method)이나 측면법(window mapping) 등과 같은 방법은 건설 중 열악한 환경 하에서 수행하는데 많은 장애요소에 직면하게 되고 결과의 신뢰성에 영향을 미치게 된다. 특히 방사성폐기물 처분사업에서는 상당한 불확실성의 저감에 대한 장애요소로 작용한다. 일반적으로 터널 굴착공사 중 단열의 조사는 단열체계에 대한 조사 및 분석 시 주요 단열(대)에 대한 조사로 국한하여 접근하고 있어 방사성폐기물 처분장의 안전성확보에 관련한 신뢰성 제고에 큰 장애가 된다.

전술한 굴착 중 다양한 장애요소를 저감시키고 공사의 효율성 유지를 위해 발파공/그라우팅공 등 소규모 시추공(슬림홀)에서 BIPS 기능을 이용한 단열특성의 조사·분석의 정량적 접근방법을 제안한다.

2. 발파공 등 소규모 시추공을 이용한 단열특성 정량분석 기술

슬림홀 광학스캐너(SHOS: Slim Hole Optical Scanner): 대부분 상용되는 BHTV 및 BIPS 등 검침기법은 NX 규격(76mm) 이상의 시추공에 적용 가능하여 굴착과정에 적용 시 공기지연과 경제성 측면에서도 그의 응용은 거의 설득력이 없다. 슬림홀 광학스캐너(SHOS)는 BIPS와 동일한 영상이미지를 취득하는 기능을 갖추고 로거 직경이 23mm로서 발파공/그라우팅공과 같은 슬림홀 시추공에 적용이 가능하다. 또한 내부 구조는 단순화하여 몸체길이를 약 89cm로 최소화 하여 발파공이 어느 정도 뒀을 경우에도 응용이 가능한 것이 장점이다(그림 1). SHOS의 분해능은 약 5 pixel/mm이며 이미지는 단열정보는 물론 암반 물성까지도 정확한 판단이 가능하다. 또한 경량화하여 막장에서 천공 심도(약 10m이내)에 대하여 한 두 사람의 힘으로 슬림홀 내에 삽입 및 측정이 가능하다(그림 2).

터널 막장 face mapping 및 분석: 터널 막장 단면에서 다음 발파구간에 대한 발파공 굴착 후 장악 장입 전에 광측량기를 이용하여 슬림홀 입구, 방향 및 깊이, 절리 끝 단부, 막장 면의 요철, 주요 암층의 변화 등을 데이터화하여 저장한다. 한편, 취득한 단열정보는 위치, 방향성, 틈 크기, 조도특성 등, 모든 인자들을 정량적으로 분석하여 사업의 목적에 부합되도록 적절한 해석이 가능하다. SHOS를 이용하여 한국원자력연구원의 KURT(Korea Underground Research Tunnel;

지하처분연구시설) 터널 벽에 천공한 슬림홀(직경 약 45mm)에 적용한 결과, 터널굴착 주변의 단열체계를 3차원으로 정확히 예측 및 재현할 수 있었다(그림 3, 4).

터널 전방 단열구조 3차원 모델: 분석된 단열정보는 다음의 절리구조 3차원 입체화를 위한 기본 자료가 된다(그림 3). 만약 단열면이 평면이라고 가정하면 이 면은 단열면 위 임의의 한 점과 경사각 및 경사방향에 의해 정의된다. 슬림홀의 방향이 다양하기 때문에 각 이미지에서 발췌된 절리기 단열정보는 좌표 및 시추공의 방향성을 토대로 실제 단열정보 기준으로 전환된다. 단열정보 분석결과(심도, 절리방향, 경사각)를 공간적인 개념에서 확대 연상하여 인접 시추공 정보와 상호연계 성시켜 3차원 수치화할 수 있는 알고리즘을 개발하였다. 이 결과는 굴착 시 전방의 단열체계를 현장에서 3차원으로 즉시 구현할 수 있어 공정관리에도 유용하게 활용 가능하다. 나아가서 전체 단열자료를 통계처리하여 운영 전 사전안전성평가시 단열망체계 내에서 지하수유동 해석에 중요한 정보를 제공할 수 있게 된다.

3. 결론

최근 BHTV 및 BIPS와 같은 검층기술로 고분해능으로 시추공벽을 스캔닝할 수 있어서 단열은 물론 암반물성에 대한 대규모 정보처리가 가능하게 되고 결과의 정확성, 정밀성에도 한층 신뢰성을 확보하게 되었다. 특히 굴착공사 기간 중에 열악한 여건 하에서도 기존 발파, 앵커 및 그라우팅공을 활용하여 단열체계의 특성을 조사·분석 및 이의 적용이 가능하게 되었다. SHOS는 대체로 규격 측면에서 BIPS의 기능을 축소화한 logger로써 한국원자력연구원 지하처분연구시설 KURT내 슬림홀에 적용하여 산출된 절리구조 3차원 수치화 결과는 바로 슬림홀 주변의 단열체계를 가능한 한 자연상태에 근접하게 모사할 수 있었으며 그 적용 가능성을 확인하였다. 더욱이 이 기술을 이용한 단열특성 분석에 대한 주변 software가 이미 완성되어 있어서, 방사성폐기물처분장 부지의 지하수유동 및 안전성평가에 적용 가능한 단열체계망 모사의 신뢰성확보에 비중이 높은 역할이 기대된다. 나아가서 굴착 공정관리에도 유용하게 활용 가능하다.

사사 본과제는 교육과학기술부의 원자력연구개발중장기계획사업, 원자력연구기반확충사업 및 국제과학기술협력재단 양자간공동연구과제의 일환으로 수행되었습니다.

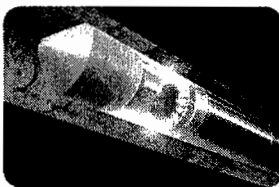


그림 1 슬림홀 광학 스케너 (SHOS)



그림 2 KURT내에서 SHOS 삽입

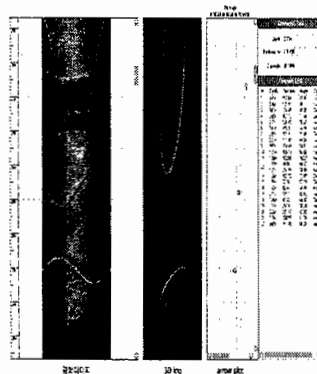


그림 3 광학이미지로부터 단열정보 발췌

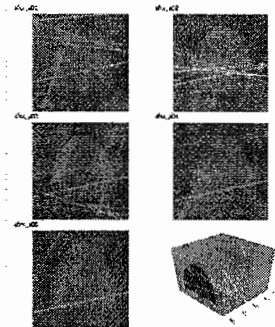


그림 4 KURT 내 슬림홀 BH01 주위 절리구조 입체 영상화

제2-2분과

방사성폐기물 처분 (Poster)

동굴처분 사일로 폐쇄방안별 핵종이동 비교분석

박진백, 박주완, 김창락

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

jbpark@khnp.co.kr

1. 서론

방사성폐기물 동굴처분시설의 콘크리트 구조물(사일로) 주변 및 사일로내부에서의 방사성핵종 이동 평가는 폐기물 영역으로부터 주변 인공방벽 층을 통과하여 부지 암반층에 도달할 때까지 각 층을 통과하는 지하수에 의한 이류와 각 영역간의 농도구배에 의해 생기는 확산을 고려하게 된다. 따라서 처분사일로 통과 지하수량 혹은 지하수 유속은 핵종이동 평가상 중요한 파라미터 가운데 하나이다. 본 논문에서는 처분사일로 내부 및 주변의 폐쇄물질 조합에 대해 지하수유동 모델링에 의한 처분사일로 내부로의 지하수 침투량 분석결과를 활용하여 사일로 침투수량 즉, 사일로 통과 지하수 유량이 핵종 누출에 미치는 영향을 비교·분석하였다.

2. 처분사일로 폐쇄 개념모델 대안

핵종이동 평가대상인 처분 사일로 폐쇄설계 개념의 대안과 이에 대한 지하수 유동해석 결과는 참고문헌 [1]을 이용하였다. 사일로 구조물 내·외벽에의 폐쇄물질 적용여부에 따라 2가지 경우 (Case 1과 2)로 구분하되, 후보폐쇄물질에 따라 Case 1에는 2가지(Case1_M1: 구조물내부+분쇄석 뒷채움, Case1_M2: 구조물내부+시멘트몰탈 뒷채움), Case 2에는 3가지(Case2_M1: 구조물외부+분쇄석 뒷채움, Case2_M2: 구조물외부+벤토나이트+모래 혼합재 뒷채움, Case2_M3: 구조물외부+벤토나이트 뒷채움)등 5가지 폐쇄설계 개념모델이 설정되었다. 핵종이동 모델링을 위한 사일로 단면의 제원 및 물성은 참고문헌 [1]에서와 동일하며, 콘크리트 구조물은 폐쇄후 1,000년 후에 완전 열화하는 것으로 가정하였다. 각 경우에 대한 평가결과로 도출되는 암반으로의 핵종누출률은 사일로 내 핵종재고량, 분배계수 등 이동에 영향을 주는 입력변수의 핵종별 상대적 영향을 무시하기 위해 Case1_M1에 대한 값으로 분율화하였다. 핵종이동평가에는 시스템레벨의 모델링이 가능한 MOSAIC코드가 사용되었다[2].

3. 평가결과 비교 검토

지하수 유동해석 결과, 표 1에서 보는 바와 같이 지하수 침투 억제능력은 저투수성 방벽을 사용하는 경우인 Case2_M3가 다른 후보물질에 비하여 현저히 우월한 것으로 평가되었다[1].

표 1. 폐쇄개념별 처분사일로 통과 지하수 유량 변화 - Case1_M1 대비 상대비율

폐쇄 개념	콘크리트 구조물 열화 전	콘크리트 구조물 열화 후
Case1_M1	1	1
Case1_M2	7.72E-01	7.81E-01
Case2_M1	1.50E-01	9.56E-01
Case2_M2	1.04E+00	5.41E-01
Case2_M3	4.33E-02	4.96E-02

구조물 외부에 분쇄석을 사용하는 경우(Case2_M1)가 내부에 분쇄석을 사용하는 경우 (Case1_M1)에 비해 침투수량이 적은 이유는 콘크리트 구조물의 투수계수(콘크리트가 건전한 경우

$K=3E-11$ m/s, 콘크리트가 열화한 경우 $K=1E-8$ m/s)에 비해 그 주변 분쇄석의 투수계수($K=1E-4$ m/s)가 현저히 크므로 지하수가 선택적으로 방벽을 통과하는 소위 "hydraulic cage"가 형성되기 때문인 것으로 판단된다.

그림 1은 처분사일로 주변 암반으로의 핵종별 최대 누출률(Bq/yr)을 비교한 것이다. 지하수 유량 변화의 경우와 마찬가지로 Case1_M1에 대비한 상대비율로 나타내었다. 그림에서 알 수 있는 바와 같이 단반감기, 비이동성 핵종인 Ni-63, Sr-90, Cs-137 등의 경우 콘크리트 구조물 열화전의 지하수 유동 거동과 유사한 변화를 보이고 있으며, 이에 비해 장반감기, 이동성 핵종인 C-14, Ni-59, Nb-94, I-129 등은 콘크리트 구조물 열화 후의 지하수 유동 양상과 유사한 변화를 보이고 있다.

한편 단반감기이면서 이동성 핵종인 H-3은 열화 후의 양상을, 장반감기이고 비이동성 핵종인 전 알파핵종은 열화 전의 양상을 나타내고 있다. 사일로 침투수량이 핵종별로 나타나는 누출률의 민감도는 침투수량의 감소에 따라 발생하는 최대 누출률의 지연시간과 핵종별 반감기와와의 관계에 의해 생기는 것을 알 수 있다. 즉, 콘크리트 구조물의 열화시기 보다 긴 반감기를 가진 핵종의 경우에도 I-129의 경우는 인공방벽에서의 흡착에 의한 누출률의 최대치 도달시간이 핵종의 반감기(반감기: $1.57E+7$ 년)에 대해 상대적으로 작기 때문에 다른 핵종에 비해 유속의 감소에 따른 방사능의 감쇠를 기대하기 어려워 민감도가 크지 않게 나타나며, 이에 비해 C-14(반감기: $5.73E+3$ 년), Ni-59(반감기: $7.54E+4$ 년) 등은 상대적으로 민감도가 더 크게 나타나고 있다.

또한 핵종의 반감기와 인공방벽에서의 흡착특성에 의해 사일로 침투수가 핵종 누출률에 미치는 영향이 다르게 나타나지만, 침투수 억제능력이 우월한 Case2_M3에서 거의 모든 핵종에 대해 인공방벽에 의한 핵종누출이 억제될 수 있음을 보여주고 있으며, 따라서 저투수성 방벽을 적절히 설치하여 사일로로의 침투수를 억제하는 것은 중요하다고 할 수 있다.

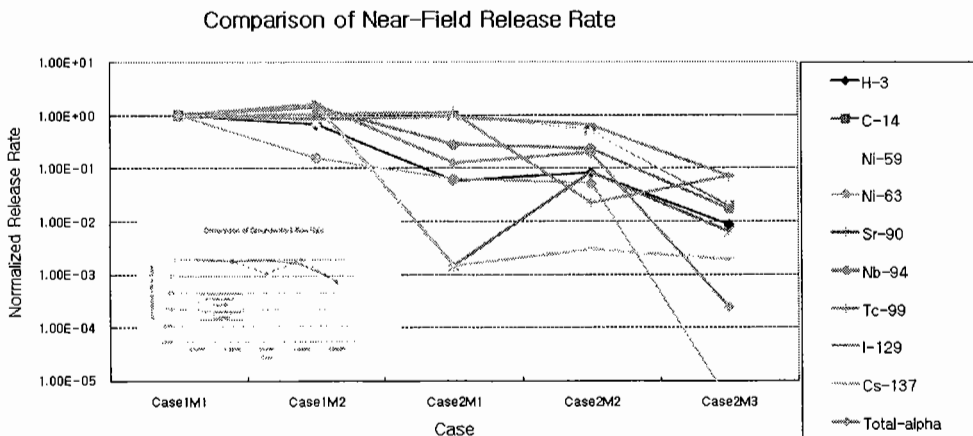


그림 1. 처분사일로 주변 암반으로의 핵종 누출률 비교

참고문헌

- [1] 조성일, 이은용, 김창락, "방사성폐기물 처분사일로 폐쇄를 위한 수리적 방벽효과 해석", 한국 방사성폐기물학회 2008 춘계학술발표회, 서울, 5. 22-23, 2008.
- [2] Wei Zhou, Matthew W. Kozak, George Mungov, Joowan Park, Chang-Lak Kim, Jin-Beak Park, and Ji-Hoon Lee, "MOSAIC: MODular Safety Assessment code with Integrated Concrete analysis, A computer program and database for the Korean concept for L/ILW disposal safety assessment", Jan. 2006.

해외 지하연구시설을 이용한 핵종 및 콜로이드 이동에 대한 국제공동연구 현황 분석

백민훈, 박정균, 이재광

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

mhbaik@kaeri.re.kr

1. 서 론

2006년 11월 한국원자력연구원 부지 내에 한국형 고준위폐기물 처분시스템(KRS, Korean Reference System for HLW Disposal)의 현장실증 및 처분 요소기술의 확보를 위한 지하연구시설인 KURT(KAERI Underground Research Tunnel)가 건설되었다. 그러나 KURT는 현 단계에서는 지하 약 100미터 수준이고 방사성 물질을 이용할 수 없는 점 등 몇 가지 단점들을 가지고 있다. 따라서 이러한 문제점들을 극복하고 보완하기 위해서는 해외의 지하연구시설을 적극 활용하는 국제공동연구에 적극적으로 참여하여 필요한 연구를 수행할 필요가 있다. 본 연구에서는 핵종 및 콜로이드 이동과 관련한 해외의 지하연구시설을 활용한 국제공동연구 현황들을 수집, 분석하였다.

2. 지하처분연구시설 현황 분석

전 세계의 주요 지하처분연구시설들에 대한 현황을 수집, 분석하여 현재 국내 상황에서 참여 가능한 지하연구시설에서 수행중인 프로젝트에 대한 기술현황을 분석하였다. Table 1에 현재 운영 중이거나 건설 중인 해외의 주요 지하연구시설의 현황을 정리하여 나타내었다.

Table 1. 운영 중이거나 건설 중인 해외 지하연구시설의 현황

국가	위치	시설형태/이름	모암	운영기간	부지연관성
Belgium	MOI	HADES + PRACLAY	Plastic clay	since 1980	Yes
Canada	Pinawa	URL	Granite	since 1984	
Finland	Olkiluoto	Research Tunnel	Granite	since 1993	
Germany	Gorleben	Exploration galleries	Salt dome	since 1997	Yes
	Konrad	Test galleries in iron mine	Shale	since 1980	Yes
Japan	Tono	Test galleries in U mine	Sandstone	since 1986	
	Mizunami	MIU	Granite	constructing	
	Honorobe	Honorobe URL	Sedimentary	constructing	
Sweden	Äspö	HRL(experimental)	Granite	since 1990	
Switzerland	Grimsel	GES test galleries	Granite	since 1984	
	Mont Terri	Test galleries	Shale	since 1995	
USA	Carlsbad	WIPP	Bedded salt	since 1982	Yes
	Yucca Mt.	ESF	Volcanic tuff	since 1993	Yes
	Yucca Mt.	Busted Butte	Volcanic tuff	since 1997	

해외 지하연구시설들 중에서도 스웨덴의 Äspö HRL(Hard Rock Laboratory)와 스위스의 GTS(Grimsel Test Site) 등이 핵물질을 포함한 방사성핵종들을 사용할 수 있는 시설이며, 화강암을 모암으로 하고 있고 현재 가장 활발하게 연구가 진행되고 있는 시설들이다. 따라서 이들 지하연구시설들이 한국의 지질학적 환경에 가장 잘 부합하고, 핵종 및 콜로이드에 대한 국제공동연구 참여에 가장 적합한 지하연구시설이라고 판단하여 이들 시설들에서 수행중인 프로젝트들에 대해 보다 자세하게 살펴보았다.

스웨덴은 1992년부터는 Oskarshamn섬에 지하 450m, 터널 총 길이 약 3,600m의 지하연구시설인 Äspö HRL을 건설 운영하고 있다. 현재는 2개의 지역을 대상으로 최종 처분시설 부지 선정 작업이 순조롭게 진행 중이다. Äspö HRL은 1995년에 완공한 사용후핵연료 처분을 위한 연구시설로 지하 약 500m 깊이로 동굴을 굴착하여 실제처분과 유사한 조건에서 각종 실험 수행하고 있다. 현재 선진 9개국이 공동연구형태로 다양한 방면에 참여중이며 주요한 연구항목은 다음과 같다.

- 삼차원 추적자 이동실험(Tracer Retention Understanding Experiments, TRUE)
- 장기 암반내질내 확산실험(Long Term Diffusion Experiment, LTDE)
- 핵종이동 미시적 측정실험(Radionuclide Retention Experiments with CHEMLAB)

스위스는 1984년 부터 알프스 산맥의 산악지역에 수력발전을 위한 기존터널을 활용하여 1984년부터 화강암 지하연구시설인 GTS를 운영중이다. 현재 방사성핵종을 사용해서 실험할 수 있는 최상의 URL로서 그동안 처분연구에서 매우 중요하고 다양한 연구들이 수행되어져 왔다. 지난 5단계 연구에서는 다음과 같은 연구들이 주요 수행되었다.

- HPF(Hyper-alkaline Plume in Fractured Rocks): 처분장 시멘트의 알칼리성분이 핵종거동에 미치는 영향에 대한 연구로 자연유사연구와 병행하여 수행
- CRR(Colloid and Radionuclide Retardation): 콜로이드의 핵종이동 영향 규명 실험
- EFP(Effective Field Parameters): 지하수 유동 및 핵종이동 실험

2004년부터 정식으로 시작된 6단계(2004 ~ 2013)에서는 CFM(Colloid Formation and Migration), LTD(Long-Term Diffusion), NF-PRO(Near Field Processes), LCS(Long-Term Cement Studies), PSG(Pore Space Geometry) 등과 같은 연구들이 수행되어져 오고 있다.

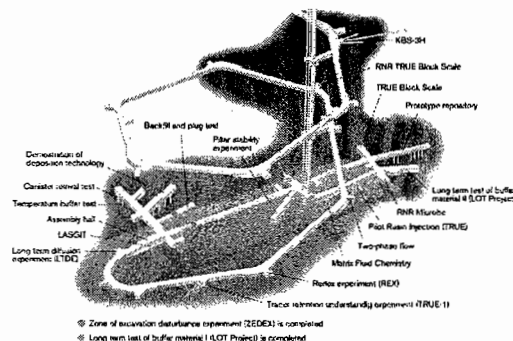


Fig. 1. 스웨덴 ÄSPÖ HRL 주요 시험내용

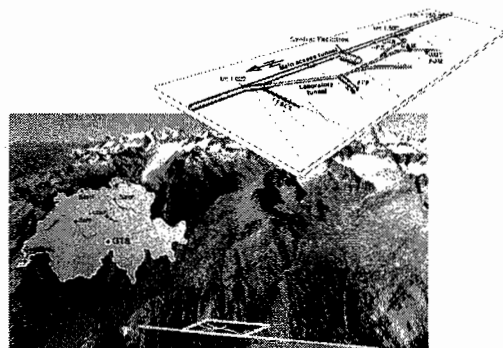


Fig. 2. 스위스 GTS 위치 및 주요 실험내용

3. 결론

고준위 방사성폐기물 처분은 한 국가만의 문제가 아닌 국제적인 협력을 통해 해결해 가야할 문제이므로 관련 분야에 대한 긴밀한 국제협력 및 국제공동연구의 참여가 매우 중요하다. 이러한 원자력 국제사회에 대한 기여를 통해 국제사회에서 우리나라의 국가적 위상을 제고하고, 이를 통해 고준위폐기물 처분에 대한 대국민 신뢰 향상에 기여할 수 있다. 따라서 향후 방사성폐기물 처분분야에서 국제협력 뿐만 아니라 지하연구시설에서 국제공동연구 참여를 적극적으로 추진해 나가야 할 것이다. 본 연구의 결과들은 해외 국제공동연구 수행 및 관련 분야의 국제협력에 필요한 지하처분연구시설 및 연구현황에 대한 정보를 제공하고, 향후 해외 지하연구시설의 국제공동연구 참여 및 연구수행에 활용될 수 있을 것이다.

사사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

HLW 처분시설 공학적방벽시스템에 관한 기술기준 개발방향

안상면, 박진용, 최경우, 박상훈

한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19

k270asm@kins.re.kr

1. 서론

원자력발전과 핵연료주기시설 등의 운영으로부터 방사성폐기물은 필연적으로 발생하며 방사성 폐기물은 인간의 건강과 환경에 잠재적으로 위협하기 때문에 그 위험이 허용 가능한 수준까지 감소되도록 관리되어야 한다. 원자력선진국들은 중·저준위 방사성폐기물을 처분장에 안전하게 영구 처분하고 있고 사용후 핵연료를 포함한 고준위방사성폐기물의 안전한 처분을 위해서 수십 년간의 장기계획을 통해 규제제도정비, 부지확보, 안전성평가, 시스템설계와 연구 등 관련 사업을 일관되게 추진해 오고 있다. 국내의 경우, 한수원(주)은 중·저준위 방사성폐기물 처분장 건설 및 운영허가를 위한 신청서를 2007년 1월에 과학기술부에 제출하였고 이에 따라 처분장에 대한 안전심사가 현재 진행 중이며 사업자의 계획에 따르면 2010년부터 운영할 예정이다. 방사성폐기물관리법이 지난 3월 제정되었고 사용후핵연료의 합리적 관리를 위한 공론화연구가 정부주도로 진행되어 조만간 사용후핵연료에 관한 공론화 절차가 진행될 것으로 예상된다. 국내 원자력법령에 따라 대부분의 사용후핵연료는 고준위방사성폐기물로 분류되며, 직접처분도 사용후핵연료에 대한 합리적 관리 방안의 하나로 고려될 수 있다. 한국원자력연구원은 사용후핵연료를 포함한 고준위 방사성폐기물 처분에 관한 연구를 1997년부터 중장기계획에 의해 수행해왔고 현재 3단계 연구가 진행 중이다. 이러한 연구개발을 뒷받침하고 HLW 처분안전성을 확보하고 규제체계를 확립하기 위해 한국원자력안전기술원은 방사성폐기물 리스크 최적 검증기술 개발이라는 중장기연구과제의 세부항목으로 HLW 장기 안전관리 기반구축을 목표로 HLW 영구처분 안전원칙, 규제모델과 요소 등을 개발 중에 있고 본 연구는 그 일환으로 국내 고준위폐기물 처분환경에 맞는 공학적 방벽 시스템에 관한 기술기준의 설정 방안을 모색한다.

2. 국내의 현황

원자력법 제76조 내지 제77조에 폐기시설 등의 건설 및 운영허가에 관한 사항과 허가기준이 규정되어 있고 과학기술부령(방사선안전관리 등의 기술기준에 관한 규칙) 제58조 내지 제82조에 폐기시설 등의 시설과 성능기준 그리고 폐기에 관한 사항들이 규정되어 있다. 중저준위 방사성폐기물 처분과 관련된 기술기준은 과학기술부령(방사선안전관리 등의 기술기준에 관한 규칙) 제4장과 세부기술기준은 관련 과학기술부 고시에 상세하게 규정되어 있는 반면에 고준위방사성폐기물 처분을 위한 심층처분시설에 대한 위치, 구조 및 설비, 성능 등에 관한 기술기준은 관련 부령에 선언적인 형태로 기술되어 있고 세부기술기준과 관련된 요건과 고시들은 아직 제정되지 않은 상태이다.

심층처분과 관련된 국제원자력기구(IAEA)의 안전요건(Safety Requirements) 보고서 WS-R-4(Geological Disposal of Radioactive Waste)는 2006년 발간되었고 이에 따른 안전지침(Safety Guide)은 현재 완성된 초안에 대한 심층검토가 진행 중이며 조만간 관련 절차를 거쳐 공식 발간 예정이다. 안전요건보고서(WS-R-4) 내용중 규제기관의 책무에 관한 요건을 살펴보면, 심층처분시설 개발을 위한 규제요건과 인허가과정의 여러 단계별 규제요건 충족을 위한 절차들을 수립하도록 기술되어 있다.

고준위폐기물 처분장의 건설 및 운영을 계획하고 있는 미국, 스웨덴, 핀란드 등의 경우, 부지선

정을 위한 노력부터 국가차원의 장기계획에 따라 체계적으로 고준위방사성폐기물처분사업을 추진하고 있다. 수십 년간 지속된 사업과 활동으로 고준위폐기물 처분과 관련된 법령과 제도를 수립하였고 부지조사와 처분 안전성 확보를 위한 다양한 연구 및 개발 등을 활발하게 진행하고 있다.

이러한 국제규범과 선도국 경험은 국내 고유의 기술기준 개발에 기본요소로 고려될 수 있다.

3. HLW 처분시설 공학적방벽시스템에 관한 기술기준 개발방향

고준위방사성폐기물처분시설의 폐쇄후 안전성을 위한 안전개념은 다중방벽개념(multiple barrier concept)이며 이것은 자연방벽과 공학적 방벽으로 구분가능하고 이러한 방벽들이 제공하는 안전기능(safety functions)에 의해 폐쇄후 안전성이 보장되어야 한다. 자연방벽의 성능은 처분장 부지선정과 매우 밀접한 관계를 가지는 반면, 공학적 방벽시스템은 대개 폐기물고화체, 처분용기, 완충재로 구성가능하며 방벽시스템의 물리화학적 물성과 프로세스에 의해 안전기능이 제공되어야 한다. 심층처분시설의 전체 성능이 다중방벽개념에 충실하고 폐쇄후 안전성과 안전의 신뢰성을 향상시키기 위해 공학적 방벽시스템에 대한 최소한의 안전요건과 기술기준이 필요하다.

방사성폐기물처분시설 전체 시스템 성능에 대한 기준은 대개 선량(dose) 또는 위험도(risk)로 규정된다. 처분시설 폐쇄후 먼 미래 수천 년이 지난시점에 대한 평가의 불확실성을 고려해서 선량 또는 위험도 형태의 전체 성능기준 이외의 공학적 방벽의 안전기능과 성능을 고려한 근계핵종농도, 근계핵종플럭스와 공학적 방벽의 격납기간 등을 보조적인 성능지표 또는 안전지표로 설정하고 규제요건으로 부과하는 것이 선량 또는 위험도평가에 비해 상대적으로 불확실성이 적고 공학적 방벽 시스템의 품질과 신뢰성 평가에 용이하고 최종적으로 안전성평가와 안전사례의 품질과 신뢰성을 높이는 방편이라고 볼 수 있다.

4. 결론

KINS는 2007년부터 5개년 계획으로 국내 HLW 처분에 관한 규제요소와 해당 안전성평가방법론을 개발하고 있다. 중·저준위방사성폐기물 처분시설에 관한 규제요건과 기술기준에 비해 상대적으로 미비한 고준위방사성폐기물 처분을 위한 심층처분시설의 공학적 방벽 시스템에 대한 규제요건과 기술기준 등을 국제원자력기구(IAEA)가 제공하는 안전기준과 심층처분시설을 건설·운영을 계획하고 있는 국가들의 규제요건과 기술기준 등을 참고하고 각계 전문가의 자문과 이해관계자의 의견을 수렴하여 국내 실정에 적합한 심층처분시설의 공학적 방벽 시스템에 관한 규제요건과 기술기준을 조속히 마련해서 고준위방사성폐기물처분사업에 안전요건과 지침을 제공하는 등 동 사업의 체계적이고 지속적인 추진과 HLW처분 안전규제 체계 확립에 기여하고자 한다.

Simulation of resaturation process in the engineered barrier system of a high-level waste repository

W. J. Cho, J. O. Lee and S. Kwon

Korea Atomic Energy Research Institute, P.O. Box 105, Yoseong, Daejeon, 305-600, Korea

wjcho@kaeri.re.kr

1. introduction

The engineered barrier system (EBS) of a high-level waste repository constructed in a deep rock formation consists of the waste form, the disposal container, and the bentonite buffer. The major role of the EBS is to control the intrusion of groundwater, and then to minimize the release of radionuclide to the surrounding host rock. The coupled processes occurring in the EBS such as the heat generation from the waste, the intrusion of groundwater from the surrounding rock, and the stress changes due to the swelling of buffer material are the important issues in the performance assessment of the repository.

2. KENTEX

An engineered scale experiment, the KENTEX is being performed at the Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) to study the thermal, hydraulic and mechanical (T-H-M) processes occurring in the EBS. The KENTEX consists of a confining cylinder with a cylindrical heater and bentonite blocks, a hydration tank, and a data logging and instrumentation system. The vertical steel confining cylinder simulates the deposition hole excavated in the host rock of the repository, and its inner diameter and height are 0.75 m and 1.36 m, respectively (Fig. 1). There are 24 nozzles at the side wall of the confining cylinder to supply groundwater to the bentonite buffer. The groundwater is injected through the nozzles from the hydration tank with a pressure of 5 atm.

The average dry density of bentonite block in the confining cylinder is 1.5 Mg/m^3 . The temperature at the interface of a cylindrical heater simulating the disposal container and the bentonite buffer is being maintained at 90°C . The KENTEX is a third scale of the engineered barrier system for the repository concept proposes by KAERI.

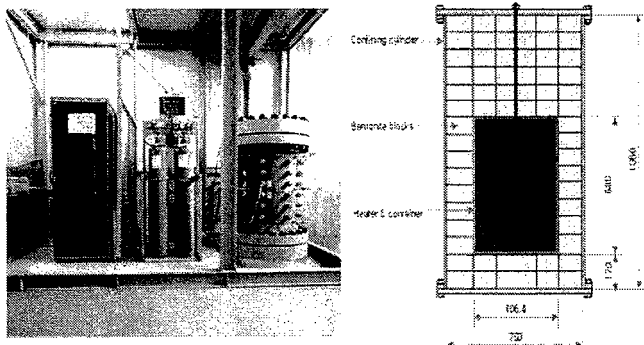


Fig.1 Schematic diagram of the KENTEX

3. Results and Discussion

The water content and temperature distribution in the EBS of the KENTEX with an intrusion of groundwater into the bentonite buffer were analyzed with the TOUGH2 computer code [1]. The detailed geometry of the KENTEX was incorporated in the model. The configuration of the KENTEX was modelled with a radially-symmetric mesh. The outer boundary was assumed to have a Dirichlet boundary condition. The hydraulic and thermal properties of the bentonite buffer were measured from the laboratory experiments, and the bentonite-water retention relationship was also

obtained from the experimental data. These properties were then implemented in the TOUGH2 code. The calculated results were compared with the measured ones from the KENTEX experiment. Both agree well to indicate that the T-H coupled process in the KENTEX can be simulated reasonably well with TOUGH2 code (Fig. 2).

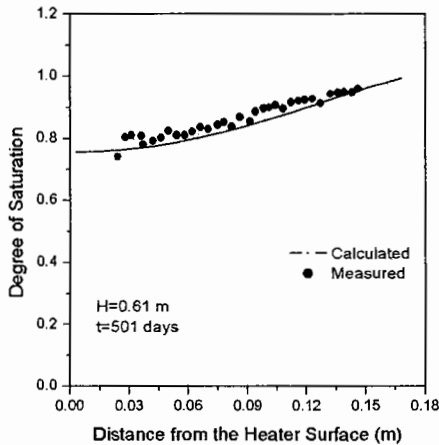


Fig.2 Calculated and measured water content distribution

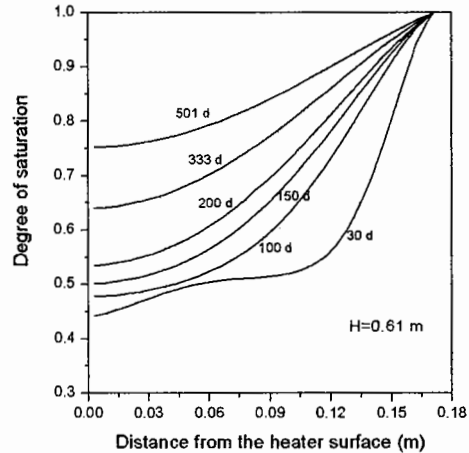


Fig.3 Time dependent change of the degree of saturation distribution

4. Conclusion

The water and temperature distributions in the engineered barrier system due to the intrusion of groundwater into the bentonite buffer were analyzed with the TOUGH2 computer program. Both the calculated results and measured ones agree well with each other which indicates that the coupled thermal and hydraulic process in KENTEX can be simulated reasonably well with the TOUGH2 computer program.

REFERENCES

- [1] K. Pruess, C. Oldenburg and G. Moridis, "TOUGH2 User's Guide, Version 2.0, Lawrence Berkeley National Laboratory, LBNL-43134 (1990).

현장 시추공 히터시험을 위한 암반초기온도 예측

권상기, 김진섭, 조원진

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

kwonsk@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원 내에 위치하고 있는 지하처분연구시설(KAERI underground research tunnel, KURT)에서는 고준위폐기물 처분연구를 위한 시추공 히터시험이 실시되고 있다. 암반 벽면에 천공된 길이 3m, 직경 11cm의 히터공에는 5kw 용량의 히터가 설치되어 있으며 가열에 의한 암반에서의 온도 및 응력변화는 히터공 주변에 천공된 15개의 관측공에 설치된 온도, 응력센서에 의해 자동 기록되고 있다. 2007년 말 예비시험을 거쳐 2007년 12월 본 가동이 실시된 이후 히터의 온도를 단계적으로 서서히 상승시키고 있으며 2008년 4월 현재 히터의 온도는 85도이다. 현장 히터시험과 병행하여 온도, 응력의 변화를 하는 파악하기 위한 모델링 기법이 개발되고 있다. 현장 시험의 결과 해석 및 모델링 기법과의 비교를 위해서는 암반의 굴착 전 초기온도를 파악하여야 한다. 본 연구에서는 지하처분연구시설 주변에서의 초기온도를 예측하기 위해 실험실에서 측정된 심도에 따른 암반의 열전도도 변화와 대전지역의 대기 온도변화를 이용하여 KURT 주변 암반에서의 연간 온도변화를 평가하였다.

2. 초기온도 모델링

지하처분연구시설(KURT)은 산지에 위치하고 있으며 산세의 변화에 따른 영향을 고려하기 위해 주변의 지형을 모델링에 반영하였다. KURT에서 회수된 시추코아를 이용한 실험실 실험을 통해 암반의 열전도도를 측정하였으며 심도(Z)와 암반 포화 여부에 따라 열전도도(K)는 다음 식과 같은 변화를 보인다.

$$K(\text{wet}) = 0.0048 Z + 2.6782 \quad (\text{W/m } ^\circ\text{K})$$

$$K(\text{dry}) = 0.0067 Z + 2.2929 \quad (\text{W/m } ^\circ\text{K})$$

즉, 심도의 증가에 따라 열전도도는 증가하며 포화암의 열전도도가 건조된 암석의 열전도도에 비해 상대적으로 높게 나타났다.

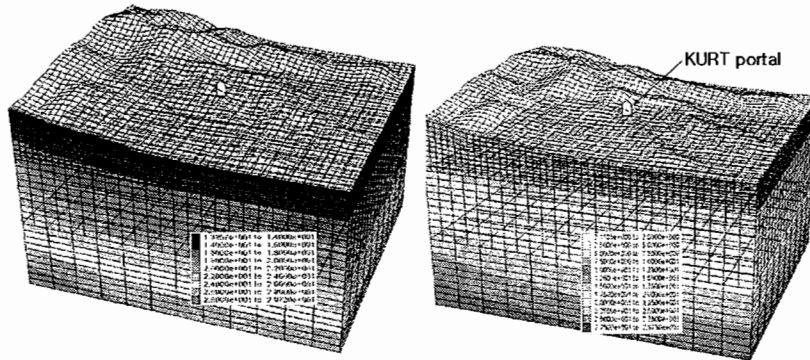
3차원 해석코드인 FLAC3D 를 이용한 모델링에서는 KURT의 굴착 전 수직시추공에서 관찰된 지하수위를 고려하여 지표면에서 18m 하부는 포화암의 심도에 따른 열전도도 변화를, 상부는 건조암의 심도에 따른 열전도도 변화를 가지는 것으로 가정하였다. 지표면에서의 온도 변화에 따른 심도별 연간 온도 변화를 추정하기 위해 2007년 대전 지역의 대기온도 변화를 이용하였다. 지표면과 공기접촉을 통한 대류열전달을 현상을 반영하기 위해 $10 \sim 50 \text{ W/m}^2\text{k}$ 사이의 대류열전달계수(heat convection factor)를 사용하여 모델링을 실시하였다. 지열구배(geothermal gradient)는 유성지역에서 측정된 지열구배를 고려하여 $3^\circ\text{C}/100\text{m}$ 를 사용하였으며 지표면의 초기온도는 연간 평균기온인 13.5°C 로 가정하였다.

3. 연구 결과

그림 1 은 KURT 주변에 대한 모델링을 을 통해 얻어진 6월과 12월의 온도분포를 보여준다. 그림 2는 대전지역에서 측정된 대기온도 변화와 모델링에서 계산된 지표면과 지하 11m 지점에서의 연간 온도변화를 보여준다. 열전도계수에 따라 약간의 차이가 있으며 지표면과 암반의 최대

최소 온도 도달 시점에 차이가 나타남을 알 수 있다. 대기 온도의 변화에 의해 암반에 가까운 지점에서는 상대적으로 큰 영향을 받음을 알 수 있다.

터널 벽면에서 가까운 지점의 경우 환기시스템에 의한 외부 공기의 유입이 시험구간 암반의 온도 변화에도 영향을 줄 수 있는 것으로 판단된다. KURT에서 실시되는 현장 히터시험의 경우 벽면에서 비교적 가까운 1-3m 지점에서 실시가 되므로 환기 시스템이 시험구간 암반의 온도변화에 영향을 미칠 것으로 예상할 수 있다. 처분시스템의 설계 시에 환기시스템에 의한 처분공과 처분터널 주변에서의 암반온도 변화를 고려하는 것이 필요할 것으로 판단된다.



(a) Temperature on Jun.30

(b) Temperature on Dec.31

Fig. 1. Temperature distribution around the KURT

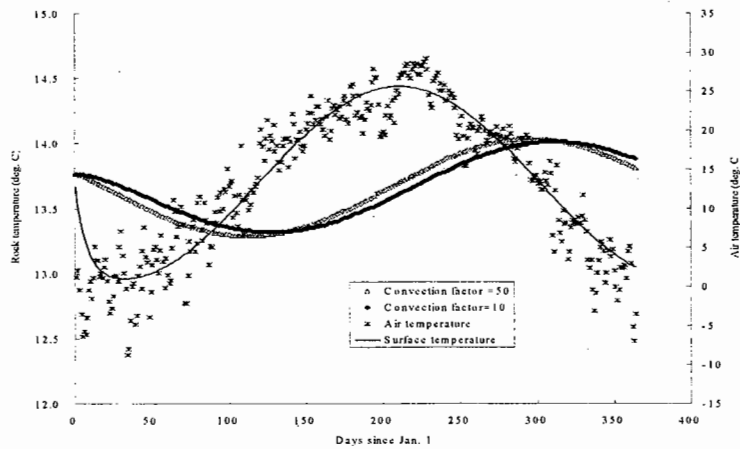


Fig. 2. Rock and air temperature variation with time

A Verification Study between KAERI's and JAEA's Biosphere Assessment Models

Youn-Myoung Lee and Yongsoo Hwang

Korea Atomic Energy Research Institute, 1045 Daedeokdaero, Yuseong, Daejeon 305-353, Korea

ymlee@kaeri.kr

1. Introduction

Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) and Japan Atomic Energy Agency (JAEA) have been used similar conceptual and mathematical models as well as datasets for deriving flux-to-dose conversion factors in order to convert the radionuclide flux from a geosphere to a biosphere, to dose exposure rates for a biosphere assessment for the safety assessment of a radioactive waste repository [1,2]. In this study, not only the conceptual and mathematical models, but the datasets of the biosphere assessments used in the KAERI and JAEA models have been compared and the differences between both models have been analyzed. The following approaches were made to compare the KAERI biosphere models and JAEA biosphere models:

- Comparing the geosphere-biosphere interface for the representative model cases
- Comparing the radionuclide transfer pathways and the human exposure pathways for a conceptual and mathematical model
- Comparing the datasets for a representative model case
- Comparing the results for a case with KAERI-AMBER and JAEA-AMBER
- Comparing the results for a case with KAERI-GoldSim and JAEA-AMBER
- Comparing the significant biosphere parameters identified through a sensitivity analysis

To evaluate the exposure doses to humans, exposure pathways are assumed as shown in Fig. 1., based on which, radionuclides from the geological media were assumed to be further transferred after passing through the geosphere-biosphere interfaces. Flux-to-dose conversion factors (DCF) for the exposure groups were calculated for the river water, well and local marine water models by GoldSim and AMBER, without considering a sorption or dilution in the aquifer for simplicity. In addition, another river water model with the consideration of both a sorption and dilution in the aquifer was also calculated. Sensitivity analysis and regression analysis were performed to evaluate and understand the relative importance of the parameters. In the sensitivity analysis, DCFs were calculated by a straightforward Monte Carlo method, by sampling all the parameter values from the assumed ranges except for the size of the compartments and dose coefficients. Multiple linear regression analysis was carried out for the result of the MonteCarlo simulation by SAS.

2. Result and Discussion

KAERI and JAEA biosphere models were compared with each other and it was shown that almost the same radionuclide transfer and human exposure pathways were described in both biosphere models even though some of the biosphere parameters had different values in the KAERI biosphere dataset and the JAEA biosphere dataset. FDCs were calculated with some biosphere models developed by KAERI and JAEA. Only the FDCs for C-14 and I-129 for the marine fishing exposure groups showed some differences between KAERI-GoldSim and JAEA-AMBER (Fig. 2a). The rest seemed almost the same. Sensitivity analysis for the biosphere models was performed to identify the significant biosphere parameters for I-129 (Fig. 2b). It was concluded that the transfer parameters in the surface environments, human consumption rates and soil to plant transfer factors of the radionuclides to agricultural products have a rather larger influence on the FDCs than any other parameter. It would be necessary and useful to identify the significant biosphere parameters for key radionuclides other than I-129 for making a priority list for future oriental biosphere assessments. From the results of the regression analysis for each biosphere model, it became clear that the transfer parameters in the surface environments such as the groundwater flow and volume of irrigation water, and the human consumption rates, and soil to plant transfer factors of the radionuclides to agricultural products have a larger

influence on the FDCs than any other parameter.

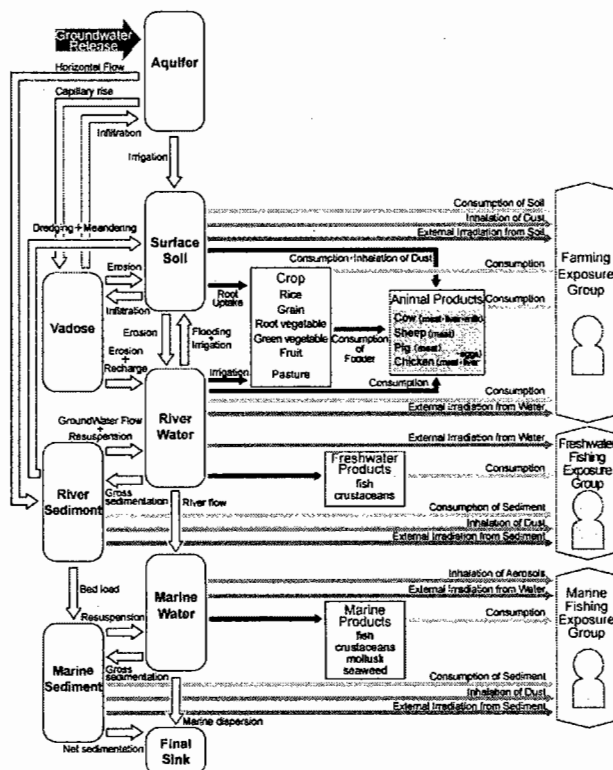


Figure 1 Conceptual model for the radionuclide transfer and human exposure pathways in the KAERI-Well model

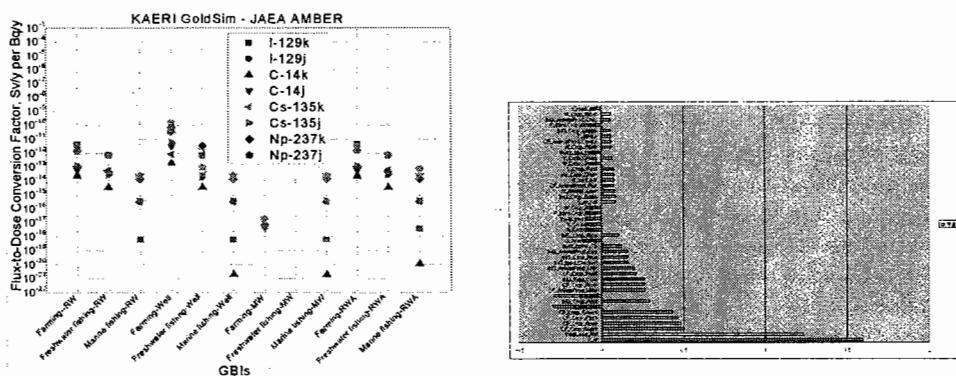


Fig. 2. Some results from the comparison and sensitivity studies

REFERENCES

1. Youn-Myoung Lee and Yongsoo Hwang, "Biosphere Modeling for Dose Assessment of HLW Repository: Development of ACBIO," J. the Korean Radioactive Waste Society (in press).
2. Japan nuclear cycle development institute; Second progress report on research and development for the geological disposal of HLW in Japan, H12: Project to establish the scientific and technical basis for HLW disposal in Japan, JNC TN1410 2000-001(2000).

고준위폐기물 복합 처분 방식 선정을 위한 개념 설정

최희주, 이종열, 최종원, 한필수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

hichoi@kaeri.re.kr

1. 서론

국내 원자력발전소에서 발생되고 있는 사용후핵연료 관리에 대해 다양한 방안이 정부를 비롯하여, 연구소, 학계 및 산업체에서 검토되고 있다. 지구 온난화와 화석연료의 고갈에 따른 원유 가격의 폭등은 이제 원자력의 지속적 사용을 선택이 아닌 필수로 이끌고 있으며, 사용후핵연료의 안전한 관리를 국민들은 요구하고 있다. 불과 몇 년 전만 하여도 국내에서 사용후핵연료의 재처리하는 불가능한 것으로 간주되었으며, 따라서, 영구처분 부지만 확보되면, 직접 처분만이 해결책으로 간주되어, 이에 맞는 처분시스템을 한국원자력연구원에서 개발하였다. 그러나 사용후핵연료에 포함되어 있는 플루토늄의 재활용에 대한 새로운 기술적 가능성이 연구되어, 파이로 공정과 고속 증식로의 개발을 통해 원자력 자원을 효율적으로 이용하기 위한 노력이 한국원자력연구원을 중심으로 하여 진행되고 있다.

이와 같은 새로운 공정이 도입되어 사용후핵연료를 처리할 경우, 국내에서 예상되는 고준위폐기물 혹은 장반감기 폐기물의 종류는 매우 다양해진다. 본 논문에서는 이와 같은 다양한 폐기물의 형태에 대한 특성과 그에 맞는 처분 방안을 검토하였다.

2. 고준위폐기물 특성 및 처분 개념

일반적으로 PWR 사용후핵연료의 경우 파이로 공정을 이용한 재활용이 적극적으로 검토되고 있으나, CANDU 사용후핵연료의 경우 활용 계획을 배제하고 있어, 직접 처분이 유일한 방안으로 간주되고 있다. 따라서 이미 발생된 CANDU 사용후핵연료 특성을 분석하여 대표 사용후핵연료 특성을 결정하였다. PWR 사용후핵연료의 경우 파이로 공정을 이용하여 사용후핵연료 일부를 재활용할 경우, 예상되는 장반감기 혹은 고준위폐기물은 주로 피복관으로 구성된 금속 폐기물과 파이로 공정에서 발생하는 세라믹고화체와 유리고화체이다. 이들 폐기물의 특성과 물량 등에 대한 분석을 수행하였으며, 이에 따른 처분방안을 수립하고 있다. 또한, 원자력발전소 해체를 통해 원자로 구조물의 중성자 피폭에 의한 폐기물의 발생이 예상되고 있다. 이들 해체폐기물의 특성은 열을 발생시키는 고준위폐기물은 아니나 장반감기 핵종을 포함하거나 방사능 준위가 높아 경주에 건설 중인 중저준위 폐기물 처분장에 수용할 수 없는 폐기물이 일부 포함되어 있다. 따라서 이와 같은 다양한 종류의 폐기물 특성을 분석하여, 이에 대한 처분 개념을 설정하였다.

향후 예상되는 폐기물의 특성을 살펴보면, 첫째, 그 종류가 매우 다양하다는 것이다. 그중 일부 폐기물은 국내에서만 발생할 가능성이 있으며, 이럴 경우 폐기물 특성을 우리 기술로 파악하여야 하며, 이에 맞추어 처분시스템을 설계하여야 한다. 특히 열을 발생시키는 폐기물과 장반감기 핵종만을 포함한 폐기물이 공존하고 있어, 이들을 적절히 배치할 수 있는 시스템을 개발하여야 한다. 둘째, 파이로 공정의 도입에 따라 PWR 사용후핵연료로부터 예상되는 고준위폐기물 부피 및 방사능이 크게 감소하였다. 따라서, 발생 열도 크게 줄어 폐기물 처분시스템 설계를 크게 변경할 필요가 있다. 셋째, 비교적 반감기가 짧은 ^{137}Cs , ^{90}Sr 을 분리하여, 별도 관리할 경우, 고준위폐기물 처분시스템을 더욱 줄일 수도 있다. 이들 두 핵종을 포함한 폐기물을 관리할 수 있는 공간이 필요하다. 넷째, ^{129}I 를 분리함으로써 폐쇄 후 환경에 가장 큰 영향을 주는 핵종의 변화가 예상되며, 이들 핵종에 대한 연구가 필요할 것으로 예상되었다. 다섯째, 다량의 금속폐기물이 발생하여 설계 시 특별히 고려하여야 한다.

사용후핵연료 직접 처분 방식으로는 스웨덴의 KBS-3V 형의 수직공 처분 개념에 바탕을 둔 한국형기준처분시스템을 개발하였으나, 이 방식은 국내 지질환경과 같이 지하수로 포화된 암반에서 운영상 어려움이 예상되며, 처분밀도가 매우 낮다는 단점이 있다. 또한, 직경 2 미터, 깊이 8미터 정도의 수직 처분공을 굴착하는 것도 쉽지 않다. 따라서 향후 예상되는 새로운 종류의 고준위폐기물 처분시스템 개발을 위해서는 다음과 같은 목표를 설정하였다. ① 처분장 폐쇄 후 장기 안전성 확보이다. 대부분의 처분 개념은 방사선적 안전성 측면에서 안전하나, 새로운 폐기물 발생에 따른 안전성 규명을 위한 많은 실증 자료의 축적이 필요할 것으로 예상된다. ② 공학적방벽과 천연방벽을 이용한 다중방벽 개념의 지속적 활용을 통한 시스템 설계이다. 공학적방벽의 경우 장기 건전성을 유지하고, 이에 대한 모델링 및 실증을 제시한다. ③ 처분시스템 운영 측면에서 회수 가능성을 처분장 운영 후에도 상당 기간 보장한다. 회수성 향상은 최근 처분연구의 핵심 사항의 하나이다. 본 연구에서 제안한 개념의 특징은 회수성을 향상시킨 시스템이다. ④ 처분시설의 경제성 향상을 위해 처분밀도를 높인다. 기존 수직공 처분방식의 단점을 보완하기 위하여 다양한 처분개념을 검토하였으며, 이로부터 처분밀도를 향상시킨 개념을 도출하였다.

최근 처분시설 개발 동향의 큰 특징의 하나는 처분된 폐기물의 회수성을 향상시키는 것이다. 이를 가장 적극적으로 반영한 개념은 미국의 야카산 Monitored Geological Disposal 개념으로서 처분장을 곧 바로 폐쇄하지 않고 100년 정도의 기간 동안 개방된 상태로 운영 후, 폐쇄하는 처분 개념이다. 스위스 처분 개념도 이와 유사하며, 일본에서도 현재 새로이 제안하는 개념은 회수성을 향상시킨 처분 방식이다. 그러나 현재까지 외국에서 제안된 회수성이 보완된 개념들의 경우 완충재를 이용하여 폐쇄하는 방식에 있어 기술적으로 가능한가 하는 의문이 제기된다. 본 연구에서는 이와 같은 단점을 보완할 수 있는 개념의 회수가능-장기저장 처분방식을 제안하고 이에 대한 비교를 위하여 3가지 방안을 설정하였다. 본 논문에서 제안한 처분방식의 핵심은 2층으로 건설된 처분시설을 이용하여 상층(지하 150 미터에 위치)에서 장기저장을 하며, 방사능을 충분히 감소시킨 후, 지하 500 미터에 위치한 하층 처분시설에 처분을 하며, 상층 시설은 장반감기 폐기물의 처분에 활용한다는 개념이다.

3. 결론

사용후핵연료에 포함되어 있는 핵물질의 재활용을 위한 파이로 공정이 도입될 경우, 새로운 형태의 다양한 고준위폐기물이 발생될 것으로 예상된다. 원전 해체에서 예상되는 해체폐기물 등을 포함한 새로운 고준위폐기물 특성을 분석하고 이에 대한 처분방식 선정을 위한 개념을 제안하였다. 제안된 개념의 가장 큰 특성은 회수성을 강화하였으며, 장기저장과 처분 공간을 구분하는 새로운 처분개념이다.

사사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

암반의 변형계수 측정에 의한 지하처분연구시설의 암반 손상대 형성평가

김진섭, 권상기, 조원진

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

kverity@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성폐기물 처분장과 같은 지하구조물의 경우 발파충격이나 굴착 이후의 응력의 재분포에 의해 구조물 주변 암반의 물성이 변함에 따라 암반의 역학적·수리적·지화학적 거동에 변화가 발생하며, 이는 구조물의 장·단기적 기능을 저하시킬 수 있다. 이러한 측면에서 지하구조물에서의 손상대(Excavation Damaged Zone; EDZ)의 발생에 따른 암반 거동에 미치는 영향을 파악하는 것은 구조물의 장기적 안정성 측면에서 반드시 필요한 연구라고 할 수 있다. 구조물의 안정성을 평가하는 가장 기본적인 판단기준은 작용하는 응력에 대한 변형정도로 정의되는 변형계수(deformation modulus)로서, 이는 터널변위에 가장 큰 영향을 준다. 그러나 암반의 변형계수는 불연속면과 시료크기 등의 영향으로 실내시험으로 결정하기 어렵기 때문에 주로 비교 추정치나 경험적인 방법에 의존하고 있는 실정이다. 따라서 본 연구에서는 한국원자력연구원 내에 위치하고 있는 지하처분연구시설(KAERI underground research tunnel, KURT)을 대상으로 정탄성계수 측정방법인 Goodman jack 시험을 통해 현장 암반의 변형계수 측정을 통한 암반 손상대를 평가하였다.

2. 실험 및 결과

손상대 시험 구간의 변형계수 변화를 파악하기 위해 시추공에서의 재하시험을 실시하였다. 시험에서는 한계 압력 700kg/cm²인 Goodman Jack 시험기를 사용하여 시추공벽에 압력을 가하면서 측정된 하중과 변형량 관계를 통해 암반 변형계수를 결정하였다. 시험구간을 영역 Zone 1~Zone 4(Fig. 1)으로 나누고, 깊이에 따라 수직방향 및 수평방향으로 시험을 실시하여 변형계수의 이방성도 파악하고자 하였다. 터널 외벽에서부터 초기 3.0m까지는 30cm 간격으로 측정을 하였으며, 그 이후에는 점차 간격을 증가시키며 총 350 여회에 걸쳐 실험을 수행하였다. KURT 내 시험영역 및 주변 암석의 기본 물성치를 아래 Fig 1.과 Table 1.에 나타내었다.

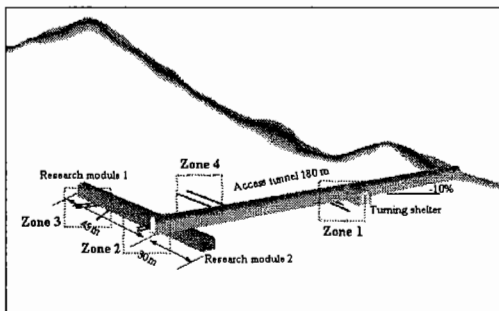


Fig 1. Experimental site(KURT) and test area for EDZ study

Parameters	Range(m)			
	30~82	82~125	125~177	177~192
Dip	88	68-88	68-90	90
UCS(MPa)	30.8	58.4	71.6	77.6
Em(GPa)	3.2	12.1	37.9	6.21
Bulk E(GPa)	2.13	8.07	25.3	4.14
Shear E(GPa)	1.28	4.84	15.16	2.48
Cohesion(MPa)	1.7	4.2	6.7	4.6
Friction angle	35	40	46	36
Tensile(MPa)	0.014	0.102	0.49	0.047

Table 1. Rock properties in the investigated ranges along the surveying borehole through KURT

시험구간 Zone 1의 경우에는 손상대 구간이 터널 표면으로부터 0.6~0.9m에 형성되었으며, 그 이상에서는 11.2~18.9GPa의 변형계수를 보이며 균일한 패턴을 나타내었다. Zone 2의 경우에는 암

질의 상태가 양호하여 손상대 구간이 상대적으로 작은 약 0.6m의 결과를 보여주었으나, 2.1m 지점 이후부터는 오히려 전체적으로 낮은 변형계수 분포를 나타내었다. 이와 같은 현상은 암반의 암질이 변하였기 때문에 나타난 결과로 예상된다. Zone 3 구간에서는 손상 구간이 0.6~0.9m이고, 1.8~2.7m 지점에서 파쇄절리 및 미세절리 구간이 발견되었다. 한편 Zone 4의 손상대 구간은 1.5~1.8m로 상대적으로 다른 구간에 비해 컸으며 3.0~4.5m 구간에 파쇄절리로 국부적인 변형계수 감소현상이 발견되었다.

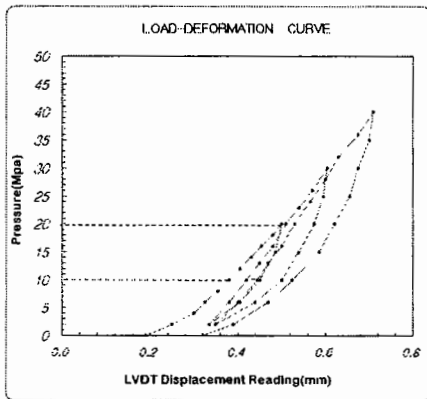


Fig 2. Representative result from Goodman Jack test at No.7, Zone 4 (0.9m Ver.)

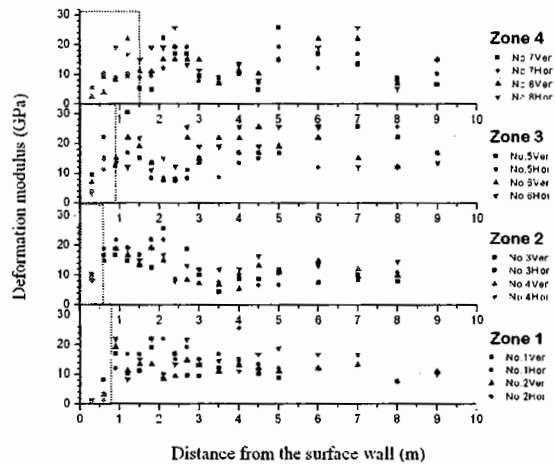


Fig 3. Measured deformation moduli along the depth and estimation of EDZ in KURT

Table 1. The averaged deformation modulus of intact rock and the ranges of excavation damaged zone in KURT

Parameters		Zone 1	Zone 2	Zone 3	Zone 4
Modulus of deformation	Ver.(GPa)	12.2	12.6	17.3	13.9
	Hor.(GPa)	15.9	14.2	15.6	14.2
Range of EDZ(m)		0.6~0.9	around 0.6	0.6~0.9	1.5~1.8

3. 결론

지하처분연구시설 내 터널발파로 인한 각 구간별 암반 손상대의 영역을 측정된 결과, 손상대 구간은 전체적으로 0.6~1.8m에 이르렀으며, 터널 막장쪽으로 진입할수록 암질의 암반이 형성되어 있음을 알 수 있었다. 한편 터널 표면으로부터 지중으로의 암반 변형계수가 probe의 근입거리에 따라 증가하지 않고 완만한 분포를 보이는 특징을 나타내었다. 본 연구 결과는 지하처분연구시설의 공학적 실증을 위한 추가적인 연구에 중요한 자료로 활용될 수 있을 것으로 예상된다.

사 사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

REFERENCES

- [1] 유근환, 장찬동, "다양한 시험법으로 규명된 암반 탄성계수 비교", J. Engineering Geology, 16, 1 (2006)
- [2] 권상기, 조원진, "지하처분연구시설에서의 암반 손상대 발생 및 영향평가", 한국원자력연구원, KAERI/TR-3533 (2008)

사용후핵연료 심지층 처분비용 평가체계

이종열, 이승우, 김성기, 최희주, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
njylee@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료를 안전하게 관리하기 위한 처분시스템에 대한 비용평가는 사용후핵연료 발생 예상량, 관리 방법, 관리 기간 등에 따라 큰 차이를 나타내게 된다. 또한, 이러한 비용평가의 핵심은 비용 구성요소의 산출근거가 명확하여야 하며, 이를 위하여 합리적인 기준 시나리오에 따른 개념설계를 바탕으로 하여 비용 산출 근거를 마련하여야 한다. 그리고 사용후핵연료 관리는 초 장기간에 걸쳐 이루어지므로 비용 추정에 있어서도 불확실성이 포함되어 있으므로 이 불확실성을 평가할 수 있는 기술 개발이 필요하다.

고준위폐기물 처분기술 개발에 있어 가장 앞선 국가인 스웨덴의 경우 체계적이고 장기적인 비용징수 기반을 마련하기 위해 SKB에서는 1992년부터 PLAN 프로젝트를 시작하여 종합 사업 및 관련 비용을 예측하여 매년 보고서를 발간하고 있다. 고준위폐기물 처분부지를 Yucca 산 부지에 확정하고 건설 인허가를 준비하고 있는 미국은 고준위폐기물의 처분비용과 수송비용을 산정하기 위하여 공학적 설계에 근거한 Total System Life Cycle Cost를 분석하였다. 스웨덴, 일본, 미국 원자력 선진국들은 원전사후처리 재원 확보 및 투명한 관리를 위하여 자국의 경제적, 사회적 환경을 고려한 체계적인 원가분석방법에 의한 정확한 재원평가체제와 사후보장시스템을 갖추고 있다. 국내에서는 일부 개념설정 단계 또는 외국의 경우를 바탕으로 처분비용을 산정한 경우는 있으나, 공학적 설계에 근거한 비용 산정을 수행한 경험은 없다.

따라서 본 연구에서는 한국원자력연구소에서 수행한 기준 사용후핵연료 심지층 처분개념을 바탕으로 처분비용 산정에 필요한 비용평가체계를 구축하였다.

2. 사용후핵연료 기준 처분 시나리오/개념 및 비용 요소

사용후핵연료의 안전한 관리를 위한 처분비용 평가는 사용후핵연료 발생 예상량, 관리 방법, 관리 기간 등에 따라 큰 차이를 나타내게 된다. 본 연구에서는 합리적인 관리 비용을 제시하기 위하여 기준 시나리오를 설정하여 개념설계를 수행하고 이를 바탕으로 비용요소를 도출하였다.

본 연구에서 대상으로 하는 국내 원자력발전소는 가압경수로 형 24기와 가압중수로 형 4기로 총 28기의 발전소를 대상으로 하여 수명기간 동안의 사용후핵연료 예상 발생량인 36000 tHM을 기준으로 한국의 대표 지질조건에 어울리는 고준위폐기물 한국형 처분시스템에 대한 설계를 수행하였다.

고준위폐기물 처분시스템을 크게 지상시스템과 지하시스템으로 구분한다. 지상시스템은 고준위폐기물을 처분용기에 포장하는 시스템과 지하시스템 건설, 고준위폐기물 처분 후 뒷채움 및 지하 시스템 지원을 위한 시스템들로 구성된다. 지하시스템은 지상시설에서 처분용기에 포장한 고준위폐기물을 암반에 굴착한 처분공에 매설하는 처분용기 거치, 완충재 및 뒷채움재 설치 등 처분공정을 수행하며, 이를 위한 기술지원 시스템으로 이루어진다. 또한, 수직갱과 접근 경사터널은 지상시스템과 지하시스템을 연결하며, 이들을 통하여 환기, 물질 및 작업자 이송 등을 수행한다. 지상 시설과 지하시설에서는 고준위폐기물과 같은 방사성물질의 취급여부에 따라 통제구역과 비통제구역으로 구분하여 공정을 수행하도록 한다.

이상의 사용후핵연료 처분 기준 시나리오와 처분개념에 따라 소요되는 비용평가를 위한 기술항목과 비용항목의 연계는 표 1과 같으며, 이에 대한 상세 비용구조는 표 2에 나타낸 바와 같다.

표 1. 비용항목 및 기술항목 연계

구 분	비용항목	기술 항목
지상시설	1. 투자비	- 시설 요건, 설계/건설
	2. 운영비	- 포장공정, 유지보수
	3. 제염/해체비	- 시설 해체, 공정장비
지하시설	1. 투자비	- 시설요건, 설계/건설
	2. 운영비	- 처분공정, 유지보수
	3. 폐쇄	- 폐쇄공정/장비

표 2. 지상/지하시설 세부 비용구조

지 상 시 설		지 하 시 설	
투 자 비	설계 및 프로젝트 관리	투 자 비	지상 연계 시설
	건설		굴착 및 시설 건설
	사용후핵연료 취급시스템		처분터널 건설
	공정 시스템		처분공 건설
	자동화 및 원격통신 시스템		공기조화, 파이핑 시스템
	전기 및 유틸리티 시스템		등
운 영 비	인건비		전기시스템
	에너지		공정장비
	용수 및 처리시스템		탐사/조사 시스템
	유지보수 시스템		관리비/예비비
	포장공정/재료		처분터널 뒷채움
	보험 등 간접비		벤토나이트 블록
	운영기간		처분터널 플러깅
제 염 / 해 체 비	제염/해체 설계	폐 쇄 비	인 건 비
	인건비		에너지 비용
	해체폐기물 포장		용수 및 용수처리
	특수장비		유지보수
	용수 및 에너지 등 유틸리티		보험 등 간접비
	보험 등 간접비		조사/탐사비
			관리비/예비비
			구조물 해체
			터널 뒷채움
			샤프트 뒷채움
			샤프트 및 접근터널 플러깅
			샤프트 및 접근터널에 벤토나이트 플러깅
			관리비/예비비

3. 결 론

본 연구에서는 사용후핵연료 처분시스템에 대한 비용평가 체계구축을 위하여 처분 시나리오를 수립하고 한국형 고준위폐기물 처분시스템에 대한 개념설계를 수행하였으며, 이를 바탕으로 비용평가 체계를 설정하였다. 본 연구를 통해 개발된 비용평가 체계는 향후 원전사후처리충당금 재산정시 공학적 평가의 기초 자료로도 활용될 수 있을 것이다.

한국원자력연구원내 지하처분연구시설(KURT)내 모암 및 시추공 지하수의 지화학적 특성

김건영, 고용권, 최병영, 유시원, 신선호, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
kingv@kaeri.re.kr

1. 서론

국내 고준위방사성폐기물 처분개념은 방사성폐기물을 안전한 환경 조건을 갖는 지하 심부환경에 처분하여 인간환경으로부터 격리시키는 것으로서, 여기에는 공학적인 방벽과 지질학적 방벽을 모두 고려한 다중방벽 개념을 채택하고 있다. 심지층 처분개념에 있어서 지질학적 방벽인 암반에 분포하는 단열대는 지하수 유동로로서의 잠재성을 지니고 있으며, 이 경우 지하수는 장기간에 걸쳐 공학적 방벽을 부식 또는 침투하여 핵종을 생물권으로 유출 및 유동시키는 주된 매개체가 된다. 따라서 이와 관련된 단열대의 모암 및 지하수의 지화학적 특성연구가 방사성폐기물 처분장 안정성 평가에 중요한 과제중의 하나이다. 이에 대하여 한국원자력연구원에서는 연구원 부지내에 지하처분연구시설(KURT)을 확보하여 각종 처분관련시험을 수행하고 있으며, 특히 최근 KURT내에 500m 심도의 심부시추공을 설치하여 심부 지하수에 대한 장기적 수리·지화학 모니터링기술을 확보하게 되었다. 이번 연구는 KURT내에 심부시추공을 설치하는 과정에서 획득한 시추코아 및 심부지하수의 지화학적 특성을 규명하기 위해 수행하였다. 특히 심부시추공의 지하수 시료채취 및 장기모니터링과 관련한 수리·지화학데이터의 신뢰성 확보방안에 대해 제안하고자 하였다.

2. 실험 및 결과

현재 KURT내에는 수리/지화학 연구를 위하여 20~200m 심도의 총 11개 시추공이 설치되어 있다. 이들 중 DB-01시추공은 2008년 2월에 500m심도로 확장을 완료하였다. KURT의 모암 및 구성광물에 대한 기초자료를 제공하기 위하여 시설내 시추공으로부터 얻어진 시추코아 시료를 대상으로 모암 및 단열충전광물의 암석/광물화학적 분석을 수행하였다. 또한 시추공 지하수의 지화학분석을 수행하였으며, 특히 DB-01 시추공에 대해서는 확장기간 동안에 특정 단열구간에 대하여 지화학 모니터링을 수행하였다. 지화학 모니터링 및 시료채취시에는 자체 고안된 대기와 접촉을 하지 않는 환경하에서의 현장측정챔버를 이용하였다. 특히 산화-환원전위가 안정화 될 때까지 충분한 시간을 기다린 후 수리지화학파라미터 측정 및 시료채취를 수행하였다.

지하처분연구시설의 모암은 복운모 화강암으로서 기존의 심부지질환경특성조사를 위하여 설치된 KURT주변의 YS 심부시추공들의 분석결과와 유사하지만, 국지적으로 흑운모 화강암 혹은 편상 흑운모 화강암의 양상을 보인다. 모암분석에 의한 심성암의 분류도에 의하면 KURT의 모암은 YS시추공 지역과 마찬가지로 화강암-화강섬록암에 해당된다. 주변의 심부시추공에서 관찰되었던 양상과 유사하게 지하처분연구시설내의 시추코아에서도 단열대와 관련되어 견운모화, 녹니석화, 세립의 황철석 함유, 산화대 존재 등의 다양한 변질 양상을 보여준다. 신선한 모암의 장석은 알바이트에서 올리고클래스까지의 조성을 보이고 흑운모는 엔나이트와 흑운모사이의 좁은 범위의 조성을 보이면서 Al이 결핍된 조성을 보인다. 전체적인 연구지역 화강암의 SiO_2 의 함량은 66.4~75.0%로 산성암에 해당되며, 지화학적으로 I-type에 속하면서 과알루미나 성질을 나타내고, 0.96~1.21범위의 알루미나 포화지수를 갖는다. 기존 YS 시추코아 분석결과와는 CaO 와 Na_2O 경향에 있어서 다소 차이를 보이지만 동일 마그마 진화선상에 놓이기 때문에 동일마그마 기원으로 판단된다. KURT내 관측용 시추공들로부터 얻어진 시추코아에서 일라이트, 로먼타이트, 녹니석, 녹염석, 몬모릴로나이트, 카올리나이트, I/S 혼합층상광물 등의 단열충전광물들이 감정되었다(Fig. 2). 특히 기존에 지하수 화학분석결과와 열역학데이터를 이용한 계산에서만 추정되었던 몬모릴로나이트와 카올리나이트가 확인되었다. 단열충전광물 중에는 방해석이 가장 광범위하게 산출되며, 일라이트는 산출량은 많지 않으나 산출빈

도는 가장 높다. 로먼타이트와 같은 제올라이트 광물은 주변 시추공보다는 빈도가 낮지만 광범위하게 분포한다. 녹니석은 주로 단열대 표면의 변질광물로서 주로 산출된다.

지하수의 수리화학적 성분분석을 위한 시료채취는 시추공의 특정구간에 대하여 패커시스템을 이용하여 구간을 격리시킨 후 시료를 채취하였다. KURT내 시추공들의 지하수 화학조성은 대부분 Ca-HCO_3 유형에 속하며, 일부 아직 시추수에 의한 영향을 받고 있음을 보여주며, 특히 Ca-SO_4 유형의 지하수 시료들은 이들이 주변 벽의 쏫크리트와의 반응영향을 지시하고 있다. KURT내 시추공 지하수의 지화학 모니터링 결과, 온도와 pH, EC, DO 등은 측정 후 1-2 시간 이내에 빠르게 안정화 되었으나 산화-환원전위(Eh)의 경우에는 현장측정챔버내의 유속에 따라 1-3일 이상이 걸렸다. 대부분의 KURT내 주변 시추공지하수가 Ca-HCO_3 유형을 보이는 것과는 달리 DB-01 시추공의 심부지하수는 Ca-Na-HCO_3 유형을 보여 준다. 특히 심도의 증가에 따른 산화-환원전위의 감소와 pH의 증가 및 용존이온들의 증가를 보여주었다.

DB-01시추공에서는 지하수주유동으로 추측되는 두 개의 대규모 투수성 단열대가 150-159m와 200-218m 심도 구간에서 확인되었으며 이 구간에서 측정된 지하수의 산화-환원전위는 각각 -420과 -346mV로서 환원환경을 지시하고 있다. DB-01시추공에서 수행된 지화학모니터링 결과는 신뢰도 높은 심부지하수 자료의 획득을 위하여 심도별로 단열구간을 격리시킨 후 외부공기와의 접촉을 차단한 상태에서 연속적인 측정 및 시료채취가 필수적임을 지시한다.

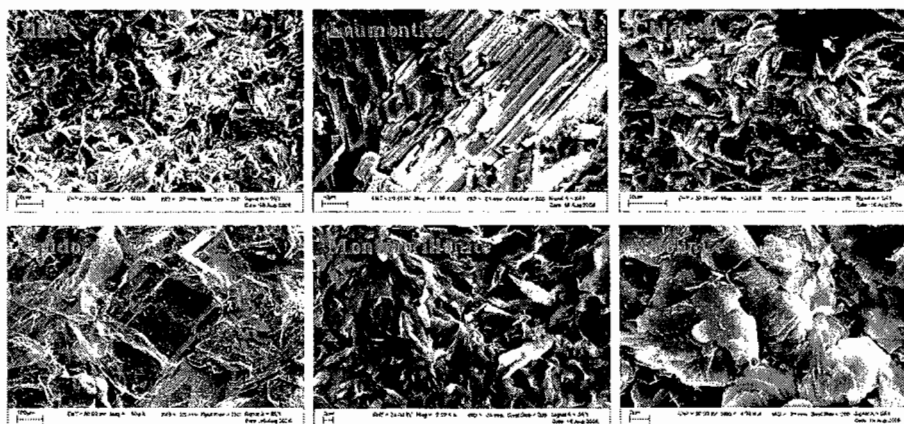


Fig. 1. Fracture-filling minerals from the KURT drill cores.

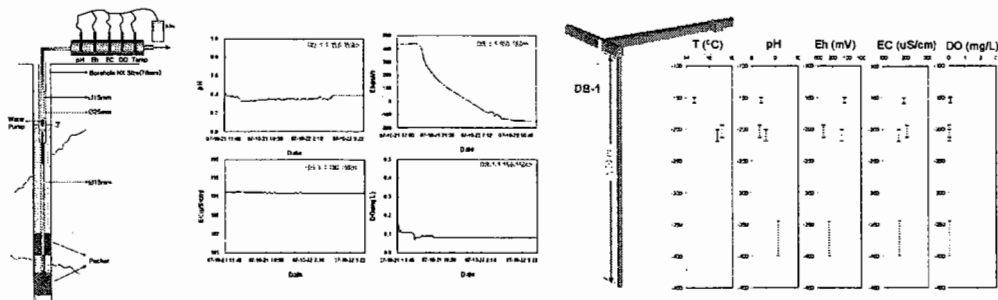


Fig 2. Schematic diagram of continuous measurement and sampling system with a single or double packer and a measuring chamber and the results of the measurement of the physico-chemical parameters.

Thermal Impact on the Korean Repository System with Increased CANDU Spent Fuel Burnup

Seung-Woo Lee, Dong-Keun Cho, Jong-Yeul Lee, Jeong-Hun Cha*, Heui-Joo Choi, Jong-Won Choi

Korea Atomic Energy Research Institute 150 Deokjin-Dong, Yuseong, Daejeon 305-353, Korea

*Kyung Hee University Seocheon-Dong, Giheung-Gu, Yongin-si, Gyeonggi-Do, 446-701, Korea

lsw@kaeri.re.kr

1. Introduction

Out of the three options for a management of spent nuclear fuel(reprocessing, direct disposal and wait-and-see), the wait-and-see option is today the most common management strategy that simplify focuses on the long-term storage of a spent fuel. Because of a low economical potential for fissile materials in a CANDU spent fuel, a direct disposal of a CANDU spent fuel is taken into consideration in a Korean Repository System(KRS) developed by the Korea Atomic Energy Research Institute(KAERI). Analyses concerning the safety aspects of the KRS were performed, however, a statistical analysis for a burnup of a CANDU spent fuel discharged from 1985 to 2007 for a CANDU spent fuel revealed a higher average burnup than the reference burnup used in the thermal analyses for the KRS concept. In this paper, thermal analyses with a decay heat corresponding to a high burnup CANDU fuel are performed with the KRS concept to confirm the thermal integrity of the KRS.

2. Thermal Analyses for a Higher Burnup CANDU Spent Fuel

2.1 Decay heat from a CANDU spent fuel

As noted above, an average burnup and the standard deviation performed for four CANDU reactor sites from 1985 to 2007 were found to be 6,937 and 1,177 respectively which in turn means that the representative burnup can be defined as 8,100 MWD/MtU. This representative burnup derived from the statistical analysis for the CANDU spent fuels covers about 85% of the whole spent fuels and the spent fuels exceeding this burnup can be accommodated by combining them with a spent fuel with a low burnup fuel. As the representative burnup was revealed to be higher, thermal analyses using the decay heat as an input, requires to be re-calculated to confirm the thermal integrity from a higher decay heat. Decay heat from CANDU spent fuels corresponding to each discharge burnup was derived from ORIGEN-ARP and the cooling time was assumed as 40 years. Eq 1 was used for calculating the decay heat, and Fig 1 shows the decay heat corresponding to the burnup. The value of 5.066E+06 is different from the decay heat at the beginning time.

$$P(t) = 252.12\text{EXP}(-0.02442t) + 5431.4\text{EXP}(-0.71648t) + 47.23 \quad (1)$$

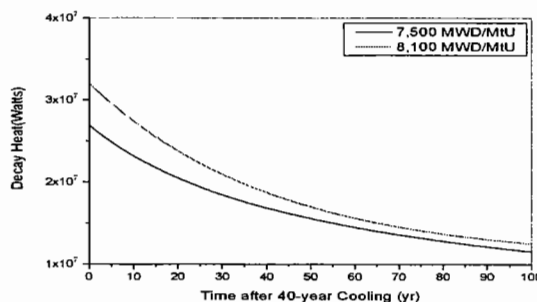


Figure 1. Decay heat corresponding to each burnup

2.2 Thermal analyses for a higher burnup CANDU spent fuel

In this research, NISA program which is a general purpose finite element analysis code was used and the initial conditions of the thermal analyses with a burnup of 8,100 MWD/MtU were identical to those

used in the thermal analyses with a discharge burnup of 7,500 MWD/MtU. Since the KRS concept considers disposing of CANDU spent fuels at a depth of 500m, the top and bottom boundary condition used to calculate the temperature profile were set at ground level and 1,000 m below ground level, respectively. It was assumed that the surface temperature was maintained at 15°C and increases by 3°C every 100 m in depth as an initial boundary condition. And the reference deposition tunnel spacing and deposition hole spacing are considered as 40m and 4m, respectively with a consideration of thermal margin and structural constraints of the buffer. Moreover, additional cases for thermal analyses are performed.

2.3 Calculation Results

Since the thermal performance is directly related to the design of the KRS which is composed of engineered barrier and natural barrier, the maximum temperature of the buffer which is one of the engineered barrier should be calculated. Compared to the maximum temperature of the buffer with a burnup of 7,500 MWD/MtU using a reference deposition tunnel spacing and deposition hole spacing, the maximum temperature of the buffer with the representative burnup was 9.2°C higher. And the maximum temperature of the buffer was calculated at 20 years. The results satisfied the thermal criteria that the maximum temperature at the interface between the buffer canister is below 100°C and has a thermal margin. Additionally, other case with a deposition hole spacing was performed to see the sensitivity of a deposition hole spacing.

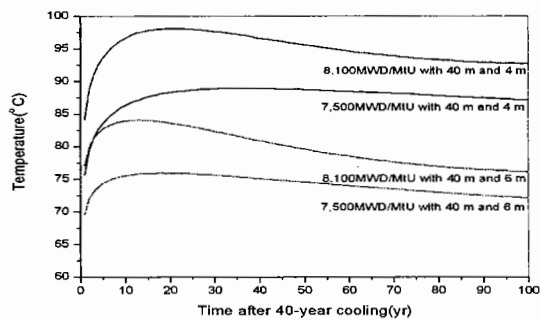


Figure 2. Results of thermal analyses

3. Conclusions

As CANDU spent fuel burnup was revealed to be higher than the reference burnup used in thermal analysis for the KRS, research on the thermal impact corresponding to the decay heat from an increasing burnup is performed. Disposing a CANDU spent fuel with a higher burnup satisfied the thermal criteria of the KRS with a thermal margin. Results from this research are expected to give an insight to the future repository system and to be used for optimizing the KRS.

REFERENCES

- [1] Seung-Woo Lee, Dong-Keun Cho, Jong-Won Choi, Heui-Joo Choi, Burnup and Source Term Analyses for a CANDU Spent Fuel, Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting, Korea, October 25-26, 2007

핵종 흡착용 기능성 Birnessite 합성 및 특성연구

강광철, 백민훈, 김승수, 권수한

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

충북대학교, 충북 청주시 흥덕구 개신동 12번지

kckang@kaeri.re.kr

1. 서 론

사용후 핵연료를 처분할 경우 폐기물에 함유되어 있는 방사성핵종이 처분장 주변 환경으로 누출되어 자연계를 오염시키는 것을 방지하기 위하여 핵종 흡착제를 망간화합물로 합성하였다. 망간화합물은 마이크로크기부터 나노크기까지 터널구조와 층상구조를 가지는 다공성물질계에 포함된다. 이러한 망간 화합물의 구조적인 특성중 이온교환체와 분자사이에 삽입할 수 있는 특성과 관련된 층(layer)사이에 삽입할 수 있도록 호스트(host)물질 또는 이온이나 분자 수준체(sieve)역할이 가능한 망간 화합물을 합성하여 이온교환특성을 살펴보았다. 층상구조를 가지는 망간화합물인 birnessite의 합성방법에는 대표적으로 3가지로 구분할 수 있다. 첫 번째로 산화환원 침전반응(redox precipitation)으로 염기성 수용액속에서 Mn^{2+} 를 산화적 분위기하에서 산화시키는 방법이다. 두 번째는 수소화열 반응(hydrothermal reaction)으로 층상구조인 birnessite를 합성하는데 유용한 반응으로 사용된다. 세 번째로 fumaric acid, 와 같은 유기 반응물을 이용한 졸 - 겔(sol-gel synthetic) 합성법이다. 졸 - 겔 합성은 층상구조를 가지는 birnessite합성시 반응물들이 균일하게 혼합되어있는 형태를 지니며, 입자 크기와 형태를 조절 할 수 있는 이점이 있다.

2. 실험 및 결과

합성방법은 졸-겔 합성과 과망간산칼륨 존재하에서 염산의 첨가에 의한 산화환원 침전법으로 birnessite를 합성하였다. 비표면적과 기공구조는 77K에서 N_2 등온흡착 방법으로 측정 하였다. 졸-겔합성에 의한 비표면적은 $67.42m^2/g$ 이며, 산화환원 침전법으로 합성한것의 비표면적은 $43.09 m^2/g$ 으로 측정되었다(table1). 표면 전하는 역정정법으로 측정하였고, 핵종흡착에 용이한 표면전하를 지니고 있음을 확인하였다. 또한 X-ray diffraction (XRD)분석을 통해 층간격을 확인하였다.(Fig.1)

Table1. Surface area and Total pore volume

	S BET (m^2/g)	S micro (cm^3/g)	V total (cm^3/g)	V micro (cm^3/g)
Sol - gel	67.47	0.003	7.59	0.003
HCl	43.09	0.001	10.6	0.001

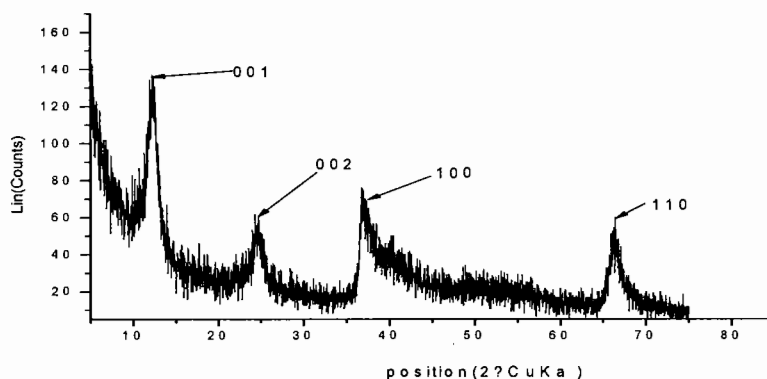


Fig 1. X-Ray Diffraction pattern of H-birnessite with a turbostratic structure.

3.결론

본 연구결과 X-ray diffraction (XRD)분석을 통해 층간격이 001(7.24Å), 002(3.61Å)인 Hexagonal birnessite 가 합성되었다. 적정법으로 확인한 표면전하는 pH 4.4에서 등전위점이 측정되었고, birnessite 표면이 흡착하고자 하는 양이온 핵종을 잘 흡착 할수 있도록 음전하를 띄고 있으며, 중금속 흡착에도 응용이 가능한 흡착제가 합성되었다.

참고문헌

1. V. A.Drits, E. Silvester, A. I. Gorshkovl, A. Manceau, *Am. Min* 82, 946(1997).
2. S. Ching, D. J. Petrovay, M. L. Jorgensen, *Inorg. Chem*, **36**, 883(1997).

흡수분광법을 이용한 플루토늄(VI) 가수분해 화학종 규명

조혜륜, 박경균, 김원호, 정의창

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

hrcho@kaeri.re.kr

방사성폐기물 처분과 관련하여 장 반감기 핵종인 악티나이드 원소의 화학적 거동은 안정성 평가에 있어서 매우 중요한 요소 중 하나이다. 악티나이드 원소는 수용액 상에서 다양한 산화상태로 존재할 수 있고, 이들의 화학적 거동은 산화상태에 크게 의존한다. 플루토늄의 경우, 일반적으로 네 가지 산화상태[Pu(III), Pu(IV), Pu(V) 및 Pu(VI)]로 존재할 수 있다. 이들 산화상태 사이의 산화환원 전위차가 크지 않기 때문에 산화환원 분위기를 제어하지 않으면 용액 중에 여러 가지 산화상태가 공존할 수 있다. 따라서 수용액 중 플루토늄의 화학적 거동을 이해하는데 특별한 주의가 요구된다. 본 연구에서는 흡수분광법을 이용하여 수용액 내에서 생성되는 Pu(VI)의 가수분해 화학종을 규명하였다. 자연수 조건을 모사하기 위하여 용액에 과량의 산화제를 첨가하는 방법을 피하였으므로, 모든 플루토늄이 Pu(VI) 산화상태로 유지되지 않고 산화환원 평형에 의하여 일부 플루토늄이 다른 산화상태로 환원될 수 있다. 따라서 Pu(VI)와 함께 존재하는 다른 산화상태의 플루토늄을 정량하는 것이 중요하다. 가장 쉽게 생성될 것으로 예상되는 Pu(V) 이온은 불흡광계수가 작기 때문에 일반적인 흡수분광법을 이용하여 정량하는데 한계가 있다. 본 연구에서는 100 cm의 광로 길이를 갖도록 고안된 액체광도파도세관(Liquid Wave-guided Capillary Cell)을 사용하여 불흡광계수가 작은 Pu(V)를 낮은 농도까지 정량하였다.

플루토늄 산화물(PuO₂, ²⁴²Pu=99.932%, ORNL)을 HClO₄ 매질에 용해하여 Pu(VI) 모용액을 제조하였다. 대기 중에 존재하는 이산화탄소의 영향을 배제하기 위하여 Ar 분위기의 glove box 내에서 실험하였다. Pu(VI) 모용액, NaClO₄ 용액, 탄산 이온을 함유하지 않은 NaOH 용액 그리고 증류수를 일정 비율로 혼합하여 플루토늄 농도가 0.1 mM인 다양한 pH 조건의 시료를 제조하였다. 이온 강도는 0.01 M(NaClO₄)을 유지하였다. 흡수분광법(Cary 5, Varian)으로 시료 내에서 생성되는 플루토늄 화학종을 측정하였다. PuO₂²⁺ 이온과 PuO₂⁺ 이온의 검출한계는 각각 0.7 μ M(1 cm 흡광셀)과 0.4 μ M(100 cm LWCC)이었다. 여과법(10 kD 셀룰로우스 필터, Amicon)을 이용하여 시료 내에서 생성된 플루토늄 침전물을 제거하고 용액 중에 존재하는 플루토늄 농도를 액체섬광계수법(LSC)으로 정량하였다. 용액의 pH를 측정할 때는 표준 완충용액(25℃에서 pH 2.00, 4.01, 7.00 및 9.21, Mettler Toledo)을 이용하여 pH 전극을 보정하였다.

용액 중의 플루토늄은 pH를 증가시키면 PuO₂²⁺ 이온과 OH⁻ 이온의 결합에 의해 가수분해 화학종을 생성한다. 1 M HClO₄ 매질 및 pH 3.9 내지 12인 용액에 존재하는 플루토늄의 흡수스펙트럼을 측정하여 그 결과를 그림1에 비교하였다. pH가 증가함에 따라 622 nm와 831 nm에서 나타나는 PuO₂²⁺ 이온에 의한 흡광도가 크게 줄어들며, 최대흡수 파장이 장파장 쪽으로 이동하는 스펙트럼 특성을 보였다. 산성조건에서는 한 가지 화학종만 존재하였지만 pH를 증가시키면서 측정할 모든 시료 용액에서는 다양한 Pu(VI) 가수분해 화학종이 공존하고 있음을 보인다. Gaussian fit을 이용하여 각 시료를 측정한 흡수스펙트럼을 분석하고 Pu(VI) 가수분해 화학종의 흡수스펙트럼을 얻었다. 강산성 조건인 모용액 내에서는 플루토늄이 PuO₂²⁺ 이온으로만 존재하지만 pH가 증가하면 일부는 빠르게 Pu(V)로 환원되었음을 흡수스펙트럼(569 nm)으로부터 확인할 수 있다. pH 9

이상에서 관찰된 흡수스펙트럼의 바탕값 증가는 Pu(VI)의 가수분해 침전물 생성 때문이다. 또한 pH 9 이상에서 Pu(V)에 의한 흡수가 줄어든 것은 Pu(V)도 역시 가수분해 침전물을 생성하기 시작했기 때문인 것으로 사료된다.

그림 2에 플루토늄 가수분해 화학종이 생성된 시료(중성 영역의 pH)의 흡수스펙트럼을 시간 경과에 따라 측정한 결과를 나타내었다. 시료의 pH가 7에 가까운 경우에, Pu(VI)는 계속하여 Pu(V)로 환원되었다($4 \text{ PuO}_2^{2+} + 2 \text{ H}_2\text{O} \rightleftharpoons 4 \text{ PuO}_2^+ + \text{O}_2 + 4 \text{ H}^+$). 이 환원반응의 결과로 시료 내의 H^+ 이온 농도는 증가하고 PuO_2^{2+} 농도는 감소하기 때문에 초기에 생성되었던 Pu(VI)의 가수분해 화학종 농도도 시간의 경과에 따라 줄어들었다. Pu(VI)의 환원반응과 가수분해 화학종의 해리반응($\text{PuO}_2(\text{OH})_n^{(2-n)+} \rightleftharpoons \text{PuO}_2^{2+} + n \text{ OH}^-$)의 복합적인 결과로 시료의 pH값은 일정하게 유지되지 못하였다. 시료 용액의 pH, 여과법과 LSC를 이용하여 정량한 용존 플루토늄의 총 농도, 그리고 흡수분광법으로 정량한 각 용존 화학종의 농도로부터 Pu(VI) 가수분해 화학종의 형성상수를 결정하였다.

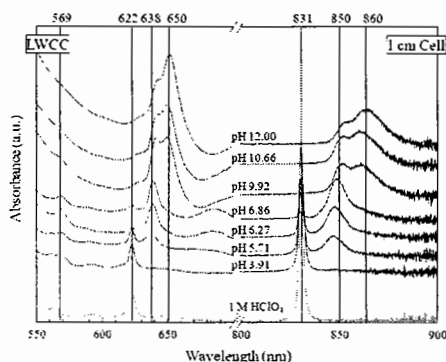


그림 1. pH에 따른 Pu(VI) 가수분해 화학종 및 Pu(V)(569 nm)의 흡수스펙트럼 변화

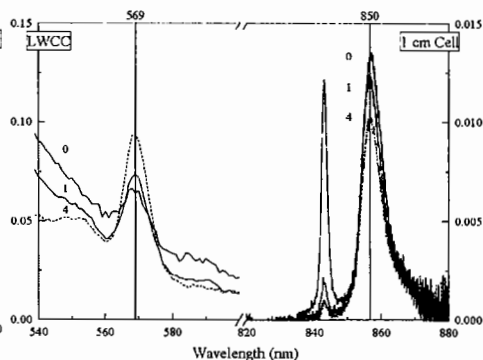


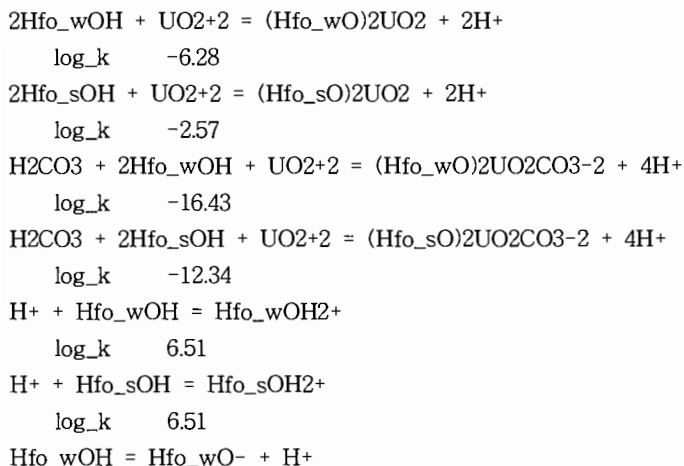
그림 2. 시간경과(0 내지 4 개월)에 따른 Pu(V) 및 Pu(VI)의 흡수스펙트럼 변화

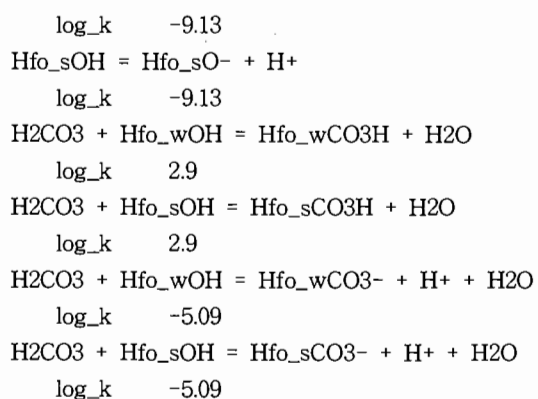
표면 흡착 모델을 이용한 우라늄의 흡착 모델링

최병영, 고용권, 김건영, 유시원, 최종원
 한국원자력 연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1
choiby@kaeri.re.kr

우라늄은 인간 및 생태계에 유해한 영향을 미치는 독성 원소로 알려져 있다. 따라서 우라늄의 용질이동(transport)과 운명(fate)은 핵폐기물 매립지의 안전성 평가 및 관리 측면에서 중요한 관심 대상이다. 우라늄의 용질이동은 지하수의 화학조건과 함께 화합물형성, 흡착, 침전, 산화/환원반응에 매우 큰 영향을 받는 것으로 알려져 있다. 우라늄은 환원환경에서는 U(IV) 형태로 존재하며 이동성이 적은 불용성 고체상으로 침전하는 반면, 산화환경에서는 U(VI) 형태로 존재하며 U(VI)는 주로 용해성이 큰 수산화 화합물(hydroxide complex) 및 탄산염 화합물(carbonate complex)을 형성함으로써 우라늄의 용해도(solubility)와 이동도(mobility)를 증가시킨다. 하지만 지질환경에서 광물 표면과 U(VI)의 흡착반응은 우라늄의 용질이동을 지배하는, 즉 우라늄의 이동을 지연(retardation) 시키는 가장 중요한 작용으로 알려져 있다. 이러한 흡착 반응은 지하수의 지구화학 조건(특히, pH와 이산화탄소 부분압($p\text{CO}_2$)),에 매우 민감한 것으로 알려져 있다. 하지만 현재까지 대부분의 반응성용질이동(reactive transport) 모델에서는 흡착에 의한 핵종의 지연을 설명하기 위해 분배계수(constant K_d)를 사용하는 것으로 보고된다. 이러한 K_d 모델을 사용함으로써 발생하는 불확실성(uncertainty)은 흡착에 가장 큰 영향을 주는 지하수의 지구화학 조건이 시간적/공간적으로 변화하는 것을 반영하지 못하는 것에 기인하는 것으로 보고된다. 하지만 K_d 모델과는 대조적으로 표면 흡착 모델은 다양한 지하수의 화학조건에서 기인하는 흡착 반응을 설명할 수 있는 것으로 보고된다. 따라서 본 연구에서는 표면 흡착 모델을 통해 다양한 지하수 화학조건(pH, $p\text{CO}_2$, pe)에서 우라늄의 흡착 반응을 모델링하였으며 추후 용질이동모델을 통해 우라늄의 거동을 예측하는데 기본 자료를 제공하고자 하였다. 본 연구에서는 U(VI)의 흡착과 이동을 조절하는 중요 광물로 알려진 철산화물(iron oxide)을 대상으로 하였으며, 철산화물에 의한 U(VI)의 흡착 모델은 우라늄의 이동을 잘 설명하는 것으로 보고된다.

본 모델에서는 PHREEQC2.0을 사용하였으며 우라늄의 흡착 반응은 잘 알려진 다음과 같은 식을 사용하였다. 그 외의 모든 열역학자료는 MINTEQ의 자료를 활용하였다.





기준 시나리오에 대한 PID 구축

이성호, 황용수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

shlee10@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위폐기물 영구처분을 위한 처분장 성능평가를 위해서는 처분장 성능 및 안전성에 미치는 영향들을 상호 독립적인 단위현상, 사건, 공정(FEP)으로 구분하여 수집하게 되며, 이러한 FEP들을 이용하여 발생가능성이 높은 단위 FEP들을 선별하여 처분장 방사성폐기물 종합성능평가에 필요한 시나리오를 개발하게 된다. 시나리오는 통상 RES(Rock Engineering System) 방식 혹은 PID(Process Influence Diagram) 방식으로 도식화되며, FEP들의 연결로 처분장에서 생태계까지 방사성핵종의 이동과정을 표현하게 된다.

2. RES 및 PID 방식의 비교

RES 방식은 주요 FEP들을 RES 행렬 내에 인자들로 포함하고 있으므로 주요 Influence를 쉽게 확인할 수 있으나 Group화된 FEP들로 연결되므로 자세한 Influence를 파악하기 어렵다. 반면, PID 방식은 FEP간 관계를 1:1로 연결하는 방법을 사용하므로 각 Process간 Influence를 자세히 살펴볼 수 있으나 전체적인 연결방법을 파악하기에는 너무 복잡하여 어려운 점도 있다. 그러나 Computer로 특정 시나리오에 대한 PID를 작성 및 Display 하게 되면 PID 방식의 단점은 충분히 보완될 수 있다. 따라서 KAERI가 구축해 놓은 기준 시나리오, 용기파손 시나리오, 기후변화 시나리오, 자연재해 시나리오 및 인간침입 시나리오를 PID로 표현하면 처분 안전성에 대한 투명성과 신뢰성 확보에 도움이 될 것으로 판단된다.

3. 기준 시나리오에 대한 PID 구현

KAERI가 구축해 놓은 5종의 시나리오는 각각 핵종이동, 용기부식, Radiolysis, 역학적 변화, 지하수 등 5가지 세부 시나리오로 구성되어 있다. 그중 기준 시나리오에 대한 Full PID를 우선적으로 구축하고자 PID를 효율적으로 구축할 수 있도록 다음과 같은 방법론을 활용하였다.

- RES 형태로 구축된 기준 시나리오 활용
- 기준 시나리오를 구성하고 있는 5개 세부 시나리오에 대한 세부 PID를 구축
 - 세부 PID 구축에는 FEP record의 description 및 평가값을 사용하여 FEP 간 연결
 - FEP 간 상관관계의 화살표로 표기하며, 중요도는 FEP 박스의 색상으로 표기
- 구축된 세부 시나리오를 병합하여 Full PID를 구축

이러한 방법론에 따라 그림 1 용기부식 세부 PID, 그림 2 역학적변화 세부 PID, 그림 3 핵종이동 세부 PID를 구축할 수 있었으며, Radiolysis 및 지하수 세부 PID도 구축하였다. 따라서 구축된 이들 세부 시나리오를 병합하게 되면 기준 시나리오에 대한 Full PID를 구축할 수 있을 것으로 사료된다.

4. 결론

RES 형태의 기준 시나리오를 PID 방식으로 구현하는 과정에서,

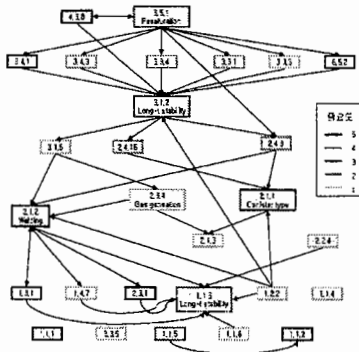


그림 1 용기부식 세부 PID

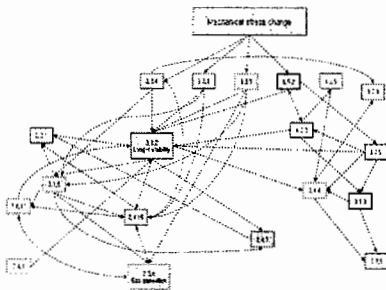


그림 2 역학적변화 세부 PID

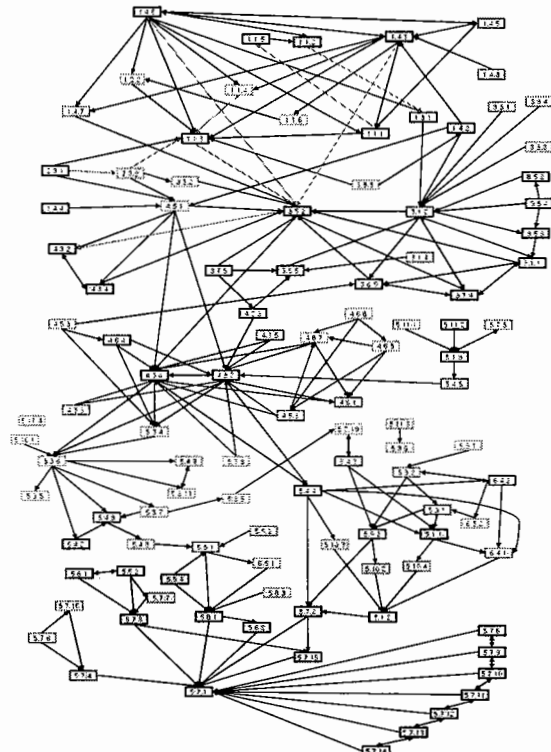


그림 3 핵종이동 세부 PID

먼저, 전체 시나리오에 대한 PID를 구현하는 것 보다 세부 시나리오를 각각 구현한 후, 이를 병합하는 방법론이 효과적임을 확인할 수 있었다. 이는 FEP group 연결체제인 RES를 FEP간 연결체제인 PID로 표현할 경우 연관 FEP 수와 연결선들이 매우 많이 늘어나 PID maker의 혼돈을 줄여줄 수 있기 때문이다.

둘째, FEP간 연결에는 주관적인 관점이 작용할 소지가 존재하므로 추후 전문가 검토가 필요할 것으로 판단된다. 또한 QA 관점에서는 PID를 대외적으로 개방할 경우 이용자 의견을 반영하는 것도 한 방법이 될 수 있을 것이다.

셋째, 세부 PID만 살펴봐도 매우 복잡함을 알 수 있으며 5개의 세부 PID를 병합하게 되면 더욱 복잡해짐은 너무나 당연하다. 이러한 PID 단점은 전술한 바와 같이 Computer display에 의해 오히려 장점으로 작용할 수 있으며, 이를 위해서는 Display program이 일정 수준 이상의 기능을 갖추어야 PID의 활용을 배가시킬 수 있을 것으로 판단된다.

전기화학셀을 이용한 우라늄의 용해도 측정

김승수, 강광철, 연제원, 백민훈, 최종원
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
 nsskim@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료를 직접처분할 경우 장기간이 경과한 후 우라늄 매트릭스의 용해는 안전성 평가에 매우 중요한 요인이다. 처분장에서의 우라늄의 용해에 미치는 영향은 지하수의 pH, 산화환원전위(Eh), 탄산농도, 콜로이드를 생성할 수 있는 원소들의 양, 그리고 우라늄의 산화상태 등이 중요하다. 고준위방사성폐기물로 고려되고 있는 심부 지하에서는 지하수의 Eh값이 -0.2V 이하로 예상되는데, 이 조건에서 pH에 따른 우라늄의 용해도는 지하수의 pH가 산성에서 중성으로 갈수록 감소하다가, 알칼리 영역에서는 증가하거나 중성영역과 같은 값을 유지하는 것으로 알려져 있다. 또한, 자연 지하수 조건에서 Eh값은 토륨과 아메리슘을 제외한 악티늄 원소의 용해도에 가장 큰 영향을 주는 것으로 알려져 있는데, 우라늄이 산화수 4개로 존재할 경우 용해도가 매우 낮아진다. 본 연구에서는 KURT(KAERI Underground Research Tunnel)에 채취한 지하수를 채취하여, 이 지하수에서 Eh 및 pH의 변화에 따른 우라늄의 용해도를 측정하고자 하였다. 또한, 외국의 실험결과 및 지화학코드로 계산한 값과도 상호 비교하였다.

2. 실험 및 계산

지하수의 Eh 값을 낮추기 위한 기존의 방법은 hydrazine, Fe^{2+} 혹은 S^{2-} 와 같은 환원제를 사용한다. 그러나 이들을 지하수에 첨가할 경우 지하수의 조성이 변화하여 우라늄의 용해도에 영향을 줄 수 있다. 특히, KURT지하수와 같이 이온강도가 낮은 경우(표 1), 이들의 영향을 무시할 수 없을 것이라 생각된다. 따라서 본 실험에서는 전기화학셀(그림 1)을 이용하여 용액의 Eh 값을 조절함으로써 지하수의 조성변화를 최소화하고자 하였다.

또한, 본 실험에 사용한 지하수 조성에서 우라늄의 용해도를 지화학코드 PHREEQC V.2로 계산하였다. 계산에 사용된 열역학 데이터는 OECD/NEA, Nagra/PSI, KAERI/TR-2046/02 자료를 이용하였으며, 296.15 K, 0.1 MPa와 이온강도 "0"인 데이터 값들을 수정 없이 그대로 사용하였다. 용액 중 우라늄의 농도를 좌우하는 Solubility Limiting Solid Phase (SLSP)로는 $\text{UO}_2(\text{am})$ 로 계산하였다.

3. 결과 및 토론

본 연구에서는 전기화학셀을 이용하여 KURT 지하수의 Eh 값을 -0.2, -0.4 V 부근으로 각각 조절한 결과, 용액중 우라늄의 농도가 $10^{-7} \sim 10^{-8} \text{ mol/L}$ 로 나타났다. 이 때 용액을 -0.2와 -0.4 V로 조절한 경우 pH값은 각각 9.4와 8.1이 얻어졌다. 이 실험에서 얻어진 우라늄의 농도는 FZKA 6420에 보고된 농도와 비슷하게 나타났으나, 보다 결정성이 강한 (well-crystallized) UO_2 를 사용할 경우 1 승수만큼 더 감소할 수 있다고 제안되어 있다. 그러나 보다 정확한 우라늄의 용해도 측정을 위해서는 한 가지 조건에서 200일 이상의 장기간의 실험이 필요하다.

이 지하수 조건에서 지화학코드를 이용하여 우라늄의 용해도는 구한 결과, -0.2 V, pH 8.1에서는 $3 \times 10^{-8} \text{ mol/L}$, -0.4 V, pH 9.4에서는 $3.2 \times 10^{-9} \text{ mol/L}$ 이 얻어졌다. 이들 계산값과 실험값을 비교한 결과, 실험값이 -0.2 V, pH 8.1에서는 유사하였으나, -0.4 V, pH 9.4조건에서는 계산된 값보다 3~4배 높은 값에 해당한다.

4. 참고문헌

- 1) B. Grambow, et al., Long-term safety of radioactive waste disposal: source term for performance assessment of spent fuel as a waste form, FZKA 6420, Institut für Nukleare Entsorgungstechnik, 2000.

사 사

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

Table 1. Composition of a KURT ground water

Unit : mole/L								
Na	K	Ca	Mg	Sr	Al	Ni	Pb	Mn
7.2×10^{-4}	9.8×10^{-6}	4.3×10^{-4}	7.1×10^{-5}	7.1×10^{-6}	3.6×10^{-7}	2.9×10^{-8}	1.4×10^{-8}	2.6×10^{-6}
Fe	Cu	Cl	SO ₄	NO ₃	F	SiO ₂	HCO ₃ + CO ₃	
1.6×10^{-5}	7.9×10^{-8}	6.2×10^{-5}	7.3×10^{-5}	3.7×10^{-6}	1.8×10^{-4}	6.9×10^{-4}	1.3×10^{-3}	

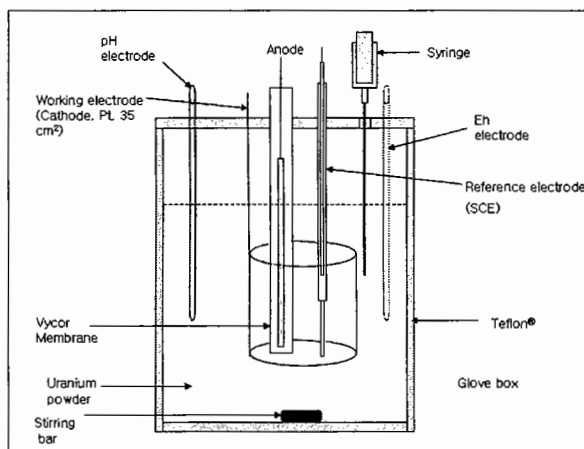


Fig 1. Electro-chemical cell for the solubility measurement of uranium.

Determination of Water Content in Compacted Bentonite Using a Hygrometer

Jae Owan Lee and Won Jin Cho

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

jolee@kaeri.re.kr

1. Introduction

The Korean reference disposal system (KRS) for high-level wastes which was developed in 2002 considers use of compacted bentonite as the buffer of a repository [1]. The Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) has carried out a mock-up KENTEX to investigate the coupled thermal-hydro-mechanical (T-H-M) behavior in the buffer of the reference disposal system [2]. The water content of compacted bentonite, which is one of input parameters for a coupled T-H-M model, is of importance in interpreting the resaturation of the buffer and thereby its thermal and mechanical behavior. The measurement techniques of the water content are broadly divided into two manners: a direct method by manual core-sampling and then gravimetric weighing, and an indirect one using sensors for automatic data acquisition. The KENTEX employed the latter with a capacitive hygrometer sensor. First the relative humidity (RH) of compacted bentonite is acquired from the hygrometer sensor, and then it is converted into the water content, which is determined from a relationship among the water content, RH, and temperature. This study deals with the characteristic curve of RH and its dependency on water content and temperature, in the measurement using a hygrometer sensor. From a linear multi-regression analysis based on the measurement results, a relationship among the water content, RH and temperature is derived and, using this relationship, the water content distribution in the compacted bentonite of the KENTEX is determined and the resaturation behavior is also interpreted.

2. Methods and Results

The bentonite was taken from Kyeongju, Kyeongsangbuk-do. It contains montmorillonite (70%), feldspar (29%), and small amounts of quartz (~1%). The adjustment of the water content was done by drying the at 110 °C for 24 hours and then adding de-mineralized water by pre-weighed amounts using a sprayer. The water contents in the measurements were 3%, 7%, 12%, 17%, and 22%. The bentonite after its adjustment of water content was compacted in a cylindrical cell (0.05 m in inner diameter and 0.05 m in height) to the dry density of 1.5 Mg/m³ using a hydraulic press; a hole was drilled in it to allow a capacitive hygrometer sensor (Vaisala HMT #334) to be installed inside; then it was left in a desiccator for more than 3 days for its water content equilibrium. In the measurements, the temperature is stepwise changed to 25 °C, 35 °C, 45 °C, 55 °C, 70 °C, 90 °C every 3 days to guarantee the equilibrium of the relative humidity.

The RH in the characteristic curve of the measured relative humidity reached steady state in a couple of hours. This indicates that a measurement time of 3 days is enough to guarantee the equilibrium RH at each temperature. Table 1 summarizes experimental results when the dry density of compacted bentonite is 1.5 Mg/m³. The effect of temperature on the RH with respect to different water contents is shown in Figure 1. Against our expectation, the RH increased a little with increasing the temperature. It appears that the water and/or its vapor in the pores of compacted bentonite, when it is heated up, moves to the sensor for equilibrium, which results in an increase of the relative humidity. Figure 2 shows that the relative humidity increases with the increasing water content at each temperature. From a linear multi-regression analysis, the following relationship was obtained:

$$\omega = 0.200 \text{ RH} - 0.021 \text{ T} + 0.851 \quad (1)$$

where ω is the water content [%], RH the relative humidity [%], and T the temperature [°C]. Using the above relationship, the water content distribution in the compacted bentonite of the KENTEX was as shown in Figure 3. The water content was in the range of 0 % to 28 %, and it increased sharply during an initial hydration and then it decreased followed by a gradual increase as time passed.

3. Conclusions

The RH characteristic curve showed that the relative humidity of compacted bentonite reached equilibrium in a couple of hours. The equilibrium RH was strongly dependent on the water content, while not on the temperature. A linear multi-regression analysis led to the following relationship among the water content, RH, and temperature: $w = 0.200 \text{ RH} - 0.021 \text{ T} + 0.851$. Based upon this relationship, it was observed that the water content in the compacted bentonite of the KENTEX increased sharply during an initial hydration and then it decreased followed by a gradual increase as time passed.

References

- [1] C.H. Kang et al., "High-level Radwaste Disposal Technology Development/ Geological Disposal System Development," KAERI/RR-2336/2002, Korea Atomic Energy Research Institute (2002).
- [2] Jae Owan Lee and Won Jin Cho, "Thermal-Hydro-Mechanical Behaviors in the Engineered Barrier of a HLW Repository: Engineering-scale Validation Test," Tunnel & Underground Space, Vol. 17, No. 6, pp. 464-474 (2007).

Run	Dry density (Mg/m^3)	Water content (%)	Temperature ($^{\circ}\text{C}$)	Relative humidity (%)	Average
1	1.5	2	25	10.01	10.4
2	-	-	35	10.82	11.3
3	-	-	45	11.65	12.1
4	-	-	55	12.46	13.0
5	-	-	70	13.76	14.3
6	-	-	90	15.62	16.2
7	-	7	25	31.49	31.9
8	-	-	35	32.42	32.9
9	-	-	45	33.98	34.3
10	-	-	55	35.37	35.7
11	-	-	70	37.35	37.7
12	-	-	90	39.72	40.0
13	-	12	25	72.62	72.6
14	-	-	35	73.96	74.0
15	-	-	45	75.19	75.1
16	-	-	55	76.09	76.1
17	-	-	70	77.42	77.4
18	-	-	90	81.23	81.2
25	-	17	25	86.42	87.0
26	-	-	35	87.29	87.8
27	-	-	45	87.88	88.2
28	-	-	55	88.53	88.9
29	-	-	70	89.7	89.9
30	-	-	90	94.29	94.7
31	-	22	25	95.17	95.8
32	-	-	35	95.78	96.6
33	-	-	45	95.59	96.6
34	-	-	55	95.44	96.4
35	-	-	70	95.92	96.9
36	-	-	90	100.49	101.6

Table 1 Experimental Results for the RH and water content.

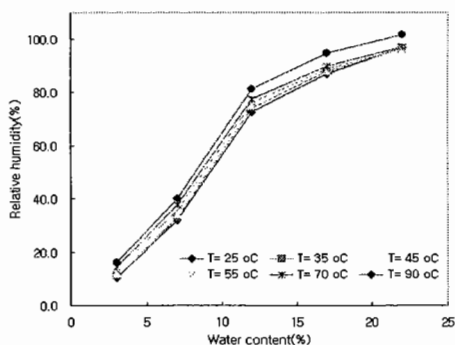


Figure 2 Relationship between the water content and RH at each temp.

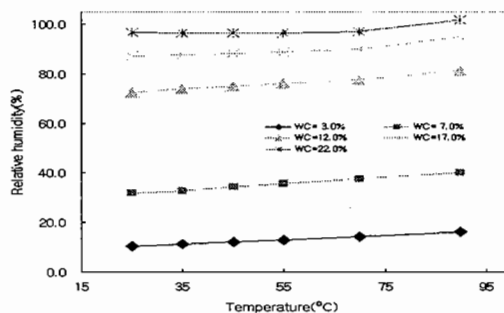


Figure 1 Effect of temp. on the RH.

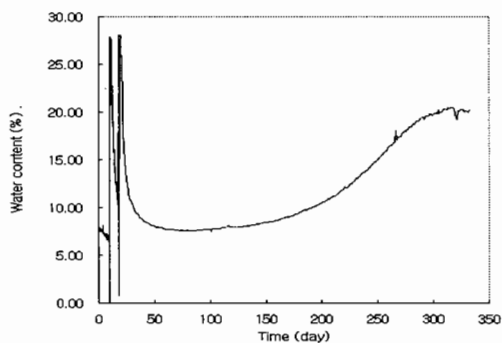


Figure 3 Water content distribution in the compacted bentonite of the KENTEX.

방사성폐기물 처분인도를 위한 데이터베이스 관리 방안

강기두, 조현준, 문찬국

한국수력원자력 주식회사, 대전광역시 유성구 장동 25-1

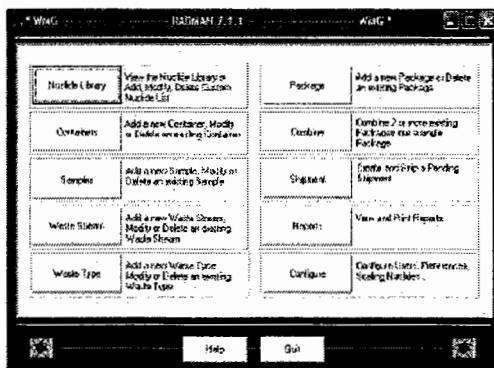
kdkang@khnp.co.kr

1. 서론

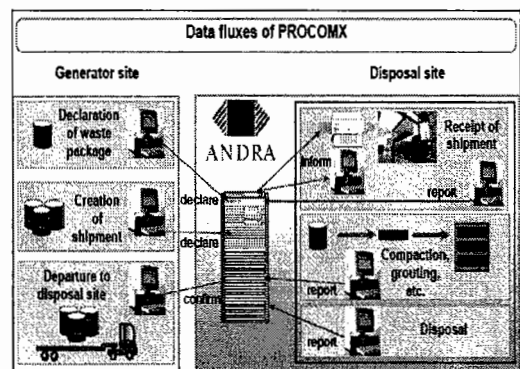
중저준위 방사성폐기물 처분인도를 위해 한국수력원자력(주)에서는 관련 절차 및 데이터베이스를 개발중에 있다. 방사성 폐기물 포장물을 처분사업자에게 의뢰하고 처분후에도 관련기록이 잘 유지되도록 하기 위해서는 폐기물의 발생에서부터 생성, 저장, 운반 및 처분까지의 물리화학적 특성을 데이터베이스로 관리할 필요가 있다.

우리보다 앞서 처분장을 운영중인 몇몇 외국의 사례를 보면 미국의 경우 NRC 인증을 받은 'RADMAN'이라는 프로그램을 대부분의 원전에서 사용하고 있으며 이 프로그램을 통해 폐기물 종류, 포장물/용기, 핵종, 재포장, 시료 채취 및 결과 분석등은 물론 보고서 검색 및 출력이 가능하도록 되어있다.(그림 1) 프랑스의 경우, 폐기물 추적관리시스템인 PROCOMX를 통해 폐기물 생성시부터 처분까지의 모든 과정을 추적, 관리할 수 있도록 하고 있고 관련정보의 상호정보 공유가 가능하도록 하고 있다.(그림 2) 영국의 경우 폐기물발생자, 처분사업자 및 규제기관에서 처리, 저장, 운반, 처분, 폐기물 분석, 선량평가, ALARA 검토 등이 가능한 폐기물관리 종합 프로그램인 BRIMS(British Radwaste Information Management System)를 사용하는 것으로 알려져 있다.^[1,2,3]

한수원(주)에서는 RWM(Radioactive Waste Management)이라는 전산프로그램을 통해 폐기물의 생성단계에서부터 생성 특성, 드럼의 손상유무, 표면선량을, 저장 및 소내 반출 등의 현황을 관리하고 규제기관(KINS)에서 요청한 데이터를 전자 전송할 수 있도록 하고 있다. 그런데 처분인도를 위해서는 인수기준에서 요구되는 용기 특성, 핵종농도, 폐기물종류 및 척도인자, 유리수 등에 대한 정보관리가 필요하고 특히 처분특성에 대한 근거서류 연계, 처분현황 조회 및 출력 등의 기능이 미비한 실정이다. 이에 따라 처분인도를 체계적으로 준비하고 한편으로 현재 개발 중인 폐기물 추적관리 시스템(WTS)과의 원활한 연계를 위해서도 원전 처분인도 통합 데이터베이스는 추가 보완되어야 할 시점에 와있다 할 것이다.



(그림 1) RADMAN Main Menu



(그림 2) PROCOMX 데이터 흐름

2. 처분인도 폐기물 데이터베이스 구축 방안

기존의 RWM에 추가되거나 보완되어야 할 사항은 다음과 같이 요약할 수 있다. 표 1은 개선필요 사항을 나타낸 것이며 그림 3은 이같은 여건을 고려한 데이터베이스 구축 개념도를 도시한 것이다.

○ 폐기물 처분 특성 : 특성 데이터 입력 및 이력관리, 고화체 특성 시험 결과 등 파괴분석 결

과, 고화공정 프로그램 수행결과, 장비 교정기록 등을 포함한다.

○ 용기 사양 등 포장물 특성 : 포장 용기의 주요 사양 및 용기에 대한 개별 이력관리(검수시 개별 인증번호 부여)등을 포함한다.

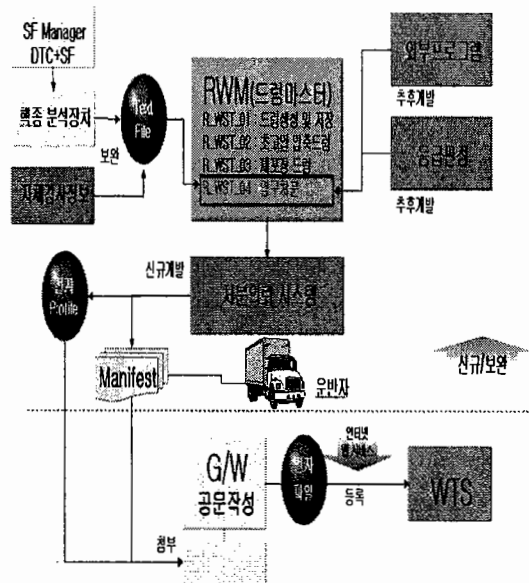
○ 방사능 특성 계산 기능 : 인수규정에서 요구되는 방사능 값을 구현할 수 있도록 드럼핵종분석프로그램, DTC 수행 프로그램, 척도인자 프로그램등과 연동한 계산기능을 갖는다.

○ 관련 자료 연계 및 문서화 : 인도의뢰서등 행정처리 및 각 항목에 근거자료등을 사내 결재 시스템, WTS와 연계가 가능하도록 확장성을 갖는다. 필요시 규제기관 및 처분사업자 DB 시스템으로의 Data 전송이 가능하도록 한다.

○ 기타 : 인적 오류 방지하고 효율적인 시스템 운영을 위해 처분인수기준 불만족시 경고를 표시할 수 있도록 하며 인수기준 부적합 판정 폐기물의 재저장 및 재처리 프로세스를 추가한다.

<표 1> RWM 개선 항목

항목	개선 전	개선 후	비고
기본 자료	○	◎	드럼번호, 생성일 등
물리화학적 특성	○	◎	(비)파괴 검사 결과 관련근거 LDM 연계
방사선 특성	선량률 오염도	○	원격 입력 추가 (PDA 등 이용)
	핵종농도	◎	핵종분석기 측정
처리 공정	PCP 결과	시험번호	LDM연계
	고화재	주 고화재	구매이력연계
용기 특성	-	혼합량/비	운전일지연계
	-	드럼종류	LDM연계
처리 절차서	-	○	LDM연계
방사능 계산	핵종농도 계산	-	DTC 실행
	SF 계산	-	시료분석값 입력 및 SF 계산
통계 현황	방사능 감쇄	-	핵종농도 및 방사선량을 등
	생성	○	
인도계획서	저장	○	
	예비검사	○	
인도의뢰서	-	○	
인도의뢰서	-	○	
수수료 산정	-	○	



(그림 3) 방사성폐기물 특성 DB 개념도

3. 결론

처분인도 폐기물 데이터베이스 구축방안은 기존 RWM 데이터베이스를 최대한 활용하고 방사능량 분석프로그램이나 방사성폐기물 추적관리 시스템(WTS)등 외부 시스템과의 연동을 용이하게 하도록 하는게 중요하다. 기존 RWM이 갖지못한 물리화학적 특성, 방사선 특성, 처분인수기준에서 요구되는 기타 항목 등 다수의 기능이 추가되어야 하며 특히 데이터 취급 또는 계산시 판정에 대한 인적오류 가능성을 최소화하기 위해서는 자동화된 데이터 이관 모듈을 가져야 할 것이다.

본 폐기물 데이터베이스는 향후 처분의뢰서 근거서류 제공범위 및 방법, 대표드럼 파괴분석 결과, 개별 특성값의 기록 기준 등에 대한 유관기관의 의견등을 반영하여 최종 개발할 계획이다.

[참고문헌]

- [1] 한수원(주), 중저준위 방폐물 처분시설 폐기물 추적관리계통 벤치마킹 국외출장보고서('07.2)
- [2] WMG사, Introduction to RADMAN, <http://www.wmginc.com>
- [3] IAEA TECDOC-1222, Waste Inventory Record Keeping System for Disposal(2001)

사용후핵연료의 산화유도시간 및 분말화시간

강권호, 나상호, 박창제, 김영희, 송기찬
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
nghkang@kaeri.re.kr

1. 서론

UO_2 가 U_3O_8 의 형태로 산화되면서 23%의 밀도 감소와 35%의 부피팽창으로 용력을 견디지 못하고 깨어져 분말형태로 변하게 된다. 이는 핵연료-피복관 상호작용(Pellet-Cladding Mechanical Interaction, PCMI)을 일으켜 노내 건전성과 결합연료봉의 주원인이 된다. 또한 열전도도의 감소, 열팽창의 증가, 용해도 증가 등 물성 변화가 발생하며, 이 역시 핵연료의 노내 건전성이나 사용후핵연료의 장기저장 및 처분 등 안전한 관리에 큰 영향을 미치게 된다. 따라서 핵연료의 노내 건전성 평가나 사용후핵연료의 건식 저장시 열화에 따른 장기 건전성 유지 여부를 평가하기 위해서는 핵연료의 산화거동 분석이 필수적이라 할 수 있다. 특히 초기 산화가 시작되기 위해 필요한 시간(OIT, Oxidative Induction Time)과 U_3O_8 이 되기 시작하는 분말화 시간(PFT, Powder Formation Time)은 저장용기 및 이송용기의 설계, 사용후핵연료의 건식 재활용을 위한 탈피복, 분말화 등에 꼭 필요한 기초자료이다. 본 연구에서는 사용후핵연료의 산화유도시간 및 분말화시간에 가장 큰 영향을 미치는 온도와 사용후핵연료에 존재하는 핵분열생성물 중 고용체를 형성하는 성분의 영향을 분석하기 위해 산화 실험을 수행하였다. 열전칭분석기를 이용하여 573~873 K의 온도범위에서 등온조건에서 수행하였다.

2. 실험 및 결과

사용후핵연료의 산화거동을 분석하기 위해서 천연 UO_2 에 고용체를 형성하는 핵분열생성물의 안정한 화합물을 혼합하여 제조한 모의핵연료를 실험에 사용하였다. 온도의 영향을 분석하기 위해 573~873 K의 온도범위에서 등온조건에서 수행하였으며, 연소도의 영향을 분석하기 위해 3~12 at%의 연소도에 해당하는 모의 핵연료를 이용하였다. 실험에 사용된 열전칭분석기(TGA 92-12, SETARAM)는 최대온도 1000 °C, 정밀도 1 µg까지 측정할 수 있는 장비를 이용하였다.

그림 1은 온도에 따른 산화유도시간을 나타낸 것이다. 온도가 증가할수록 산화유도시간은 기하급수적으로 감소하는 것으로 나타났다. 그림 2는 연소도에 따른 산화유도시간을 나타낸 것이다. 623 K의 온도에서는 연소도가 증가할수록 산화유도시간은 증가하는 것으로 나타났으나, 상대적으로 고온인 873 K의 온도에서는 연소도 증가에 따라 증가하지 않는 것으로 나타났다. 이로써 저온에서는 고용체를 형성하는 핵분열생성물이 초기 산화를 지연시키는 것을 알 수 있었으며, 고온에서는 큰 영향을 미치지 않는 것을 알 수 있었다.

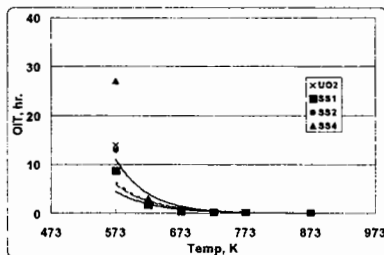


Fig 1. OIT of simulated fuels with temperature.

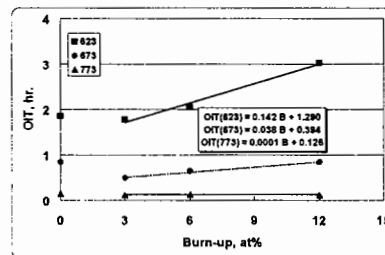


Fig 2. OIT of simulated fuels with burn-up.

그림 3은 UO_2 가 U_3O_8 으로 변환되면서 밀도 차이에 의한 부피팽창으로 분말화되는 시간을 온도에 따라 나타낸 것으로 산화유도시간과 같이 온도증가에 따라 감소하는 것으로 나타났다. 그림 4는 연소도에 따른 분말화시간을 나타낸 것으로 623 K의 온도에서는 연소도가 증가할수록 분말화시간은 증가하는 것으로 나타났으나, 상대적으로 고온인 773 K의 온도에서는 연소도 증가에 따라 크게 증가하지 않는 것으로 나타났다. 이는 산화유도시간과 유사한 것으로 저온에서는 고용체를 형성하는 핵분열생성물이 초기 산화를 지연시키므로써 분말화시간 역시 지연되는 것을 알 수 있으며, 고온에서는 큰 영향을 미치지 않는 것을 알 수 있었다. 이상의 결과로 분말화시간과 산화유도시간은 밀접한 관계를 갖고 있으며, 사용후핵연료의 관리 및 재활용에 유용한 자료로 사용될 수 있을 것이다.

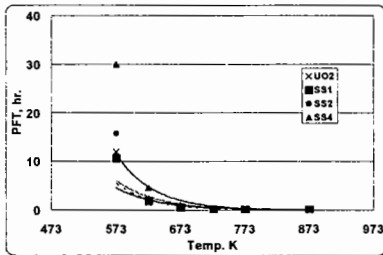


Fig. 3. PFT of simulated fuels with temperature.

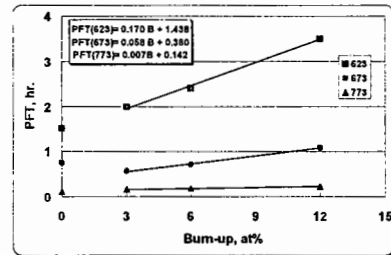


Fig. 4. PFT of simulated fuels with burn-up.

3. 결론

모의 사용후핵연료를 이용한 산화거동 실험을 통해서 산화유도시간과 분말화시간은 같은 경향을 보이며, 온도증가에 따라 감소하는 것으로 나타났다. 저온에서는 고용체를 형성하는 핵분열생성물이 초기 산화를 지연시켜 산화유도시간과 분말화시간이 길게 나타났으나, 고온에서는 큰 영향을 미치지 않는 것을 알 수 있었다.

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

KURT 주변 지역의 지질 모델을 이용한 단열대의 민감도 분석 연구

박경우, 지성훈, 안상원, 유일호
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
woosbest@kaeri.re.kr

한국원자력연구원 부지내 건설된 지하처분연구터널(KURT)에 대한 지질 모델이 구성되었다. 지질 모델은 KURT 주변 지역에서 수행된 지표 지질 조사 및 시추공 지질 조사 결과에 근거하여 구성되었으며, 이를 이용하여 수리 지질 특성 모델이 구성되었다. KURT 주변 지역의 지질 모델 및 수리 지질 모델의 특성은 아래와 같이 간략히 요약할 수 있다.

- 지질 모델 : 상부에 표토층이 광범위하게 존재하며, 그 하부에 저경사 단열대로 그리고 심부 기반암이 존재하는 모델이 되며, 남북 방향 및 동서 방향으로 확인된 총 7개의 단열대가 연구 지역에 존재하는 것으로 분석됨.

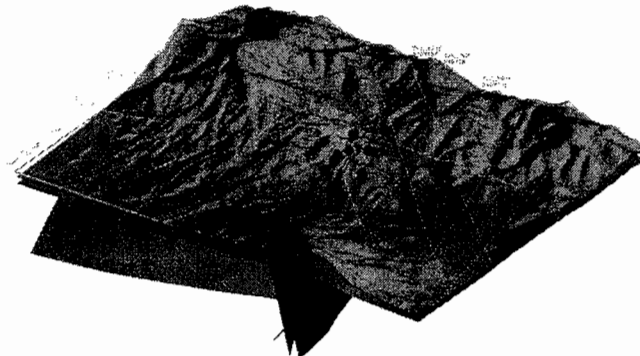


그림 1. 연구 지역의 지질 모델

- 수리지질 모델 : 기존에 수행되었던 현장 수리 시험 결과를 활용하여 수리 지질 모델을 구성하였음. 지질학적으로 단열대로 분류되는 투수성 수리 영역의 수리전도도는 $1\text{E}-09 \text{ m/sec} \sim 1\text{E}-6 \text{ m/sec}$ 의 범위로 광범위하게 분포하고 있음.

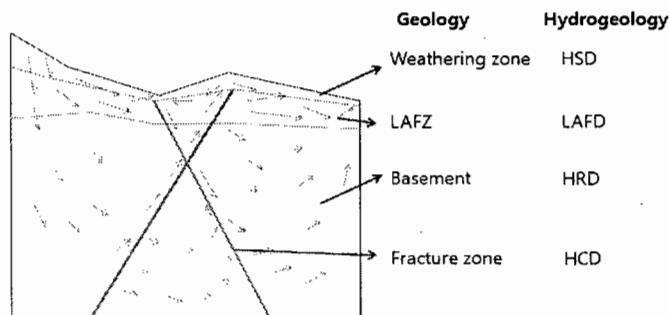


그림 2. 연구 지역의 수리지질 개념 모델

KURT 주변 지역의 수리 지질학적 특성 모델을 이용하여 지하수 유동 모델링을 수행하였으며, 그 결과는 연구 지역의 지형적 특성에 민감한 단열대가 지하수 유동과 관련하여 중요한 것으로 판단된다. 그러나, 구성된 지질 모델에서 단열대에 대한 수리 특성은 몇 개의 시추공에서 수행된 수리시험에 근거하였으므로, 이에 대한 불확실성이 충분히 존재하게 된다. 이의 확인을 위하여 본 연구에서는 구성된 수리지질 모델의 단열대에 대한 수리 지질학적 민감도 분석을 실시하였다. 민감도 분석은 다섯 개의 시나리오를 이용하였는데, 그 내용 및 목적은 다음과 같다.

- Case 1 : 단열대의 경사를 고려
 - 목적 : KURT 주변 지역에 존재하는 단열대의 경사가 수리지질학적 역할에 대한 분석
- Case 2 : 단열대의 이방성 분석
 - 목적 : 지하수 유동과 관련한 단열의 단층 점도에 대한 고려
- Case 3 : 단열대의 방향성 고려
 - 목적 : 지하수 유동 모델에서 단열대의 방향성에 대한 수리지질학적 역할 분석
- Case 4 : 단열대의 연장성 고려
 - 목적 : 단열대가 연구 지역 외로 연장되었을 경우 수리지질학적 중요성 분석
- Case 5 : 단열대의 수리전도도의 분산 고려
 - 목적 : 단열대의 수리전도도가 달라졌을 경우 연구지역 지하수 유동에 대한 영향 분석

민감도 분석 결과, 연구 지역의 단열대에 대한 경사, 이방성, 연장성과 수리전도도의 분산에 대한 영향을 크지 않은 것으로 분석된다. 다만, 연구 지역의 주 유동 경로에 수직 방향으로 존재하는 동서 방향의 단열대가 연구 지역의 수리지질학적 특성에 주요 역할을 하며, KURT를 확장할 경우 이에 대한 추가 조사가 반드시 필요하다고 판단된다.

방사성폐기물 처분사일로 폐쇄를 위한 수리적 방벽효과 해석

조성일, 이은용, 김창락

한수원(주) 원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1

sicho@khnp.co.kr

우리나라의 중·저준위 방사성폐기물은 경상북도 경주시 양북면에 위치한 월성원자력환경관리 센터 부지에 처분할 예정이다. 2007년 1월, 1단계 10만 드럼 처분규모의 지하처분시설 건설을 위한 인허가를 신청하여 2008년 3월말 현재 규제기관에서 심사 마무리 단계에 있으며, 2009년 말 운영을 목표로 하고 있다. 처분시설은 EL. (-)80m~(-)130m의 지하에 건설되는 원통형(직경 24m) 구조물인 6개의 사일로(silo)로 구성되며, 폐기물은 굴착된 사일로에 설치되는 콘크리트 구조물 내에 처분된다. 본 연구의 목적은 폐쇄 후 콘크리트 구조물과 폐기물 사이(inner; Fig. 1a) 그리고 암반과 콘크리트 구조물 사이(outer; Fig. 1b)를 메우는 뒤채움재(backfill material)의 수리특성이 사일로 주변 지하수 유동장(flow field)에 미치는 영향을 분석하고 그 방벽효과를 평가하기 위한 것이다. 뒤채움재로는 국외의 사례를 참고하여 시멘트 몰타르(cement mortar), 쇄석(crushed rock), 벤토나이트(bentonite) 및 벤토나이트와 모래 혼합물을 고려하였다. 사일로의 콘크리트 내·외벽에 뒤채움재의 시공여부에 따라 1차적으로 2개의 case(Fig. 1)로 구분한 후 뒤채움재 물질의 조합에 따라 5가지 폐쇄설계 모델(Table 1)을 구성하여 지하수유동 모델링 프로그램인 Visual Modflow를 통해 지하수 유동장을 분석하고 폐기물을 관통하는 지하수의 침투수량을 해석하였다. 또한 지하수 침투수량의 분석에서는 각 모델별로 콘크리트 구조물의 열화(degradation)에 따른 투수성 변화에 의한 영향을 고려하였으며 이를 비교하여 방벽효과를 평가하였다. 뒤채움재와 암반의 수리특성은 국내외의 문헌자료를 이용하였다(Table 2).

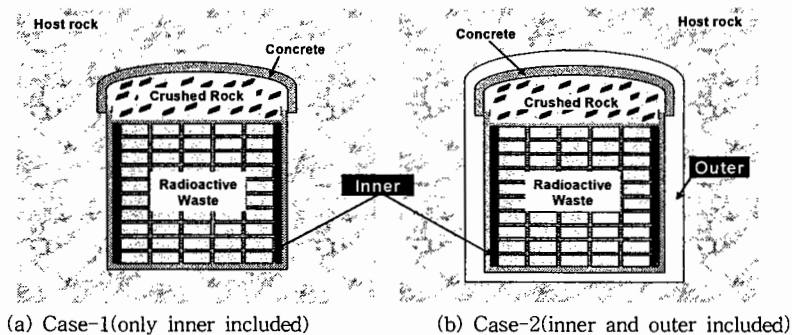


Fig. 1. The closure system of the silo.

Table 1. Composition of backfill material in the model for inflow analysis.

		Inner	Outer
Model	Case_1_M1	Crushed rock	-
	Case_1_M2	Cement mortar	-
	Case_2_M1	Crushed rock	Crushed rock
	Case_2_M2	Crushed rock	Bentonite(10%)+ Sand(90%)
	Case_2_M3	Crushed rock	Bentonite

Table 2. Input parameters used the groundwater flow model [1, 2, 3].

	Before degradation		After degradation	
	Hydraulic conductivity (m/sec)	Porosity	Hydraulic conductivity (m/sec)	Porosity
Concrete	3×10^{-11}	0.15	1×10^{-8}	0.3
Cement mortar	8×10^{-9}	0.3	1×10^{-8}	0.3
Crushed rock	1×10^{-4}	0.3	1×10^{-4}	0.3
Crushed rock + Radioactive waste	1×10^{-4}	0.3	1×10^{-4}	0.3
Bentonite	1×10^{-12}	0.4	1×10^{-11}	0.4
Bentonite(10%)+ Sand(90%)	1×10^{-9}	0.25	1×10^{-8}	0.3
Host Rock	4.19×10^{-7}	0.0035	4.19×10^{-7}	0.0035

모델계산 결과, 콘크리트 구조물의 열화 전에는 콘크리트와 암반사이에 섹션을 사용한 Case-2_M1과 벤토나이트를 사용한 Case-2_M3 모델이 뒤채움재를 반영하지 않은 Case-1_M1에 비하여 침투수량이 크게 감소하며, 내부에 시멘트 몰탈을 채운 Case-1_M2는 감소 폭이 크지 않다. 열화 전 뒤채움재를 반영한 Case-2_M2 모델이 Case-1_M1보다 침투수량이 상대적으로 증가한 이유는 암반과 콘크리트 사이에 두 매질의 중간값에 해당하는 수리전도도를 갖는 뒤채움재가 채워짐으로써 콘크리트를 우회하는 지하수가 콘크리트를 관통하는 방향으로 유동방향이 바뀌었기 때문으로 판단된다. 콘크리트 구조물의 열화 후에는 벤토나이트를 뒤채움재로 사용한 Case-2_M3의 침투수량이 뒤채움재가 설치되지 않은 경우보다 1/23~1/20까지 큰 감소 폭을 나타낸다. 뒤채움재를 사용하면 침투수량을 줄일 수 있다. 특히 지하수 침투 억제능력은 벤토나이트가 다른 물질에 비하여 현저히 우월한 것으로 평가된다.

Table 3. Inflow in the silo obtained from the modeling.

	Inflow(m ³ /year)	
	Before degradation	After degradation
Case-1_M1	1.27	294.1
Case-1_M2	0.98	229.7
Case-2_M1	0.19	281.1
Case-2_M2	1.32	159.1
Case-2_M3	0.055	14.6

참 고 문 헌

- [1] Gabriella Fanger, Kristina Skagius and Marie Wiborgh, 2001, Project SAFE : Complexing agents in SFR, R-01-03, SKB.
- [2] Timo Vieno, Henrik Nordaman, et al., 1998, Report TVO-1/98, VLJ Repository Safety Analysis, Technical Research centre of Finland NEL.
- [3] Jae-Owan Lee, Won-jin Cho and Phil-Soo Hahn, Hydraulic-thermal-mechanical properties and radionuclide release-retarding capacity of Kyungju bentonite, J. of the Korean radioactive waste society, Vol.2(2), p.87-96, June 2004.

제3분과

사용후핵연료 및 핵연료주기 (Oral)

Core Performance Comparisons of Sodium- and Lead-Cooled Large TRU Burners

H. Song, S.J. Kim, Y.I. Kim

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

hsong@kaeri.re.kr

1. Introduction

To investigate the performance parameters and safety implications of reactivity coefficients in large monolithic sodium and Pb-Bi cooled fast reactors for a TRU burning, cores whose powers range from 600 MWe to 1,800 MWe were designed. With the design data accumulation, accompanied by a safety analysis, the results of this study would help to identify the most limiting factor for scaling up conceptual burner cores. Instead of the traditional enrichment zoning approach to flatten the power distribution, the design concept of a single fuel enrichment was adopted.

2. Result and discussion

Core designs used the design constraints related to the current technology database with the TRU enrichment limit (30.0 w/o) and fast neutron irradiation limit (4.0×10^{23} n/cm²). The sodium cooled reactor was designed first. A single enrichment concept, adopted in the KALIMER-600 breakeven core design[1], was used. As a means to flatten the power distribution, fuel pin designs with a different cladding thickness were used in different core regions, while the same cladding outer diameter was adopted throughout the core.

For a consistent comparison, the active core height was varied to make the sodium void worth lower than 7.5\$, and the number of assemblies was adjusted to attain a similar linear power around 180 W/cm. In order to demonstrate a high TRU consumption rate, a core was designed to attain a TRU enrichment of 30 w/o. The major design variables to be used in changing the conversion ratio of a given core design are variation of the core height and fuel cladding thickness. At the same time, a core design was confirmed to have its maximum inner cladding temperatures below 650 °C and maximum pressure drops below 0.15 MPa.

The number of fuel assemblies for the 600, 1200, and 1800 MWe designs were 336, 786 and 1230, respectively. After obtaining the sodium cooled reactors designs, in order to have a consistent comparison for two coolants on a common basis, this study used exactly the same reactor core layout, fuel design parameters, and compositions for the structure material for the design of the Pb-Bi cooled reactors by replacing the sodium coolant in the sodium cooled reactors with Pb-Bi coolant respectively. Only driver fuel enrichments were adjusted respectively for these two coolants. Because the Pb-Bi coolant has a lower heat capacity compared with the sodium coolant, the pitch to diameter was increased until the coolant volume of the Pb-Bi cooled reactor had a flow area for the same cooling capacity with the sodium cooled reactors.

Burning characteristics and performance parameters are listed in Table 1 for the three cores. The REBUS-3[2] equilibrium model with a nine group cross section was used to perform the core depletion analysis.

The calculation results for the sodium cooled reactors show that large monolithic sodium cooled fast reactors for a TRU burning, of which the power ranges from 600 MWe to 1,800 MWe can be successfully designed, while meeting all the design constraints. The calculated TRU conversion ratio is 0.57 for the 600 MWe core, 0.58 for the 1,200 MWe core, and 0.59 for the 1,800 MWe. The 600 MWe core requires a charged TRU enrichment of 29.9 % and yields a reactivity swing of 3,671 pcm over a 332 EFPD. Compared with the sodium cooled reactor, the Pb-Bi cooled reactor has a higher TRU conversion ratio and a smaller TRU enrichment. The calculated TRU conversion ratio is 0.59 for the 600 MWe core, 0.61 for the 1,200 MWe core, and 0.62 for the 1,800 MWe.

The core designs for the sodium cooled reactors have almost the same TRU burning rate per power and a burnup reactivity swing of ~3,500 pcm. The TRU consumption rate is 221 kg/year for the 600 MWe core, 423 kg/year for the 1,200 MWe core, and 626 kg/year for the 1,800 MWe core. Thus the

TABLE 1 Core Performances of Variable-Cladding-Thickness Designs

Design parameter	1,800MWe		1,200MWe		600MWe	
Core Thermal Power(MWt)	4,500		3,000		1,500	
Coolant Temperature(°C)-Inlet/Outlet			390/545			
Number of Fuel Assemblies	1230		786		336	
Assembly Pitch(cm)	15.9	17.4	15.9	17.6	16.1	18.0
Coolant	Na	Pb-Bi	Na	Pb-Bi	Na	Pb-Bi
Fuel Outer Diameter(mm)			7.0			
Pin Pitch(mm)	8.792	9.649	8.792	9.773	8.890	9.994
P/D Ratio	1.256	1.378	1.256	1.396	1.270	1.428
Cladding Thickness(mm)-Inner/Middle/Outer			1.05/0.91/0.77			
Eq. Core Diameter(m)	5.86	6.41	4.68	5.19	3.09	3.47
Eq. Reactor Diameter(m)	7.61	8.33	6.31	7.00	4.51	5.06
Charged TRU (w/o)	28.9	27.6	29.2	28.4	29.9	29.4
Conversion Ratio(Fissile/TRU)	0.76/0.59	0.78/0.62	0.76/0.58	0.77/0.61	0.74/0.57	0.75/0.59
Burnup Reactivity Swing(pcm)	3,508	3,509	3,512	3,543	3,671	3,715
Cycle Length(EFPD)			332			
Sodium Void Worth(BOEC/EOEC)	6.9/7.6	-1.7/-1.3	6.9/7.5	-1.9/-1.6	6.7/7.3	-2.5/-2.2
Peak Fast Neutron Fluence(n/cm ²)	4.4	5.0	4.3	4.8	4.6	5.0
Max. Pressure Drop(MPa)	0.13		0.14		0.16	
Max. Cladding Inner Wall Temp.(°C)	572		576		591	
Average Linear Power(W/cm)	179.1	179.6	178.1	178.5	180.4	
Power Peaking Factor	1.55	1.54	1.48	1.50	1.52	
Active Core Height(cm)	70.0		73.5		85.0	
TRU Consumption Rate(kg/year)	626	590	423	412	221	218

consumption rate is increased by 1.91 times for the 1,200 MWe core and by 2.82 times for the 1,800 MWe core, compared to the 600 MWe core. However, these differences are so small that it is judged that the consumption rate per power is invariant. In all three designs, the sodium void worth upon a core plus fission gas plenum voiding, turned out to be less than 7.5\$. Compared with the sodium cooled reactor, the Pb-Bi cooled reactor has also almost the same reactivity swing and transmutation capacity. The reactivity swing is 3,543 pcm for the 1,200 MWe core and 3,509 pcm for the 1,800 MWe core.

The coolant void worth does become smaller when sodium is substituted by Pb-Bi coolant in all the cases. As can be seen in Table 1, the Pb-Bi coolant void worths are negative for all the cases where the sodium void worths are highly positive. The increasing trends of the void worth for sodium and Pb-Bi as a coolant with an increasing power are similar for all the cases. The Pb-Bi cooled reactors have an improved coolant void reactivity worth over the sodium cooled reactors. However, the increased pitch to diameter ratio in Pb-Bi cooled reactors leads to an increased core volume which reduces the economy benefit.

3. Conclusion

To investigate the performance parameters and safety implications of reactivity coefficients in large monolithic sodium and Pb-Bi cooled fast reactors for a TRU burning, cores whose powers range from 600 MWe to 1,800 MWe were designed.

The calculation results show that large monolithic sodium and Pb-Bi cooled fast reactors can be designed satisfactorily. In addition they have almost the same TRU burning rate per power. Although the Pb-Bi cooled reactor had an improved coolant void worth over the sodium cooled reactor, the increased core dimension of the Pb-Bi cooled reactor is a disadvantage from a seismic and economics design point of view.

REFERENCES

- [1] Ser Gi Hong et al., "The KALIMER-600 Reactor Core Design Concept with Varying Fuel Cladding Thickness", Proceedings of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting(2006).
- [2] B. J. TOPPEL, "A User's Guide for the REBUS-3 Fuel Cycle Analysis Capability," ANL Report, Argonne National Laboratory 83-2, March (1983).

소듐냉각고속로용 금속핵연료 개발

이찬복, 이병운, 오석진, 김성호, 박근일, 송기찬, 한도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
cblee@kaeri.re.kr

1. 서론

제 4 세대 소듐냉각고속로(SFR)가 지속성, 경제성, 안전성 및 핵확산저항성 제고를 목표로 개발되고 있다[1]. 고속로에서 핵연료는 핵분열에 의한 에너지의 생산, 핵물질의 증식, 그리고 폐기물의 소멸 등이 진행되는 핵심 요소이다. 또한, 핵연료에는 방사성물질이 밀집되어 있기 때문에 핵연료의 건전성 유지는 원자로 안전성에 필수적이다. 지속성 제고를 위해 장수명핵종인 Np, Am, Cm 등의 마이너악티나이드(MA)를 핵연료에 포함시켜서 원자로에서 소멸시키며, 경제성을 높이기 위해 최대 200 MWD/kgHM 이상의 고연소도까지 연소시키는 것을 목표로 한다. 선행 및 후행핵연료 주기비용은 고속로에서의 전체 전기생산비의 1/3을 차지하기 때문에, 핵연료는 원자력 발전의 경제성과 안전성을 결정하는 가장 중요한 요소이다.

2. 소듐냉각고속로 핵연료

고속로 핵연료의 재료로는 금속, 산화물, 질화물 및 탄화물 등이 있다. 1950년대부터 운영된 초기의 고속로인 미국의 EBR-I 및 EBR-II는 금속핵연료를 사용하였으며, 1,200 MWe의 상용 발전로급 고속로인 프랑스의 Super-Phenix 원자로도 산화물핵연료를 사용하였다. 냉각재인 물과의 양립성이 매우 우수한 산화물핵연료가 독보적으로 사용되는 경수로와는 달리, 고속로의 경우는 아직 유력한 후보 핵연료가 확정되지 않은 상황이라 할 수 있다.

핵연료 재순환을 고려하는 고속로 핵연료의 경우 핵연료 선정에서는 핵연료의 연소 성능, 핵연료 재순환 공정 및 핵연료 제조 공정 등이 함께 고려되어야 한다. 핵연료의 연소성능에서는 핵연료의 최대 방출연소도가 높을수록 좋으며, 핵연료 및 원자로의 운전 온도가 높을수록 원자력 발전의 열효율이 높아서 경제적이다. 또한, 핵연료는 마이너악티나이드를 함유하여 연소시키는 효율이 높을수록 좋다. 원자로의 안전성을 위해 핵연료는 운전 중 건전성이 유지되어야 하며, 가상의 사고에서에서도 원자로의 안전성이 유지되어야 한다. 원자로의 일부 핵연료가 손상되어도 정화장치의 작동으로 원자로가 지속적으로 운전될 수 있는데 이를 위해서는 소듐 냉각재와의 양립성이 좋아야 한다.

핵연료 재순환 공정에서는 경제성과 공정 폐기물의 최소화가 필요하며, 핵확산 저항성이 요구된다. 핵연료 제조에서는 높은 신뢰성이 요구된다. 방사성의 핵연료가 차폐된 핫셀에서 원격으로 제조되어야 하기 때문에 제조공정이 단순하고, 제조기기의 신뢰성이 높고, 유지 보수성이 용이하여야 한다.

소듐냉각고속로용 핵연료의 주요 후보 핵연료 재료로는 금속과 산화물이 있다. 금속핵연료는 파이로프로세싱 핵연료재활용공정 주기와 연계되어 핵확산상 저항성이 높고, 냉각재인 소듐과의 양립성이 매우 좋다. 또한 금속핵연료는 열전도성이 좋아서, 노심내 냉각재의 입출구 온도가 각각 390 °C 및 545 °C 일때, 금속핵연료는 600 ~ 1,000 °C 범위로 온도가 낮게 유지 된다. 따라서 원자로의 사고 시에도 금속핵연료는 손상되지 않아서 원자로의 피동적인 안전성이 유지된다.

산화물 핵연료는 습식의 핵연료 재활용공정주기와 연계되는데, 습식의 핵연료재활용시설이 완비된 국가들에서 적극적으로 연구가 진행되고 있다. 산화물 핵연료는 경수로 핵연료 등을 통해 많은 경험이 축적되어 있으나, 소듐냉각재와의 양립성이 좋지 않은 단점이 있다.

3. 금속핵연료 개발

제 4 세대 소듐냉각고속로용 핵연료로 금속핵연료가 선정되어 2007 년 개발이 착수되었다. 금속핵연료의 장점으로 파이로프로세싱 핵연료재순환공정과 연계된 높은 핵확산저항성, 높은 열전도도 및 소듐냉각재와의 우수한 양립성 등이 있다[2]. 파이로프로세싱 공정에서는 마이너악티나이드와 플루토늄을 항상 함께 취급한다. 금속핵연료의 설계는 그림 1과 같은데, 기술개발을 위한 주요 연구 내용은 다음과 같다.

금속핵연료는 그림 2와 같은 공정을 통해 제조되는데, 실용적으로 금속핵연료를 제조하는 기술

이 개발되고 있다. Minor Actinide가 함유된 금속핵연료는 방사능이 있기 때문에 Glove 박스 혹은 핫셀 등의 차폐된 환경에서 핵연료가 제조되어야 한다. 이를 위해서는 신뢰성이 높고, 단순하고, 보수 유지가 용이한 핵연료 제조기술이 필요하다. MA가 함유된 SFR 금속핵연료는 용해 제조시 휘발성 원소들이 이동하게 되는데, 이들을 회수하고 제어하여야 한다. 또한 다양한 핵연료 구성원소들이 핵연료 내에서 균일하게 분포하고, 연소시 핵연료 건전성을 유지하도록 핵연료의 미세구조가 유지되어야 한다.

피복관은 핵연료심을 밀봉하여 방사성물질의 외부 유출을 방지하는 역할을 하기 때문에, 핵연료 및 원자로의 안전성과 직결되는 가장 중요한 핵연료 부품이다. SFR 핵연료 피복관은 고온에서 고속의 중성자가 조사되는 가혹한 조건에서 사용된다. 따라서 고온에서 기계적 강도가 우수하고, 높은 고속중성자 조사량까지 팽윤이 낮고, 연성이 유지되는 피복관이 요구된다. 이를 위해 합금의 조성, 첨가물, 미세조직 및 제조공정 등의 최적화를 통해 성능이 우수한 페라이트-마르텐사이트(FMS) 합금강 피복관이 개발되고 있다.

핵연료 설계, 제조 및 핵연료 부품의 개발은 성능시험을 통해 검증되며, 시험 결과의 평가를 통해 설계, 제조 및 부품의 개량이 진행된다. 핵연료 조사시험을 통해 목표연소도까지 핵연료의 건전성이 유지됨을 입증하여야 하며, 핵연료 조사거동 모델링을 통해 모든 가상의 연소 조건에서도 핵연료의 조사거동을 예측할 수 있어야 한다. 국내에서는 고속로 연구로가 없기 때문에, 낮은 조사량시험은 고속로 중성자조건을 모사한 시험 장치를 사용하여 하나로 연구로에서 일차적으로 수행하고, 고속로 조건에서의 조사시험은 GIF(Generation IV International Forum) 국제공동연구 등을 통해 외국의 고속연구로에서 수행할 계획이다.

3. 결론

핵확산저항성이 높은 파이로프로세싱 핵연료재활용공정과 연계된 금속핵연료가 소듐냉각고속로의 핵연료로 결정되어 개발되고 있다. 실용적인 금속핵연료 제조기술 및 고연소도 핵연료 개발을 통해 경제성을 향상시키고, 금속핵연료 고유의 원자로 피동안전성 유지 특성을 활용하여 안전성을 향상시켜서, 제 4 세대 소듐냉각고속로의 목표인 지속성, 경제성, 안전성 및 핵확산저항성 제고를 달성할 계획이다.

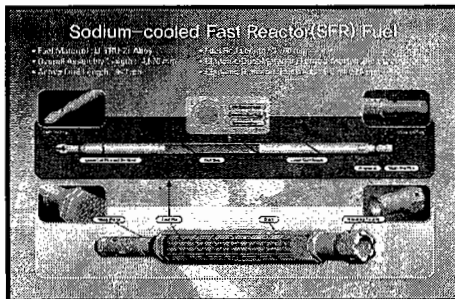


그림 1. 소듐냉각고속로 금속핵연료

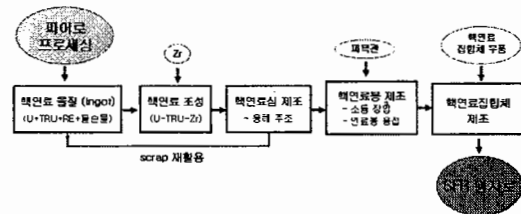


그림 2. 금속핵연료 제조 공정

참고문헌

(1) "A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems", Issued by the U.S. DOE

Nuclear Energy Research Advisory Committee and Generation IV International Forum, 2002.

(2) Y.I. Chang, "Technical Rationale for Metal Fuel in Fast Reactors", Nucl. Eng. and Tech., Vol. 39,

No. 3, 2007.

Cd와 Cl₂의 반응을 이용한 LiCl-KCl-UCl₃ 제조

강희석, 우문식, 이한수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

hskang1@kaeri.re.kr

1. 서론

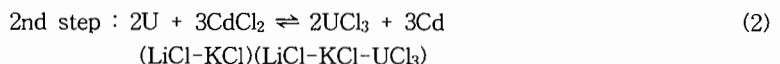
전해정련조에서 사용되는 salt는 LiCl-KCl 용융염이며, 이 용융염은 전기화학적으로 불순물을 포함한 양극의 U 및 TRU 금속을 순수한 우라늄만 음극에 전착시켜 분리하기 위하여 초기 salt 용액에 충분한 우라늄 이온이 용해되어 있어야 한다. 따라서 salt 안에 충분한 우라늄이온이 존재하기 위하여 일정량의 UCl₃를 전해정련조에 미리 공급해야하므로 이를 제조하기 위해서는 전해정련조 안에서 직접 제조하는 방법과 외부에서 제조하여 전해정련조에 공급하는 방법이 있다. 전해정련조 안에서 직접 제조하는 경우 별도의 UCl₃ 제조장치가 필요없이 장치가 간편해진다는 장점도 있지만 우라늄 금속의 산화제로 사용되는 Cd 염화물에서 Cd가 기화하면서 전해정련조의 내부에 일으키는 여러 가지 문제점과 대량처리의 경우에는 더욱 곤란한 문제점 때문에 최근에는 외부에서 UCl₃를 제조하여 전해정련조에 이송하는 형태로 구성하는 추세이다.

전해정련조에서 출발물질로 사용되는 UCl₃의 제조 시 이제까지 알려진 고전적인 방법은 Gerd Meyer 등이 연구한 U metal의 filings를 수소분위기에서 250℃로 가열하여 UH₃를 생성시킨 다음, Ar 분위기에서 300℃로 dehydrogenation시키고, 여기에서 얻어진 미세분말을 HCl gas와 250℃에서 반응시키면 UCl₃와 UCl₄가 얻어지는 방법이 있으며, $2U + 6HCl(g) = 2UCl_3 + 3H_2(g)$ 의 반응을 이용하여 UCl₃를 얻는 방법도 있다. 그러나 이 방법들은 모두 HCl gas를 사용한다는 공통점이 있으며, 대용량의 UH₃를 제조하기 위해서는 필연적으로 철제 금속 또는 어떤 형태의 합금으로 된 반응장치를 설치하게 되는데, 염소화반응의 반응물질로 사용되는 gas 상태의 HCl은 철제 금속 또는 어떤 형태의 합금으로 된 철제 반응용기를 부식시킨다는 심각한 고민이 존재한다. 따라서 염소함유 물질에 대한 부식성이 없는 염소화반응의 반응물질이 여러 분야에서 탐구되고 있다.

CdCl₂는 철제 반응용기에 대한 부식성이 없으면서 U 을 UCl₃로 염소화시킬 수 있는 적합한 물질로 William E. Miller 등이 소개한 바 있다. 반일 상용화된 CdCl₂를 구입해 UCl₃제조공정에 사용한다면 너무 높은 비용과 Cd 폐기물로 인한 2차적 비용이 발생하는 단점이 있다. 가스 상태의 Cl₂와 액체상태의 Cd를 반응시켜 CdCl₂를 생성시킨 후, 제조된 CdCl₂와 U을 반응시켜 UCl₃를 제조할 수 있다면 상용의 CdCl₂를 구입해서 사용하는 방법보다 훨씬 적은 비용의 이점이 있으며, 반응물중의 Cd가 연속적으로 재순환되어 U과 반응하여 UCl₃를 생성하는 CdCl₂의 제조에 사용되므로 Cd 폐기물 발생 측면에서도 유리한 장점이 있다. 그러므로 본 연구의 목적은 Cl₂ gas에 의한 철제 반응용기 및 주변장치의 부식이 발생되지 않는 상태에서 gas 상태의 Cl₂와 액체상태의 Cd, 그리고 U metal을 이용하여 LiCl-KCl의 용융염에서 UCl₃를 제조하는 방법과 장치개발에 있다. 부수적인 목적은 UCl₃의 제조반응 시 가능한 한 낮은 비용과 Cd 폐기물이 생성되지 않는 조건으로 수행할 수 있는 방법 및 장치개발에도 있다.

2. 실험 및 결과

UCl₃의 제조반응 시 반응용기 및 관련 장비의 재질의 부식이 없이 다량의 UCl₃를 제조하기 위해 부식성이 없는 CdCl₂를 이용하였다. 반응기 및 Cl₂ gas 라인에 부식에 비교적 강한 sus316을 사용하였으며, 그림 1의 장치개념도와 같은 구성으로 제조장치를 설치하였다. UCl₃의 제조반응 시 생성물질인 UCl₃가 생성되기까지 수반되는 반응식은 다음과 같다.



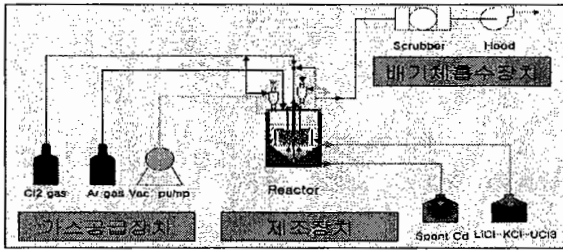


그림 1. UCl_3 제조장치 개념도

액상의 Cd층은 반응기 내에서 바닥층이고, 바로 윗층은 초기에는 $CdCl_2$ 가 없는 $KCl-LiCl$ 혼합염 층으로 유지된다. 반응기 내부의 온도는 두 층이 액체상태로 유지될 수 있는 용융점 이상의 온도인 $600\text{ }^{\circ}C$ 를 유지하였다. 금속튜브 안쪽에 quartz 튜브를 넣어 아래쪽 끝은 액상의 Cd 층에 담가 지도록 하고, 반응기 하단의 액상 Cd층에 Cl_2 gas를 주입하여 반응식(1)과 같은 반응으로 $CdCl_2$ 를 생성시켰다. 제조된 $CdCl_2$ 밀도는 3.37, Cd는 7.82이고 Cd에서 $CdCl_2$ 의 용해도는 거의 0에 가까우므로 $CdCl_2$ 는 밀도차이에 의해 액체 Cd층의 위쪽 층인 $KCl-LiCl$ 혼합염 층으로 이동하게 된다. 이동된 $CdCl_2$ 는 반응기의 상부 $LiCl-KCl$ salt 층에 위치한 U ingot이 담긴 basket 과 접촉하게 되고, 접촉된 $CdCl_2$ 와 U ingot은 반응하여 UCl_3 를 생성하게 된다. 반응 후 Cd 금속은 밀도차이 때문에 다시 반응기 하단의 액상 Cd 층으로 내려와서 재순환하게 되고, 제조된 UCl_3 는 salt층에서 용해되어 $UCl_3-LiCl-KCl$ 형태로 존재하게 된다. 그림 2에 Cd 및 U에 대한 염소화반응의 열

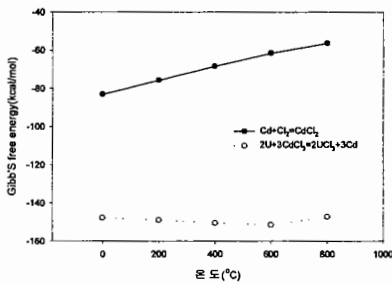


그림 2. Cd 및 U의 염소화반응의 열역학적 특성

역학적 특성을 그래프로 나타낸 바와 같이 Cd 및 U에 대한 염소화 반응은 매우 잘 일어날 수 있음을 예측할 수 있다. 반응 완결 후 반응기의 온도를 낮추어 반응생성물을 고형화시켰다. 반응기 내 U ingot 을 넣기 전의 $KCl-LiCl$ 혼합염 및 반응이 완결된 후의 $UCl_3-LiCl-KCl$ 혼합염 시료를 채취하여 UCl_3 생성을 확인하기 위한 XRD 분석을 수행하여 그림 3에 나타내었다.

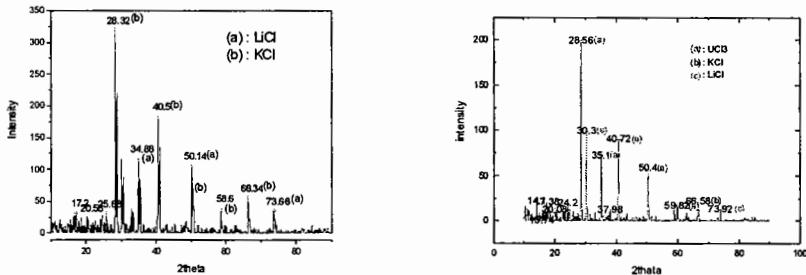


그림 3. 반응 전의 $LiCl-KCl$ 과 반응 후의 $UCl_3-LiCl-KCl$ 혼합염의 XRD 분석

3. 결론

전해정련조에서 출발물질인 $UCl_3-LiCl-KCl$ 의 제조실험을 수행하였다. 저비용 및 낮은 부식성 유지를 위해 위해 Cd와 Cl_2 를 이용하여 $CdCl_2$ 를 생성시킨 후, 밀도차이에 의한 $CdCl_2$ 의 이동을 유도하여 $CdCl_2$ 와 U metal을 반응시켜 UCl_3 를 제조하였다.

알루미나 멤브레인을 이용한 Ag/AgCl 기준전극의 제작 및 성능시험

심준보, 김시형, 백승우, 권상운, 김광락, 정홍석, 이한수, 안도희

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

njbshim@kaeri.re.kr

1. 서론

미래의 고속로 (SFR)와 연계된 선진 핵연료주기 구축 및 누적된 경수로 사용후핵연료의 감용을 위한 파이로 공정 (Pyroprocessing) 기술의 핵심 단계는 연료 중에 포함된 U 및 초우라늄 원소(TRU) 등을 용액에 석출하여 회수하는 전해 정련 및 제련 기술이며, 이 기술은 고온의 LiCl-KCl 용융염 전해질 및 전기분해 반응을 이용한다. 악티늄족 원소를 용액에 석출시키는 전해 반응은 각 원소의 전위차를 조절하는 전극 전위의 측정이 매우 중요하며 기준전극이 이용되고 있다. 따라서 기준전극은 다량의 연료를 처리하는 파이로 공정의 특성상 장기간의 사용에도 내구성이 좋고 전위 안정성 및 재현성이 우수하고 신뢰성이 보장되어야 하는 특성이 요구된다.

염화물계 용융염에서 금속 염화물의 물성 측정 등에 염소(Cl_2/Cl^-) 기준전극이 이용되었으나 염소 기체와 같은 취급상의 어려움이 있어 Bockris 등이 제안한 파이렉스 튜브/글래스 멤브레인을 사용한 Ag/AgCl 기준전극이 이용되어 왔다. 그러나 파이렉스 튜브 기준전극은 전위 안정성이나 재현성은 있지만 유리질 재료의 단점인 쉽게 깨질 수 있어 다루기 어렵고 여러 차례 반복 사용에 문제점이 있어 내구성 향상이 요구된다. 이와 같은 문제점을 개선하기 위해 본 연구에서는 알루미나 튜브 및 동 재료의 멤브레인을 가공하여 Ag/AgCl 기준전극을 제작하여 시험하고 전위 안정성, 재현성 및 반복적인 사용에 따른 내구성이나 취급 용이성 등을 조사하였다.

2. 실험 및 결과

○ 알루미나 Ag/AgCl 기준전극의 제작

종전에 사용되어온 파이렉스 기준전극은 파이렉스 튜브 아래의 끝부분을 열처리 가공하여 수 마이크론 두께의 유리질 박막을 형성시켜 이온의 통로가 되는 liquid junction을 만든다. 파이렉스 튜브 내부에는 LiCl-KCl에 AgCl (약 ~1 wt%)을 함유한 용융염을 넣어 높이가 약 20 mm가 되도록 한 뒤 여기에 굵기 1 mm인 고순도의 은선(Ag wire)을 담가 전극으로 만든다. 이 파이렉스 기준전극은 재현성은 좋으나 고온의 용융염에 삽입하여 사용할 때 파이렉스 멤브레인 부위에서 열충격 및 물리적인 접촉이나 힘에 의한 파손이 발생하기 쉬운 단점이 있어 실용적인 측면에서는 해결해야 할 문제점으로 남아있다. 한편 이러한 단점을 극복하기 위한 시도로 일본의 CRIPI 등에서는 Vycor 재료를 붙여 멤브레인으로 사용하거나, 끝부분이 막힌 알루미나 튜브 하부에 미세한 구멍을 만들어 사용하는 예도 있었지만 전해반응에 사용 시 구멍이 막히거나, Vycor 팁이 오염되어 사용이 곤란한 경우가 빈번히 발생하고 있다. 그래서 현재에도 파이렉스 기준전극은 쉽게 파손되는 단점이 있음에도 불구하고 계속해서 사용되고 있다.

본 연구에서는 알루미나 튜브를 이용하여 파이렉스 기준전극과 유사한 구조와 방법으로 알루미나 Ag/AgCl 기준전극을 제조하였다. <그림 1>에 파이렉스 및 알루미나 Ag/AgCl 기준전극의 구조를 나타내었다. <그림 1>과 같은 동일한 구조에서 멤브레인 부위의 재료를 유리질 대신 알루미나로 대체시킨 것인데, 알루미나 멤브레인 제작은 한쪽 끝부분이 막힌 고밀도 재료의 알루미나 튜브를 사용하여 막힌 부위의 일부 단면에 Diamond saw를 이용하여 절삭 및 연마 가공하여 알루미나 박막을 형성하였다.

○ 알루미나 Ag/AgCl 기준전극의 성능시험 결과

알루미나 기준전극은 알루미나 튜브의 일부를 박막 멤브레인으로 가공하여 동일한 몸체의 재료로 제작하기 때문에 Vycor tip이나 다공성 재료 등과 같은 멤브레인을 알루미나 튜브와 접합시켜 만든 전극에서 일어날 수 있는 이종 재료의 선형 열팽창 계수 차이 또는 접착 부위의 결함에

파손 파손 등의 우려가 없는 특징을 지닌다. 제작된 알루미늄 기준전극의 전위값 변화, 전위 안정성, 재현성 및 내구성 등을 확인하기 위하여 U, Gd, La 및 Y 염화물이 함유된 온도 500 °C의 LiCl-KCl 공융염 내에서 Cyclic Voltammetry (CV) 측정 및 정전류 전해석출 방법 등으로 실험하였다. CV 실험은 몰리브덴 작업전극에 대해 파이렉스와 알루미늄 기준전극을 사용하였으며, 실험 결과를 <그림 2 및 3>에 나타내었다. 파이렉스 기준전극이 파손에 따른 측정전위의 불안정성을 <그림 2>에서 볼 수 있다. <그림 3-a>에 나타낸 바와 같이 두 종류 전극에서 약 50~100 mV 범위의 전위값 차이를 볼 수 있다. 이 전위차는 형성된 멤브레인의 두께 및 재료의 물성 차에서 비롯된 것으로 판단된다. 또한 전위 측정 시 response에 따른 해상도 (CV 피크의 sharpness) 측면에서 알루미늄 기준전극은 파이렉스에서 얻은 결과와 큰 차이가 없었다. <그림 3-b>는 장시간 사용에 따른 전위 안정성 및 재현성을 보여주는 결과이다. 장기간 동안 사용에도 전위가 안정적으로 유지되었으며 동일 조건에서 반복 측정 시에도 재현성이 좋았다. 또한, 전극을 전해조에 설치/제거할 때 자주 일어나는 열이나 물리적 충격에 의한 파손은 일정기간 계속해서 사용하였음에도 없었으며 실용적 측면에서도 내구성과 취급성이 매우 우수함을 확인할 수 있었다.

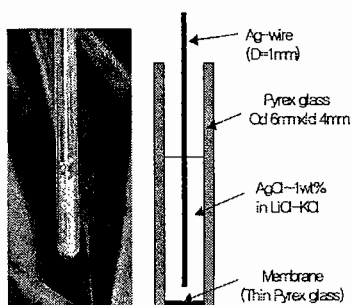


그림 1. Ag/AgCl 기준전극의 구조도

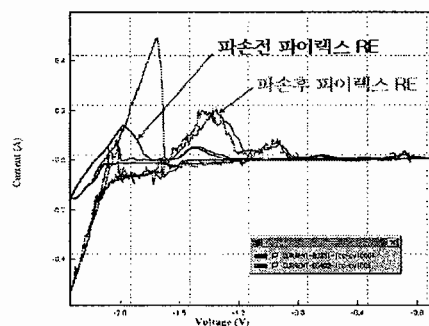


그림 2. 파이렉스 파손에 의한 측정전위 불안정성

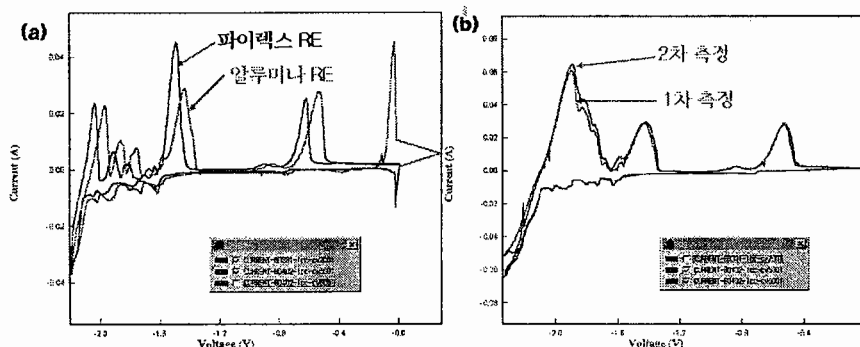


그림 3. 파이렉스와 알루미늄 기준전극의 CV결과: a) 전위값 차, b) 재현성

3. 결론

전극용기의 재료로 알루미늄 튜브 및 튜브의 단면을 가공하여 멤브레인을 형성시켜 Ag/AgCl 기준전극을 제작하고 성능시험을 수행하였다. 실험 결과 장시간 사용에도 전위가 안정적으로 유지되었고 동일 조건에서 반복 측정 시에도 재현성이 우수하였으며, 전극을 다룰 때 자주 발생하는 파손의 우려가 매우 낮아 기대하였던 바와 같이 내구성과 취급성이 좋음을 확인할 수 있었다. 본 연구 결과는 앞으로 파이로 공정의 전해기술에서 요구되는 신뢰성이 확보된 기준전극의 활용에 기여할 수 있을 것으로 기대된다.

감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

LiCl-KCl 고온용융염에서 란타늄이온의 Self-Reduction 거동

조영환, 박용준, 임희정, 송규석
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
yhcho@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후 핵연료에서 란타늄원소는 우라늄의 핵분열과정에서 발생된다. 용융염기반의 사용후핵연료 관리 차세대 공정에서 란타늄원소의 전기·화학적거동에 대한 체계적인 이해가 필요하다. 이를 위해 다양한 전기·화학적, 분광학적 연구가 이루어지고 있다. UV-VIS 분광법은 용융염매질에서 란타늄이온의 화학적거동을 효과적으로 측정할 수 있는 방법이다. 본 연구에서는 실시간 UV-VIS 분광법을 적용하여 여러 란타늄이온의 산화-환원종의 분광학적 특성을 규명하였고, 이를 통해 Eu(III), Sm(III), Yb(III) 이온의 Self-Reduction 특성을 확인하고자 하였다.

2. 실험 및 결과

본 연구실험은 불활성 Ar 기체로 채워진 Glove-Box 조건에서 수행하였다. Glove-Box 와 일체형 Furnace 를 제작하였고, Quartz cell 반응용기에 란타늄이온을 함유하는 LiCl-KCl 을 녹여서 UV-VIS 스펙트럼을 측정하였다. 분광기는 광섬유다발을 통해 빛을 유도하여 반응cell 에 입사시키고, 통과하여 나온 빛을 다시 모아 광섬유를 통해 분광검출기로 보내 스펙트럼을 얻었다. 2가 란타늄이온의 흡광은 UV 영역에서도 일어나기 때문에 광섬유 및 윈도우창은 Quartz 재질을 사용해야 한다. 그림 1은 본 연구에 사용된 Glove-Box 일체형 반응기·분광기를 나타낸다

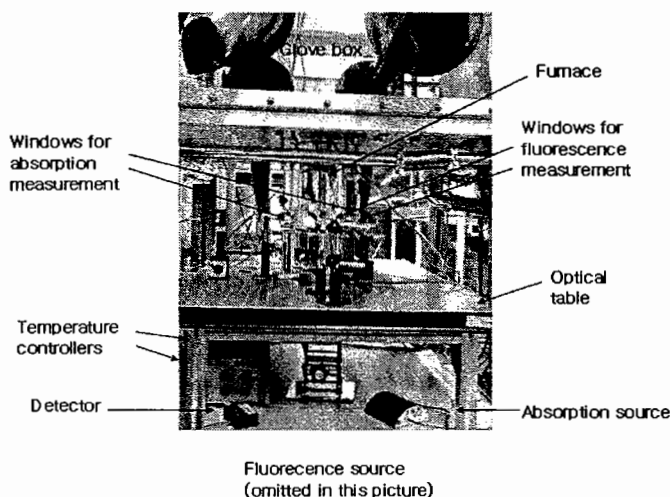


Fig 1. 고온 용융염내 란타늄이온 거동 및 분광측정 시스템

란타늄의 흡광은 전자궤도 외곽의 4f-4f 전이에 의해 일어난다. 그런데 f-f 전이는 양자역학적으로 선택규칙에 의해 금지된 전이기 때문에 흡수띠의 세기가 매우 낮아 측정이 어렵다. 또 다른 전이는 4f 궤도 전자가 바로 위의 5d 궤도로 전이하는 f-d 전이인데 이는 양자역학적으로 허용된 전이이므로 흡수띠의 관측이 용이하다. 단점은 흡수가 일어나는 에너지영역이 UV 영역에서 더 에너지

가 높은 진공 UV영역에 걸쳐 일어나기 때문에 일반 UV-VIS 분광계로는 단파장영역에서 한계가 있을 수 있다는 점이다.

본 연구결과 Eu(II), Sm(II), Yb(II) 전이에 의한 흡수스펙트럼을 얻을 수 있었다. 흥미로운 것은 출발물질을 각각 Eu(III), Sm(III), Yb(III) 을 사용하였음에도 불구하고 2가 환원종의 흡수스펙트럼이 관측된다는 점이다. 이는 이들이 고온, 불활성환경하에서 3가에서 2가로 스스로 환원됨을 의미한다. 정량적 환원반응율과 그에 대한 설명은 계속 규명되어야 할 과제이다.

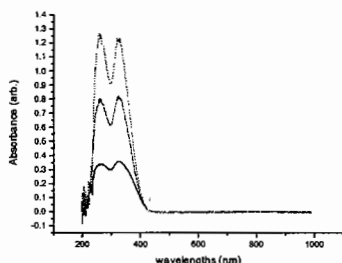


그림 2. LiCl-KCl 용융염(450 °C)에서 농도에 따른 Eu(II)의 흡수스펙트럼

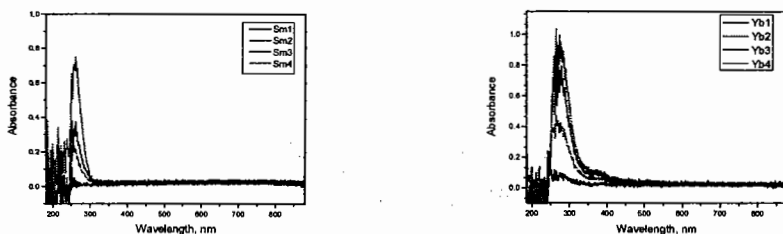


그림 3. LiCl-KCl 용융염(450 °C)에서 농도에 따른 Sm(II), Yb(II)의 흡수스펙트럼

3. 결론

고온 용융염매질에서 Eu(II), Sm(II), Yb(II) 전이에 의한 흡수스펙트럼을 얻었다. 이들 란타노이드 이온은 고온, 불활성 환경하에 3가에서 2가로 스스로 환원특성을 가짐을 확인하였다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

- [1] J.C. Krupa, "High-energy optical absorption in f-compounds", J. Solid State Chem. 178, 483 (2005)
- [2] L.V. Pieterson, M.F. Reid, R.T. Wegh, S. Soverna, A. Meijerink, "4fⁿ4fⁿ⁻¹5d transitions of the light lanthanides: Experiment and theory", Phys. Rev. B65, 045113 (2002)

Pyroprocess Mock-up 시설 원격 운전/유지보수용 양팔 서보조작기 설계

박병석, 이종광, 최창환, 윤광호, 윤지섭, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

nbspark@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 건식처리공정인 Pyroprocess 기술을 종합적으로 평가하기 위한 Mock-up 시설은 Air cell과 Argon cell로 구성되는데, 각 셀에는 다수의 양팔 원격 조작기(manipulator)가 요구된다. 특히, 아르곤 셀의 공정장치를 원격 운전/유지보수 하기 위해서는 최소한 28조의 벽고정형 기계식 조작기(Mechanical Master-Slave Manipulator)가 설치되어야 한다. 이 경우, 45억원(1조에 약 1.6억원)의 비용이 소요된다. Mock-up은 시험시설이기 때문에 다수의 공정장치 들의 운전이 동시에 발생하지는 않는다. 따라서, 이동형 조작기 3조로 대체하여 운전한다면 30억원 이상의 비용이 절감된다. 아르곤 셀은 외부와 항상 기밀을 유지하여야 하기 때문에 마스터와 슬레이브가 기계적으로 연결되어서는 안되며 서로 분리된 전기식 조작기여야 한다. 기계식 마스터-슬레이브 조작기는 슬레이브가 물체와 접촉 또는 물체 이동시에 마스터에 기계적으로 힘을 전달하여 작업자가 현실감을 갖게 한다. 원격 작업에서는 이와 같은 현실감이 매우 중요한 요소로 작용한다. 따라서, 전기식 조작기도 운전자에게 힘을 전달할 수 있는 서보조작기가 되어야 한다. 또한, 중대형 핫셀에서는 차폐창 근접지역의 작업을 위한 벽고정형 기계식 조작기외에도 이의 작업영역을 벗어난 공간의 작업을 위한 천정이동 서보조작기도 설치되어야 한다. 이와 같은 배경으로 본 연구에서는 Mock-up 아르곤 셀에 설치할 이동형 서보조작기를 개발 중에 있다. 본 논문에서는 개발중인 양팔 서보조작기의 설계내용에 대해 소개한다.

2. Pyroprocess 원격 운전/유지보수용 양팔 서보조작기 설계

Mock-up 아르곤 셀은 그림 1에서 보는 바와 같이 크레인, 천정이동 양팔 서보조작기, 벽이동 양팔 서보조작기로 운전될 예정이다. 양팔 서보조작기는 기계식 마스터-슬레이브 조작기와 유사한 구조를 갖는다. 벽이동형 양팔 서보조작기는 기계식의 마스터-슬레이브 조작기와 동일 구조를 가지며, 천정이동형 양팔 서보조작기는 기계식의 Telescopic 기능이 천정이동 대차 하단의 Telescopic tube로 대체된다. 따라서, 서보조작기 자체에는 Telescopic 구조가 없다. 양팔 서보조작기의 마스터와 슬레이브에는 다수의 서보모터가 부착(벽이동형 32개, 천정이동형 28개)되는데 운전자가 마스터를 붙잡고 동작을 취하면 마스터의 동작정보(위치)를 컴퓨터가 받아들여 슬레이브 모터에 지령하면 슬레이브는 마스터와 동일 동작을 하게 된다. 이때 슬레이브가 어떤 물체와 접촉 하거나 물체를 파지하여 이동할 경우 마스터에 부착된 서보모터에 역구동 지령신호를 가하여 운전자에게 현실감 있는 힘을 느끼게 한다. 현실감에는 이외에도 시각, 청각 등 다양한 요소가 있다. 운전자는 마스터 조작기를 붙잡고 이를 동작시키므로 운전자에게 피로를 줄이기 위해서는 마스터의 역구동성(backdrivability)이 매우 좋아야 하며, 또한 슬레이브 조작기는 물체와 접촉할 때 이의 접촉력에 쉽게 반응해야 한다. 즉, 외부 힘에 대해 민감도(force sensitivity)가 좋아야 한다. 민감도가 좋으면 역구동성도 좋게 된다. 그렇지만 슬레이브는 마스터와 똑 같은 성능의 역구동성을 가질 필요는 없다. 수술용 조작기라면 마스터와 슬레이브는 역구동성이 매우 좋으면서 같은 성능을 갖는게 이상적이지만, 슬레이브 조작기가 큰 작업력을 필요로 하는 경우에는 마스터에 비해 슬레이브의 역구동성이 다소 좋지 않아도 된다. 역구동성 등을 향상시키는 측면에서 서보조작기의 기계적 설계에 표 1과 같은 성능이 큰 변수로 작용한다. 또한, 하나의 자유도가 움직일 때 타 자유도가 움직인다면 예기치 못한 동작을 하게 되므로 이와 같은 현상이 발생하지 않아야 한다. 그림 2는 한 팔이 7자유도를 갖도록 설계한 천정이동형 양팔 서보조작기(슬레이브)를 보여주고 있으며, 그림 3은 팔 관절이 움직일 때 타 자유도가 저절로 동작하지 않도록 설계한 구조를 보여준다.

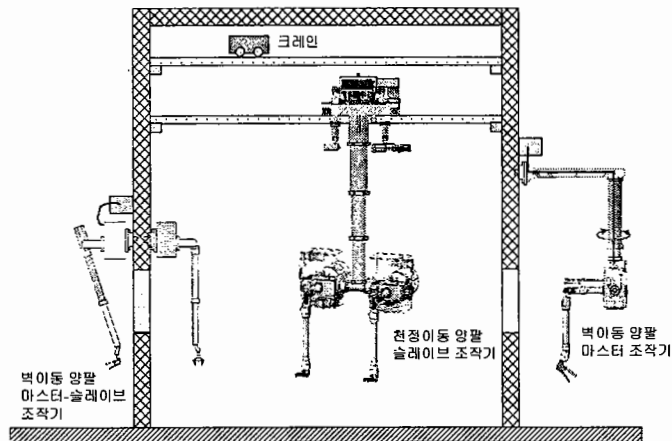


그림 1. Pyroprocess Mock-up 아르콘 셀 운전 개념도

표 1. 서보조작기의 주요 성능 요건

Design Requirements	Target Values	Good Force-Reflecting Manipulator
Maximum speed (No load)	> 1.0 m/sec, > 6.3 rad/s	> 1 m/sec, > 6.28 rad/s (360deg/s)
Index speed	0.052 rad/s (3 deg/sec)	
Maximum acceleration	1 g (unload), 0.5 g (loaded)	1 g (unloaded), 0.5 g (loaded)
Damping (Load)	X, Y : <20 %, Z : <50%	
Friction	< 2%	1~5 % of capacity
Backlash	< 2 mm (Garlick)	Low to medium
Deflection (Load)	< 2 cm	2.5~5 cm at full load
Motion coupling	< 0.5 mm	< 1 mm
Arm gravitational balance	< 0.4 kgf	< 0.4 kgf
Weight/payload ratio	< 3.4 (85 kgf/25 kgf)	3 ~ 10

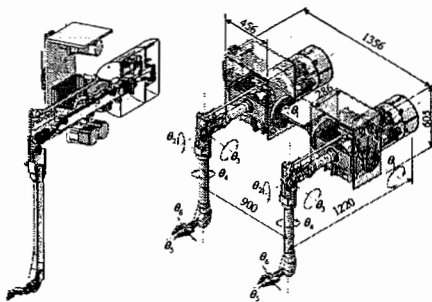


그림 2. 양팔 슬레이브 조작기

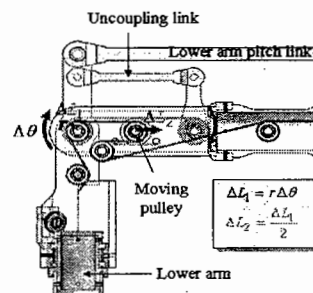


그림 3. 관절부 타 자유도 간섭제거 구조

3. 결론

본 연구에서 개발중인 천정이동 양팔 서보조작기는 현재 조작기의 기본설계가 완료되어 상세 설계중에 있으며, 2008년 까지 제작을 완료할 예정이다. 2009년에는 이의 천정이동 장치 및 제어 시스템을 제작하여 Pyroprocess Mock-up 아르콘 셀에 설치할 예정이다.

사 사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

건식 저장시스템 열 시험 평가

방경식, 이주찬, 서기석, 이정호*, 이대기*

한국원자력연구원

대전광역시 유성구 덕진동 150

*한국수력원자력(주)

대전광역시 유성구 장동 25-1

사용후핵연료 건식 저장방식은 크게 저장용기, vault 및 silo 방식으로 구분할 수 있다. 본 논문에서는 이들 가운데 저장용기 방식 중 하나인 콘크리트 저장용기 방식과 silo 방식 중 하나인 수평모듈 방식에 대한 정상조건에 대한 열 시험을 통해 열 적 성능을 비교 평가하였다.

콘크리트 저장용기는 사용후핵연료를 장전하는 canister와 over-pack으로 구성된다. Over-pack은 원통형 셸 구조물로서 내·외부의 탄소강 셸 사이에 차폐체인 콘크리트가 채워지며, 스테인리스 강 재질의 원통형 셸 구조물인 canister에는 사용후핵연료 24다발을 저장할 수 있다.

수평모듈은 사용후핵연료를 장전하는 canister와 모듈로 구성된다. 모듈은 콘크리트로 제작된 직사각형 구조물이며, 원통형 셸 구조물인 canister는 스테인리스 강 재질로 사용후핵연료 24다발을 저장할 수 있다.

콘크리트 저장용기 및 수평모듈에는 PWR 사용후핵연료 집합체로부터 발생하는 붕괴열을 외부 환경으로 적절히 방출하기 위한 피동 열 제거 시스템을 설계하였다. 콘크리트 저장용기는 하부에 설치된 공기 흡입구 8개와 상부의 공기 출구 8개에 의해 발생하게 되며, 수평모듈은 하부에 설치된 공기 흡입구 4개와 상부의 공기 출구 4개에 의해 발생하게 된다.

열 시험은 콘크리트 저장용기 시험모델 및 수평모듈 시험모델 모두 실제 크기의 1/2로 축소된 모델을 사용하여 수행하였다. 그림 1은 콘크리트 저장용기 모델의 단면도를 보여주고 있으며, 그림 2는 수평모듈 모델의 단면도를 보여주고 있다. 두 모델 모두 canister의 뚜껑에는 전기히터를 위한 24개의 홀과, 열전대를 위한 24개의 홀을 가지고 있으며, 사용후핵연료 집합체 24다발을 모사하기 위한 전기히터들은 canister 내부의 바스켓에 설치되었고, swage lock에 의해 canister 뚜껑에 고정되어 밀봉되었다.

Canister 내부의 사용후핵연료에 의해 발생하는 열은 전도, 대류 및 복사에 의해 canister 표면으로 전달되며, 이 열은 대류와 복사를 통해 over-pack 및 모듈의 내부 표면으로 전달된다.

Over-pack 또는 모듈 몸체를 통해 전도된 열은 over-pack 또는 모듈의 표면으로부터 주변 대기로 대류와 복사에 의해 방출되며, 다음과 같은 식(1)로 표현할 수 있다[1].

$$q_s = hA(T_s - T_a) + \sigma \epsilon A(T_s^4 - T_a^4) \dots\dots\dots (1)$$

이들 저장방식의 피동 열 제거시스템 공기 출구를 통해 주변 대기로 방출되는 열전달은 식(2)와 같이 표현할 수 있다[2].

$$q_A = \dot{m}C_p\Delta T \dots\dots\dots (2)$$

열 시험은 주변온도의 영향을 최소화하기 위해 5.0 m × 6.0 m × 5.0 m의 제원을 가진 열적으로 절연된 house에 시험모델을 설치하고, 히터 하나당 열 유량 약 189 watt씩 24개의 전기히터로부터 총 약 4.5 kW의 열 유량을 적용하여 수행하였다.

표 1 및 2는 정상조건하에서 측정된 콘크리트 저장용기 모델 및 수평모듈 모델의 최고 온도들을 보여주고 있다. 시험모델의 열평형은 모두 약 120시간 경과 후 도달하였으며, 그 상태를 2일간

유지하였다. Over-pack 표면의 온도는 평균 36 °C로 측정되었으며, 공기 흡입구에서의 온도 및 유속은 평균 27 °C 및 0.49 m/s, 출구에서의 온도 및 유속은 평균 73 °C 및 0.72 m/s로 측정되었다. 이들 측정값들로부터 over-pack의 표면을 통한 열전달은 약 17 %이며, 피동 열 제거시스템의 공기 출구를 통한 열전달은 약 83 %임을 알 수 있다.

Module 표면의 온도는 평균 34 °C로 측정되었으며, 공기 흡입구에서의 온도 및 유속은 평균 23 °C 및 0.31 m/s, 출구에서의 온도 및 유속은 평균 41 °C 및 0.75 m/s로 측정되었다. 이들 측정값들로부터 over-pack의 표면을 통한 열전달은 약 8 %이며, 피동 열 제거시스템의 공기 출구를 통한 열전달은 약 92 %임을 알 수 있다.

표 1과 2를 비교해 보면 basket에서의 온도는 콘크리트 저장용기가 높으며, canister에서의 온도는 수평모듈이 높음을 알 수 있다. 이것은 수평모듈의 경우 canister가 수평으로 놓여 콘크리트 저장용기보다 열 유동이 잘 발생하지 않기 때문에 내부 사용후핵연료의 온도를 낮추기 위해 canister 내부에 열전달 목적의 plate를 설치하였기 때문으로 판단된다.

표 2의 basket의 온도를 보면 section I 부분이 section III에서의 온도보다 가장 낮음을 알 수 있다. 이것은 over-pack과 module 사이의 공간이 section I 부분이 section III보다 커서 유동이 좀 더 잘 일어났기 때문으로 판단된다.

Inlet과 outlet에서의 온도를 비교해보면 콘크리트 저장용기에서의 온도가 수평모듈에서의 온도보다 높음을 알 수 있다. 이것은 수평모듈의 inlet 및 outlet의 면적이 0.274 m²으로 콘크리트 저장용기의 면적인 0.102 m²보다 약 2.7배 크기 때문에 공기 출구를 통한 열전달이 더 많았기 때문으로 판단된다.

외부 구조물인 콘크리트 재질의 over-pack과 module의 온도를 살펴보면 over-pack의 온도가 module의 온도보다 높음을 알 수 있다. 이것은 수평모듈의 경우 module과 canister 사이의 공간이 작아 콘크리트의 온도가 올라가는 것을 방지하여 구조물인 콘크리트의 열 적 건전성을 유지시키기 위하여 module의 내부에 열 차단판을 설치하였기 때문으로 판단된다.

표 1. 열 시험 결과 온도분포

Location		Maximum Temperatures (°C)					
		Basket	Canister	Over-pack		Inlet	Outlet
				Inside	Outside		
Upper	0°	259	116	53	36	27	70
	90°	259	121	54	36	27	76

표 1. 열 시험 결과 온도분포

Location		Maximum Temperatures (°C)					
		Basket	Canister	Module		Inlet	Outlet
				Inside	Outside		
Upper	I	187	115	43	34	23	41
	II	216	128	46	33	-	-
	III	204	124	44	34	23	41

[참고문헌]

- [1] F.P. Incropera, D.P. Dewitt. Fundamentals of Heat and Mass Transfer, 5th Edition, 2002, John Wiley & Sons, New York.
- [2] R.L. Street, G.Z.Watters, and J.K. Vennard. Elementary Fluid Mechanics, 7th Edition, 1996, John Wiley & Sons, New York.

감사의 글

본 연구는 (주)한국수력원자력으로부터 수탁사업의 일환으로 수행되었음.

사용후연료 건식저장 캐니스터 내부구조물이 임계안전에 미치는 영향

이성희, 안준기

한국전력기술주식회사, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

shlee9@kopec.co.kr

1. 서론

사용후연료 저장 및 수송용기는 정상 및 사고조건 모두 고려하여 임계안전을 만족하여야 하며 이에 대한 확인을 위하여 임계안전해석이 수행된다. 임계해석 시 대상 구조물을 있는 그대로 모두 묘사하는 것은 실질적으로 불가능하기도 할 뿐 아니라 해석 목적상 반드시 그렇게 할 필요도 없다. 저장되는 핵연료, 캐스크 기본 구조물, 중성자흡수재 등과 같이 임계해석에 주요한 대상은 사실대로 묘사하지만, 임계안전 이외의 목적으로 설치 혹은 부착되는 내부구조물은 경우에 따라 적절한 수정 혹은 제외 등을 통해 해석 모델의 단순화를 이루게 된다. 그런데, 이러한 기타 구조물이 임계안전에 미치는 영향은 저장용기의 설계 특성에 따라 달라질 수 있으므로 이에 대한 영향평가가 필요하다. 본 해석에서는 열전달 및 구조형상 유지 목적으로 캐니스터 내부에 설치되는 구조물인 스페이서 디스크(spacer disc)가 임계 안전에 미치는 영향을 평가하였다.

2. 임계해석 및 결과

본 해석은 사용후연료집합체 24개를 저장할 수 있도록 개발된 건식저장용기를 대상으로 하였다. 저장용기 내 바스켓은 중심간 간격이 29.5 cm이며 중성자흡수물질인 BORAL이 4면에 모두 부착된 스테인리스 스틸 구조물이다. 또한 캐니스터 내부에는 형상 유지 및 열전달 목적으로 다수의 스페이서 디스크(두께 3 cm)가 설치되어 있다 (그림 1 참조). 임계안전 관련하여 기본적인 구조물 이외에 추가로 고려할 수 있는 주요 내부구조물인 스페이서 디스크가 임계안전에 미치는 영향을 평가하였다. 건식저장을 하는 저장시설의 경우 정상조건에서는 유효증배계수가 아주 낮아 임계안전을 고려할 필요가 없으므로 가상사고 조건(침수 및 최적 감속조건)에서 내부구조물이 임계안전에 미치는 영향을 평가하였다. 최적 감속조건에 대한 임계영향을 평가하기 위하여 물 밀도를 $0.001 \text{ g/cm}^3 \sim 1.0 \text{ g/cm}^3$ 의 범위를 가정하여 유효 증배계수 계산을 수행하였다. 고려된 핵연료는 최대농축도 5.0 wt%의 ACE7 신연료이다. 임계안전해석은 SCALE4.4 전산체계의 CSAS25 모듈과 238군 단면적 자료를 사용하였다.

임계해석결과 건식저장용기는 침수조건에서 스페이서 디스크 구조물을 고려한 경우의 유효증배계수가 고려하지 않은 경우보다 약 0.02 Δk 증가하였다 (표 1 참조).

표 1 스페이서 디스크 고려 여부에 따른 유효증배계수 (바이어스 및 불확실도 불포함)

k-eff [24 FA 저장 캐스크 모델, 캐스크 무한배열 가정]	
핵연료 및 핵연료 저장 바스켓만 고려	스페이서 디스크 구조물 추가 고려
0.89490 ± 0.00040	0.91447 ± 0.00036

최적 감속조건시의 유효증배계수 계산 결과는 고려한 물 밀도에 따라 그림 2와 같다. 원전 신연료 저장대와 같이 중성자흡수재를 부착하지 않는 저장 구조물의 경우에는 낮은 물 밀도 (약 0.14 g/cm^3)에서 최적 감속조건이 되는 것이 일반적이지만, 반응도 제어를 위해 중성자흡수재를 부착한 본 해석의 건식저장용기 모델은 이와 다른 경향을 보였다. 건식저장용기 모델에서는 아주 낮은 물 밀도(0.01 g/cm^3 이하)에서의 유효증배계수가 일반적으로 최적 감속조건을 보이는 물

밀도(약 0.14 g/cm^3)인 경우보다 유효증배계수가 오히려 더 큰 것으로 평가되었지만 그 값이 작아서 안전성 측면에서 특별한 의미를 가지지는 않는다고 하겠다. 이후 감속재인 물 밀도가 증가함에 따라 유효증배계수도 함께 증가하여 밀도가 1.0 g/cm^3 일 경우 가장 큰 값을 보인다. 따라서 설계된 건식저장용기는 순수(1.0 g/cm^3)로 침수되는 경우에 반응도가 가장 높은 최적 감속조건인 것으로 평가되었다. 스페이서 디스크 고려 여부에 따른 영향은 감속재인 물의 밀도에 따라서 다르게 나타나는 것을 확인하였다. 즉, 낮은 물 밀도(0.1 g/cm^3 이하)에서는 스페이서 디스크를 고려하지 않은 경우가 유효증배계수 값이 더 높으나, 물 밀도가 높아지면 스페이서 디스크를 고려한 경우의 유효증배계수가 더 높은 값을 보인다. 이 결과는 물, 스페이서 디스크, 중성자흡수재의 중성자 감속 및 흡수 능력 정도의 차이와 상호 연관 작용에 따른 것으로 고려한 건식저장용기의 임계안전 특성을 반영하는 것이다.

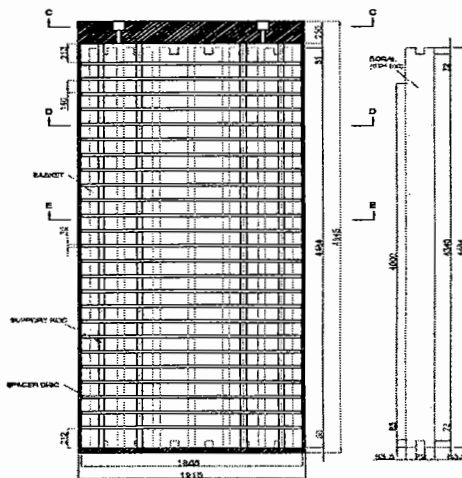


그림 1 건식저장용기 수직단면

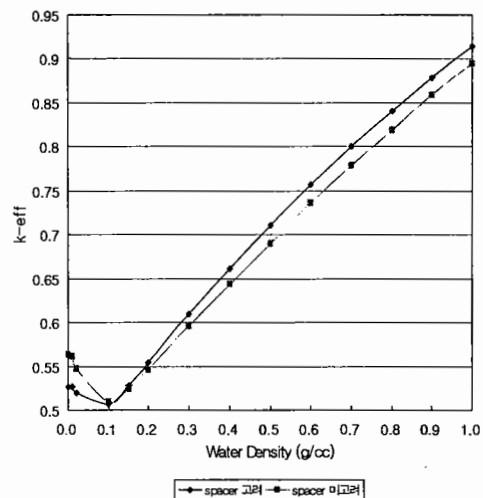


그림 2 물 밀도에 따른 유효증배계수

3. 결론

본 해석에서 고려한 건식저장용기의 임계안전해석 결과는 계산 바이어스 및 불확실도를 고려해도 스페이서 디스크 고려 여부와 무관하게 임계안전 제한치(유효증배계수 침수조건: 0.95, 최적감속조건: 0.98)를 만족하는 것으로 평가된다. 그러나 최대 반응도 값을 가지는 침수 조건에서 스페이서 디스크를 고려하는 경우의 유효증배계수가 더 크다는 것은 이와 유사한 설계 특성을 가지는 구조물의 임계해석에서는 해석 모델 설정 시에 캐니스터 내부의 추가적인 구조물을 반드시 고려하여야 한다는 것을 의미한다.

감사의 글 : 본 연구는 한수원 주관 “경수로 사용후연료 건식저장시설 최적 설계기술 개발”
과제의 일부로 수행되었습니다.

참고문헌

1. C00545/MNYCP00, "SCALE4.4: Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation for Workstations and Personal Computers," Oak Ridge National Laboratory, 1998.

제3분과

사용후핵연료 및 핵연료주기 (Poster)

Pyroprocess 목업에 대한 공정장치 및 유지보수 장비의 설계요건

김성현, 이종광, 박희성, 최창환, 이효직, 박병석

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

hyun@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 효율적이고 안전하게 사용후핵연료의 처리방안을 마련하고자, 해마다 누적되어온 사용후핵연료를 감량시키면서 재활용할 수 있는 Pyroprocess 기술을 개발하고 있다. 현재 개발하고 있는 Pyroprocess 기술을 실증하기위해 모사 핵연료를 이용한 실험을 수행할 수 있는 시험시설이 필요하다. 또한, 공학 규모의 핵심장치들을 일관공정으로 실험할 수 있는 Pyroprocess 목업 시설이 여러 개의 안으로 개념설계를 수행 하였고 기본설계를 위한 설계요건을 도출 중에 있다. 이 목업은 2016년 ESPF(Engineering Scale Pyroprocess Facility) 완성을 위한 기본 설계요건을 확보를 목적으로 하고 있다. 현재 연구원 내에 있는 변환시설은 Pyroprocess 목업의 후보시설로서, 재활용할 목적으로 제염 중에 있으며 시설내에 설치 될 수 있도록 목업의 개념설계를 수행하였다. 본 연구에서는 시설의 개념설계를 바탕으로 시설에 설치될 원격유지보수 장비에 필요한 공간 분석, 유지보수 장비 및 공정장치들에 대한 설계 요건을 도출하였다.

2. 유지보수 장비 및 공정장치 설계요건

Pyroprocess 목업시설은 현재 원구원내에 있는 변환시설을 재활용할 목적으로 제염중에 있다. 그림 1과 같이 최종 선택된 개념설계에서 1층은 셀간 이동과 알곤 순환정제, 환기설비 등의 부대 설비를 설치하고 2층은 에어 분위기 및 알곤 분위기 공정셀을 배치하는 개념을 가지고 개념설계를 수행되었다. Pyroprocess 목업 시설의 셀은 내부 기준으로 에어 셀 (14.7(L) x 4.7(W) x 6.3(H)m)과 알곤 셀 (24.7(L) x 4.7(W) x 6.3(H)m)로 나누어져 있다.

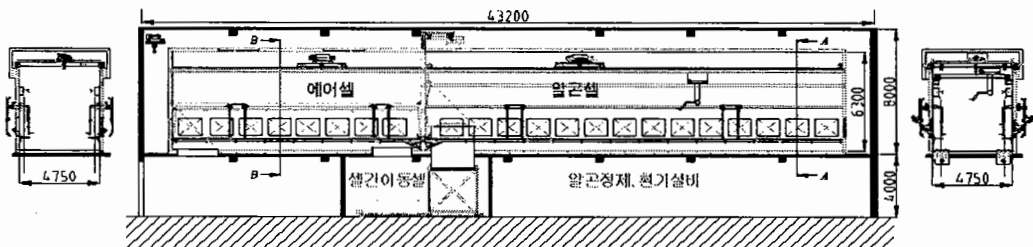


그림 1. Pyroprocess 목업 시설.

Pyroprocess 목업의 개념설계에서 모사 차폐창은 알곤 셀에 28개와 에어 셀에 16개가 설치된다. 따라서 공정장치를 운전하거나 유지보수 할 수 있는 수단으로 창의 개수와 일치된 원격조정기 (Mechanical Master-Slave Manipulaor)가 필요하다. 이 경우 조작기에 대한 예산이 큰 비중을 차지하여 목업의 설치 예산이 크게 증가하기 때문에 소수의 조작기를 설치하는 방안을 검토하였다. 에어 셀에는 이동이 가능한 구조로 설치하고, 알곤 셀은 외부와 기밀을 유지하여야 하기 때문에 에어 셀과 달리 마스터 조작기와 슬레이브 조작기가 분리되는 전기식이고 공간 이동성을 갖는 서보조작기로 구성하였다. 에어 셀에 설치되는 원격조정기는 셀에 설치하기 위해서는 운전구역에서 슬레이브 매니플레이터가 일직선상으로 수평으로 펼쳐진 상태에서 설치되기 때문에 4m 이상의 운전구역을 필요로 한다. 따라서 현재 연구원내 설치될 후보시설의 개념설계에서는 운전구역은 1.4 m의 폭이어서 원격조정기를 설치할 수 있는 기존방법과 다른 설치방안을 고려해야 한다. 또한 원격조정기 마다 차이는 있지만 원격조정기를 운전할 수 있는 운전공간은 핫셀 벽에서 1.6m

정도이기 때문에 목업의 기본 설계시에 이 요건을 충족해야 한다. 알콘 셀에 설치되는 벽이동형 서보 조작기, 천정이동형 서보 조작기 및 혼합형(두가지 조합)으로 구성할 수 있다. 벽이동형은 기계식 원격조정기를 서보화하여 마스터와 슬레이브가 서로 독립적으로 벽을 이동하는 구조이다. 천정이동형은 이송장치인 트롤리에 텔레스코프를 장착하고, 이의 말단에 회전관절을 갖는 서보조작기를 설치하여 공간상에서 이동한다. 혼합형은 벽이동형과 천정이동형을 조합하여 구성한다. 혼합형은 벽이동형과 천정이동형 서보조작기를 동시에 사용하는 형태로 조작기 간의 간섭이 발생되지 않으므로 동시성 및 확장성 측면에서 유리하며 공정장치의 전면 및 측면부 작업에 유리한 벽이동형과 공정장치의 후면 및 상부작업에 유리한 천정이동형이 서로 보완적인 형태로 작업을 수행할 수 있다. 그림 2와 같이 서보조작기의 설치를 위해 상호간의 교차를 위해 높이가 다르게 설치할 경우에 운전영역은 1.5m 이상을 요구한다.

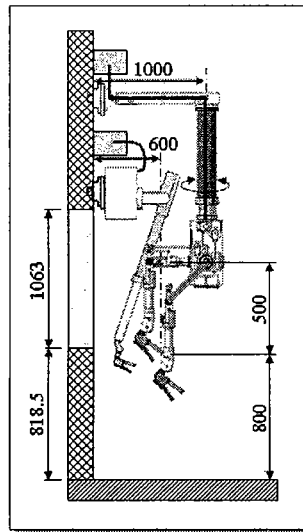


그림 2. 혼합형 마스터 서보조작기의 구성.

에어 셀에서 공정장치를 조작할 수 있는 높이는 원격조정기의 작업영역과 작업자의 시야에 따른 밀접한 관계를 갖는다. 차세대관리종합공정실증시설의 원격조정기로 분석할 경우에 설치된 벽에서의 거리에 따라 접근할 수 있는 높이는 0.5 - 2m이며, 한 쌍의 원격조정기는 좌우로 폭 2.3m를 접근할 수 있으나 작업자의 눈으로 원격 조작을 수행할 때에 원격조작 지점은 1.6m 이하로 공정장치의 설계요건을 요구한다. 알콘 셀에서의 천정이동형 서보조작기가 셀내를 원활하게 움직일 수 있는 공간을 확보하여야 하기 때문에 서보조작기를 최대한 높이 있을 때의 공정장치 높이는 2.5m 이지만 원격조작성은 장치의 설계와 설치위치에 따라 심도 있는 분석을 요구된다. 알콘 셀에 일관공정으로 설치된 각 공정장치는 전후 공정과의 연계된 관계를 공정장치 설계에 반영되어야 하며 장치 설계단계에서 부터 3차원 그래픽 시뮬레이션을 이용한 원격 작업분석 결과를 이용하여 공정장치 설계 개선이 이루어져야 한다.

3. 결론

Pyroprocess 목업의 개념설계를 바탕으로 설치될 유지보수 장비의 공간분석을 수행하였고 원격으로 운전 및 유지보수를 위해 필요한 공정 장치의 원격조작 위치에 대한 설계 요건을 분석하였다. 추후에 분석된 설계 요건에 따라 공정장치의 설계 및 서보조작기의 설계에 반영된 결과를 검증하기 위하여 그래픽 시뮬레이션을 이용한 목업에서의 공정장치 배치 및 원격 운전/유지보수성을 심도 있는 검토를 진행할 예정이다.

우라늄 전착물의 염증류 거동에 대한 예측

박성빈, 조동욱, 오규환, 이종현, 이윤상, 황성찬, 강영호, 이한수, 김응호

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

sbpark@kaeri.re.kr

1. 서론

고온건식공정(Pyroprocess)는 사용후핵연료를 처리하는 대안으로 주목을 받고 있는 공정이다. 고온건식공정 중 전해정련(electrorefining)공정은 용융염을 매질로 사용하여 핵분열생성물로부터 순수한 우라늄을 전기화학적으로 회수하는 중요한 공정이다. 전해정련공정을 거치면서 우라늄이 고체전극에 전착되는데, 고체전극에 전착된 우라늄 석출물은 약 30~40 wt%의 용융염을 포함하고 있다. 이 석출물로부터 순수한 우라늄을 회수하여 급속 잉곳으로 용이하게 제조하기 위해서는 용융염을 먼저 제거하는 것이 유리하다. 이번 연구에서는 우라늄 석출물의 염증류에 대한 진공압과 유지온도의 영향을 고찰하였으며 Hertz-Langmuir 관계식을 적용하여 각 용융염의 휘발 조건에 대해 염휘발계수를 얻을 수 있었다. 이를 통해 Hertz-Langmuir 관계식을 이용하여 U 전착물의 염증류 거동에 대해 예측가능함을 확인 할 수 있었으며 99% 이상의 염제거율을 나타내는 염증류 공정의 최적 조업조건을 도출하고자 하였다.

2. 실험 및 결과

염휘발장치는 증류관, 가열시스템, Ar 분위기제어시스템, 진공펌프, 휘발된 염을 포집하는 용축 시스템으로 구성되어 있다. 용융염을 포함하고 있는 일정량의 우라늄 석출물을 염휘발장치에 장입하여 가열과 진공 휘발을 통한 회분식 조업으로 염휘발 과정을 수행하게 된다. 용융염의 휘발 특성은 주로 용융염의 각 구성성분의 증기압과 온도에 크게 의존한다. 우라늄 전착물에 포함된 염은 LiCl, KCl 그리고 UCl_3 로 이루어져 있으며 이들의 증기압은 우라늄 급속보다 훨씬 높으므로 증류공정을 통해 분리가능함을 알 수 있다. 이번 연구에서는 진공압을 100, 200, 300 그리고 500 mTorr으로, 유지온도를 700, 800, 900 그리고 1000℃로 변화시키면서 우라늄석출물에 대한 염증류 실험을 수행하였다. 이 때 각 유지온도에서 각각 1시간동안 유지하였다. 각 진공압과 유지온도 조건에서 염제거율을 측정할 수 있었으며 그 결과는 Table 1과 같다.

Table 1. Salt removal efficiencies with respects to the vacuum pressures and the hold temperatures with 1 hour hold time.

T(℃) \ P(mTorr)	700	800	900	1000
100	44.61	81.48	99.27	99.74
200	30.00	77.75	93.98	98.55
300	17.51	76.56	87.55	98.93
500	10.65	64.93	78.94	90.01

진공압이 클수록, 유지온도가 높을수록 염제거율이 증가함을 확인할 수 있었다. 우라늄 전착물에 포함된 염의 99%를 제거하기 위해서는 1시간 유지시간의 조건에서 100 mTorr 이하 그리고 900℃ 이상이어야 함을 알 수 있다. 한편 진공휘발에 관련된 관계식인 Hertz-Langmuir을 적용하여 염휘발거동을 고찰할 수 있다.

$$M = \frac{\alpha P_i}{\sqrt{2\pi mRT}}$$

여기서 α 는 0~1의 값을 가지는 휘발계수를 나타내며 최대 휘발량에 대한 실제 휘발량의 비를 나타낸다. 각 실험조건에 대한 염증류 결과로부터 휘발계수의 값을 구할 수 있었으며 이를 Table 2에 나타하였다.

Table 2. The fitted evaporation coefficients with respects to the vacuum pressures and the hold temperatures with 1 hour hold time.

T(°C) \ P(mTorr)	700	800	900	1000
100	1.019×10^{-3}	6.903×10^{-4}	1.134×10^{-3}	1.386×10^{-3}
200	2.833×10^{-4}	5.936×10^{-4}	6.710×10^{-4}	7.886×10^{-4}
300	3.014×10^{-4}	2.933×10^{-4}	4.661×10^{-4}	6.690×10^{-4}
500	2.020×10^{-4}	2.035×10^{-4}	2.315×10^{-4}	4.288×10^{-4}

실험결과로부터 모사된 휘발계수를 다음과 같은 진공압과 유지온도에 따른 상관관계식으로 모사할 수 있었다.

$$\alpha = a + b \frac{T}{P} + c \left(\frac{T}{P} \right)^2 + d \left(\frac{T}{P} \right)^3$$

Fig.1은 실험결과로부터 구한 휘발계수와 위 상관관계식으로 상관된 휘발계수를 비교한 결과이며 잘 일치함을 알 수 있었다. 이로부터 상관된 휘발계수를 이용하여 다른 진공압과 유지온도에서의 증발속도를 구할 수 있으므로 각 염증류 조업조건에 대한 염휘발 거동을 예측할 수 있다. 한편, 우라늄 전착물에 대한 염증류 공정에 대해 제한조건을 고려할 수 있다. 염증류장치를 스테인레스강으로 사용할 경우 우라늄은 Fe, Ni 그리고 Cr 등과 공정(eutectic melt)을 형성할 수 있다. U-Fe, U-Ni 그리고 U-Cr에 대한 공정온도는 각각 725, 740 그리고 734°C이다. 따라서 우라늄금속이 스테인레스강과 반응하여 공정을 형성하지 않도록 하기 위해서는 염증류공정의 조업온도를 720°C이하로 유지해야 한다. 720°C이하에서 염증류를 수행하기 위해서는 염의 증기압 데이터로부터 약 60 mTorr 이하의 압력으로 염증류를 수행해야 함을 알 수 있었다. Hertz-Langmuir 관계식을 우라늄 전착물의 염증류 공정에 적용하여 700°C에서 50 mTorr의 압력일 때 99% 염제거율을 달성하기 위해서는 약 4.6 시간이 걸림을 예측할 수 있었다.

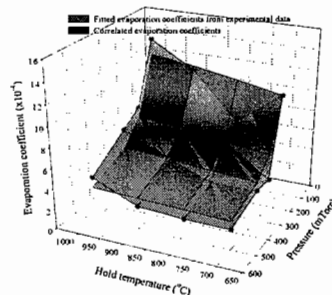


Fig.1. Comparison of evaporation coefficients with respect to the vacuum pressures and the hold temperatures.

3. 결론

본 연구에서는 우라늄 전착물의 염증류에 대한 진공압 및 유지온도의 영향을 고찰하여 보았으며 Hertz-Langmuir 관계식을 적용하여 염휘발계수를 얻었다. 진공압 및 유지온도의 함수인 염휘발계수의 상관관계식으로부터 각 조업조건에 대한 염휘발 거동을 예측할 수 있었다. 이로부터 우라늄 전착물의 염증류 공정에 대한 제한조건으로부터 99% 이상의 염제거율을 달성할 수 있는 조업조건을 도출할 수 있었다.

건식 전해정련을 위한 UCl_3 제조 장치 및 방법

우문식, 강희석, 이한수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

mswoo@karei.re.kr

한국원자력연구원에서는 장수명핵종을 소멸처리하기 위하여 사용후 핵연료로부터 전해정련장치를 이용하여 우라늄 및 TRU를 회수하는 기술을 90년대 중반부터 개발하고 있다. 전해정련을 위하여 사용되는 LiCl-KCl 용융염은 500℃로 가열하여 사용하며, 초기 전해조의 Cell 전위의 안정성(stabilization)을 유지하기 위하여 salt내에 9wt% UCl_3 가 필요하다. 현재 한국원자력연구원에서는 1kg-U/batch의 전해정련장치 및 석출물회수 장치를 제작하여 실증실험을 완료하였다. 실증장치에 사용된 UCl_3 의 제조는 반응기 salt층에서 직접 U 금속과 $CdCl_2$ 를 반응시켰다. 그러나 공학규모의 전해정련장치에 공급될 UCl_3 의 경우 다량이 필요하게 되며, 기존의 제조방법으로는 많은 Cd 금속 폐기물이 발생하게 된다. 본 연구에서는 UCl_3 제조 반응기에서 염소(Cl_2)가스와 Cd 금속 간 기-액 반응을 시켜 $CdCl_2$ 를 제조하고, 제조된 $CdCl_2$ 와 U 금속 간 반응으로 UCl_3 를 제조하였다. 즉 UCl_3 제조 반응식은 다음과 같다.

- Cd 층 반응식 : $Cd + Cl_2 \rightarrow CdCl_2$
- Salt 층 반응식 : $3CdCl_2 + 2U \rightarrow 3Cd + 2UCl_3$

UCl_3 제조장치의 구성은 그림1과 같이 Cl_2 가스 발생장치, UCl_3 제조 반응기(반응기 ID 8.5 x H 25cm), 배기체 가스 흡수장치, 염소가스 측정 장치 등으로 구성되어있다.

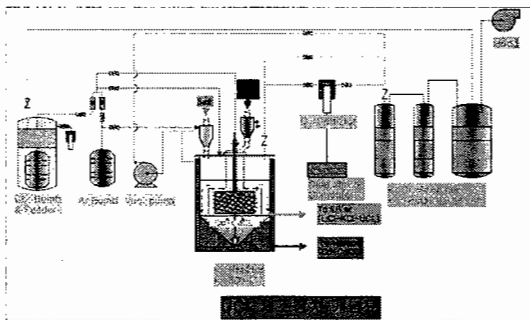


그림 1 UCl_3 제조장치 개념도

요가 있으며, 사용된 염소가스 공급노즐은 SUS 316인 경우 부식이 심하였고, quartz의 경우 내부 식성이 강하였다. 제조된 시료를 XRD 분석한 결과 그림3과 같이 UCl_3 임을 확인하였다.

UCl_3 제조 실험은 LiCl- KCl (41:59mol%) 716g, Cd:789g, U 1.349g을 600℃에서 Cl_2 가스 공급속도를 12.7m/min로 6시간 반응 시켜 제조하였다. 제조 실험결과 염소가스 공급장치의 노즐(nozzle) 끝단(tip)의 막힘 현상이 자주 발생하였다. 그 원인은 그림 2의 열역학적 자료에서 알 수 있듯이 염소가스 공급시 노즐 끝단에서 염소가스에 불순물로 포함된 산소(O_2)와 Cd층의 Cd간 반응으로 CdO 를 생성함으로써 노즐의 끝단을 막는 것으로 확인하였다. 그리고 순수한 UCl_3 를 제조하기 위하여 염소가스의 공급량은 화학량론적으로 적게 공급할 필

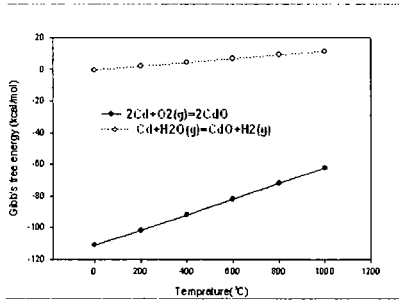


그림 2 Cd의 산소 및 수분에 대한
Gibb's energy

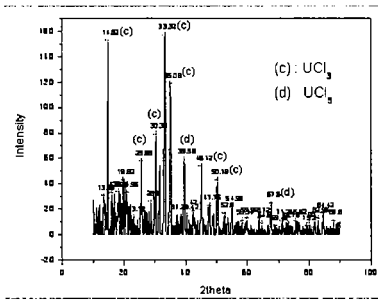


그림 3 UCl_3 XRD 분석 결과

결정성장법을 이용한 LiCl-CsCl-SrCl₂ 혼합물에서의 CsCl 및 SrCl₂ 분리

오규환, 이종현, 이한수, 박성빈, 이운상, 김인태, 김용호

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1

khoh@kaeri.re.kr

1. 서론

Pyrochemical 공정에서의 사용후 산화 핵연료는 LiCl-Li₂O 용융염내에서 우라늄 산화물로 부터 우라늄 금속으로 전기화학적 환원이 이루어진다. 이러한 pyroprocessing 공정은 voloxidation, electroreduction, electrorefining 및 폐기물 처리 과정을 포함한다. 사용후핵연료의 voloxidation 과정은 온도 500℃ 부근, air-blowing 분위기에서 I, Kr, Xe와 같은 휘발성 핵분열 생성물(VFPs)을 제거하고 분쇄 산화시키는 공정이다. 여기에서의 금속 산화물 분말은 전해환원 공정의 음극 바스켓으로 적재되며 금속 산화물의 산소는 LiCl-Li₂O 용융염내에 있는 양극에서 제거된다. Electrorefiner는 전해환원에 의해 생성된 사용 후 금속 연료에서 LiCl-KCl 공융염을 이용, 순수한 우라늄을 재생시키는 공정이다. alkali-metal, alkaline earth 및 몇몇의 rare-earth 핵분열 생성물들이 용융염내에 축적되기 때문에, 새로운 용융염을 주기적으로 교체해야한다. 또한 사용 후 핵연료 내에 있는 핵분열 생성물 중 Cs와 Sr는 발열특성으로 문제가 된다. Cs 및 Sr의 대부분은 voloxidation 과정 도중 제거될 수 있으나, 소량의 Sr과 Cs가 남아 있기 때문에 문제가 되고 있다. 그러므로 Cs 및 Sr는 electroreduction 과정에서 염화물 형태로 용융염, LiCl-Li₂O 혼합물 등에 용해되어있다. 이것은 염의 용융 온도를 제어할 수 없게 되며 용융염을 새로운 것으로 일정 주기에 따라 교환해야하는 주원인이 된다. 폐기물 발생량을 감소시키기 위해서는 용융염을 재이용 하여야 하는데 먼저 용융염에 있는 Cs와 Sr이 분리되어야만 재이용할 수 있다. 따라서 본 연구는 LiCl에서 CsCl과 SrCl₂을 분리하고자 하였으며 단결정 성장 기술인 Czochralski 결정성장 방법을 사용하였다. Sr뿐만 아니라 Cs도 첨가물 또는 흡착 매체 없이 결정성장 방법으로 LiCl 용융염에서 동시에 분리된다는 것이 실험적으로 확인되었다. LiCl에 포함된 Cs 그리고 Sr의 농도는 1.53 wt % 그리고 4.18 wt %로 하였으며 성장한 LiCl 결정에서 최저 114 ppm 그리고 135 ppm의 농도로 감소하는 것으로 분석되었다. Cs와 Sr의 분리 메커니즘은 melt와 고체 상태에서의 용질의 서로 다른 용해도로 설명할 수 있다. LiCl의 대부분이 재생을 통해 electroreduction 공정에 재이용될 수 있으므로 폐기되는 염의 총량을 획기적으로 줄일 수 있을 것으로 사료된다.

2. 실험 및 결과

본 연구에 사용된 Czochralski 결정 성장장치의 모식도는 Fig. 1. a)와 같다. Fig. 1. b)는 실험에 사용된 LiCl 3.2wt%SrCl₂ CsCl, FACTSage 데이터베이스로 산출한 이원계 상태도이다. LiCl 용융염에서 CsCl의 분리를 위한 예비실험 결과는 Table 1.에 나타내었다. Cs의 초기 농도는 5.9 wt %로 하였으며 생성된 LiCl 결정은 5 부분으로 분리하였다. 1~5부분은 상~하단 순으로 하였으며 Cs는 결정의 상단부에 약간 높게 측정되었으며 하단부에서는 다소 감소하고 있는 것으로 관찰되었다. 따라서 LiCl 용융염에서의 Cs 분리의 가능성은 실험적으로 확인할 수 있었다. 결정 성장 실험은 LiCl-CsCl-SrCl₂ 계에서 Cs와 Sr의 동시 분리 거동을 관찰하기 위하여 실행되었다. 표면 온도 610℃에서 10rpm의 속도로 인출봉을 회전시켰을 때, 결정의 직경이 인출속도에 따라 크게 변화한다는 것을 명확하게 보여주고 있다. 결정의 직경은 인출속도 5 mm/hr일때 14 mm, 20 mm/hr일때 7 mm, 40 mm/hr일때 4 mm 로 각각 나타났다. Cs와 Sr의 농도를 분석한 결과는 Fig. 2.에 나타내었다. LiCl 결정에 있는 Cs 그리고 Sr의 농도가 인출속도에 따라 선형으로 증가하는 것으로 나타났다.

Table 1. Variation of the Cs concentration in LiCl before and after a crystallization process
(Surface temperature: 610 °C, pulling rate : 20 mm/hr, rotation rate of pulling bar : 10 rpm).

Sample no.	Initial salt	1(Top)	2	3	4	5(Bottom)
Cs Conc., wt%	5.9	1.43	0.7	0.62	0.7	0.71

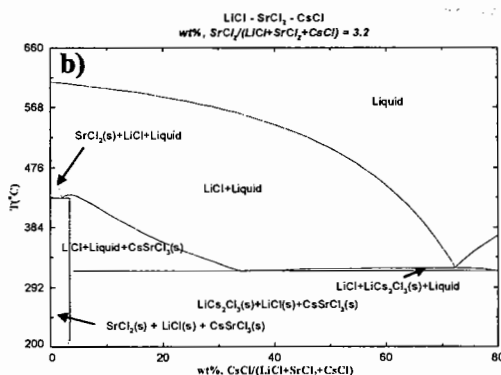
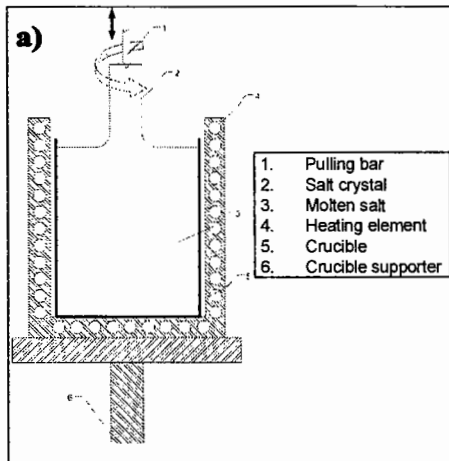


Fig. 1. Schematic diagram of the crystal growth of the molten salt (a) and the calculated pseudobinary phase diagram of the LiCl-SrCl₂-CsCl by FACTSage (b).

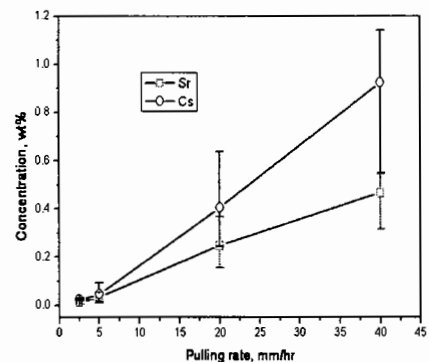


Fig. 2. Mean concentration of Cs and Sr in LiCl crystal with the pulling rate
(Surface temperature: 610°C, rotation rate of pulling bar: 10 rpm)

3. 결론

Cs와 Sr과 같은 주요 고방열성 물질을 pyroprocessing 공정의 사용 후 염을 가정한 모의 LiCl 용융염에서의 Czochralski 결정성장 과정으로 성공적으로 분리하였다. 분리 효율은 인출속도에 의해 결정되며, 실험결과 LiCl 결정의 높은 순도를 얻기 위한 인출속도 5 mm/hr로 분석되었다. 결정의 순도 및 직경 변화에 미치는 공정 변수의 영향은 기존에 보고된 결과와 잘 일치하는 것으로 나타났다. 용융염에서 Cs 및 Sr를 제거하는 연구에 사용된 결정성장 방법에는 전통적인 분리 과정과 비교해 높은 제거 효율성 및 간단한 공정 등의 추가의 이점이 있는 것으로 평가할 수 있으며 처분될 총 폐기물의 양적 감소 측면에서도 큰 장점이라 사료된다.

U 전착물을 이용한 염증류 공정에 대한 공정변수 고찰

조동욱, 박성빈, 조준호, 김웅수, 이운상, 이한수, 김웅호

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

cdw17mp@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료를 처리하기 위한 건식 전해정련 공정은 LiCl-KCl 공정염 매질에서 진행되며 매질 내에는 UCl_3 , TRU염화물, RE염화물 등이 함유되어 있다 전해정련 후 음극 전착물인 우라늄은 수지상(dendrite)으로 형성된다. 이러한 우라늄 음극 전착물을 전해조로부터 회수하면 표면 및 내부에 공정염 및 기타 금속 염화물이 포획되어 있다. 이러한 음극 전착물로부터 순수한 우라늄을 회수하기 위한 방법으로 증기압 차이를 이용한 분리방법인 증류공정이 일반적으로 적용된다. 염증류 거동에 대한 진공압과 유지온도의 영향을 알아본 결과로부터, 99% 이상의 염제거율을 달성할 수 있는 염증류 공정에 대한 조업조건을 알아보고자 하였다.

2. 실험 및 결과

연구 대상인 금속염화물의 증기압을 나타낸 Fig.1에서처럼 온도에 따른 증기압의 차이가 큼을 알 수 있다. 이 결과로부터 전착물에서 염을 분리할 수 있음을 알 수 있다.

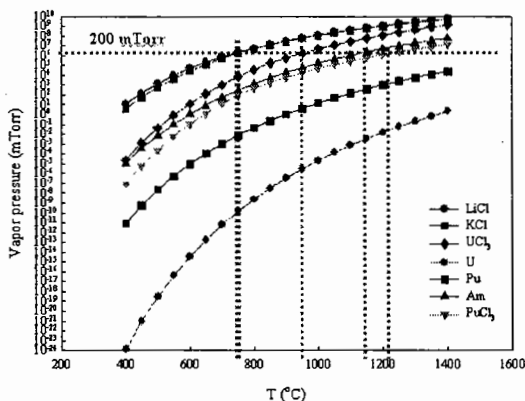


Fig. 1. Vapor pressures of the elements

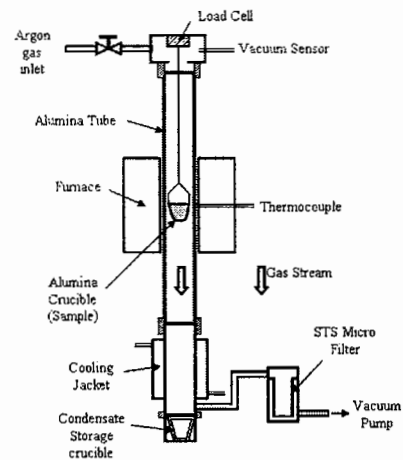


Fig. 2. Schematic drawing of Vacuum evaporation apparatus

Fig.2와 같이 염증류 장치는 상단부, 중단부, 하단부 및 콘트롤 패널로 크게 4부분으로 구성되어 있다. 상단부는 무게 측정을 위한 load cell unit, 중단부는 용융염 증류를 위한 가열부 및 하단부는 증발된 용융염을 냉각시켜 고체입자로 회수하는 응축회수부로 구성된다. 일정 감압조건에서 가열에 의해 증발된 염은 하단부에 연결된 진공펌프와 상단부의 Ar 가스유입에 의해 상부에서 하부로 유체흐름이 형성되어 하부에서 응축 및 회수되는 개념으로 설계되었다.

Fig.3은 700°C의 일정 유지온도 조건에서 500, 300, 200, 100mTorr로 각각 감압조건을 변화시키면서 증류 실험을 수행한 결과를 나타낸다. 이 때 상온에서 700°C까지 3°C/min의 가열속도로 승온시켰으며, 승온 후 1시간 동안 온도를 유지시키면서 승온에 따른 무게 변화를 실시간으로 측정하

였다. 압력이 낮아질수록 염증류속도가 증가하며 염제거율이 증가함을 알 수 있었다. 또한 일정 유지온도를 800, 900 그리고 1000℃로 변화시키면서 500, 300, 200 그리고 100 mTorr의 각각의 진공압에 대한 염증류실험을 수행하였으며 그 때의 염제거율을 측정하였다. 그 결과를 Fig.4에 나타내었다. 이 결과로부터 일정 유지온도에서 1시간 유지하면서 99%이상의 염제거율을 얻기 위해서는 진공압을 100 mTorr 보다 낮게 유지온도를 900 ℃ 보다 높게 유지해야 함을 알 수 있다. 이로 부터 낮은 유지온도 조건에서 99%이상의 염제거율을 얻기 위해서는 유지 시간을 더 길게 하거나 압력을 더 낮게 해야 함을 알 수 있다.

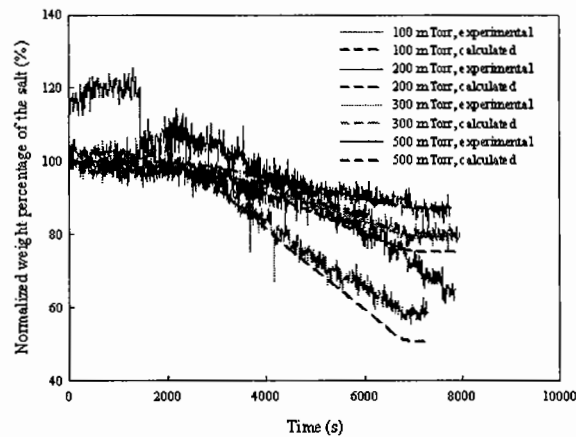
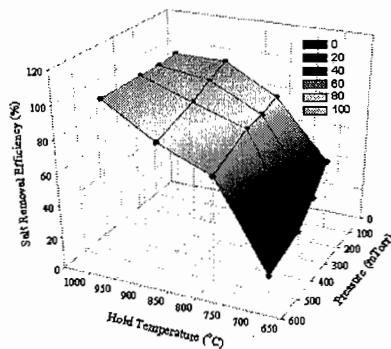


Fig 3. Evaporation behaviors of uranium cathode deposit according to vacuum condition with time.



P (mTorr)	T (°C)			
	700	800	900	1000
100	44.61	81.48	99.27	99.74
200	30.00	77.75	93.98	98.55
300	17.51	76.56	87.55	98.93
500	10.65	64.93	78.94	90.01

Fig 4. Salt removal efficiencies of uranium cathode deposit according to vacuum condition with time.

3. 결론

U 전착물에 대한 염증류 실험을 통해 100mTorr 이하에서 그리고 900℃ 이상에서 99% 이상의 염제거율을 얻을 수 있음을 확인할 수 있었다. U이 스테인레스 강 재질과 반응하여 공정(eutectic melt)을 형성하는 제한조건을 고려하여 99% 이상의 염제거율을 얻기 위해서는 염증류 공정변수에 대한 최적 조업조건을 도출해야 하는 필요성을 확인하였다.

High-throughput 전해정련장치 성능평가

이종현, 오규환, 강영호, 황성찬, 심준보, 이한수, 김용호

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

jonglee@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로프로세스의 핵심공정 중 하나라고 할 수 있는 전해정련 공정은 사용후핵연료의 95% 이상을 차지하고 있는 다량의 우라늄을 처리한다는 관점에서 전체 공정의 생산성을 결정짓는 요소이다. 전해정련공정에 의한 우라늄 회수속도는 기본적으로 인가되는 총 전류량에 의해 결정된다. 그러나 양극 원료물질에 포함된 전이원소 및 양극 구조재의 용해 및 부식을 방지하고 순수한 우라늄을 회수하기 위해서는 cut-off전위 이하로 양극 전위를 관리해야만 한다. 기존 연구결과로부터 밝혀진 양극전위는 $-0.5V$ (vs. $Ag/AgCl$)로서 이를 유지하기 위해서는 약 $150mA/cm^2$ 이하의 전류밀도를 유지해야만 한다. 그러므로 High-throughput 전해정련기의 설계 및 제작을 위해서는 총 인가전류의 증가뿐만 아니라 전극면적의 증대도 필수적으로 필요하다. 또한 전극간의 물리적 거리가 증가할 경우 저항 증가에 따른 전압상승이 발생하므로 제한된 공간에서 전극 면적을 극대화 시키는 개념이 필요하다.

각각에서 개발중인 전해정련장치의 특징을 요약하면 전극간의 거리를 최소화하며, 전착물 회수를 위하여 scraping공정을 도입한 점이다. 따라서 협소한 공간 내에서의 전극 면적이 증대됨으로써 내부의 전기장 분포에 대한 이해가 필요하며, 용융염의 유동 특성을 파악하고 또한 양극에서 발생하는 전이원소 불순물이 우라늄 전착물에 재 오염 되는 현상을 방지하기 위한 전해 셀 설계가 중요한 인자로 대두되게 되었다. 따라서 본 연구에서는 상용 전산코드인 Ansys CFX를 이용하여 20kg/day 처리 용량의 전해정련기 개발을 위하여 기존 기초자료를 바탕으로 필요한 전극면적을 계산하였으며, 다양한 전극 배치를 가정하여 전기장분포를 계산 및 실험적으로 검증하였다.

2. 실험 및 결과

기존의 양극용해속도 실험을 통해 얻어진 음극 대비 양극 면적의 비는 약 4배 이상의 양극면적을 확보한 경우 안정적인 셀전위가 관찰된 사실로부터 본 설계시에도 양극면적의 극대화를 주요 설계 변수로 설정하였다. 따라서 직경 $1cm \times$ 높이 $1cm$ 의 우라늄 펠릿을 양극비스켓에 장입하는 것으로 가정할 때 음극면적보다 10배에 가까운 양극면적을 확보할 수 있다. 본 연구에서는 양극과 음극의 배열에 따른 전기장의 분포를 미리 예측하고 금속이온의 전착시 전극의 효율을 극대화 할 수 있는 배치를 찾고자 다양한 형태의 배열을 이용하여 해석을 수행하였다. 본 해석에서는 5종의 음극/양극 배치를 가정하여 전극배열의 상대적인 전기장 분포를 비교하고 이를 검증하기 위하여 수용액상에서 실험이 가능한 구리를 이용하여 inactive실험을 수행하였으며, Anode는 $+1V$ 로 Cathode는 $-3V$ 로 유지하여 전기장 분포 및 하전 입자의 전착거동을 관찰하였다. 실제 전해정련 시에 가장 중요한 요소는 연료물질의 용해가 일어나는 양극의 면적이다. 양극면적이 충분하면 큰 전류 인가 시에도 낮은 양극전류밀도를 유지할 수 있기 때문이다. 전착이 일어나는 음극의 경우는 특정면에 집중적으로 전착이 일어날 경우 우선 성장이 지속적으로 발생하여 음극 상호간에 접촉이 발생할 수 있으므로 가급적 균일한 전착이 바람직하다. 음극을 2열로 배열한 그림 1 a)의 경우 양극과 가까운 전극에 전기장이 집중되는 것을 알 수 있으며, 1열로 배치한 그림 1 b)의 경우는 전극 뒷면까지 전기장이 형성됨을 알 수 있다. 그러나 이 경우는 음극 면적이 충분치 못하여 고전류를 인가시킬 경우 음극 전위가 증가하고 TRU 및 RE가 공 전착될 우려가 있어 바람직하지 않은 전극 구성으로 여겨진다.

해석결과로부터 얻어진 결과를 검증하기 위하여 inactive 실험을 실시하였다. 실험에 사용된 전극구성은 2열의 흑연음극으로 이루어져 있으며, 양극은 분리된 4개의 스테인리스 재질의 바스켓으

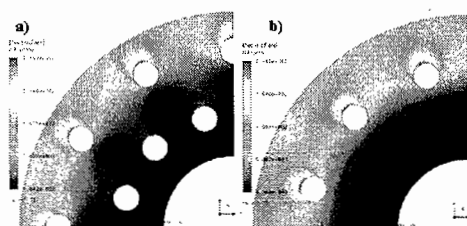


Fig. 1. Electric field distribution in electrorefiner with anode-cathode configurations (cathode $-3V$, anode $+1V$, Conductivity of fluid :)
a) 24 double layer cathodes
b) 12 single layer cathodes

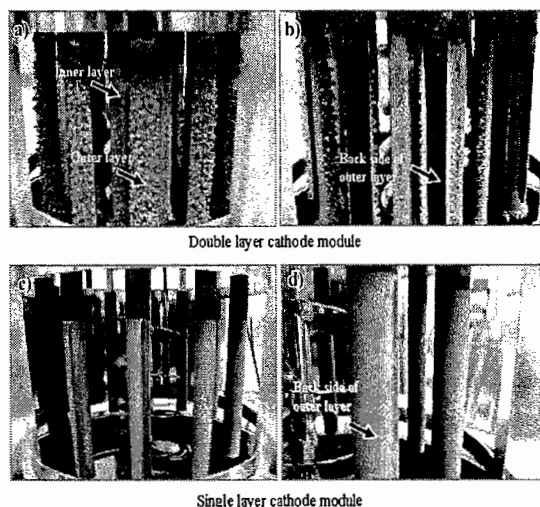


Fig. 2. Photographs of graphite cathodes with double and single layer cathode modules after electrodeposition showing front side (a, c) and back side (b, d) of cathode surfaces.

로 구성되어 있으며, 직경 1cm 높이 1cm의 구리 펠릿을 장입할 수 있도록 제작되었다. 전착실험은 상온에서 $CuSO_4$ 의 농도에 따라 양극의 회전속도를 변화시켜 각각의 바스켓에서 용해된 구리펠릿의 중량을 측정하여 전류 효율을 측정하였으며, 음극 면적에 전착된 구리의 형상을 관찰하여 전산 모사결과에 의해 얻어진 결과와 비교하였다. 그림 2는 전착실험후에 흑연음극면에 전착된 구리의 형상을 나타낸 사진이다. 양극과 음극의 배열은 그림 1 a) 및 b)와 동일한 치수를 적용하였다. 양극과 가까운 거리에 위치한 Outer layer 음극의 경우, 바깥면에 집중적으로 구리가 전착된 것을 확인할 수 있으며, Inner layer의 경우도 바깥면에 비교적 많은 양의 구리가 전착된 것을 확인할 수 있다. 그러나 Outer layer의 뒷면을 살펴보면 구리가 전혀 전착되지 않았음을 알 수 있는데, 이는 전기장 해석 결과와 일치하는 것이다. 한편 그림 1의 b)와 같이 1열의 음극을 사용한 경우의 구리 전착실험 결과를 그림 2 c) 및 d)에 제시하였다. 이 결과도 역시 전기장계산 결과와 일치하게 음극 앞뒤면이 비교적 균일하게 전착이 되었으며, 2중 배열의 음극을 사용할 때의 미 전착부분이 발생하는 현상은 나타나지 않았다. 따라서 실험결과를 통하여 계산 결과를 신뢰할 수 있었으며, 용융염을 이용한 우라늄 전착시에도 전산모사를 통해 결과를 예측할 수 있을 것으로 판단된다.

3. 결론

Lab-scale 전해정련기 설계를 위한 기본 자료로서 전극 구조에 따른 전기장 분포를 계산하였다. 2중 배열의 음극 구조가 전기장의 균일분포 측면에서는 단일 배열보다 불리하지만 높은 전류인가를 위해서는 보다 효율적인 것으로 예측되었다. 대체 물질을 이용한 검증 실험결과 계산결과와 잘 일치하였으며, 이를 이용하여 실제 우라늄 전해정련 공정에 적용할 수 있을 것으로 판단된다.

Large-Scale Sodium-Cooled TRU Burners with a Variable Core Height

H. Song, S.J. Kim, Y.I. Kim

Korea Atomic Energy Research Institute, 1045, Daedeok-daero, Yuseong-gu, Daejeon, 305-353, Korea
hsong@kaeri.re.kr

1. Introduction

A large monolithic sodium cooled fast reactor for a TRU burning with a power ranging from 1,500 MWt to 3,000 MWt was designed. For a TRU burner core design, a pancake design approach was adopted. Core designs used the design constraints related to the current technology database for a TRU enrichment limit (30.0 w/o) and a fast neutron irradiation limit (4.0×10^{23} n/cm²).

For the core design concepts, three power levels of 600, 900 and 1,200 MWe were selected to investigate the dependency of the core performance parameters and the reactivity coefficients on the power level.

2. Result and discussion

A single enrichment concept, adopted in the KALIMER-600 breakeven core design[1], was used. As a means to flatten the power distribution, fuel pin designs with a different cladding thickness were used in different core regions, while the same cladding outer diameter was adopted throughout the core.

This study focused on a core design which had a maximum TRU enrichment of 30 w/o. Usually for a burner core design the cladding thickness is increased in order to reduce the conversion ratio through an increased enrichment. But it degrades the neutron economy. In this core design we adopted a strategy where the minimum cladding thickness which is only necessary for controlling the power distribution is used. The only option for reducing the conversion ratio is shortening the core height. The core height was reduced until the TRU enrichment was 30 w/o, while the number of fuel rod assemblies was increased to conserve the same linear power density of 170 W/cm.

All the nuclear designs and evaluations were performed with the nuclear calculation module packages in the K-CORE System which is an integrated modular program. Global reactivity feedbacks were calculated by using a series of neutron flux solution calculations for a hexagonal-z geometry.

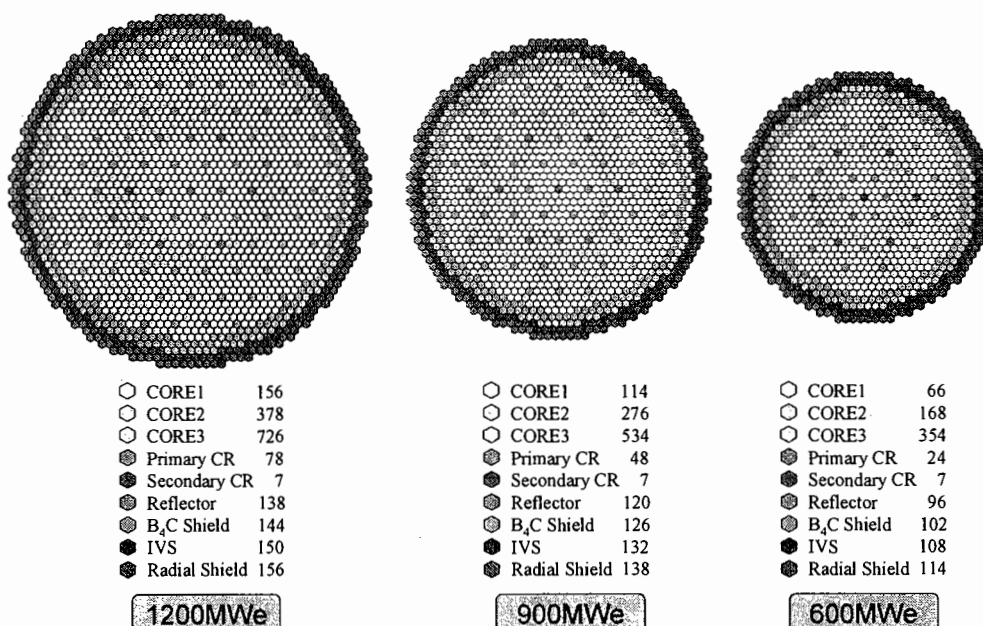


Fig. 1 Core Layout

TABLE 1 Core Performances of Variable-Cladding-Thickness Designs

Design parameter	1,200MWe	900MWe	600MWe
Number of Fuel Assemblies	1260	924	588
Assembly Pitch(cm)	16.3		
Fuel Outer Diameter(mm)	7.0		
P/D Ratio	1.17		
Cladding Thickness(mm)-Inner/Middle/Outer	0.90/0.62/0.55	0.90/0.62/0.55	0.90/0.66/0.55
Charged TRU (w/o)	30.00	30.00	30.00
Conversion Ratio(Fissile/TRU)	0.69/0.50	0.69/0.50	0.69/0.50
Burnup Reactivity Swing(pcm)	3,232	3,204	3,149
Cycle Length(EFPD)	332		
Peak Fast Neutron Fluence(n/cm ²)	3.68	3.63	3.59
Max. Pressure Drop(MPa)	0.06	0.06	0.07
Max. Cladding Inner Wall Temp.(°C)	599.72	597.60	594.58
Average Linear Power(W/cm)	170.15	170.47	170.59
Power Peaking Factor	1.49	1.46	1.43
Active Core Height(cm)	40.05	40.86	42.74
TRU Consumption Rate(kg/year)	514	386	257

Burning characteristics and performance parameters are listed in Table 1 for the three cores. The radial configurations are shown in Figure 1. The REBUS-3[2] equilibrium model with a nine group cross section was used to perform the core depletion analysis.

The cycle was reduced to 332 EFPD because of the increased burnup reactivity swing originating from the reduced core height which should be maintained at around 3,000 pcm. The number of batches was increased to 5 to increase the discharge burnup. TRU enrichment was maintained at around 30 w/o. The conversion ratios were almost the same because of the fixed TRU enrichment. The consumption rate was also increased at the same rate as the increased power, so it seems to have no preference at any power level.

The core with an increased power rating has a less negative axial expansion coefficient, a less positive sodium density coefficient, a less negative control rod worth per rod and a more negative radial expansion coefficient. As the power rating increases, the core size increases and accordingly, the neutron leakage rate decreases. The reduced leakage rate increases the chance for fission, so it reduces the TRU enrichment necessary for a criticality, but in this case the TRU enrichment is fixed at a maximum enrichment, 30 w/o. Instead of reducing the enrichment, the core height has been reduced.

3. Conclusion

To achieve a core power level as high as possible without penalizing a core safety, a large monolithic sodium cooled fast reactor for a TRU burning with a power ranging from 1,500 MWt to 3,000 MWt was designed. For a TRU burner core design, the design approach of a variable core height was investigated. Core designs used the design constraints related to the current technology database for a TRU enrichment limit (30.0 w/o) and a fast neutron irradiation limit (4.0×10^{23} n/cm²). A single enrichment concept was adopted to flatten the power distribution and fuel pin designs of a different cladding thicknesses were used for different core regions. For the core design concepts, three power levels of 600, 900 and 1,200 MWe were selected.

The calculation results show that the burnup reactivity swing can be maintained at around 3,000 pcm and the consumption rate is increased at almost the same rate as the increased power, so it seems to have no preference at any power level with the same TRU enrichment.

REFERENCES

- [1] Ser Gi Hong et al., "The KALIMER-600 Reactor Core Design Concept with Varying Fuel Cladding Thickness", Proceedings of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting(2006).
- [2] B. J. TOPPEL, "A User's Guide for the REBUS-3 Fuel Cycle Analysis Capability," ANL Report, Argonne National Laboratory 83-2, March (1983).

UO₂ 고용성 원소들의 고온 산화 상분리 거동

이재원, 양문상, 이정원, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
niwlee@kaeri.re.kr

1. 서론

UO₂의 연소동안 생성된 핵분열생성물인 Sr 및 Zr의 일부는 희토류와 함께 기지인 UO₂ 형식 격자내의 U 양이온자리를 차지하여 치환형태의 고용체를 형성한다. 희토류 고용 (U,RE)₂O₂ (RE: rare-earth)는 고온 산화에 의해서 RE 농도가 높은 (U,RE)₄O₉ 상과 RE 농도가 희박한 U₃O₈ 형태인 2개의 상으로 분리됨을 알 수 있었다. 본 연구에서는 고용성 원소인 Sr 및 Zr의 상분리 가능성을 확인하기 위해 SIMFUEL을 이용하여 실험을 수행하였다.

2. 실험

사용후핵연료의 UO₂에 고용되는 대표적인 핵분열생성물인 RE, Zr 및 Sr 대신에 Nd₂O₃, ZrO₂, SrO 시약을 이용하여 표 1과 같은 조성을 갖는 3종류의 소결체를 제조하여 이를 500℃에서 산화 열처리하여 분말을 만들었다. 이 분말을 1200~1400℃에서 산화 열처리를 한 후에 생성된 분말에 대해 X선 회절분석, SEM 관찰, EPMA 분석을 하여 상분리를 확인하였다.

3. 결과 및 토론

1200℃에서 열처리한 분말의 X선 회절분석 결과에 의하면 Sr만 고용된 시료(USr)의 경우에는 Sr 농도가 높은 사방정 구조의 (U_{0.786}Sr_{0.214})₇O₁₈ 상, Sr과 Nd이 함께 고용된 시료(UNdSr)에서는 Nd와 Sr이 함께 농축된 (U_{1-y}Nd_ySr_w)O_{2+z} 상이 생성되었음을 확인하였다. 또한 Zr까지 함께 고용된 시료(UNdSrZr)에 대해서도 3성분이 함께 농축된 (U_{1-y}Nd_ySr_wZr_q)O_{2+z} 상(1400℃)이 생성되었음을 확인할 수 있었다(그림 1).

SEM 관찰에 의하면 USr 시료를 열처리하여 생성된 (U_{0.786}Sr_{0.214})₇O₁₈ 상은 둥근 입자 형태로는 관찰되지 않아서(그림 2.(a)) 이 상에 대해서 EPMA분석을 할 수 없었으며, 표 1에는 JCPDS의 분말회절과일과 일치하는 상의 조성을 나타내었다. UNdSr 및 UNdSrZr 시료에서는 (U_{1-y}Nd_ySr_w)O_{2+z} 상(그림 2.(b)) 및 (U_{1-y}Nd_ySr_wZr_q)O_{2+z} 상(그림 2.(c))의 입자가 생성되었음을 확인할 수 있었으며 EPMA 분석결과를 표 1에 나타내었다.

핵분열생성물인 Sr은 Cs과 함께 고 방사능 물질로 사용후핵연료의 취급을 어렵게 하는데, 본 실험에 사용된 모의핵연료(UNdSrZr)에서는 Sr은 단독으로 분리되지 않고 Nd와 함께 (U_{1-y}Nd_ySr_wZr_q)O_{2+z} 상으로 농축됨을 알 수 있다. (U_{1-y}Nd_ySr_wZr_q)₃O₈ 상에서는 0.2%로 매우 낮게 함유되어 있었다. 반면에 Zr은 (U_{1-y}Nd_ySr_wZr_q)₃O₈ 상에도 일부 남아 있었다. 알카리 토금속 족인 Sr²⁺ 양이온의 이온반경(표 2)은 U⁶⁺ 양이온의 이온반경 보다 매우 커서, 고온 산화 열처리에 일어나는 격자변형 에너지를 완화하기 위해서 대부분이 빠져나와 (U_{1-y}Nd_ySr_wZr_q)O_{2+z} 상을 생성하게 된다. 반면에 Zr⁴⁺ 양이온의 이온반경(표 2)은 U⁶⁺ 양이온의 이온반경과 거의 비슷하여 Zr의 약 37%는 (U_{1-y}Nd_ySr_wZr_q)₃O₈ 상에 남아 있게 되나, 약 63%는 이온반경이 큰 Sr²⁺와 함께 (U_{1-y}Nd_ySr_wZr_q)O_{2+z} 상으로 분리됨을 알 수 있었다.

표 1. 고용성 원소의 초기농도 및 열처리 후 분리상에서의 농도

시료	열처리	상	조성 (mole %)			
			U	Nd	Sr	Zr
USr	열처리전	$(U_{1-y}Sr_w)O_2$	97		3	
	열처리후	$(U_{0.786}Sr_{0.214})_{77}O_{18}$	78.6		21.4	
UNdSr	열처리전	$(U_{1-y}Nd_ySr_w)O_2$	94	3	3	
	열처리후	$(U_{1-y}Nd_ySr_w)O_{2+z}$	65	19	17	
UNdSrZr	열처리전	$(U_{1-y}Nd_ySr_wZr_q)O_2$	85	9	1.1	3.9
	열처리후	$(U_{1-y}Nd_ySr_wZr_q)O_{2+z}$	63	25	3	9
		$(U_{1-y}Nd_ySr_wZr_q)_3O_8$	96.7	0.2	0.2	2.9

표 2. 알카리 토금속 및 희토류 원소의 이온반경 (Å)

이온가	+2		+3		+4		+5		+6	
배위수	6	8	6	8	6	8	6	6	8	8
U			1.03		0.89	1.00	0.76	0.73	0.86	
Y			0.900	1.015						
La			1.03	1.16						
Ce			1.010	1.14	0.80	0.97				
Pr			0.997	1.14	0.78	0.96				
Nd			0.983	1.12						
Pm			0.97	1.10						
Sm			0.958	1.09						
Eu			0.947	1.07						
Gd			0.938	1.06						
Tb			0.923	1.04	0.76	0.88				
Dy			0.912	1.03						
Ho			0.901	1.02						
Er			0.890	1.00						
Tm			0.880	0.99						
Yb				0.99						
Sr	1.18	1.26								
Ba	1.35	1.42								
Zr					0.74	0.9				

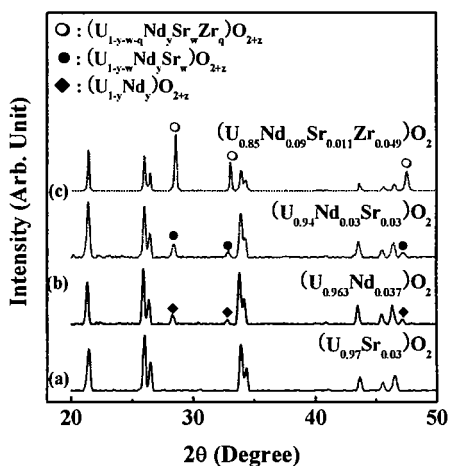
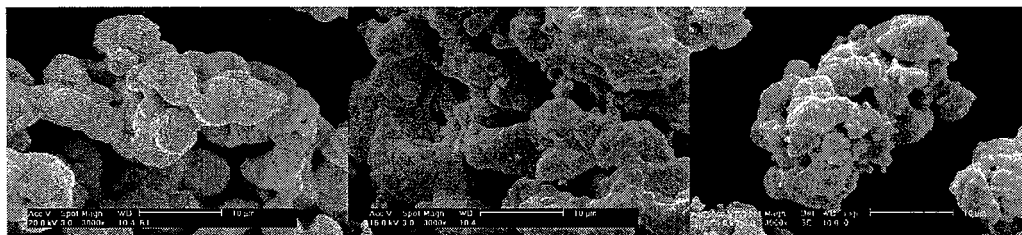


그림 1 고용성 원소 종류에 따른 X선 회절도형



(a) USr

(b) UNdSr

(c) UNdSrZr

그림 2. 고용성 원소 종류에 따른 상분리 입자 형상

사 사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

핵분열 생성 금속석출물계 단일성분 산화물의 최대 가능 증발속도 계산

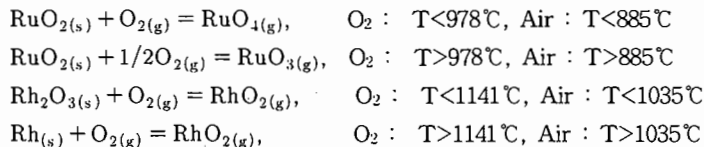
이재원, 이해원, 박근일, 박장진, 송기찬
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
njwlee@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료내 금속석출물을 생성할 수 있는 고융점 금속원소(Mo, Tc, Ru, Rh, Pd)는 핵분열생성물의 약 19 wt.%를 차지한다. 한국원자력연구원에서는 이를 파이로 공정의 선행공정인 고온 휘발성 산화공정(advanced voloxidation process)에서 제거하기 위한 연구를 수행 중에 있다. 고융점 금속이 산화될 경우에는 일부 산화물의 융점 및 증기압이 낮아지기 때문에 공기 및 산소와 같은 반응성 기체를 이용하여 금속석출물을 산화시킨 후 1000~1400℃에서 공기 및 산소 또는 진공하에서 휘발 제거할 수 있다. 본 연구에서는 단일성분의 산화물에 대하여 열처리분위기에 따른 평형증기압을 계산한 후에 이를 이용하여 최대 가능 휘발속도를 계산하였다.

2. 평형증기압 및 휘발거동

준휘발성 단일성분 산화물 및 금속의 평형증기압을 열역학적 데이터베이스인 HSC의 Gibbs 자유에너지(또는 평형상수) 자료를 이용하여 산소 및 공기분위기에 따라서 계산하였으며 그 결과를 그림 1에 나타내었다. 준휘발성 Mo, Tc, Pd(847℃ 이상) 산화물의 평형증기압은 산화분위기와는 관계가 없으나, Ru, Rh 산화물의 평형증기압은 산소분위기일 때가 높음을 알 수 있었다. RuO_{2(s)}는 약 1000℃ 이상에서는 RuO_{3(g)}로 휘발되며, Rh₂O_{3(s)}는 고온에서는 Rh_(s)로 환원되나 모두 RhO_{2(g)}로 증발됨을 알 수 있다.



고융점 금속원소의 휘발제거율을 높이기 위한 열처리 분위기는 산소분위기가 가장 우수하며 평형증기압의 크기는 Tc₂O_{7(g)} > (MoO₃)_{3(g)} > RuO_{3(g)} 또는 RuO_{4(g)} > RhO_{2(g)} > Pd_(g)로 열처리 온도를 조절할 경우에 평형증기압 순서대로 선택적 휘발제거가 가능함을 알 수 있었다. 특히 장수명 핵종인 Tc의 산화물인 Tc₂O_{7(s)}는 융점이 119℃로 매우 낮고, 311℃에서 Tc₂O_{7(g)}의 포화증기압이 101.3 kPa로 매우 휘발성이 높음을 알 수 있다.

3. 최대 가능 휘발속도

평형증기압 자료를 이용하여 최대 가능 물 휘발속도($J_{\max}$, maximum possible mol vaporization rate)는 Hertz-Langmuir 식(식 (1))에 의해 계산할 수 있다. $J_{\max}$ 는 응축이 일어나지 않는 경우로 순 휘발속도(net vaporization rate)를 나타낸다. $M_xO_y(g)$ 로 휘발될 경우 금속성분 M의 최대 가능 질량 제거속도($k_{\max}$)는 식 (2)에서 계산할 수 있으며, 고융점 금속원소의 최대 가능 질량 제거속도 계산결과를 그림 2에 나타내었다.

$$J_{\max} = P_{e,i} \left(\frac{1}{2\pi M_i R T} \right)^{\frac{1}{2}}, (\text{mol/cm}^2 \cdot \text{sec}) \quad (1)$$

$$k_{\max} = \frac{M_i}{x} J_{\max}, (\text{g/cm}^2 \cdot \text{sec}) \quad (2)$$

최대 질량 제거속도는 $Tc \gg Mo \gg Ru \gg Rh, Pd$ 의 순서로 현저한 제거속도의 차이를 보였으며, 열처리 온도를 조절함으로써 고융점 금속원소의 선택적 제거가 가능함을 보였다.

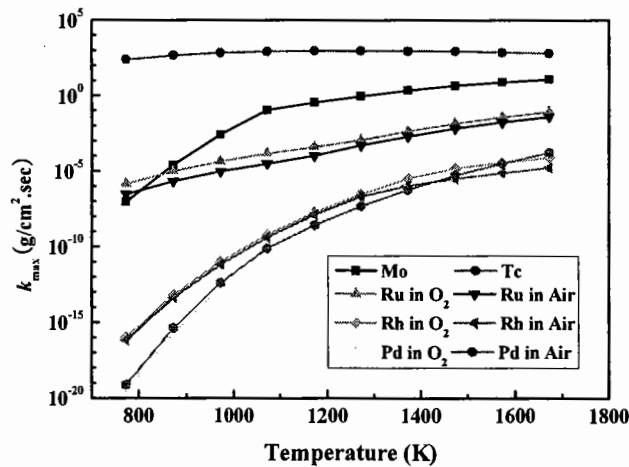
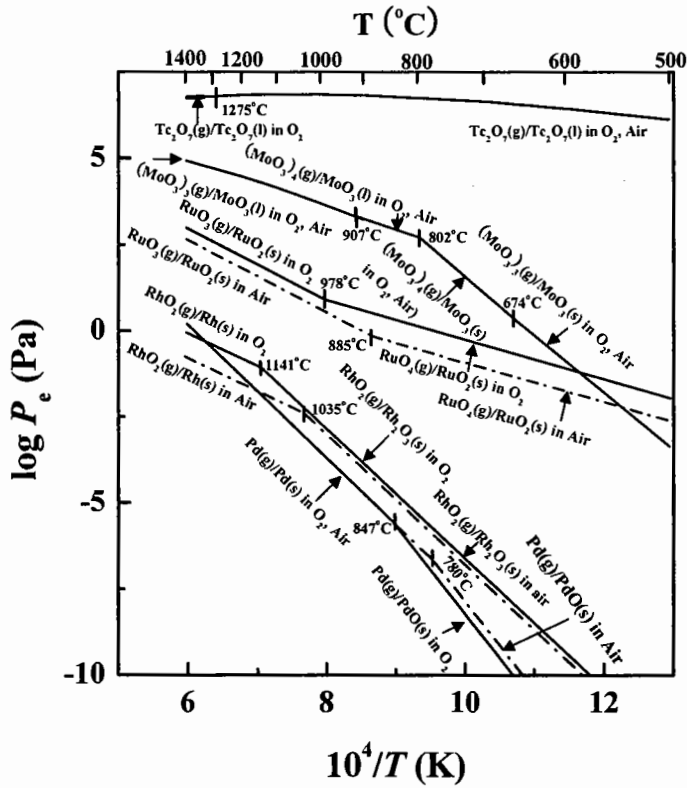


그림 1. 최대 가능 질량 제거속도

사 사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

아르곤셀의 정제 및 냉각 방안 분석

홍동희, 유길성, 정원명, 이은표, 조일제, 권기찬, 이원경, 구정희.

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

ndhhong@kaeri.re.kr

1. 서론

전해환원장치 등 공정장치가 설치되는 Pyroprocess mock up 시설은 공정의 특성으로 인하여 불활성 분위기를 유지하여야 한다. 이를 위하여 공정을 수행하는 핫셀에 요구되는 아르곤가스를 공급하고, 핫셀 외부의 공기 유입에 의하여 오염될 수 있는 아르곤가스의 순도를 유지하기 위하여 아르곤 정제설비를 설치하고 오염된 아르곤가스를 순환시켜야 한다. 냉각시스템은 아르곤셀에서 발생하는 열량을 셀 외부의 열교환기를 통하여 순환 하므로써 방출한다. 냉각방식은 여러 가지가 있으나 Mock up 시설의 아르곤 셀은 아르곤가스 전량을 순환하는 방식을 고려하였다.

본 연구에서는 이러한 Pyroprocess mock up 시설의 아르곤셀에서 고려하여야 할 설계에 필요한 기본적인 요건들을 국내, 외의 유사시설 및 아르곤가스 정제장치 제작업체의 시스템을 분석하여 설계에 활용하고자 하였다.

2. 시스템구성

가. 아르곤가스 정제시스템

부압을 유지하고 있는 아르곤 셀은 Penetration 등에서 Leak로 인하여 외부공기가 유입 될 경우에 셀 내부의 아르곤가스의 순도가 떨어지게 된다. 이 경우 아르곤가스 공급시스템을 통하여 지속적으로 아르곤가스를 공급하고 배출구를 통하여 배출하면서 셀의 아르곤순도를 유지 할 수 있으나, 이렇게 할 경우 아르곤가스 소모에 따른 비용이 과다 할 뿐만 아니라 방사성 물질의 외부 노출도 우려가 있다. 따라서 아르곤가스의 경제적인 활용과 방사성물질의 효율적인 관리 측면 에서 고려 할 수 있는 방안이 아르곤가스를 순환하고 정제하여 재사용하는 방식이다. 또한 정제장치는 핫셀의 규모에 따라 다양한 부하로 운전이 가능하도록 모듈 형태로 여러 대를 간단히 조립 할 수 있고 설치가 편리 하여야 하며, 정제장치로 아르곤가스를 유입하기 전에 통과하는 필터는 핫셀 내부에서 공정운전 중에 발생한 흙을 제거하는 냉각 트랩을 설치하여 장치에 침착 되는 흙을 사전에 제거하여 장치를 보호하여야 한다.

나. 아르곤가스 냉각시스템

Pyroprocess mock up 시설의 아르곤셀에서 수행하는 공정은 전해환원 공정, 전해정련공정, 전해제련 공정 등으로 공정장치들을 500 °C 이상으로 가열하고, 조명을 위하여 백열등을 지속적으로 사용함으로써 셀 내부 온도와 압력이 상승한다. 셀 내부 온도의 급격한 상승은 셀 압력을 상승시킬 뿐만 아니라 셀에 설치된 설비물의 손상을 초래 할 수 있으므로 셀은 항상 일정한 온도(25~40 °C)를 유지하여야 하며, 셀에 설치된 센서에 의하여 온도를 자동으로 측정하여 셀의 온도가 상승하면 냉각시스템을 가동하여야 한다. 따라서 핫셀 내의 신속한 온도 및 압력의 조절을 위하여 아르곤가스 정제 장치와는 별도로 냉각장치를 설치하여 아르곤셀을 냉각 할 수 있도록 하여야 한다. 아르곤냉각 및 정제시스템에 대한 기본 개념도는 그림1과 같다.

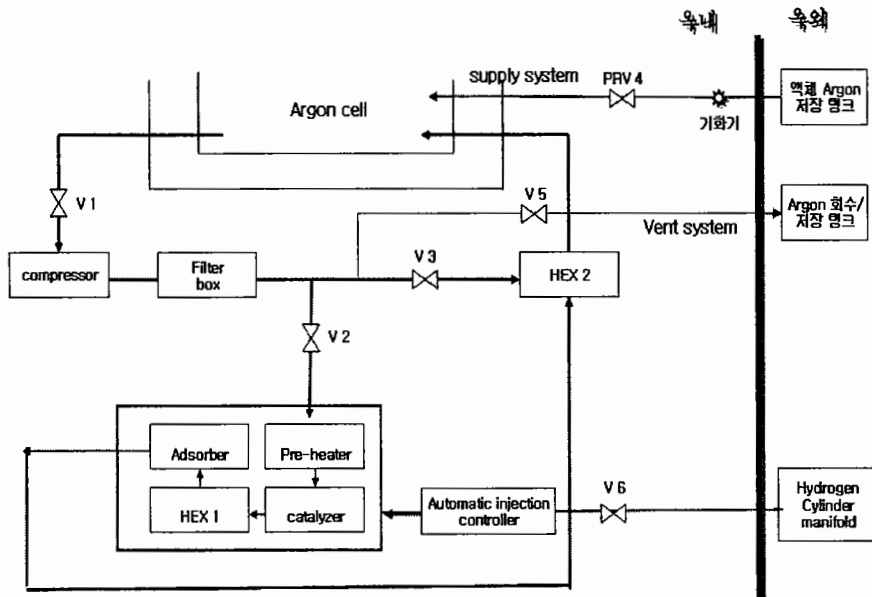


그림1. 아르곤 정제 및 냉각시스템 개념도

3. 결론

본 연구에서는 Pyroprocess mock up 시설의 아르곤셀가스 정제, 냉각시스템을 국내, 외의 유사시설과 장치 제작업체를 통하여 확보한 자료들을 사전에 분석하여 경제적이고 효율적으로 설계를 수행하고자 하였다. 2008년 중에 기본 및 상세설계를 완료하고, 2009년에 Pyroprocess mock up 시설을 구축하여 아르곤정제 및 냉각시스템에 관한 추가적인 연구를 수행한 후에 확보한 자료들은 향후 대형 핫셀의 불활성 분위기에서 수행하는 공정시스템에 활용될 것으로 예상된다.

PYRO MOCK-UP 시설의 셀간 이송시스템 설계를 위한 구조해석

권기찬, 이은표, 정원명, 구정희, 홍동희, 이원경, 조일제, 유길성

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

kiechankwon@kaeri.re.kr

한국원자력연구원에서는 파이로공정(pyroprocess)의 실증을 위한 Pyro Mock-up 시설(PMF)을 설계하고 있으며, 현재 개념설계를 완료하였다. PMF는 크게 전처리 공정장치들이 설치되는 공기 분위기 셀과 주 공정장치들이 설치되는 아르곤분위기의 셀로 구성되며, 이들 모의셀은 시설의 2층 공간에 건설된다. 1층 공간에는 각종 설비들이 위치하며, 특히 두 모의셀의 경계 하부에는 Fig. 1과 같이 셀간 이송시스템이 설치된다. 이 장치는 두 모의셀 사이에 규모가 큰 장치나 물품들을 이송하기 위한 것으로, 각 셀에서는 바닥에 수직 접속을 하고 1층 바닥에서는 수평이동을 하도록 설계되었다. 또한 셀간 이송시 주 공정셀의 아르곤분위기를 유지하기 위해 본 장치가 접속되는 셀의 바닥에는 아르곤 기체의 유입이 가능한 lock chamber 구조를 가지며, 상부와 하부 플랜지는 가스켓에 의한 밀폐구조로 설계되었다. 최대 인양하중은 3톤이며, 이로 인한 장치의 구조적 변형은 장치의 안전성 및 기계적 구동에 영향을 주므로 설계시 고려되어야 한다. 본 논문에서는 셀간 이송시스템의 구조적 안전성에 대한 유한요소해석 결과를 제시한다.

유한요소해석 모델은 Fig. 2와 같으며, 이송장치의 크기는 약 $3\text{m} \times 3\text{m} \times 3\text{m}$ 이다. 전체적으로 H-형강($100 \times 100 \times 6 \times 8$)으로 지지되는 구조이며, 물품이 놓여지고 lock chamber와 접속되는 판재는 H-형강 구조에 용접되고 두께는 10 mm 이다. 상하 구동은 볼나사 장치에 의해 이루어지며, 여기서 나사축의 지름은 34.4 mm 이다. 나사축의 굽힘 변형으로 인해 장치의 구동에 문제가 발생할 수 있으므로 측면에 L-형강($100 \times 100 \times 10$)을 추가적으로 설치하였다. H-형강과 L-형강 그리고 나사축은 빔(beam) 요소를 사용해 모델링하였으며, 판재는 쉘(shell) 요소로 모델링하였다. 그리고 각 부재의 접합부는 서로 고정된 것으로 모델링하였다. 최대 인양하중이 3톤이므로 이를 판재에 분포하중으로 적용하였고, 장치의 자중도 고려하였다. 장치 바닥에 바퀴가 위치하는 부분의 접점들은 고정변위 경계조건을 적용하였다. 또한 수직 구동시 인양부의 위치에 따라 나사축을 비롯한 구조물의 변형이 달라질 것이 예상되므로, 인양부의 위치를 전체 높이 H의 1/4 씩 증가시키면서 해석을 수행하였다. 유한요소해석을 위해 상용코드 ABAQUS를 사용하였으며, 재료거동은 선형탄성을 가정하고 비선형 정적해석을 수행하였다.

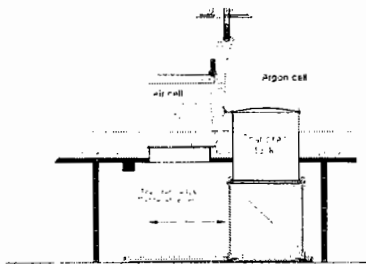


Fig. 1 Conceptual drawing of transfer lock system

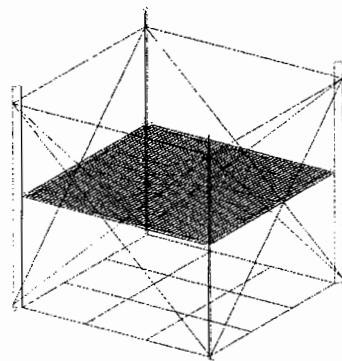


Fig. 2 Finite element model

해석을 통해 얻어진 각 부재의 최대 변위 및 von-Mises 응력을 Table 1에 수록하였다. 여기서 인양부의 위치가 최상부에 있을 때 나사축에서 발생하는 변형 및 응력이 최대임을 알 수 있다. Fig. 3은 이때의 변위 및 응력분포를 보여준다. 다른 부재들에서 발생하는 변위 및 응력은 인양부의 위치에 따라 크게 변하지 않는다. 최대 변위는 6 mm 이하로 인양부의 판재와 판재의 밑면에 용접된 H-형강에서 발생하고, L-형강의 변위는 1 mm 이하로 거의 발생하지 않는다. 또한 각 부재의 최대 응력은 항복응력보다 작은 수준을 유지하고 있고, 나사축의 최대 변위가 2 mm 이하이므로 장치의 구조적 안전성 및 기계적 구동성에 큰 영향이 없음을 알 수 있다.

Table 1 Maximum displacement and von-Mises stress

Vertical position	Shaft		H-beam		L-beam		Plate	
	Disp.	Stress	Disp.	Stress	Disp.	Stress	Disp.	Stress
1/4 H	1.4 mm	53 MPa	4.6 mm	50 MPa	0.7 mm	65 MPa	5.4 mm	23 MPa
1/2 H	1.1 mm	32 MPa	4.6 mm	51 MPa	0.7 mm	67 MPa	5.5 mm	23 MPa
3/4 H	1.6 mm	45 MPa	4.7 mm	50 MPa	0.7 mm	70 MPa	5.5 mm	23 MPa
H	1.8 mm	91 MPa	4.6 mm	48 MPa	0.9 mm	67 MPa	5.4 mm	22 MPa

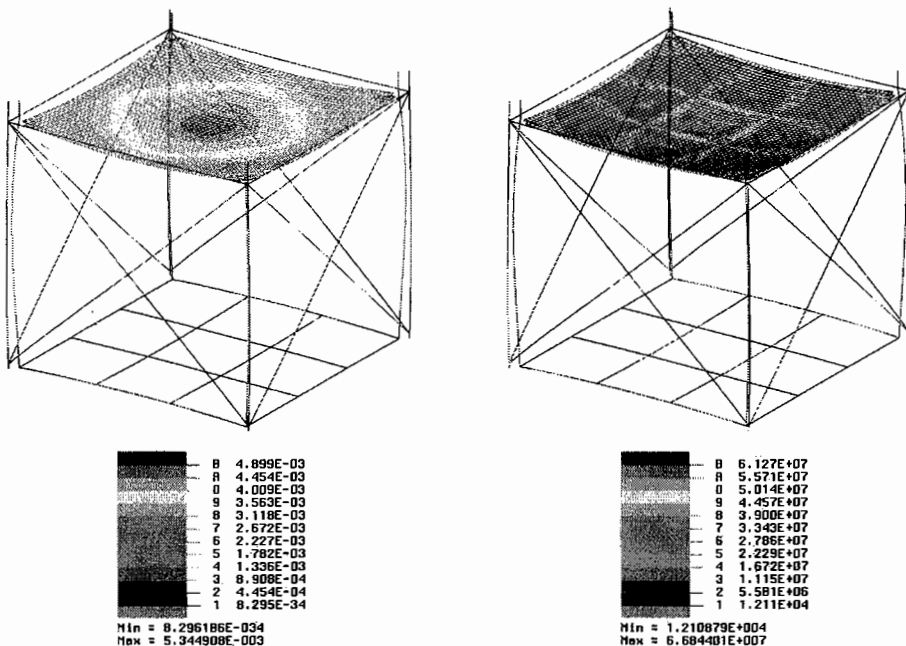


Fig. 3 Displacement and von-Mises stress results of finite element analysis

금속염의 용융염 전해제련 거동해석

김광락, 백승우, 권상운, 김시형, 심준보, 김정국, 안도희, 정홍석

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

krkim1@kaeri.re.kr

정부는 원전 폐기물의 발생을 줄여주고 핵연료의 활용률은 60배 정도 늘리는 4세대 원전기술을 2025년까지 확보할 계획을 수립하고 있다. 이를 위해 핵확산 저항성에 적합한 분리개념을 갖는 용융염 기반의 파이로프로세싱 기술을 이용하여 원전 폐기물의 부피를 감축하고, 우라늄 및 TRU 등의 유효자원을 회수하여 원자로시스템에 재활용함과 동시에 고준위폐기물의 처분에 따른 환경위해도를 획기적으로 감축시킬 수 있다.

용융염 전해공정에서 금속으로 환원된 사용후핵연료는 수회의 용융염 전해정련 배치를 거치는 동안 대부분의 우라늄이 회수되고, TRU 그리고 희토류(RE) 원소 및 기타 핵분열 생성물이 누적 산류된다. 이러한 용융염에 산류된 TRU 원소는 카드뮴과 같은 액체음극에서는 미소한 활성화도 계수에 의한 금속염의 환원전위가 비슷하게 되어 공식을 회수가능성이 매우 높으므로 핵확산 저항성이 뚜렷하다. 이 기술은 액체 카드뮴 음극(LCC: Liquid Cadmium Cathode)을 채택한 특별한 교반 및 수지상 파쇄 구조의 전극장치를 통해 공학규모로 구현이 가능한 전해제련 시스템으로 주목받고 있다.

본 연구에서는 악티나이드 및 희토류의 다성분 금속염의 전해제련 시스템의 설계, 운전 및 거동 예측을 위해 용융염-액체음극 전해를 모사할 수 있는 정전류 전해모델을 설정하고, 물질전달 및 열역학적인 자료를 기반으로 전해특성을 살펴보았다. 모델은 용융염-액체음극 계면에서 확산층 두께를 가정하고, 확산층의 농도 구배로부터 이동된 이온의 물질수지 그리고 전극표면의 전기화학적 반응에 의한 활성화 과전위와 전극반응 속도를 고려하였다.

해석대상 전해제련 시스템의 구성은 안정된 비활성 금속양극, 용융염 전해질(LiCl-KCl) 그리고 액체 Cd음극으로 이루어졌으며 전해질과 액체음극은 충분히 교반되는 유동조건을 가정하였다. 이때 전지 전위(V_{Cell})는 다음과 같이 양극 및 음극에서 농도 및 표면 과전위 그리고 Ohm전위차의 합으로 나타낼 수 있다.

$$V_{Cell} = \eta_s(anode) + \eta_c(anode) + \Delta\Phi_{ohm} - \eta_c(cathode) - \eta_s(cathode)$$

주어진 전류에서 양극에서는 산화전위가 높은 비활성 금속 양극을 가정하여 염소발생을 고려하였으며, 전해질-액체음극 계면(LiCl-KCl/Cd)에서의 금속염의 환원반응에 참여하는 개별 원소들의 전극표면에서의 전극반응은 전기화학계의 속도론으로 일반화된 Butler-Volmer 전극반응식을 사용하였다.

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

전해질-액체음극 계면 확산층에서의 원소들의 전하이동이 확산에 의해 제한되며 농도구배를 선형으로 가정하였다. 벌크와 경계면 확산층에서 유동의 연속성에 의한 물질수지 그리고 Faraday 전하이동 속도식을 고려하여 개별 금속이온의 전하이동에 차지하는 전류량의 합은 외부 전류와 같게 하였다.

모델은 평형전위, 과전위 및 전극전위의 함수인 연립 비선형식으로 표현되어 전체적으로 전하이동에 따른 활성화 분극이 전극전위의 증가와 관련되어진다. 따라서 전극반응에 참여하는 원소들의 전하이동은 외부전류에 따라 전기화학적 활성화 전위 또는 확산계수에 따라 전류밀도가 결정된다. 전해조건에 따라 원소들의 전하이동과 관련되어 차지하는 전류값에 의해 다성분 금속염의 전해특성을 알 수 있었으며, 전극전위 및 확산계수에 의해 제한되는 전착거동을 예측할 수 있는 모사능을 확인하였다.

탄산염 용액계에서 우라늄산화물 용해속도에 미치는 과산화수소 영향

정동용, 서희승, 양한범, 이일희, 김광욱

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

ndvchung@kaeri.re.kr

1. 서론

본 연구실에서는 탄산염 매질에서의 SF 용해 및 침전 기술만을 사용하여, SF의 대부분을 차지하는 U만을 선택적으로 분리하여 고준위 폐기물 처분장 능률 증대시킬 수 있고, 핵확산저항성과 친환경적성을 동시에 가지는 한국 실정에 적합한 습식공정으로 알카리 탄산염 용액 계를 이용한 SF로부터 U만을 회수할 수 있는 공정 개발의 가능성을 연구하고 있다. 공정은 SF로부터 TRU 핵종과 기타 FP은 혼합된 불용해물로 침전시키면서 U만의 용해 침출 단계, U 침출과정에서 U과 같이 동반 용해된 불순물 핵종 (Cs, Tc, Mo, Te)중 처분 시 환경에 영향을 미치는 Cs, Tc의 침전 분리 단계, pH 조절을 통한 U함유 탄산염 용액으로부터 U의 침전 회수 단계, 계에 사용된 탄산염과 산-알카리의 회수/순환 단계로 구성되어 있다.[1]

탄산염 용액계에서 우라늄산화물의 용해는 산화물내 U 산화상태가 4가로 낮은 경우 용해가 잘 되지 않고 산화수가 높은 경우 용해가 잘 일어난다.[2] 낮은 용해도는 SF 처리공정 개발에서 제한적인 측면이 될 수 있다. 이를 극복하기 위한 방법의 하나로 U의 산화수를 증가시킬 수 있는 산화제 첨가를 고려할 수 있다. 본 연구에서는 산화제로 과산화수소를 사용하는 경우 우라늄산화물의 용해속도에 미치는 영향을 살펴보았다.

2. 실험 및 결과

실험에 사용된 우라늄산화물은 UO_2 와 $UO_{2.07}$ 분말로서 입자크기는 평균 $9.5 \mu m$ 와 $7.8 \mu m$ 였다. 탄산염 용액은 시약급 Na_2CO_3 , $NaHCO_3$ 를 물에 녹여 제조하였다. pH 조절을 위해 10M 짜리 NaOH와 HCl 용액을 사용하였다. 용액중 우라늄 농도는 Arsenazo III 시약을 사용하는 비색법을 사용하여 분석하였다.

Fig. 1은 0.5M Na_2CO_3 용액계에서 UO_2 와 U_3O_8 을 용해시킬 때 pH 9, 10, 11 탄산염 용액계에서 용해시간에 따른 우라늄농도 변화를 나타낸 것이다. pH에 상관없이 U_3O_8 가 UO_2 보다 용해가 잘 되고 있음을 볼 수 있으며 용해속도가 높음을 보이고 있다. 이는 우라늄산화물의 O/U 비가 높을수록 탄산염 용액계에서 용해속도가 빠름을 나타내는 것이다. 그러나 순수한 탄산염 용액계에서 용해도는 용해시간 3시간에서 UO_2 경우는 0.1 U g/l, U_3O_8 의 경우는 약 0.8 U g/l로 매우 낮았다. 우라늄산화물은 산화물 표면에서 우라늄이 산화수 4가에서 6가로 산화가 일어나면서 용액으로 확산되면서 탄산이온과 반응하여 용해가 일어나는 것으로 알려져 있다. 본 연구실에서는 과산화수소와 sodium hypochlorite(NaOCl) 그리고 sodium persulfate($Na_2S_2O_8$)의 3가지산화제에 대하여 용해 실험을 통하여 과산화수소가 매우 높은 용해도와 용해속도를 갖는 것을 확인하였다.

Fig. 2는 0.5M 탄산염 용액계에서 산화제로 과산화수소를 사용하는 경우 얻어진 용해도 결과이다. 과산화수소 농도가 증가함에 따라 용해도는 급격히 증가함을 얻었다. NaOCl과 $Na_2S_2O_8$ 등의 산화제로 용해 시에는 uranyl carbonate 착물형태로 용해가 일어남을 확인할 수 있었다. 그러나 과산화수소의 경우 아래와 같은 반응에 의해 용해되기 때문이다.[3]

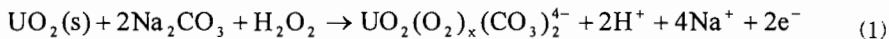


Fig. 3은 0.5M Na_2CO_3 용액에서 과산화수소가 있을 때 UO_2 와 U_3O_8 의 용해속도를 나타낸 것이다. 실험은 70ml 용액에 우라늄산화물 1.4g을 녹이는 경우(완전히 녹으면 17.64 U g/l과 16.96 U g/l)이다. 여기서 용액의 pH는 11 이었다. 용해속도는 과산화수소가 증가함에 따라 UO_2 와 U_3O_8 모두 용해속도가 증가함을 볼 수 있다. 그러나 여기서 과산화수소 존재시 용해속도는 UO_2 가 U_3O_8 보다 크게 나타나고 있다. 이는 산화제 과산화수소가 없는 경우 UO_2 와 U_3O_8 의 용해속도와 정반대의 경우이다. 이는 과산화수소가 우라늄산화물과 반응 시 구체적인 반응 기구에 대해서는 알지 못하나 반응온도 증가로 볼 때 U_3O_8 보다는 UO_2 에 대해 더 반응성이 크다고 할 수 있을 것이다. 이는 과산화수소가 우라늄산화물 내의 U(VI)를 용해시키는 것보다 UO_2 의 U(IV)를 U(VI)로 산화시키면서 용해시키는 데에 더 효과적으로 작용하고 있기 때문으로 사료된다.

3. 결론

본 실험을 통해 탄산염 용액계에서 산화물의 O/U 비가 높을수록 용해는 잘 됨을 알 수 있었다. 산화제로 과산화수소를 사용하는 경우 농도 2M에서 약 90 U g/l 까지 우라늄산화물이 용해

되었으며, Uranyl oxocarbonate complex에 의해 용해가 일어났다. 탄산염 용액계에서 과산화수소 첨가시 UO_2 가 U_3O_8 보다 높은 용해속도를 나타냈다.

사 사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

- [1]. K.W. Kim, et al., The Korean Radioactive Waste Society, Spring 2008, This Meeting.
- [2] Grenthe, I., Fuger, J., Konings, R. J. M., Lemire, R. J., Muller, A. B., Nguyen-Trung, C., Wanner, H., Chemical Thermodynamics of Uranium, NEA-OECD, Eds., North Holland Elsevier Science Publishers B. V., Amsterdam, The Netherlands, (1992).
- [3]. S.M. Peper, et al., Ind. Eng. Chem. Res., 43, 8188 (2004).

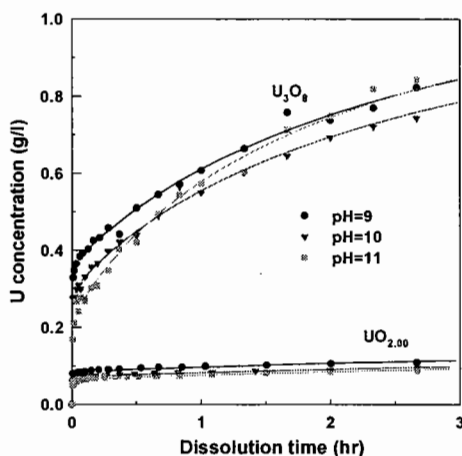


Fig. 1. Dissolution of UO_2 and U_3O_8 in a 0.5M UO_2 Na_2CO_3 solution.

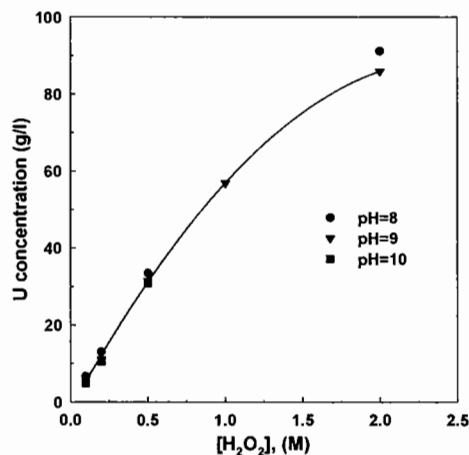


Fig. 2 Effect of H_2O_2 on the dissolution of UO_2 in a 0.5M Na_2CO_3 solution.

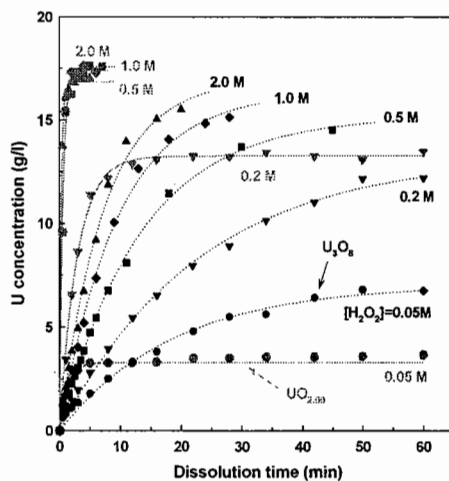


Fig. 3. Effect of hydrogen peroxide concentration on the dissolution of UO_2 and U_3O_8 in the 0.5M Na_2CO_3 solution. Added UO_2 quantity=1.4g in 70ml experimental volume, initial pH=11.

SFR 금속핵연료의 TRU 휘발 및 산화 거동 분석

류호진, 오석진, 김기환, 이종탁, 박근일, 이찬복
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
hjryu@kaeri.re.kr

1. 서론

고속로 핵연료로 사용되는 장수명 핵종 소멸처리용 금속핵연료는 장수명 핵종인 아메리슘, 넵티늄 등 마이너엑티나이드를 함유하도록 설계된다. 장수명 핵종인 마이너엑티나이드가 핵분열을 통하여 반감기가 짧은 핵분열 생성물로 변환되면 사용후핵연료 처분 부담이 크게 절감될 수 있다. 그러나 고온에서 마이너 엑티나이드를 함유한 금속핵연료의 용해 주조 시 증기압이 높은 아메리슘의 휘발이 예상되어 아메리슘의 휘발을 억제할 수 있는 용해 주조 방법의 개발이 필요한 실정이다. 기존 금속 핵연료 제조 방법은 Fig. 1과 같이 우라늄, 지르코늄, 플루토늄을 유도용해로에서 용해한 후 진공에 의한 압력차이를 이용하여 사출 주조를 하는 것으로 알려져 있다. 그러나 감압 시 아메리슘의 휘발이 더욱 활성화되어 장수명 핵종의 손실을 초래할 가능성이 있다. 또한 아메리슘은 산화성이 우라늄이나 지르코늄, 플루토늄보다 높아 용해 중 슬래그로 떠올라 핵연료심 성분에는 포함되지 않을 수도 있다. 따라서 아메리슘의 휘발 및 산화를 억제하는 것이 마이너엑티나이드 함유 금속핵연료의 제조에서 가장 시급히 해결해야 할 문제로 대두되고 있다. 본 연구에서는 SFR 금속핵연료에 존재하는 원소들의 휘발거동 및 산화거동과 관계된 열역학 계산을 통해 이를 억제할 수 있는 방법을 도출하는데 기여하고자 하였다.

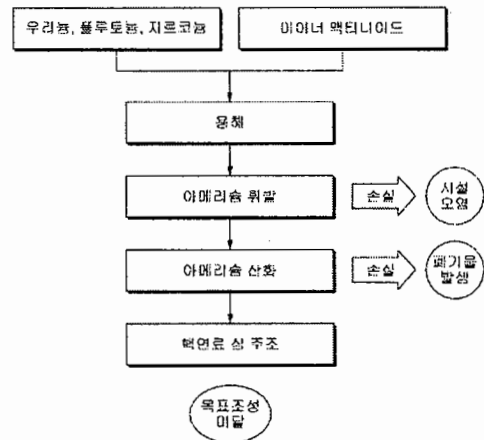


Fig. 1. TRU 함유 금속핵연료의 제조 시 휘발 및 산화에 따른 문제점

2. 분석 결과

식(1)로 표현되는 Clausius-Clapeyron 식을 이용하면 원소별 평형 증기압을 구할 수 있다.

$$d \ln P^0 = \frac{\Delta H_v}{RT^2} dT \quad (1)$$

계산의 단순화를 위해 증발 엔탈피가 온도의 함수가 아니라고 가정하면 Δc_p 자료가 없어도 식(2)와 같이 평형 증기압을 온도의 함수로 구할 수 있다.

$$\ln P^0 \approx -\frac{\Delta H_v}{RT} \left(\frac{1}{T} - \frac{1}{T_{boiling}} \right) \quad (2)$$

Fig. 2는 온도에 따른 우라늄, 아메리슘 및 희토류 원소들의 평형증기압을 비교하고 있다. 아메리슘은 악티나이드 원소중에서 가장 높은 평형 증기압을 가지고 있었으며 휘발성이 비슷한 원소로

는 Mn 등이 있다. 이렇게 휘발된 아메리슘은 제조 시설을 장수명 핵종으로 오염시키는 문제를 초래하게 된다. Fig. 3은 HSC5.1 열역학 코드로 계산한 TRU 함유 금속핵연료 성분의 기체 분율이 다. 통상적인 TRU 함유 금속핵연료의 용해 주조 온도인 1465도에서 시스템 압력에 따른 U, Pu, Zr, Np, Am의 성분비 변화를 계산한 결과, 압력이 낮아질수록 Am의 증발이 더욱 활성화되어 Am 성분의 비율이 증가하는 것을 알 수 있었다. 따라서 진공을 활용하는 기존의 감압 사출주조를 적용하기 위해서는 Am의 증발을 억제할 수 있도록 진공도 조건을 최적화해야 할 것으로 판단된다.

또한 아메리슘은 열역학적으로 산화성이 높아 제조 분위기에 미량 존재하는 산화성 기체 또는 수증기와 반응하여 산화물을 형성하고 슬래그로 용탕위에 떠올라 주조된 금속핵연료에 포함되지 않을 가능성이 있다. 산화반응의 자유에너지를 비교하는 Ellingham diagram을 통해 Am의 산화성을 비교해보면 Np이나 Cm은 산화성이 그리 높지 않은 반면 Am은 Nd, Ce, Y와 같은 희토류와 유사한 산화 경향을 나타내고 있다. EBR-II 금속핵연료 제조공정에서 Y 및 희토류 원소들은 용해 주조 후 금속핵연료에 포함되지 않고 skull에 95% 이상 포함되어 있는 것으로 분석된 바 있다. Am도 희토류와 동일한 산화거동을 나타낼 수 있기 때문에 TRU 함유 금속핵연료의 제조공정에서 Am의 산화 거동도 휘발 거동 못지 않게 중요하게 고려되어야 할 것으로 판단된다.

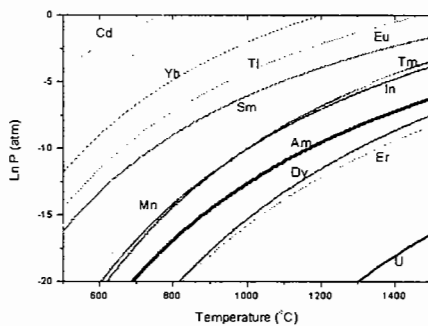


Fig. 2. Variation of vapor pressure with temperature.

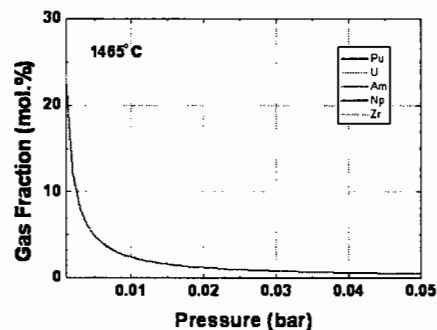


Fig. 3. Variation of gas fraction of constituent elements with pressure.

3. 제언 및 결론

TRU 함유 금속핵연료의 성공적인 제조를 위해서는 장수명 핵종인 Am의 휘발 및 산화를 억제하는 것이 중요하다. 이를 위해서는 중력 주조, 원심 주조, 연속 주조와 같은 새로운 주조 방법을 도입하거나 분말 야금법에 의한 금속 핵연료 소결체 제조 방법도 고려할 필요가 있다. 또한 용해될 금속 핵연료 성분에 아메리슘보다 열역학적으로 산화성이 높은 희토류 원소를 첨가한다면 제조 분위기 기체에 미량 존재하는 산화성 기체 또는 수증기와 먼저 반응하여 산화되어 아메리슘의 산화를 최소화할 수 있을 것으로 기대된다. 만일 먼저 산화된 희토류 원소들이 밀도가 낮은 산화물을 형성하여 용탕 위에 얇은 슬래그 막을 형성한다면 휘발성이 높은 아메리슘이 포화 증기압에 도달하는 것을 억제하여 아메리슘의 휘발을 감소시킬 수 있을 것으로 기대된다. 희토류 원소는 우라늄 내에서 고용한도가 매우 낮으므로 1 wt% 미만으로 미량 첨가하는 것이 바람직하며, 진공 또는 불활성 분위기에서 산소 분압의 조절을 통하여 첨가된 희토류의 산화막 형성을 조절할 수 있을 것이다.

Pyro Mock-up 시설 설계를 위한 공정요건 개발

정원명, 유길성, 구정희, 조일제, 권기찬, 이원경, 이은표, 홍동희

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

wmchoung@kaeri.re.kr

선진핵연료주기공정으로서 차기 세대를 위하여 현재 연구개발 중인 건식핵연료주기공정(Pyroprocess)은 사용후핵연료의 공정처리 과정에서 환경에 대한 부하저감, 안전성 제고, 유용한 자원의 재활용, 핵확산저항성, 경제성 등의 관점에서 기존 핵연료주기공정에 비해 혁신적인 기대를 갖고 개발하고 있는 공정이다. 한국원자력연구원에서는 현재까지 개발된 건식핵연료주기공정의 단위공정들을 연계한 일관공정(Integrated Pyroprocess)의 공학규모 Cold Test를 수행하기로 하고, 이를 위하여 NU(Natural Uranium)를 사용하는 Pyroprocessing Mock-up 시설의 건설을 계획하게 되었다.

본 연구에서는 건설될 Pyro Mock-up 시설이 공정특성을 고려한 안전성과 효율성을 확보할 수 있도록 Pyro Mock-up 시설 설계를 위한 공정요건을 도출하였다. Pyro Mock-up 시설의 처리용량은 10 MT-HM/batch를 처리하는 규모로 설정되었으며, 공정의 물질수지 설정을 위한 사용후핵연료의 기준사양을 농축도 4.5 wt%, 연소도 45,000 MWD/MTU, 냉각기간 5년 된 PWR 사용후핵연료를 기준으로 각 단위공정에서 목표로 하는 공정수율을 적용하였다. Pyro Mock-up 시설에 설치되는 선진핵연료주기 일관공정은 탈피복 및 분말화, 전해환원, 전해정련, 전해제련, 폐염 정제/회수 및 고화처리 등의 단위공정으로 구성된다. 주요 공정요건으로 기준 공정도, 공정조건 및 물질수지, 공정장치 규모 및 배치요건, 공정장치의 주변 및 반응기 내부의 분위기 요건과 공정운전을 위한 원격조작 요건 등을 포함하는 공정운전 및 유지보수 특성, 유틸리티 공급조건, 공정폐기물 특성에 대한 내용을 포함하고 있으며, Pyro 공정이 고온의 용융염 매질에서 반응성이 있는 화학물질들을 취급하게 되는 되므로 공정운전으로 인한 작업자의 위험을 최소화하기 위하여 방사성 물질로 인한 위해 특성과 화학적 독성 또는 화재로 인한 위해 특성에 대한 분석을 통하여 이에 대비한 설계요건을 제시하였다.

Preliminary study on the development of a quartz tube based reference electrode for electrochemical measurement in high temperature molten salts

Y.J. Park, Y.J. Jung, Y.H. Cho, H.-J. Im, J.W. Yeon, K.S. Song

Korea Atomic Energy Research Institute, 1045, Daedeok-daero, Yuseong-gu, Daejeon, 305-353, Korea
jparky@kaeri.re.kr

1. Introduction

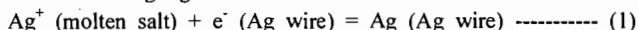
Pyrochemical processing of nuclear fuels using a molten salt as a solvent is regarded as one of promising option for future spent nuclear fuel management concept.[1] Molten salts are known as suitable media for metal electrorefining and electrowinning. In order to reach a better understanding and control of the metal deposition processes, accurate knowledge of the electrochemical deposition mechanism is essential. Therefore, many electrochemical studies of actinides and lanthanides in various molten salts have been carried out in the past decade.[2,3]

In electrochemical studies, a three-electrode cell incorporating a stable reference electrode is essential to avoid uncertainty of the electrode reactions. The Ag/Ag^+ electrode is a conventional reference electrode used for molten salts media such as LiCl and LiCl/KCl eutectics. At molten salts temperature between 450 and 600°C, the pyrex, so called sodium glass, was commonly used as a reference electrode which can be easily fabricated into a thin-wall tube and thus gives a sufficient ionic conductivity. However, at temperature above 600°C, it cannot be used since it can be easily bent due to its low melting point. Quartz is commonly used in various research fields at high temperature up to 1200°C.

In this study, the Ag/Ag^+ reference electrode in quartz tube was fabricated with metal tip junction which contains porous metal oxide layer for ion conduction.

2. Result and Discussion

The electrode reaction of Ag/Ag^+ reference electrode in molten salts is as follows:



The conventional pyrex tube based reference electrode has been used widely since it has advantages such as low cost and easy fabrication by glass blowing technique. Since the one end of the pyrex electrode was fabricated into a thin-wall approximately less than 0.3 mm, it provides high ion conduction due to the diffusion of sodium ion in pyrex. However, pyrex based electrode cannot be used in molten salts of higher temperature above 600°C. A quartz tube based Ag/Ag^+ reference electrode was fabricated with metal tip junction which contains porous metal oxide layer for ion conduction. Fig 1. shows the pyrex tube based electrode after 12 hours experiment at 650°C and quartz tube based electrode after 24 hours experiment at 750 °C. the pyrex tube based electrode was deformed severely. Quartz is satisfactorily stable in molten salts at higher temperature.

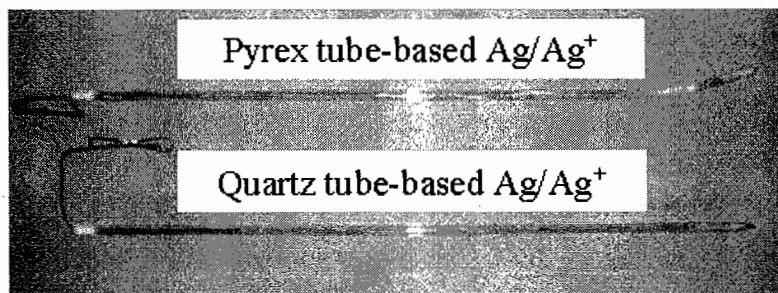


Fig. 1. Shapes of the Pyrex-REF and Quartz-REF after the electrochemical experiments at 750°C.

Performance of the quartz tube based reference electrode was tested by measuring a junction potential using the magnesia tube reference electrode as a primary reference. Electrochemical potentials of both the pyrex tube based (Pyrex-REF) and quartz tube-based Ag/Ag^+ reference electrodes (Quartz-REF) versus the MgO tube-based Ag/Ag^+ reference electrode (MgO -REF) in the LiCl-KCl eutectic melt were plotted in the temperature range between 425 and 750°C. As shown in Fig. 2, low junction potentials less than 10 mV were observed.

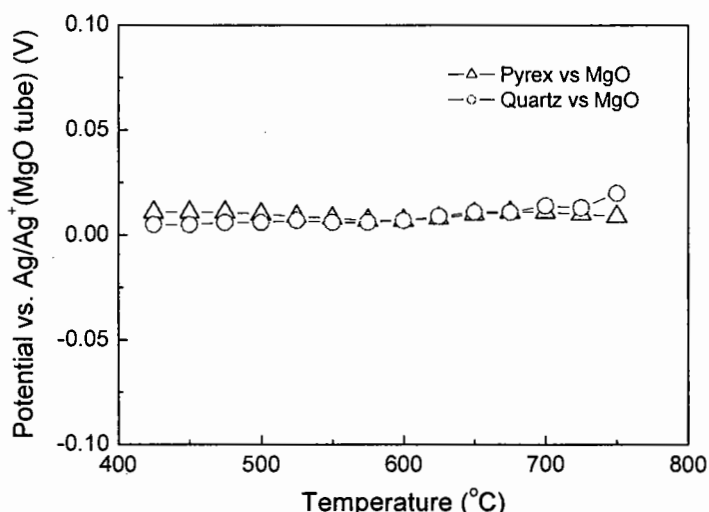


Fig. 2. Electrochemical potentials of both the pyrex tube based and quartz tube based Ag/Ag^+ reference electrodes versus the MgO tube-based Ag/Ag^+ reference electrode in the LiCl-KCl eutectic melt.

3. Conclusion

The Ag/Ag^+ reference electrode in quartz tube was fabricated with metal tip junction which contains porous metal oxide layer for ion conduction. Quartz is satisfactorily stable in molten salts at higher temperature above 600°C. Performance test of quartz tube based reference electrode was conducted by measuring a junction potential using the magnesia tube reference electrode as a primary reference. As a result, a quartz tube based Ag/Ag^+ reference electrode can be used for electrochemical measurement in high temperature molten salts.

REFERENCES

- [1] Y.I. Chang, "The integral fast reactor," Nucl. Technol. 88, 129 (1989).
- [2] O. Shirai, M. Iizuka, T. Iwai, Y. Suzuki, Y. Arai, "Electrode reaction of plutonium at liquid cadmium in LiCl-KCl eutectic melts," J. Electroanal. Chem., 490, 31 (2000).
- [3] T. Nagai, A. Uehara, T. Fusii, O. Shirai, N. Sato, H. Yamana, "Redox equilibrium of $\text{U}^{4+}/\text{U}^{3+}$ in molten NaCl-2CsCl by UV-Vis spectrophotometer and cyclic voltametry," J. Nucl. Sci. and Technol., 42, 1025 (2005).

액체카드뮴음극의 우라늄 전착특성 평가

백승우, 김시형, 심준보, 권상운, 김광락, 정홍석, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1450 (덕진동 150)

swpaek@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후 핵연료의 핵확산저항성 처리기술인 pyroprocess공정에서는 전해정련 공정에서 고체음극을 이용하여 우라늄을 회수한 후 용융염 내의 초우란 원소 및 악티나이드계 원소를 회수하기 위한 전해제련공정으로 액체카드뮴음극(LCC, Liquid Cadmium Cathode)을 이용한다. 액체카드뮴음극에서는 초우란원소와 악티나이드계 원소가 동시에 전착 회수될 수 있으므로 핵확산 저항성이 큰 공정으로서의 장점을 가지고 있다. 그러나 액체카드뮴 음극을 이용하여 우라늄과 초우란 원소를 동시에 회수하는 실험결과에 따르면, 용융염과 액체음극 계면에서 수지상 우라늄(dendrite)이 발생하여 음극도가니 외부로 성장하는 것으로 보고된 바 있다. 이러한 현상의 문제점은 액체음극 표면에 발생한 우라늄 덴드라이트가 고체음극으로 작용하기 때문에, 우라늄 석출만 진행되고 다른 초우란 원소가 전착 회수되지 않는다는 것이다. 따라서 여러 가지 운전조건에서 이러한 우라늄 덴드라이트의 생성을 억제하는 것이 액체금속 음극 성능향상의 핵심기술이 되고 있다. 본 연구에서는 액체음극 표면에서 발생하는 우라늄 덴드라이트의 생성을 억제하기 위한 고효율의 액체음극 구조를 개발하기 위하여 용융염중 우라늄의 액체카드뮴음극 표면전착 실험에 의한 특성자료를 나타내었다.

2. 실험 및 결과

실험에 사용된 액체음극 실험장치의 개략도 및 주요 구성품 사진/제원 등을 Fig. 1 에 나타내었다. LiCl-KCl 용융염에 UCl_3 를 첨가하여 500℃까지 가열하고, 용융염 상에서 cyclic voltametry(CV)를 수행하여 우라늄의 존재를 확인한 후, chronopotentiometry 시험을 통해 polarization curve를 구하였다. 이 때, 용융염에 존재하는 우라늄 이온이 균질하게 분포되고 전해석출이 잘 진행되도록 용융염을 60 rpm으로 교반하였으나, 액체카드뮴음극 용기 속에 담긴 액체카드뮴은 교반을 하지 않았다. 최종적으로는, 용융염/액체 카드뮴계에서 정전류 시험을 수행하여 용융염 속에 존재하는 우라늄을 액체금속 상으로 전해석출 시험을 하였다. 인가전류에 대한 전해석출시간을 Faraday 법칙을 통해 계산한 후 전착시험에 반영하였다.

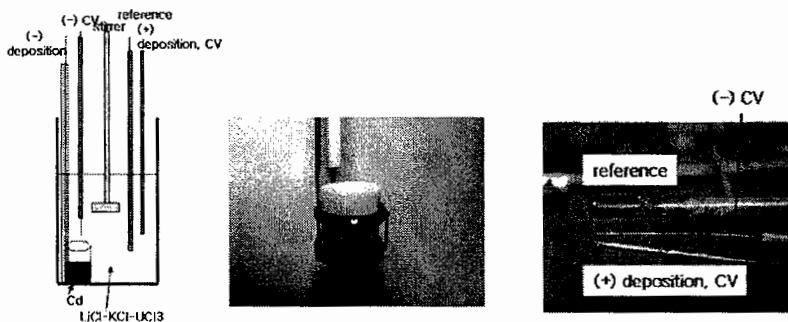


Fig.1 액체카드뮴음극 전해 실험 장치

Glove box의 산소/수분 농도는 각각 1 ppm 이하였으며, LiCl-KCl-1.45wt% UCl_3 염을 200 ~ 250℃에서 약 2시간 동안 가열하여 수분을 제거한 후, Cd가 장입된 음극도가니를 차후에 장입하고 아래 일련의 실험을 진행하였음. 카드뮴에 잠긴 음극선은 카드뮴과 4~5 mm 정도 접촉하게 되

었다. LiCl-KCl-1.45wt%UCl₃ 용융염에서의 CV(주사속도 : 20~500 mV/sec) 측정결과를 그림 2에 나타내었으며, 이 결과를 이용하여 주사속도에 따른 환원 peak 전류를 구한 결과 직선관계를 나타내었다(그림 3). 그림 4는 LiCl-KCl-1.45wt%UCl₃/Cd 전착시험에서 각 전극의 전위변화를 전착시간 또는 Cd에 대한 U 전착량에 대하여 나타낸 것으로서, 인가된 전류밀도는 35mA/cm²이었다. Cd 내에서의 U 고용한계인 2.35wt%까지는 음극전위가 증가하였으나, 그 이상에서는 전위가 급격히 감소하고 약 12wt%U가 Cd에 전착될 때는 음극전위가 -1.1V까지 감소되었다.

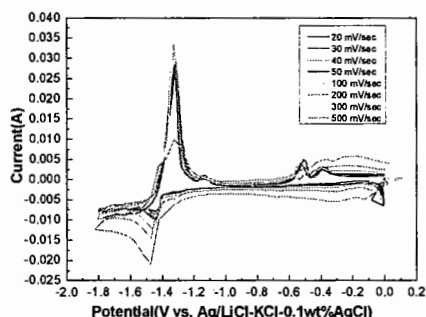


Fig. 2 주사속도에 따른 CV

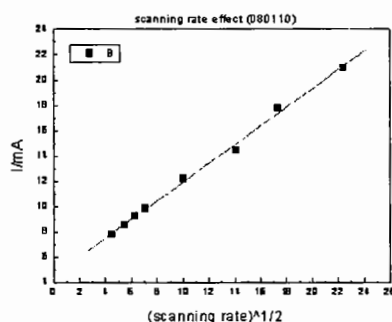


Fig. 3 주사속도에 따른 환원 peak 전류 변화

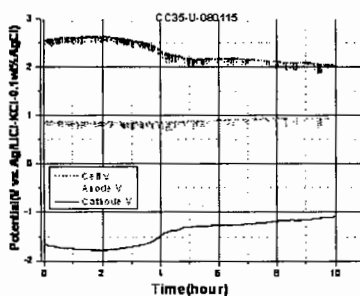
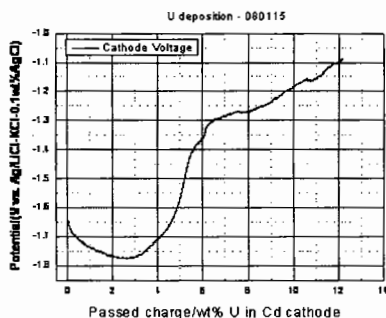


Fig. 4 전류밀도 35mA/cm²에서 전착시험에 따른 전극전위 변화

3. 결론

본 연구에서는 고효율 액체음극 구조개발을 위한 기초자료를 생산하기 위하여 소용량의 액체카드뮴음극을 이용하여 전류밀도에 따른 우라늄 전착 및 덴드라이트 생성 특성에 대한 실험을 수행하였으며 LiCl-KCl-UCl₃ 계에서의 Cyclic Voltammetry, Polarization curve 및 Chronopotentiometry에 대한 실험자료를 제시하였다.

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

Zn수지상전착및교반기에 의한수지상파쇄거동 관찰

김시형, 유영재, 윤달성, 백승우, 권상운, 심준보, 김광락, 정홍석, 안도희

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

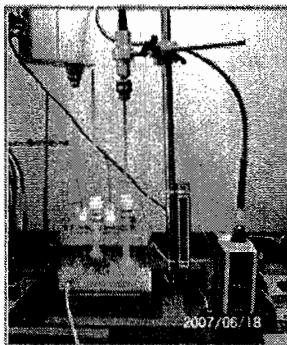
exodus@kaeri.re.kr

1. 서론

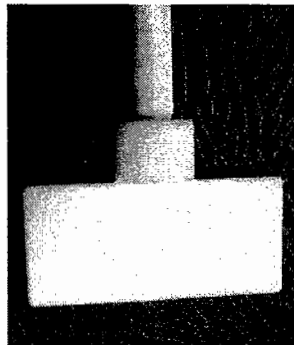
LiCl-KCl 용융염계에서 전기화학적 반응을 이용하여 사용후 핵연료로부터 우라늄과 TRU 등을 회수할 때, 액체음극(Cd 또는 Bi)을 이용하면 U와 TRU가 동시 회수될 수 있으므로 핵확산저항성이 높다. 그러나, 액체음극으로 회수되는 성분 중에서 U은 수지상(dendrite)을 형성하는 경향이 있으며, 이 수지상은 고체음극 역할을 하여 U만 선택적으로 회수하는 역할을 하므로, 파이로 공정에서는 U이 수지상으로 성장하지 않도록 교반기를 사용하는 것이 당연시 되고 있다. 본 연구에서는 모의장치인 Ga-Zn 계를 이용하여 자체 제작한 교반기의 수지상 파쇄성능을 관찰하였다.

2. 실험 및 결과

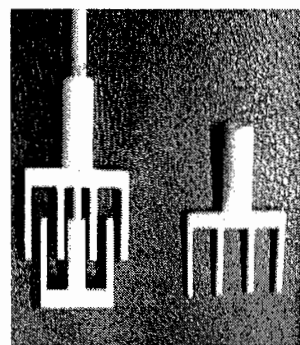
본 연구를 위하여 제작된 모의시험 장치는 Fig. 1과 같으며, 양극은 99.9%의 Zn plate, 표준전극은 백금(Pt), 음극은 액상 Ga이 이용되었다. 액체 Ga 음극에 생성되는 Zn 수지상을 파쇄하기 위하여 여러 가지 모양의 교반기(cathode stirrers)를 개발하였으며, 회전수 등의 변화에 의한 Zn 전착거동을 관찰하였다. 교반기의 사용여부에 따른 수지상 성장 및 파쇄거동을 비교하기 위하여 비디오와 potentiostat 장치를 이용하였다.



(a) 모의시험 장치



(b) 일자형교반기



(c) 포크형 교반기

Fig. 1 Simulated LCC experimental apparatus

Fig. 2는 전류밀도 85 mA/cm^2 이상에서 전착을 하되, 교반을 하지 않은 경우와 교반을 한 경우의 Zn 전착 결과이다. 교반을 하지 않을 경우(Fig. 2-(a)), 수지상이 양극방향으로(구체적으로는 전해조 교반기 방향) 성장함을 보여주고 있다. Fig. 2-(b)는 교반기를 사용하여 수지상이 거의 성장하지 않은 경우이고, Fig. 2-(c)는 교반기를 사용하여도 수지상이 도가니 벽을 타고 증가하는 경우이다. 교반기의 모양 및 회전수 등의 변화가 수지상 성장을 제어하는데 중요한 역할을 함을 알 수 있었다.

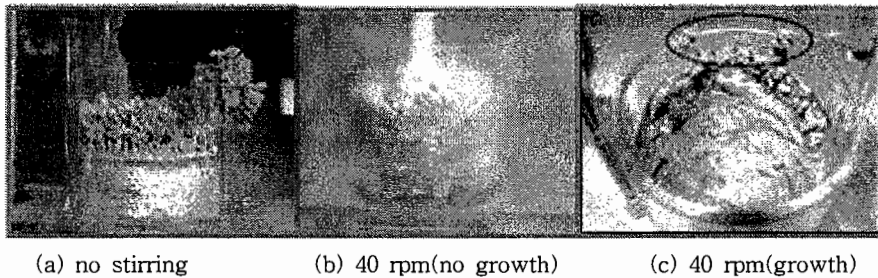


Fig. 2 Zn product shapes depending on the cathode stirring

Fig. 3은 교반기 사용 여부에 따른 음극전위의 변화를 나타낸 것이다. 교반기를 사용하지 않을 경우에는 전착시간에 따라서 음극전위가 지속적으로 변화하지만(수지상이 계속적으로 성장), 교반기를 사용하였을 때는 전위 기울기가 상대적으로 작아졌음을 알 수 있다. 교반기를 사용하더라도, 전착시간이 8 시간으로 증가하였을 때는 음극전위의 기울기가 서로 다르게 나타나는 경우도 발생하였는데, 이것은 교반기의 형태 및 교반 조건에 따른 차이를 반영하는 것이다. Fig. 2와 Fig. 3이 서로 연관성이 있음을 보여주고 있으므로, U-Cd 시험에서도 Fig. 3 자료를 도출하면 도가니 내부에서 수지상이 성장하는 경향을 전위결과로부터 예측할 수 있을 것으로 사료된다.

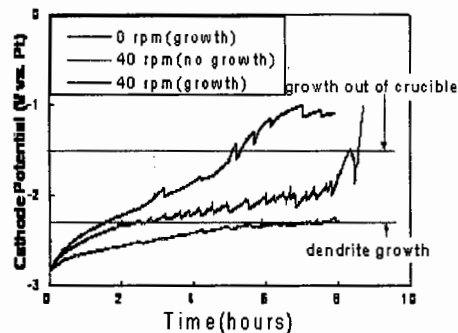


Fig. 3 Variation of cathode potential depending on the cathode stirring

3. 요약

교반기의 사용에 의하여 수지상 성장을 방해할 수는 있었으나 교반기의 형태 및 회전수 등의 변화에 따라서 수지상 파쇄 거동이 다르게 됨을 알 수 있었다. 일련의 모의시험을 통하여 음극전위와 수지상의 성장 현상을 어느 정도 연관 지을 수 있었으므로, U-Cd 전착시험에서도 이 경향을 적용해 보는 것이 좋을 것으로 사료된다.

사 사

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

Pyroprocess 시설의 기본요건 분석

유길성, 정원명, 구정희, 조일제, 권기찬, 이원경, 이은표, 홍동희

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

yougil@kaeri.re.kr

현재 전세계 에너지 및 환경문제, 특히 화석연료의 사용으로 인한 지구 온난화 문제 등으로 원자력 에너지에 대한 국제적 관심이 점차 높아지고 있다. 원자력이 이러한 문제 해결에 적합하다는 공감대가 전 세계적으로 형성되어 가고 있으며, 지금까지와는 달리 원자력의 반대 목소리도 점차 줄어들고 있는 실정이다. 그러나 원자력의 활발한 이용을 위해서는 방사성 폐기물의 처리문제가 가장 중요한 전제조건으로 떠오르고 있으며, 그 중에서도 사용후핵연료의 관리문제는 가장 시급히 해결하여야 할 문제로 부각되고 있다.

한국원자력연구원도 이러한 사용후핵연료의 관리문제를 해결하기 위한 연구과제를 수행해오고 있으며, 그 중 하나가 Pyroprocess 공정개발이다. 1997년부터 관련연구가 착수되어, 2001년부터는 약 6년간에 걸쳐 Pyroprocess의 전처리 공정 및 전해환원 공정에 대한 실험실 규모 실증이 가능한 ACPF(Advanced spent fuel Conditioning Process Facility) 핫셀시설을 개발 완료한 바 있다. 또한 2007년 12월 발표된 당시 과학기술부의 미래 원자력시스템개발계획 시안에서는 향후 Pyroprocess의 상용화를 위해 2016년까지 약 10톤/년 규모의 공학규모 Pyroprocess 실증시설(ESPF)을 건설하고 이를 기초로 2025년까지 100톤/년 규모의 Pyroprocess 원형시설(KAPF)을 건설하여 여기서 나온 우라늄 및 TRU 물질을 이용해 2030년까지 개발 예정인 소듐냉각 고속로에 필요한 핵연료를 제작, 공급 할 계획을 포함하고 있다.

본 연구에서는 이러한 Pyroprocess 시설들에서 필히 고려하여야 할 설계의 기본 요건들을 외국의 관련시설 및 설계중인 시설들과 지금까지 국내에서 개발된 시설들을 참고로 하여 나름대로 정리하고 분석해 보았다.

사용후핵연료 건식재가공에 의한 표준물질의 제조성 분석

류효진, 조광훈, 이도연, 이철용, 박근일, 송기찬
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
hiryu@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 내에 존재하는 민감 핵물질의 계량을 위한 비파괴분석법 중 DUPIC 핵연료의 핵물질 계측용으로 개발되었던 DSN(DUPIC Safeguards Neutron Counter)은 사용후핵연료 내에 존재하는 Cm이 방출하는 중성자를 계수한 후 ORIGEN 코드로 계산된 U/Cm 비율 및 Pu/Cm 비율을 이용하여 U 및 Pu 함량을 계산하는 방식으로 핵물질을 계량하고 있다. 사용후핵연료에 존재하는 Cm이 방출하는 중성자를 정확히 계수하기 위해서는 Cf-252와 같은 중성자 표준선원에 의해 DSN을 교정하는 작업이 선행되어야 한다. 그러나 다양한 함량과 형태를 가지는 중성자 표준선원을 보유하는 것은 현실적으로 용이하지 않아 교정의 신뢰도를 향상시키는데 한계가 되고 있다. 따라서 화학분석에 의해 악티나이드 원소들의 조성이 알려진 사용후핵연료 rodcut 자체를 중성자 계측의 표준물질로 사용하고자 하는 연구가 시도되고 있다. 사용후핵연료는 핵연료 표면의 연소도가 급격히 증가하는 특성을 가지고 있기 때문에 소결체 반경 방향의 핵물질 분포가 연소도에 따라 변화하게 된다. 따라서 DSN과 같은 중성자 계측기를 보정하기 위하여 실제 사용후핵연료 rodcut을 사용하기 위해서는 길이방향으로 연소도가 일정한 사용후핵연료 연료봉을 선택한 후 반경 방향으로 일부가 아닌 전체를 포함하는 슬라이스에 대한 화학 분석을 수행하여야 할 것이다. 한편, DUPIC 핵연료 개발과정에서 확립된 사용후핵연료 건식재가공 기술은 사용후핵연료를 산화-환원 공정에 의해 미세한 분말로 변환시킨 후 혼합하고 다시 소결하는 공정을 거치므로 균질한 표준물질을 제조할 수 있는 기술로 기대된다. 따라서 본 연구에서는 건식 재가공 기술을 이용하여 균질한 사용후핵연료 표준물질의 제조하는 절차에 대한 분석을 수행하였다.

2. 표준물질 자격 요건 분석

사용후핵연료 표준물질이 지니고 있어야 하는 기본 자격 요건은 다음과 같이 수립된 바 있다. 첫째, 화학분석을 위한 샘플링 오차를 최소화하기 위해서는 표준시료의 구성이 균질해야 한다. 둘째, 코드 계산을 위해서는 표준시료의 정확한 물리적, 화학적 명세가 있어야 한다. 셋째, 표준시료에 포함되어 있는 Cm-244 및 주요 핵분열성 악티나이드 원소들의 정확한 함유량 정보가 있어야 한다. 넷째, 교정곡선 생산을 위해 다양한 질량의 표준시료가 준비되어야 한다. 이러한 자격 요건들은 시료 내의 화학 조성의 균질도와 밀접한 연관성이 있음을 알 수 있다. 표준물질로 사용될 시료 내에서 위치별로 화학 조성이 균질하지 않다면, 특정 부위를 측정할 조성 값이 표준물질로 사용될 시료를 대표하는 값이라는 것을 보증할 수 없기 때문이다. 사용후핵연료 rodcut을 직접 표준물질로 사용하는 방법은 길이방향으로의 연소도가 일정하다는 가정을 바탕으로 하고 있기에 길이방향으로 화학성분의 균질도를 먼저 검증하는 것을 필요로 한다. 또한 소결체 전체 단면을 분석해야 하기 때문에 방사능 시료 취급 부담이 가중될 수 있다. 그러나 건식 재가공 공정을 통해 제조된 사용후핵연료 표준물질은 분말화와 혼합공정 및 소결 공정을 거치게 되므로 전체적으로 균질한 화학조성을 가질 것으로 기대할 수 있다. 또한 ASTM 등을 통해 표준화된 샘플링 방법을 사용한다면 측정된 화학조성이 남아있는 표준물질의 화학조성을 대표하는 값으로 인정받을 수 있다.

3. 사용후핵연료 표준물질 균질도 평가 방법

표준물질(Reference Material)은 의도된 목적에 맞도록 만들어진 특성치가 충분히 균질하고 안정적인 물질이다. 현재 한국원자력연구원에서는 27GWd/t에서 65GWd/t 연소도 범위의 사용후핵연료를 보유하고 있으며 저연소도 및 고연소도 사용후핵연료에 대한 건식 재가공 기술을 확립한 바 있다. 균질도의 평가를 위해서는 건식 재가공된 사용후핵연료 표준물질의 여러 부위에서 채취한 샘플의 화학분석으로 평가하는 방법이 가장 바람직하나 사용후핵연료의 분석 처리 용량의 한계로 인하여 충분한 수의 샘플에 대한 화학분석이 용이하지 않은 실정이다. 따라서 DFDF 핫셀에서 측정할 수 있는 DSNC와 감마선분석기를 이용하여 균질도를 평가하는 방법이 대안으로 제시되었다. 사용후핵연료 내의 화학성분들이 균일하게 분포한다면 핵분열생성물들도 균일하게 분포하게 될 것이다. 따라서 DSNC 측정에 의해 중성자 선원인 Cm의 균질도를 측정할 수 있으며, 감마선분석기를 이용하여 감마선원인 Cs의 균질도를 측정할 수 있을 것이다. 단 이로서 측정할 수 있는 균질도는 DSNC 또는 감마선분석기의 측정불확도에 의해 제한받게 되므로 표준선원을 이용하여 각 측정장치들이 가지고 있는 고유한 측정불확도를 먼저 측정해야 할 것이다. DSNC 또는 감마선분석기 중 측정불확도가 더 작은 방법에 의해 균질도가 확보된 사용후핵연료 건식 재가공 전환체를 화학분석하면 표준물질로 사용될 시편의 핵물질 함량을 측정할 수 있게 된다. 바람직하게는 Cm 함량을 화학분석에 의해 측정 후 DSNC로 측정한 값과 비교하여야 하지만 Cm 함량의 화학분석 기술은 현재 개발 단계에 있어 측정된 U 및 Pu 함량과 연소도를 이용하여 Cm 함량을 구해야 할 것으로 판단된다. Fig. 1은 본 연구에서 확립한 사용후핵연료 표준물질 제조 절차를 요약한 흐름도를 보여주고 있다.

4. 사용후핵연료의 변화에 따른 영향 분석

사용후핵연료는 산화되어 분말형태로 취급될 수도 있으며 환원되어 금속 형태로도 전환될 수도 있다. 또한 연소도에 따라 핵분열성 물질의 밀도가 변화되며 필요에 의해서는 저연소도 사용후핵연료와 고연소도 사용후핵연료를 혼합할 수도 있다. 이러한 사용후핵연료의 변화가 핵물질 계량에 미치는 영향을 분석하기 위해서는 다양한 형태의 균질한 사용후핵연료 표준물질을 제조할 수 있는 건식 재가공 기술의 활용이 필수적인 것으로 판단된다.

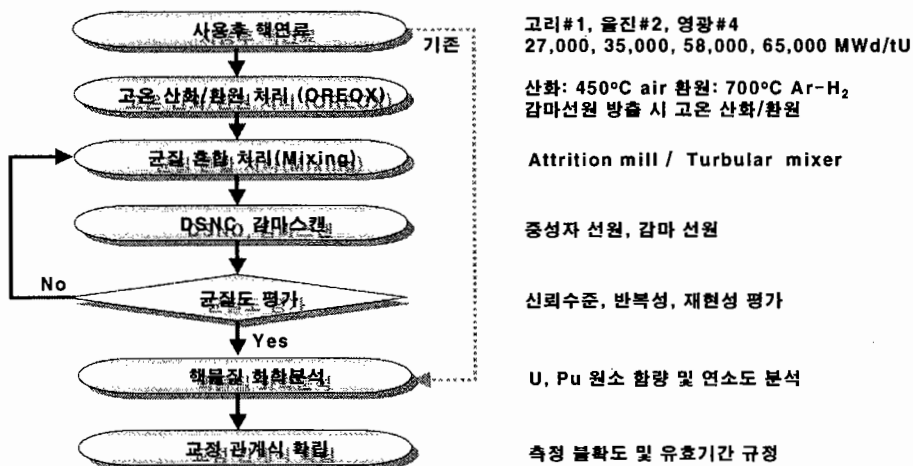


Fig. 1. Fabrication procedures of the reference material by using a dry processing of LWR spent fuel.

Na₂CO₃-H₂O₂ 계를 이용한 사용후핵연료로부터 U만의 회수 기술

김광욱, 김연화, 김성민, 서희승, 임재관, 정동용, 조기수, 양한범, 이일희

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진대로 1045

nkwkim@kaeri.re.kr

1. 서 론

본 연구에서는 종래의 습식 공정 기술과는 달리 고 알칼리 탄산염 용액 계를 이용한 SF로부터 SF의 대부분을 차지하는 U만을 회수할 수 있는 Fig.1과 같은 공정을 제시하였고 이 공정의 가능성을 평가하기 위한 관련 단위 공정을 시험 평가하였다. Fig.1의 공정은 Na₂CO₃-H₂O₂ 계 사용하여 SF로부터 TRU 핵종과 기타 FP은 혼합된 불용해물로 침전시키면서 U만의 용해 침출 단계, U 침출과정에서 U과 같이 동반 용해된 불순물 핵종 (Cs, Tc, Mo, Te)중 처분 시 환경에 영향을 미치는 Cs, Tc의 침전 분리 단계, pH 조절을 통한 U함유 탄산염 용액으로부터 U의 침전 회수 단계, 계에 사용된 탄산염과 산-알칼리의 회수/순환 단계로 구성되어 있다. 제시된 공정에서는 Pu를 포함하는 TRU 핵종은 개별 핵종으로 용해 분리되는 흐름이 없다는 점과, PUREX, UREX에서 사용되는 용매추출 기술이 전혀 사용되지 않음으로서 높은 핵확산 저항성을 가지게 되고, 공정으로부터 유기 폐액의 발생이 없으며 사용된 염은 모두 salt-free한 방법으로 회수 순환시킬 수 있음으로서 폐기물 발생이 최소화되어 높은 환경친화성을 가지는 특징을 지닌다.

2. 실험 및 결과

본 연구에서는 SF를 이용한 실험을 할 수 없으므로, 본 연구의 핵심인 Na₂CO₃-H₂O₂ 계에서 TRU의 불용해성을 평가하기 위하여 먼저 H₂O₂에 대한 U과 TRU의 산화-환원 전위 비교를 통한 열역학적 용해성을 Fig.2와 같이 평가하였다. H₂O₂는 산화-환원 전위관점에서 U에 대해서는 산화제로 작용하고 Pu, Np, Am등에 대해서는 환원제로 작용하여, H₂O₂를 사용하는 경우 SF의 악티나이드 핵종 중 U만을 선택적으로 용해시킬 수 있음을 알 수 있다. Fig.3에는 구입된 Np용액으로부터 제조된 NpO₂의 0.5M Na₂CO₃-1.0M H₂O₂ 에서 용해성이 나타나 있다. H₂O₂를 가지는 탄산염 용액에서 NpO₂의 용해도는 약 10⁻⁹ M 정도이었다. 반면에 UO₂는 Fig.4에서 보는 바와 같이 Fig.3과 동일한 탄산용액에서 약 10분내 완전 용해되고 이때 용해된 U은 UO₂(O₂)_x(CO₃)_y^{2-2x-2y} 형태로 그 용해도는 H₂O₂ 농도에 비례하며 0.3M 이상이 될 수 있음을 관찰하였다. Fig.5에는 Fig.3과 동일한 탄산염 용액에서 U, TRU를 제외한 SF의 주요 핵종에 대한 용해 결과가 나타나 있다. 오직 Cs, Re(Tc 대응), Mo, Te 만이 용해되고, 나머지 핵종은 거의 용해가되지 않음을 알 수 있다. 따라서 Fig.2~Fig.4의 결과로부터 Na₂CO₃-H₂O₂ 용액 계를 사용하는 경우 SF로부터 오직 U과 Cs, Tc, Mo, Te만을 선택적으로 용해 침출시킬 수 있음을 알 수 있고 나머지 핵종은 혼합 침전됨을 알 수 있다.

U과 같이 동반 용해된 Cs, Tc은 NaTPB(Sodium tetraphenyl borate), TPPCl (Tetraphenyl phosphonium chloride) 침전제를 이용하여 선택적으로 99% 이상 침전을 시킬 수 있었음 이전의 연구에서 발표하였다. Fig.6에는 Cs, Tc이 제거된 MO₂(O₂)_x(CO₃)_y^{2-2x-2y} 형태의 U 탄산염 용액의 pH를 2-4로 조절함으로써 U을 99.9 % 이상의 고효율 침전시킬 수 있음이 나타나 있고, 그 침전물은 XRD 분석을 통해 UO₄ 형태임을 확인하였다. UO₄의 용해도는 약 10⁻⁴ M 이하로 알려져 있다. 탄산염 용액을 양이온 교환막을 이용하는 전해적 방법에 의해 pH를 조절하는 경우 이산화탄소로 변환되는 탄산염 이온은 다시 탄산염으로 99% 이상을 회수 할 수 있음을 위에서 언급한 이전의 연구에서 발표한 바 있다. Fig.7에는 U이 침전 제거된 후 잔여 용액에 남은 Mo, Te 금속 이온의 분리와 용액으로부터 U 침전 단계에서 사용된 산과 알칼리를 회수하기 위하여 양이온 교환막과 음이온 교환막을 사용하는 전해 투석 방법을 사용하는 실험 결과가 나타나 있다. 전체 계

에서 사용된 무기염 이온을 99% 이상 산과 알칼리로 다시 회수 할 수 있음을 볼 수 있다. 이상의 결과로부터 $\text{Na}_2\text{CO}_3\text{-H}_2\text{O}_2$ 용액 계를 사용하는 본 연구의 공정은 TRU가 전혀 용해되지 않고, 폐기물 발생이 거의 하지 않아 높은 핵확산 저항성과 환경 친화성을 가지며 SF로부터 U만을 회수 할 수 있음을 알 수 있었다.

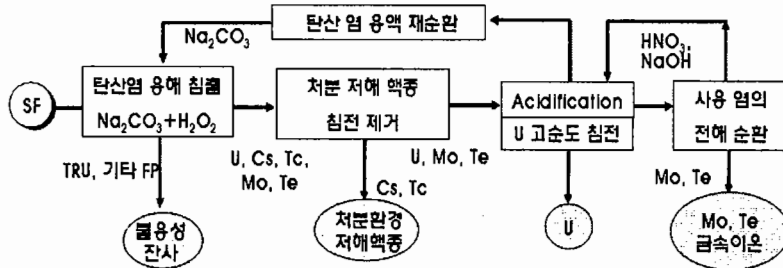


Fig.1 탄산염 용액계를 이용한 SF로부터 U만의 회수 공정

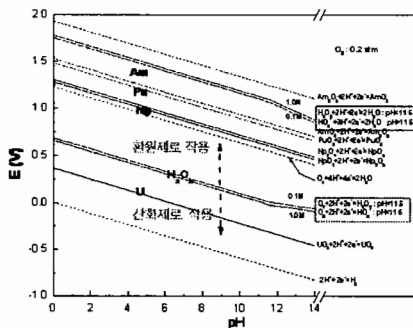


Fig.2 pH에 따른 악티나이드 해종의 E'

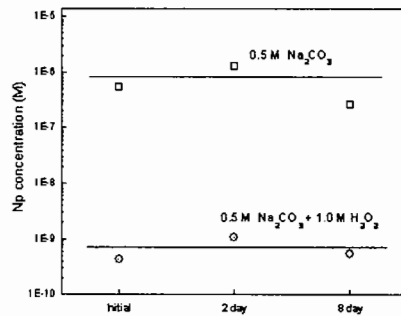


Fig.3 탄산염 용액에서 NpO2의 용해

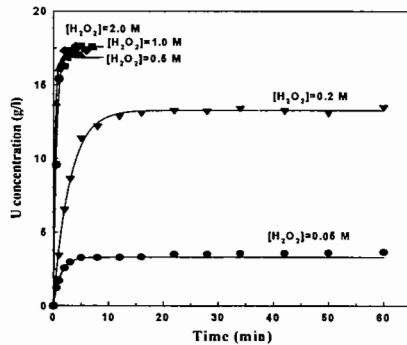


Fig.4 탄산염 용액에서 UO2의 용해

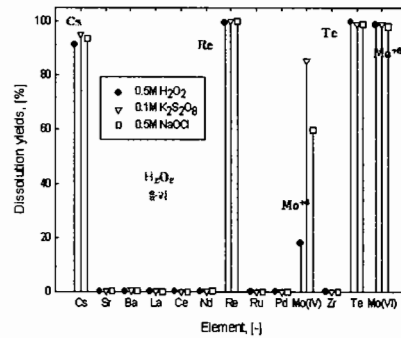


Fig.5 Cs, Re(Tc)의 선택적 용해

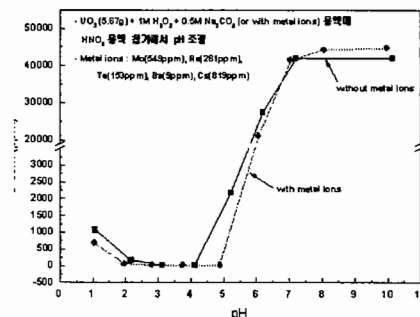


Fig.6 U탄산염 착물의 pH에 따른 용해도

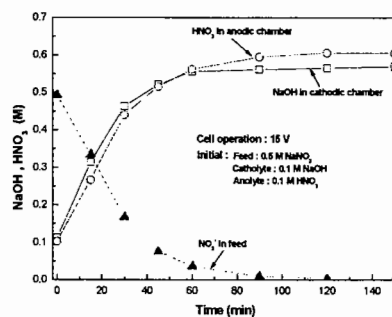


Fig.7 산 알칼리 용액의 전해투석 회수

탈피복 장치의 Scale-up 용 데이터 생산을 위한 연구

정재후, 김영환, 박병석, 윤지섭, 홍동희, 황정식
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
nihieong@kaeri.re.kr

1. 서론

탈피복 장치는 건식 분말화 공정 장치에 필요한 UO_2 펠릿(pellets)을 공급하기 위해 탈피복 장치를 이용하여 일정한 길이로 절단한 연료봉을 슬리팅(slitting) 하여 펠릿(pellets)과 헐(hulls)로 분리하기 위한 장치이다. 즉, 여러 쌍의 blade로 구성된 blade module 속으로 연료봉을 밀어 넣어 연료봉의 옆면을 3개의 조각으로 도려내는(slitting) 장치를 말한다. 대용량의 탈피복 장치(High-throughput : 100 kgHM/batch)를 설계·제작하기 위하여 먼저, 사용후 핵연료 차세대관리 공정시설(ACPF : Advanced Spent Fuel Conditioning Process Facility) 내에 설치한 소형의 탈피복 장치(20 kgHM/batch)를 이용하여 기본적인 동작 실험(장치의 안전성 평가 및 검증, 고장 발생 가능성이 높은 부품 모듈에 대한 원격 유지·보수성 검증 등)과 연료봉에 대한 탈피복(pellets/hulls 분리) 실험을 수행한다. 따라서 향후 대용량의 탈피복 장치를 설계·제작하기 위하여 소형의 탈피복 장치에 대한 실험 결과들을 토대로 scale-up 데이터를 도출하고자 한다.

2. 장치의 설계 사양 및 제작

Scale-up 용 탈피복 장치의 크기는 L(길이) 700 mm, H(높이) 300 mm, W(폭) 500 mm 이다. 장치의 주요 구성은 압출 모터, 압출핀, gear, ball screw, frame, limit sense, blade module, 연료봉 장입 mechanism, pellets/hulls 분리대 및 수집용기, control panel 등으로 구성 된다. 이 장치는 한번에 많은 량의 연료봉을 적재 할 수 있는 mechanism과 연료봉을 연속적으로 넣을 수 있는 자동 mechanism 등이 있다. 표 1은 scale-up 용 장치의 사양, 그림 1은 scale-up 용 장치의 3D graphic, 실험용 장치 등을 나타낸 것이다.

표 1. Scale-up 용 장치의 사양.

내용	장치	Scale-up 장치
처리 용량, 연료봉 수		100 kgHM/batch, 675개/rod-cut 250 mm
탈피복 시간		30시간(1.25일)/1대 당
분리 방법/연료봉 장전		Pellet/hull 자동 분리/연료봉 장전 mechanism
연료봉 장착		100~200개/1캡슐
Blade module		2개 이상 blade module 장착 가능
수집 용기		Pellet 용기, hull 용기
탈피복 속도, 최대 압출 힘		하강 57초/상승 17초, 200 kgf 이내
장치 크기/사용 재료		L(길이) 700 mm, H(높이) 300 mm, W(폭) 500 mm/SUS 304L
주요 부품		Motor, 압출핀, limit sense, blade module, 연료봉 장입 mechanism, pellet/hull 분리대, pellet/hull 수집용기, plate, control panel
유지·보수 mechanism		Module type 교체 가능
구동 motor		다마가와 motor, 용량 750 w, 기어 비율 3:1
비산 방지 mechanism		비산 방지 가능 mechanism

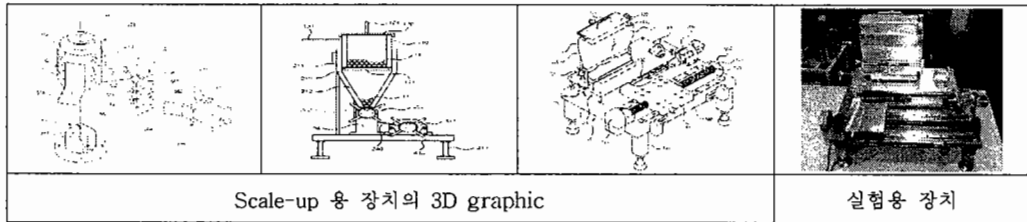


그림 1. Scale-up 용 장치의 3D graphic, 실험용 장치.

3. 결과 및 향후 방안

본 연구에서는 탈피복 장치의 scale-up 용 데이터를 생산하기 위하여 먼저 사용후 핵연료 차세대관리공정시설(ACPF) 내에 설치한 탈피복 장치에 대한 장치의 안전성 평가 및 검증, 고장 발생 가능성이 높은 module에 대한 원격 유지·보수성 검증, 펠릿(pellets)과 헐(hulls) 분리 등의 실험을 수행하였다. 이러한 실험 결과를 바탕으로, scale-up 용 탈피복 장치의 데이터 생산을 확보하기 위하여 기초 실험용 탈피복 장치를 제작한 후 기초 실험을 수행하였다. 따라서 향후에는 ACPF 내에 설치한 탈피복 장치 및 기초 실험용으로 제작한 scale-up용 탈피복 장치에 대한 실험 자료들을 토대로 대용량인 100 kgHM/batch의 탈피복 장치를 설계·제작하는데 활용할 수 있다.

참고문헌

1. Matheret and M. Bourgeois, "Mechanical Decladding of Stainless-steel-clad Oxide Fuels", CEA-R-4469, 1973.
2. 양명승 외, "핵연료제조 및 품질관리기술개발," KAERI/RR-1 744/96, 한국원자력연구소, 과학기술처, 1996.
3. Mattias Hartrumpf and Roland Munser, "Optical three-dimensional measurements by radially symmetric structured light projection", Applied Optics, Vol. 36, No. 13, pp. 2923-2928, 1997.
4. 박장진 외, "경·중수로 연계핵연료주기 기술개발," AERI/RR-2009/99, 한국원자력연구소, 과학기술처, 1999.
5. 정재후 외 "비산화식 (기계식) 모의 소결체 인출기계 메커니즘 개발," KAERI/TR-1418/99, 한국원자력연구소, 과학기술처, 1999.

탄산염용액에서 Tellurium dioxide 용해특성

양한범, 임재관, 정동용, 이일희, 김광욱

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150 번지

nhbyang@kaeri.re.kr

1. 서론

핵확산 저항성을 유지하면서 사용후핵연료(SF)의 효율적인 관리 및 재활용할 수 있는 원자력 에너지의 안정적 공급시스템을 구축과 연관된 분리공정 연구가 진행되고 있으며, 최근에는 고준위 방사성폐기물을 탄산염 용액에서 산화용해-침전 분리기술 연구에 대한 관심이 고조되고 있다. PWR 사용후 핵연료중에 함유되어 있는 원소와 함량을 ORIGEN 코드로 계산한 자료에 의하면, 악티나이드 원소(U, Np, Pu, Am)와 핵분열생성물(FP)로 구성되면, FP는 알칼리 금속(Cs, Rb), 알칼리 토금속(Sr, Ba), 희토류원소(Y, La, Ce, Pr, Nd, Sm), 백금족원소(Ru, Rh, Pd) 및 기타 전이 원소(Zr, Mo, Tc, Te)로 이루어져 있다. 본 연구팀에서는 탄산염계에서 우라늄의 선택적 용해침출 및 침전에 의한 SF로부터 우라늄만의 고순도 회수 연구에 대상으로 탄산염에서 우라늄 및 FP의 산화용해 현상, 우라늄과 FP의 분리, 우라늄의 고순도 침전 결정화 연구를 수행하고 있다. 사용후 핵연료중 탄산염 용액계에서 우라늄만을 선택적으로 용해시킬 때 동반 용해 가능성이 있는 우라늄을 제외한 악티나이드 원소와 핵분열생성물 원소에 대한 탄산염 용액계에서 용해도 기초실험을 수행하고 있다. 본 연구에서는 핵분열생성물 원소에 대한 탄산염 용액에서 용해도 기초실험 결과 용해도가 비교적 원소군(MoO_3 , MoO_2 , TeO_2) 중에서 SF(초기농축도 3.2%, 연소도 33 GWd/tU, 냉각기간 10년)중 Origen 코드 계산에 의한 함량이 약 0.047 wt%인 Tellurium dioxide (TeO_2) 산화물의 탄산염용액에서 용해특성을 실험하였다.

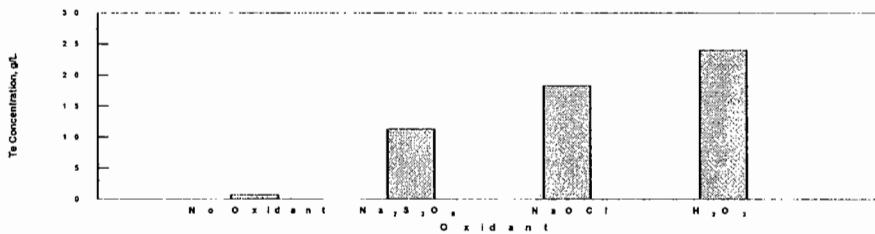
2. 실험 방법

Te는 핵분열생성물중 전이원소로 사용후핵연료에서의 존재 형태는 세라믹 침전(ceramic precipitate) 형태와 핵연료 용해된 산화물 (oxide dissolved in the fuel) 형태의 혼합 형태로 존재하므로, 본 실험에서는 TeO_2 를 사용하였다. 실험에 사용한 우라늄산화물은 UO_2 분말이며, 입자 크기는 평균 $5.4\mu\text{m}$ 이다. 탄산염 용액은 시약급 Na_2CO_3 와 NaHCO_3 를 사용하여 만들었으며, $8 < \text{pH} < 12$ 용액의 Na_2CO_3 와 NaHCO_3 혼합용액의 pH조절은 Henderson-Hasselbalch 식으로 1M [Na_2CO_3]와 1M [NaHCO_3] 용액의 혼합비를 계산하여 원하는 pH의 용액을 만든 후 pH 미터로 측정하여 사용하였다. 그리고 $\text{pH} > 12$ 이상의 Na_2CO_3 용액의 pH조절은 5M NaOH로 pH 조정 후 pH 미터로 측정하여 사용하였다. 용해실험은 항온 진탕기를 사용하여 48시간 용해한 다음 고액분리가 되도록 방치한 후 상등액중 일부를 취하여 $0.22\mu\text{m}$ syringe filter로 여과한 용액중 1mL를 취하여 4M HNO_3 용액 1mL와 혼합한 후 ICP로 Te 농도를 분석하였다.

3. 결과 및 고찰

Tellurium dioxide (TeO_2) 산화물의 탄산염용액에서 용해특성 실험은 사용후핵연료중 우라늄만을 선택적으로 용해 침출하기 위한 화학적 산화 실험조건에서의 제한적 조건하에서의 용해도 특성 실험이므로 TeO_2 의 용해특성 실험도 사용후핵연료중 우라늄만을 선택적으로 용해 침출하기 위

한 화학적 산화 실험조건하에서 수행하였다. 0.5M Na_2CO_3 용액에서 몇 가지 산화제를 선정하여 TeO_2 용해도에 미치는 영향을 실험하였다. Fig. 1은 몇 가지 산화제에 대한 TeO_2 의 용해도 실험 결과를 나타낸 것으로 No oxidant < $\text{Na}_2\text{S}_2\text{O}_8$ < NaOCl < H_2O_2 순서로 TeO_2 의 용해도는 증가하였다. 이때 산화제는 Te(IV) 를 Te(VI) 로 산화시켜 TeO_2 의 용해도를 증가시키는 작용을 하고 있다. 0.5M ($\text{Na}_2\text{CO}_3 + \text{NaHCO}_3$) 혼합용액에 대한 pH 영향을 조사한 결과 Te(IV) 의 용해도는 pH가 증가할수록 증가하였다. Na_2CO_3 농도가 TeO_2 용해도에 미치는 영향을 조사한 결과 Na_2CO_3 의 농도가 증가할수록 TeO_2 의 용해도는 Fig. 3과 같이 증가하였다. NaHCO_3 농도가 TeO_2 용해도에 미치는 영향을 조사한 결과 NaHCO_3 의 농도가 증가할수록 TeO_2 의 용해도는 증가하였으나 Na_2CO_3 농도변화가 TeO_2 용해도에 미치는 영향 보다는 작게 나타났다. 그리고 산화제 H_2O_2 가 TeO_2 용해도에 미치는 영향을 실험한 결과 일정한 0.5M Na_2CO_3 농도에서 H_2O_2 농도를 증가시킨 경우, TeO_2 용해도는 H_2O_2 농도가 증가함에 따라서 TeO_2 의 용해도는 증가하였다. 그러나 pH가 다른 0.5M ($\text{Na}_2\text{CO}_3 + \text{NaHCO}_3$) 혼합용액에 대하여 1M H_2O_2 공존하는 조건에서 측정한 TeO_2 용해도를 보면, 혼합용액의 pH가 증가할수록 TeO_2 용해도는 감소하였다. 이와같은 현상에 대해서는 Na_2CO_3 , NaHCO_3 , H_2O_2 및 pH에 대한 상호작용에 대한 추가적인 실험이 요구된다. 우라늄 및 13성분의 다성분 핵분열생성물이 공존하는 모의핵연료 조성과 유사한 실험조건에서 공존 우라늄 및 다성분 핵분열생성물이 TeO_2 의 용해도에 미치는 영향에 대한 실험결과, TeO_2 단일성분에 대한 실험결과에 대비하여 TeO_2 의 용해도는 현저히 감소하였다.



1 Fig. 1. Solubility of TeO_2 in the 0.5M Na_2CO_3 solution with the different oxidant

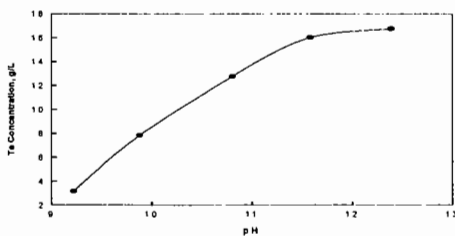


Fig. 2. pH effect on the solubility of TeO_2

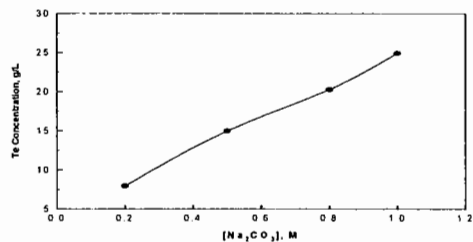


Fig. 3. Na_2CO_3 concentration effect on the solubility of TeO_2

탈피복/분말화 일체형 핵심장치의 3D모델링과 열적구조해석

김영환, 정재후, 박병석, 황정식, 윤지섭, 김호동
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
yhkim3@kaeri.re.kr

Abstract

스케일 업 설계를 위한 탈피복/분말화 일체형 핵심 장치는 절단 사용후 핵연료봉(연료봉+펠릿)을 탈피복과 분말화를 동시에 처리함과 동시에 차세대 공정장치의 “전기 금속환원 장치”에 U_3O_8 의 균질화 된 미세분말을 만들어 공급하는 산화 장치이다, 또한, 본 장치의 전 공정(Pre-process)인 사용후핵연료봉 절단 장치를 이용하여 핵연료봉을 일정한 간격으로 절단하고, 절단된 사용후핵연료봉을 본 장치 속에 투입한다. 투입된 펠릿(pellet)을 분말화 하기 위하여 가열장치의 유틸리티를 이용하여 일체형 장치에 고온 열과 공기를 공급하면서 UO_2 pellet을 균질화된 U_3O_8 으로 분말화 하고, 분말로부터 열을 분리하는 장치이며 산화공정 중에 공기분위기와 진공 상태에서 핵분열성 물질을 제거한다. 탈피복/분말화 일체형 핵심 장치 열적 구조적 해석 목적은 소형이면서 고효율(산화와 회수율) 대용량을 처리할 수 있게 하기위하여 산화핵심장치와 분말회수핵심장치의 모델링의 3차원분석과 열적 구조적 해석을 함으로써, 최적의 스케일 업된 탈피복/분말화 일체형 장치를 도출하고, 본 장치의 스케일 업 설계 데이터를 생산하고자 한다. 이 분석을 위해 3차원 모델링과 해석을 병행할 수 있는 네 가지의 프로그램이 사용되었다. 해석 결과 탈피복/분말화 일체형 핵심 장치 반응부의 열적 특성 변화 예측 할 수 있었다. 본 과제 수행을 통해 획득한 3차원 모델 데이터는 향후 고효율 탈피복 분말화 일체형 장치의 설계 및 특성 파악을 위한 재 활용 가치로 역할을 할 것이다.

1. 해석 수행 방법

3D 모델링의 열적, 구조해석을 수행하기 위해, 3차원 형상 모델링을 위한 프로그램으로 SolidWorks Office Premium 2007@을, 열전달 해석을 위한 프로그램으로 COSMOSMotion®, COSMOSWorks Advanced Professional 2007®, COSMOSFloWorks 2007@을 사용하였다.

3D 모델링의 열적, 구조해석을 수행하는데 있어 신뢰성 높은 해석 값을 얻기 위해 상세 설계된 데이터를 바탕으로 3차원 형상 모델링을 구현 하였다. 특히 해석을 수행하는 탈피복/분말화 일체형 핵심 장치의 특정 부품(회전축, 메시, 세라믹 볼, 챔버, 히터부)은 실제의 재질 특성을 반영하였다. 각각의 해석은 온도 조건과 재질의 특성 및 구조적 특징에 따라 열전달에 의한 반응부 내부 온도 변화 측정을 하여 가열로와 히터간격, 최적 외부 공급온도를 도출할 수 있었다.

2. 탈피복/분말화 일체형 핵심 장치의 반응 메시부 열적 특성 해석

온도 변화 및 간격 변화에 의한 반응부 내부 온도 특성을 파악하고자 한다. 이를위해 발열부와 반응부 간격(10, 20, 30, 40, 50mm) 및 외부 온도 변화(1100, 1200, 1300, 1400, 1500℃)에 의한 반응부 내부의 온도 변화를 통해 열전달 특성을 수행한다. 해석 대상은 크게 두 가지로 열전달 해석 모델은 산화 장치로 그림 1, 2와 같다. 산화장치의 발열부인 히터와 반응부인 메시 및 회전축, 분말 반원형 분말 수집기를 포함한 챔버로 이루어진다.

3. 해석 수행 결과

경계 조건은 재질(Material)은 인코넬(Inconel) 601을 사용하며 온도 조건은 챔버(Chamber) 내부 온도를 1300 ℃로 한다. 유체는 공기로 대기압을 적용하고, CFD 해석을 위한 형상을 단순화하여 적용하였다. 외부온도(1300℃)에 의한 간격 별 반응부의 내부온도 변화 해석 결과는 다음과 같다. 간격 별 내부 온도 해석 결과에서 단열 측면과 챔버 측벽과의 간격 증가에 따른 내부 온도 분포와 최대 온도의 변화는 유의차 없었다. 주 챔버(Main Chamber) 내부 온도는 간격과 상관없이 1077~1338 K의 분포를 나타내고 있다. 최대 온도는 주 챔버 내부 표면 온도로 약 1338 K이

다. 바닥부의 비 단열 부위와 회전축에 의한 열전달이 내부 온도 분포에 영향을 주고 있다. 간격 (35mm)일 때 발열부의 온도 변화에 따른 반응부 내부온도 해석 결과는 다음과 같다. 외부 (Heating)온도 증가에 따른 내부 온도 해석 결과에서 외부 온도 증가에 대해 주 챔버 내부 온도는 거의 비례적인 증가추세를 보이고 있다. 그림 3, 4는 간격변수에 대한 해석결과이고 그림 5, 6은 간격 35mm에서 외기온도 변수에 대한 해석 결과이다.

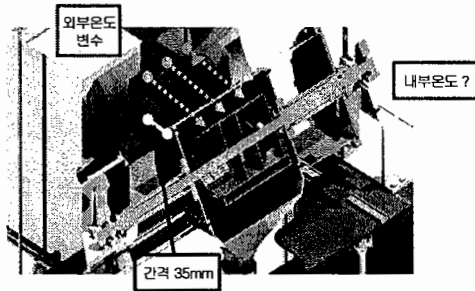


그림. 1. 열전달 해석 형상 모델 내부온도 I

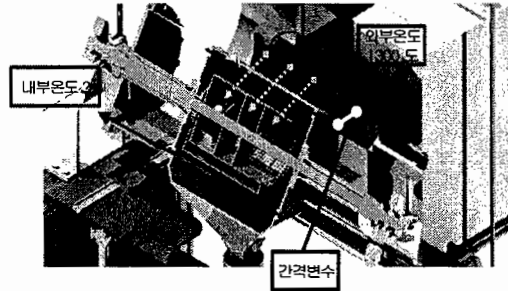


그림. 2. 열전달 해석 형상 모델 내부온도 II

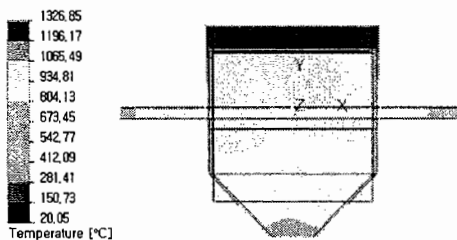


그림. 3. 간격 10mm 경우 반응부 내부온도

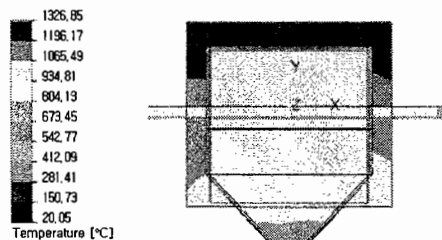


그림. 4. 간격 50mm 경우 반응부 내부온도

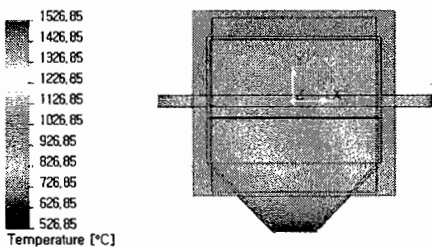


그림. 5. 간격 35mm 조건하의 외기온도 1100°C의 반응부 내부온도

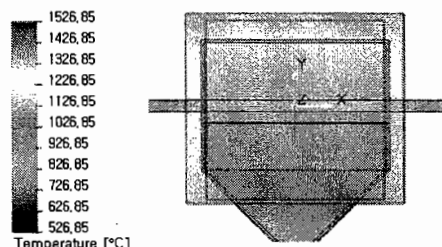


그림. 6. 간격 35mm 조건하의 외기온도 1400°C의 반응부 내부온도

결 과

탈피복/분말화 일체형 핵심 장치 반응부의 구조, 열역학에 관련된 Steady 해석을 수행하였다. 온도 및 간격 차에 의한 반응부 내부의 온도 변화를 파악한 결과 단열 측면과 챔버 측벽과의 간격 증가에 따른 내부 온도 분포와 최대 온도의 변화는 유의차 없었으며, 주챔버 내부 온도는 간격과 상관없이 1077~1338 K(803.85~1064.85°C)의 분포를 나타냈고, 주챔버의 최대 온도는 내부 표면 온도 약 1338 K(1064.85°C)로 파악 되었다. 이러한 온도 분포 특성은 바닥부의 비 단열 부위와 회전축에 의한 열전달이 내부 온도 분포에 영향을 주었기 때문이다. 이상과 같은 분석 결과 탈피복/분말화 일체형 핵심 장치의 구조적 열적 특성은 안정성 및 신뢰성 부분에서 실험 장비로 구축함에 있어 가능성을 보여주었다. 그러나 본 분석이 장치의 특정 부분에 국한 되었다는 점에서 향후 보다 많은 검증과 실험 데이터와의 비교 분석을 통한 해석이 수행되어야 할 것이다.

우라늄 산화물 종류에 따른 전해환원 반응 비교 연구

박병홍, 이일우, 허진목

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

bhpark@kaeri.re.kr

산화물 사용후핵연료를 금속으로 전환시키는 전해환원 공정은 고온 용융염을 매질로 전기적 에너지를 이용하여 금속 산화물에서 산소 원소를 제거하는 기술로 개발되고 있다. 이와 같은 건식 기술은 사용후핵연료의 부피를 감소시키며 고방열성 핵종을 제거할 수 있는 동시에 핵확산 저항성이 높기 때문에 사용후핵연료 관리의 안정성을 확대시키는 기술이다. 전해환원 반응은 고온 용융염계에서 환원 대상물질을 음극으로 하여 금속을 생산하는 전기화학적 환원 반응에 기반을 두고 있으며 한국원자력 연구원에서는 LiCl-Li₂O 용융염을 사용하여 산화우라늄을 금속으로 전환시키는 연구가 진행되고 있다.

산화물 핵연료로는 우라늄의 산화수가 4가인 UO₂가 사용되며 이에 따라 발생하는 사용후핵연료 역시 우라늄의 산화수가 4가인 UO₂ 형태이다. 이 사용후핵연료를 산화 분위기에서 고온 분말화시키면 U₃O₈으로 산화되며 한국원자력 연구원에서 개발한 '사용후핵연료 차세대 관리공정'에서는 이 분말화된 우라늄 산화물이 전해환원 공정에 도입되는 것으로 공정 흐름이 기획되었다. 그러나 미국 INL과 일본의 CRIEPI에서는 UO₂를 대상으로 전해환원 공정을 개발하고 있으며 LiCl-Li₂O 용융염 계에서 금속 우라늄을 성공적으로 얻었다. 이에 따라 우라늄의 산화물의 두 종류인 U₃O₈과 UO₂를 비교하여 각 물질에 대한 전해환원 거동을 비교하고자 본 연구를 수행하였다.

10g 내외의 U₃O₈/UO₂ 전해환원 반응기를 사용하여 다공성 마그네시아를 용기로 하여 음극을 구성하였으며 백금 양극을 상대전극으로 실험한 결과 U₃O₈은 Li₂O 존재 조건에서 Li_xU_yO_z 형태의 복합산화물 생성과 UO₂로의 환원을 거쳐 금속으로 전환되는 것으로 나타났으며 분말형태의 UO₂의 경우 낮은 전도도 또는 분말간의 비효율적 접촉에 의해 Li₂O가 존재하지 않는 경우 낮은 전류값을 나타냈으며 환원 또한 진행되지 않았다. 이와 같이 Li₂O가 존재하지 않는 전해셀에서 백금 양극은 안정적이지 않은 것으로 보이며 실험 후 많은 손상이 관찰되었다.

본 연구에서는 기초적인 비교 자료 생산을 위해 U₃O₈과 UO₂ 전해환원 거동을 비교하였다. 각 물질에 대해 금속 환원 결과는 이미 발표되어 있으나 본 연구에서는 UO₂ 분말을 다공성 마그네시아를 이용하여 금속전환시키는 기술적 검토를 위해 Li₂O 농도를 변화시켜 UO₂ 분말을 환원시켰다. Li₂O가 낮은 경우 정전압 조건에서 UO₂는 금속전환되기 어려우며 이때 금속전환을 위해서는 용융염 및 Cl₂ 발생에 대해 안정적인 양극이 필요한 것으로 파악되었다.

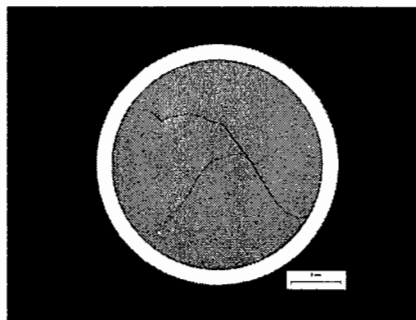
조사후 핵연료의 시험시편 제작

서항식, 전용범, 이형권, 양송열

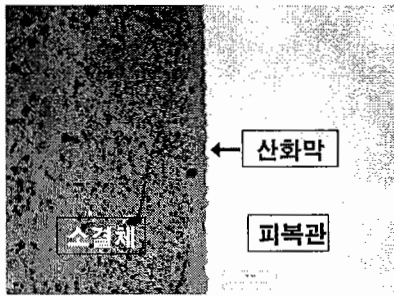
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

nhsseo@kaeri.re.kr

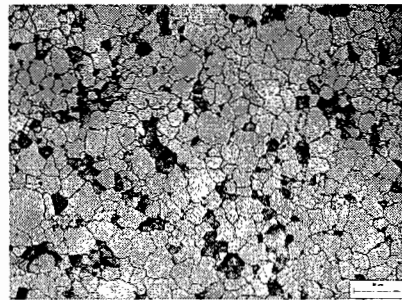
조사후시험시설은 국내 상용 원자력발전소에서 조사된 핵연료를 시험/평가할 수 있는 국내 유일의 시험시설이다. 국내 상용 원자력 발전소에서 연소한 원전 조사후핵연료의 성능을 평가하고 건전성을 검증하며, 고방사성 원자력 재료의 특성 시험을 수행함으로써 관련된 각종 연구개발을 적기에 효율적으로 지원함과 함께 원전 안전성 확보를 위한 각종 기반 자료를 제공하여 국내 원자력 연구개발 및 원자력 기술 선진화에 기여함에 그 운영의 목적을 두고 있다. 특히 원전 운전 효율을 극대화 하면서 동시에 안전성을 확보함으로써 국가 에너지 공급의 중추적 역할을 담당하고 있는 원자력 에너지의 원활한 수급을 담보하기 위한 기술적 기반을 제공하고, 이를 달성하기 위해 고연소도, 고성능 핵연료의 원전 조사 성능평가 분석과 극한 환경 조건하에서의 핵연료 및 원자력 재료의 건전성 검증시험 결과를 제공하기 위한 기술적, 인적 기반을 구축 하는 임무를 수행하고 있다. 따라서 원자력발전소의 원자로에서 조사한 핵연료 및 원자력재료에 대한 조사후시험 및 관련 시험기술의 개선/개발을 통하여 원자력 연구개발을 적기에 효율적으로 지원하고 핵연료의 성능 및 건전성평가, 핵연료의 개발 및 손상원인 규명 등에 필요한 특성 자료를 생산/제공하는 것이 조사후시험시설의 목적이다. 또한 점차 고연소화를 지향하는 고성능 핵연료의 성능평가 분석과 극한 환경 및 극미세 조건의 조사후시험 자료를 생산하여 제공하기 위한 기술적 기반여건을 확보하고 보다 신뢰성 있는 시험 데이터를 제공하기 위해서는 반복 시험 을 수행 하여 보다 많은 자료를 축적하여 비교 분석하여 신뢰 할 수 있는 자료를 제공하는 것이다. 따라서 본 연구에서는 정확한 시편의 정보를 얻기 위한 시편 준비 과정에 대한 연구를 기술 하였다. 다음 그림은 시편준비 과정을 마치고 부영한 고연소 핵연료에 대한 거시조직사진 및 피복관, 소결체에 대한 사진이다.



고연소 핵연료 거시조직 사진.



OM picture of pellet and cladding.



OM picture of UO_2 pellet.

- 결론

사용후핵연료 및 고방사성 원자력 재료의 특성시험을 수행함에 있어 만족할만한 결과를 얻기 위해서는 시편준비 과정 및 시간이 가장 중요 하며 다음 단계로 넘어 갈 때는 순서에 의해 Grinding 및 Polishing을 하며 한 단계 가 끝날 때 마다 충분한 Cleaning과 Drying을 마치고 다음 단계를 수행하여야 한다. 충분한 Cleaning 없이 시편 준비를 하면 전 단계에서 붙어 있던 Diamond Paste에 의해 Scream가 발생하여 시편준비를 처음부터 다시 하여야 한다. 그러므로 시편 준비과정이 매우 중요 하다는 것을 항상 염두에 두고 시편을 제작 하여야 한다.

미세결합 핵연료봉의 핵분열기체포집

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

1. 서론

사용후핵연료봉의 내압 및 핵분열기체성분 분석자료는 핵연료 설계에 있어서 기본적으로 필요한 자료이다. 특히 핵연료의 봉내압은 핵연료의 수명과 직결되며 원자력발전의 경제성과 안전성을 확보하기 위해서는 더욱 중요하다. 그러므로 조사후시험에서 핵연료의 봉내압측정과 핵분열기체의 성분분석시험은 반드시 필요하다. 특히 핵분열기체가 일부 잔존해 있는 미세결합연료에 대한 시험도 필요하다.

2. 실험 및 결과

가. 실험

핵연료 봉내압측정시험 및 핵분열기체포집은 건전연료봉을 대상으로 시험하기 때문에 결합연료는 시험을 수행하지 않는다. 그러나 육안검사 및 비파괴검사를 수행하여 결합여부가 명확하지 않을 때에는 추가로 결합여부를 판단하기 위하여 연료의 봉내압 측정시험을 수행한다. 봉내압 측정은 그림 1에서와 같이 연료봉을 천공용기에 장전한 후 연료봉의 공간체적을 결정하기 위한 선행조건으로 질소가스를 이용하여 각 압력별 천공용기체적을 측정한다. 천공용기체적 측정 후 장치 내에 적절한 진공도까지 도달하면 펀치로 핵연료봉을 천공한다. 이때 천공된 핵연료봉에서는 핵분열기체가 방출되어 천공용기내로 팽창하게 되며, 어느 정도의 시간이 경과되면 천공용기내의 압력과 온도가 평형을 이룬다. 그리고 다음단계로 표준용기에 핵분열기체를 팽창시켜 어느 정도 시간이 지나면 압력과 온도가 안정화된다. 이러한 과정에서 측정한 데이터로부터 사용후핵연료봉의 내압, 공간체적 및 핵분열기체량을 결정할 수 있다. 미세결합연료의 경우 기체량이 매우적기 때문에 표준용기에 팽창시켜 봉내압을 측정하지 않고 천공용기내의 압력과 천공용기체적으로 기체량을 추정한다.

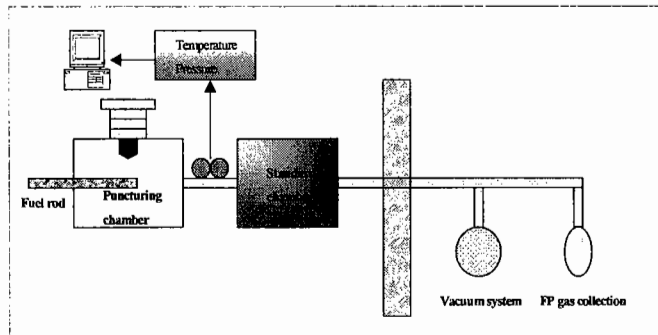


그림1. 핵연료봉 내압측정 및 핵분열기체포집장치.

나. 결과 및 고찰

표 1은 피복관에 미세결함이 있는 2개의 핵연료봉에서 포집한 핵분열기체의 성분을 나타낸다. 표 1에서와 같이 핵분열기체의 성분은 주로 Kr, Xe, N₂, O₂ 등으로 구성되어 있으며 핵연료 제조시 충전한 He은 분석되지 않았다. 그 이유는 핵연료의 연소도가 증가함에 따라 소결체의 팽윤과 피복관의 수축으로 인하여 소결체와 피복관이 결합되어 연료봉내의 기체의 유동을 차단하기 때문이다. 그중 유동성이 가장 큰 He은 소결체의 크랙(crack) 사이로 유동하여 미세결함이 있는 피복관을 통하여 방출되며 그리고 상대적으로 유동성이 작은 Kr, Xe, N₂, O₂는 연료봉 외부로 방출되지 않고 연료 plenum에 남아 있는 것으로 나타났다.

표 1. 미세결함 핵연료의 핵분열기체 성분

	핵분열기체의 성분 %(Vol.)					
	Kr	Xe	N ₂	O ₂	Ar	CO ₂
1	10.95	48.16	20.37	18.22	1.60	100.00
2	12.05	44.54	22.10	18.71	1.82	100.00

3. 결론

조사후시험을 수행함에 있어 육안검사 및 비파괴시험을 수행한 결과, 핵연료 피복관에 대한 결함여부가 불분명할 때는 연료봉의 내압측정시험을 수행함으로써 피복관의 결함여부를 명확하게 확인할 수 있었다. 그리고 연료봉의 피복관에 미세결함이 존재할 때는 유동성이 큰 헬륨만 방출되고 Kr, Xe, N₂, O₂ 등은 plenum에 남아 있는 것으로 나타났다.

LiCl 용융염의 확산 휘발에 대한 연구

허진목, 이수철, 서중석, 이한수

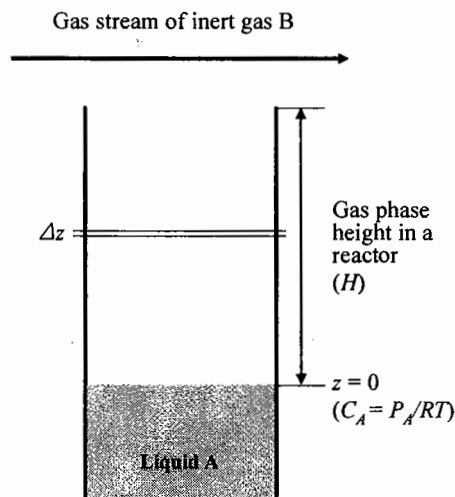
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

imhur@kaeri.re.kr

한국원자력연구원에서는 LWR 사용후핵연료의 처분성을 향상시키는 한편, 사용후핵연료에 남아 있는 가용한 에너지 자원을 금속핵연료 주기에 순환시킬 수 있는 Pyroprocessing을 1997년 이후 중점적으로 개발해 오고 있다. 그 주요 단위공정으로는 Voloxidation, 전해환원, 전해정련, 전해제련 등이 있는데, 전해환원과 전해정련은 각각 LiCl과 LiCl-KCl 용융염에서 수행되며, 공정 운전 중 용융염의 휘발이 일어나게 된다. 또한, 두 공정에서 생산되는 금속생성물에는 잔류염이 존재하고, 이 잔류염은 휘발에 의하여 금속생성물로부터 분리되게 된다. 고온 휘발에 의한 잔류염 분리는 Cathode Process라고 불리우며, 분리된 염은 전해셀로 재순환되거나, 폐염 처리 공정으로 보내지게 된다.

Pyroprocessing 연구의 일환으로, LANL과 ANL에서 염 휘발에 대한 연구가 수행되었으나, 그들의 연구는 염의 분리에 초점을 맞추었으며, Hertz-Langmuir 식에 지배되는 진공 휘발만이 고려되었다. 그런데 전해환원과 전해정련을 포함한 대부분의 Pyroprocessing 단위공정들은 비활성 기체 분위기에서 수행되며 이 과정에서 일부 용융염의 휘발이 일어나게 된다. 또한, 진공에 의해 금속 미세분말이 염과 비발 동반되는 현상이 발생하게 되므로, 전해환원 생성물이 미세 금속분말인 경우에는 저진공도, 또는 비활성 기체 분위기에서 잔류염의 고온 휘발분리가 이루어지게 된다. 이처럼 일정 대기압에서 용융염이 휘발되는 경우에는 확산 휘발을 고려해야 한다.

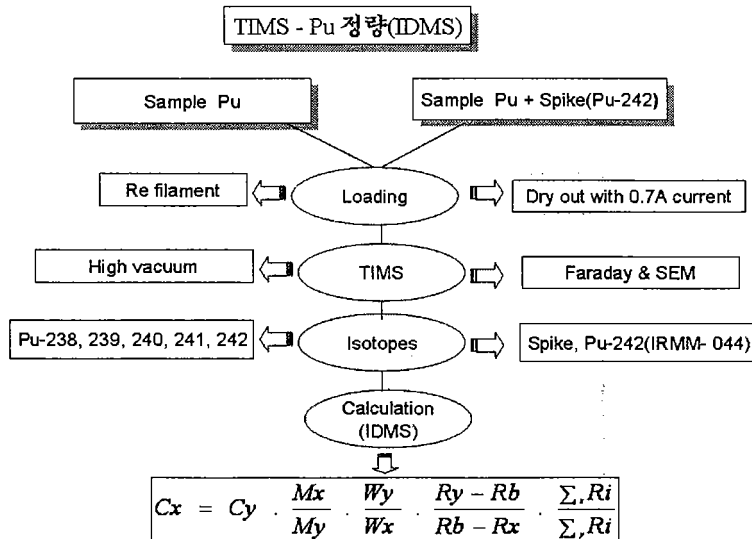
본 연구에서는 LiCl의 휘발에 대한 unsteady diffusion 모델을 개발하고 semi-infinite 반응기와 finite 반응기에 대해서 적용하였다. 개발된 모델로 비활성 기체 분위기에서 LiCl 용융염의 확산 휘발 정도를 온도 및 확산거리의 함수로 계산할 수 있었다. 적용된 온도 및 시간 범위에서 LiCl 용융염의 확산 휘발량은 semi-infinite 반응기와 finite 반응기의 경우 각각 시간의 제곱근 및 시간에 비례하였다. 본 연구 결과는 전해정련을 비롯한 여타 용융염 기반 공정에서의 용융염 확산휘발 거동을 예측/분석/평가/모사하는 데 쉽게 확장 적용될 수 있을 것이다.

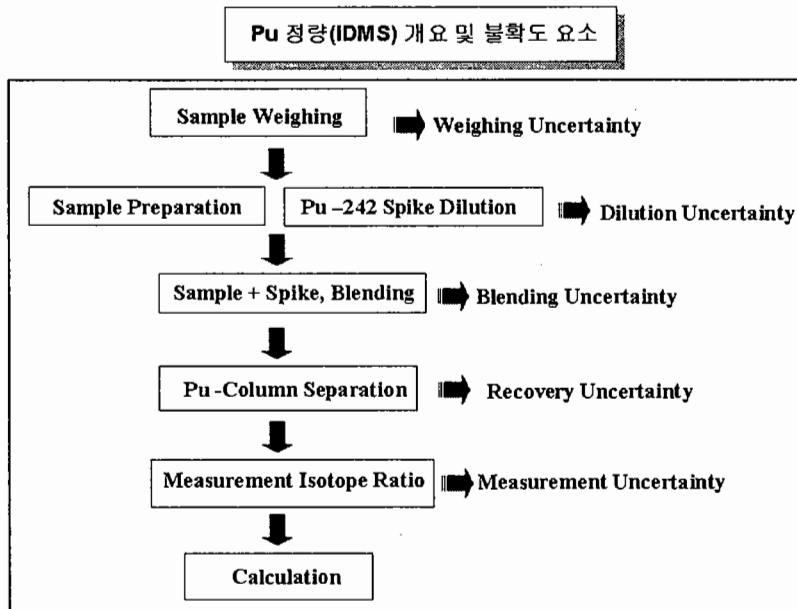


TIMS/IDMS 방법에 의한 Pu정량 불확도 요소산출

전영신, 김정석, 송병철, 조기수, 한선호, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150 번지
ysjeon@kaeri.re.kr

플루토늄 동위원소 비 측정 및 정량은 핵물질 계량관리 및 안전보장조치 차원에서 매우 중요하다. 열이온화 질량분석기를 이용한 동위원소희석법으로 극미량 플루토늄정량에서 고려되어야 할 불확도 요소들을 알아보았으며, 이들 요소들이 측정값에 미치는 영향을 정량적으로 알아보았다. 또한 ^{241}Pu 이 베타 붕괴하여 ^{241}Am 이 생성되기 때문에 음이온교환수지(Bio-Rad AG1-X4, 100-200 mesh)칼럼을 이용하여 Am을 제거하고, Am을 분리한 후 가능한 한 빠른 시간 내에 열이온화 질량분석기(TIMs)를 이용하여 플루토늄 동위원소 비를 측정하였다. 처리된 시료용액을 두 개로 반분하여 한쪽의 시료용액은 스파이크, Pu-242(IRMM-044)를 넣고, 다른 한쪽의 시료는 시료자체의 플루토늄을 음이온교환 칼럼을 이용하여 각각 분리하였다. 분리된 두 개의 시료를 열이온화 질량분석기를 이용하여 플루토늄 동위원소 비를 측정하고 이의 결과를 동위원소 희석 질량분석 계산식에 넣어 플루토늄 양을 계산하였다. 측정값에 오차를 유발할 수 있는 요인들로 시료무게 측정에 따른 불확도, 스파이크를 희석하는데 따른 불확도, 스파이크를 섞는데 따른 불확도, 칼럼 분리회수를 불확도, 그리고 동위원소 비 측정 불확도를 산출요소로 정하고 각각에 대한 불확도를 구하였다. 이들 각각에 대한 불확도를 백분율로 나타낸 결과 동위원소 비 측정으로부터 오는 불확도가 제일 큰 60 % 정도 이었으며, 다음이 칼럼 분리 회수율에서 오는 불확도가 18 %, 스파이크를 섞는 데에 따른 불확도 17 %, 그리고 스파이크용액 희석에서 오는 불확도는 5.7 % 이었다. 시료들 중 하나의 최종정량 값을 예시하였으며, 이 값은 $0.013 \pm 0.0015 \text{ ng-Pu/g-sample}$ 로 정량되었으며, 플루토늄 정량의 상대 불확도(2 σ)는 11.75 %를 보였다.





요소별 불확도 가중치

불확도 요소	기호	확장불확도 가중치 %	백분율 가중치 %
시료무게	$v(w)$	0.014	0.13
스파이크 희석	$v(C_{dil})$	0.67	5.73
시료+스파이크	$v_c(W_{sp})/(W_{spl})$	1.97	16.81
Pu-239/242 측정	$vR_{239/242}$	6.93	59.01
칼럼분리 회수율	$v(R_{recov})$	2.15	18.32
상대 불확도	2σ	11.75	100

고연소도 큰결정립 UO_2 사용후 핵연료의 고온산화시험 특성

김대호, 양용식, 방제건, 김선기, 임익성, 송근우, 권형문

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

kdh@kaeri.re.kr

1. 서론

국산 UO_2 핵연료의 고연소도화가 진행되고 있으며, 추가적으로 출력 증강이 더불어 연구 진행되고 있다. 이러한 추세에서 개발된 큰결정립 UO_2 소결체는 고연소도핵연료의 취약성을 보완하여 주기후반에서의 핵분열기체 방출을 억제할 수 있는 대안으로 개발되었다. 하나로 OR 조사공에서 33,600 MWd/MTU까지 조사된 큰결정립 소결체를 핵연료 가열장비(Post-Irradiation Annealing Apparatus)를 이용하여 산화시험을 실시하였으며, 3종의 결정립 크기에 따라 같은 산화조건에서 방출된 핵연료기체 Kr-85의 양을 측정하였고 SEM을 통하여 미세조직의 변화를 관찰하였다. 국제추세에 있는 고연소도 핵연료 소결체의 제조방법은 다양한 형태로 만들어진다. 일반적으로 결정립 성장을 위한 첨가제를 이용하는 것이 보편적인 방법이나 가열시간과 온도를 조절하여 결정립 크기를 향상시키기도 한다. 본 실험에 사용된 소결체는 표 1.과 같이 UO_2 분말에 U_3O_8 분말과 종자를 함께 이용하여 결정립을 성장시키는 기술이 적용되었으며, 인위적으로 장기간의 가열시간을 조절하여 결정립을 성장시켰다. 3종의 서로다른 조사후 큰결정립 소결체에 대해 동일조건에서의 고온 산화시험을 실시하고 실시간 핵분열기체의 방출거동을 확인하였으며 SEM을 통한 결정립의 변형상태를 확인하였다.

2. 실험 및 결과

본 실험에 사용된 시편은 표 1.과 같이 8 μm , 15 μm 및 23 μm 으로 한전원자력연료(주)의 상용 시방에 맞게 제조되었고 품질보증 및 분석이 시행되었으며 그림 1.은 제조후 미세조직을 보여주고 있다. 3종의 시편은 하나로 OR-4 조사공에서 601일의 유효연소기간을 거쳐 3개의 봉평균 33,600 MWd/MTU의 연소결과를 보였으며, 한국원자력연구원 PIEF에서 일련의 조사후 시험이 시행되었다. 각 산화 가열시편은 그림 2.와 같이 외곽부, 중간부 및 중심부로 150 mg 정도 절취되어 사각의 고품체로 이용되었으며, 본 실험에서는 피복재가 붙어 있는 외곽부를 이용하여 고온 산화시험이 진행되었다.

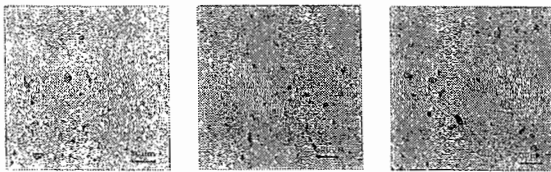
표 1. 고연소도용 큰결정립 UO_2 소결체 제조방법 및 구성

Parameter	Powder Composition	Grain size	Fabrication Methods
Test rod 1	88 ^{w/o} UO_2 powder + 12 ^{w/o} U_3O_8 powder	8 μm	Commercial Specification
Test rod 2	88 ^{w/o} UO_2 powder + 7 ^{w/o} U_3O_8 powder + Additive 5 ^{w/o} U_3O_8 seed	15 μm	Commercial Specification
Test rod 3	88 ^{w/o} UO_2 powder + 7 ^{w/o} U_3O_8 powder + Additive 5 ^{w/o} U_3O_8 seed	23 μm	Annealing for 46hr

시험방법은 3종의 큰결정립 사용후 소결체 150 mg 외곽부분을 핫셀 내에 있는 사용후 핵연료 가열 시험장비(PIA)를 이용하여 표준공기 100 ml/min와 헬륨 50 ml/min 산화분위기에서 분당 10℃씩 500℃까지 상승시킨 후 5시간의 산화분위기를 유지하였다. 3종에 대한 시편은 동일조건에서 고온 가열되었으며, 실시간 Beta Counter와 Gamma Counter로 측정되었다. 측정 후 전자주사현미경을 통하여 미세조직의 변화를 관찰하였다.

시험결과 8 μm , 15 μm 및 23 μm 에서 방출된 핵분열기체 Kr-85는 그림 3.과 같은 결과를 보였다. 8 μm 의

결정립 소결체는 현재 국내 발전소에서 사용되고 있는 표준연료로 한전원자력연료(주)에서 공급받은 소결체로 기준 시편의 역할은 한다. 8 μm 소결체를 기준으로 15 μm 의 큰결정립 소결체의 경우 고온산화에 따른 Kr-85 방출량이 67%이었고, 23 μm 의 경우 65% 정도이었다. 결정립크기가 핵분열기체의 방출이 상대적인 결과를 보이지 않는다. 실제 결정립 크기가 커진다고 해서 핵분열기체의 방출량이 상대적으로 커지지 않음을 확인할 수 있다. 아울러, 결정립 성장에 따른 기포의 모양이나 크기는 제조방법에 따라 다양하게 나타나고 있으며 결정립 크기만이 핵분열기체의 방출을 억제하는 요소로 볼 수 없다. 특히 그림 4와 같이 미세조직 관찰결과에 의하면 가열온도와 장시간의 소결로 제조된 큰결정립 소결체의 경우 기포의 크기가 크게형성되어 소결체의 열전달이나 크립에 좋은 영향을 미치지 않으며, 과도조건에서의 불리한 영향을 미칠 수 있을 것으로 판단된다.



a) 8 μm b) 15 μm c) 23 μm

그림 1. 조사전 큰결정립 UO_2 소결체 미세조직

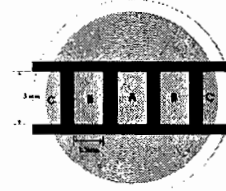
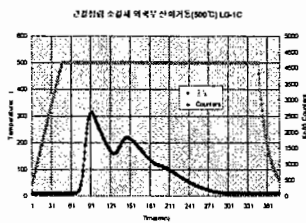
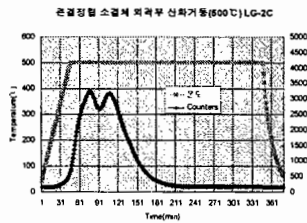


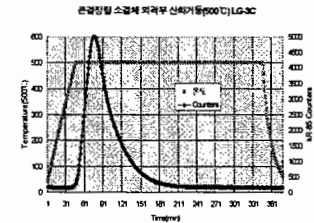
그림 2. 조사후 큰결정립 소결체 시편절취부위



a) 8 μm

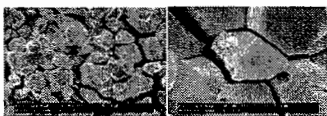


b) 15 μm

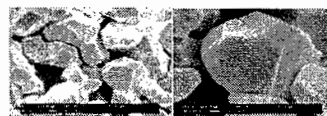


c) 23 μm

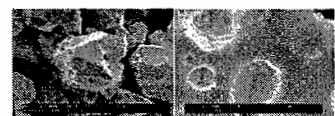
그림 3. 조사후 큰결정립 UO_2 소결체의 고온산화시 Kr-85 방출거동



a) 8 μm



b) 15 μm



c) 23 μm

그림 4. 조사후 큰결정립 UO_2 소결체의 고온산화후 미세조직

3. 결 론

핵연료의 연소과정에서 핵분열기체 방출은 소결체의 지지 내에서 경계로 이동하여 방출되는 것이 일련의 과정으로 이의 정성적인 평가는 고연소도핵연료의 개발과정에서 확인되어야하며, 특히 장기간의 연소에 따른 핵분열기체의 정량적 평가는 봉내압 등의 핵연료 안전성평가에 직접적인 영향을 미치게 된다. 고연소도용 큰결정립 UO_2 소결체의 고온산화시험을 통하여 핵분열기체 Kr-85의 방출거동을 결정립의 크기에 따라 비교분석하였다. 기존의 상용연료인 8 μm 소결체를 기준으로 15 μm 의 큰결정립 소결체의 경우 고온산화에 따른 Kr-85 방출량이 67%이었고, 23 μm 의 경우 65% 이었다. 현재 15 μm 의 결정립 크기가 고연소도 핵연료 적용에 적합한 것으로 판단되며, 국내기술로 개발된 U_3O_8 종자를 이용한 결정립 성장기술이 특징적이라 할 수 있다. 추가적인 결론으로 미세조직에서도 볼 수 있듯이 산화속도가 가장 큰 500°C에서 5시간의 경과 시에도 결정립의 산화속도가 크지 않은 결과를 확인할 수 있었다. 이는 향후 장기건식저장이나 처리처분의 안전성기준에 참고할 수 있는 자료로 활용이 가능할 것으로 판단된다.

$\text{Na}_2\text{CO}_3\text{-H}_2\text{O}_2$ 계에 의한 다성분 모의 FP 산화물의 용해침출 거동

이일희, 임재관, 정동용, 양한범, 김광욱

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진대로 1045

nehlee@kaeri.re.kr

1. 서 론

본 연구는 탄산염 매질에서 SF의 대부분을 차지하고 있는 U 만을 산화 용해침출 하는데 있어 공침출 되는 FP 산화물의 특성을 규명하였다. 실험은 12성분 계의 모의 FP 산화물을 대상으로 다양한 탄산염 용액과 산화제에서의 산화 용해침출 특성과 이들의 농도 변화, 침출 및 산화 시간 변화 그리고 침출 후 탄산염 용액의 pH 변화 등에 따른 FP의 침출율을 평가하였다.

Element		SF (wt %)	Simulated FP oxide		Important radionuclides in waste disposal	
			Compounds	weight of compounds (g)		
Actinide		U	95.610	UO ₂	-	
		TRU	0.972			
FP (Fission Product)	Alkaline metal and Alkaline earth metal	Cs	0.256	CsCO ₃	0.313	Cs-135, Cs-137
		Sr	0.083	SrO	0.098	Sr-90
		Ba	0.160	BaO	0.211	
	Lanthanide	La	0.122	La ₂ O ₃	0.145	
		Ce	0.236	CeO ₂	0.291	
		Nd	0.403	Nd ₂ O ₃	0.472	
	Platinum group metal	Ru	0.217	RuO ₂	0.285	
		Pd	0.134	PdO	0.154	Pd-107
		Tc(/Re)	0.077	Re ₂ O ₇	0.101	Tc-99
	others	Zr	0.359	ZrO ₂	0.485	Zr-93
		Mo	0.334	MoO ₂	0.445	
		Te	0.048	TeO ₂	0.060	

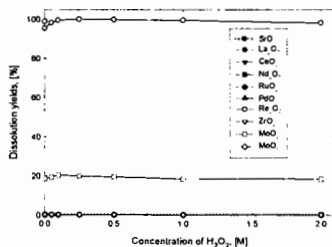
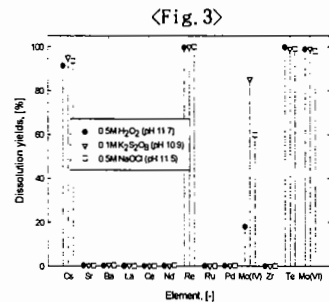
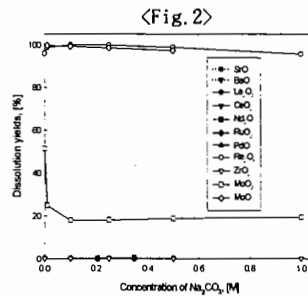
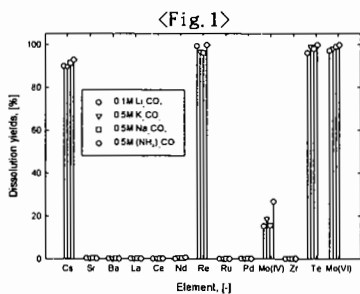
2. 실험 및 결과

Fig. 1은 산화제로 0.5M H₂O₂를 첨가한 다양한 탄산염 용액에서 각 원소의 침출율이다. 침출 원소로는 Mo, Re, Te 및 Cs 뿐이며, 알칼리토금속 (Sr, Ba), 란타늄 원소 (La, Ce, Nd 등), 백금족 원소 (Pu, Pd 등) 및 Zr 등은 1% 미만으로 거의 침출되지 않고 있다. Mo의 경우 MoO₂ (Mo(IV))는 Na₂CO₃에서 16%, (NH₄)₂CO₃에서는 27%가 각각 침출되는 데 반하여 MoO₃ (Mo(VI))는 Na₂CO₃ 및 (NH₄)₂CO₃에서 거의 99% 이상이 침출되어 산화가 VI가가 IV가 보다 침출성이 우수함을 알 수 있다. 침출 정도는 (NH₄)₂CO₃ > K₂CO₃ > Na₂CO₃ 순이었다. 한편 Re 및 Te은 알칼리 용액에서의 높은 용해도에 기인하여 탄산염 용액의 종류에 무관하게 거의 98±2%가 침출되었다. 그리고 Cs은 Cs-산화물 형태의 시약이 존재하지 않아 Cs₂CO₃로 대체하여 각 탄산염 용액에서 침출시킨 결과 92±1%가 침출되었다. 이는 Cs이 증류수 및 탄산염 용액에서 Cs-산화물의 용해도가 높은데 기인한다. Fig. 2는 xM Na₂CO₃-0.5M H₂O₂ 계에서 Na₂CO₃ 농도 변화에 따른 각 원소의 침출율이다. Na₂CO₃ 농도 증가에 따른 침출 전후의 pH 변화는 11.5±0.2로 거의 변화가 없었으며, MoO₂, MoO₃, Re₂O₇을 제외한 기타 원소는 거의 침출되지 않고 있다. 특히 MoO₃ 및 Re₂O₇은 증류수 (H₂O만 첨가)나 Na₂CO₃의 농도에 관계없이 거의 모두가 침출 (99±1%) 되고 있다. 이는 이들 각 금속산화물-Na₂CO₃ 간의 높은 용해도에 기인하는 것 같다. 그러나 MoO₂ 경우 증류수에서는 H₂O에 의한 Mo(IV)가 Mo(VI)으로의 산화가 일어나 약 52%가 침출되었으나, Na₂CO₃ 용액에서는 0.01M Na₂CO₃에서 약 24%가 침출된 것을 시작으로 1M Na₂CO₃ 까지 농도를 증가시켜도 20±3% 에서 침출되어 Na₂CO₃의 농도에 별 영향이 없는 것 같다. 이로부터 Na₂CO₃ 용액에서 H₂O에 의한 MoO₂의 산화반응이 일어나지 않은 것 같으며, 일어난다고 해도 매우 느리게 진행될 것으로 추측된다. Fig. 3은 0.5M Na₂CO₃에서 산화제 종류에 따른 각 원소의 침출율이다. 산화제

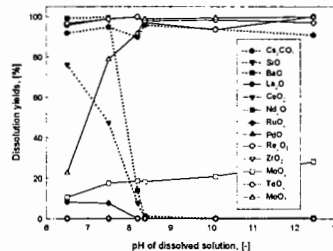
종류에 무관하게 MoO_3 , Re 및 Te은 각각 99% 이상, Cs은 $94 \pm 2\%$ 가 침출되었다. 그러나 MoO_2 는 $\text{K}_2\text{S}_2\text{O}_8$ 에서 92%, NaOCl 에서 59%, H_2O_2 에서 19%가 각각 침출되었다. 이는 각 산화제의 표준환원 전위가 알칼리 용액에서 $\text{K}_2\text{S}_2\text{O}_8 > \text{NaOCl} \geq \text{H}_2\text{O}_2$ 순으로 표준환원전위 차를 따라가는 것 같이 보이나, Fig. 4와 같이 산화제인 H_2O_2 의 농도가 증가하여도 산화제가 없는 탄산염만의 용액에서의 Mo, Re의 침출율과 거의 차이가 없는 것으로 보아 Na_2CO_3 에서의 이들의 침출은 H_2O_2 등의 산화제에 의한 산화 침출이라기보다는 각 금속산화물- Na_2CO_3 (/산화제) 간의 본질적인 용해도에 기인하는 것 같다. Fig. 4는 0.5M Na_2CO_3 -xM H_2O_2 계에서 H_2O_2 의 농도 변화에 따른 각 원소의 침출율이다. H_2O_2 의 농도 증가에 따른 침출 전후의 pH는 11.7 ± 0.1 로 거의 변화가 없으며 침출 또한 MoO_3 , Re 및 MoO_2 등을 제외한 기타 원소는 모두 침출되지 않았으며, MoO_3 는 99% 이상, Re은 $98 \pm 2\%$, MoO_2 는 $19 \pm 2\%$ 로 H_2O_2 의 농도 증가에 무관하게 침출되고 있다. Fig. 5는 0.5M Na_2CO_3 -0.5M H_2O_2 계 (pH 11.6 ± 0.2) 에서 침출 후 용액의 pH 변화에 따른 각 원소의 침출율이다. Re, Te 및 Cs은 각각 침출 후 pH 변화 (pH 6.5~12.5)에 무관하게 Re과 Te은 $98 \pm 2\%$, Cs은 $93 \pm 3\%$ 가 침출되었다. MoO_3 는 pH 증가에 따라 침출이 증가하다가 pH가 9 이상으로 도달하면 99% 이상이 침출되고, MoO_2 는 pH 11 까지는 $19 \pm 2\%$ 로 침출되었으나, pH 12 이상에서는 약 29% 까지 증가되는 경향을 보이고 있다. 기타 특이점으로는 Sr, Ba의 경우 pH 8 이하에서는 상당량이 침출되었으나 (pH 6.5에서 Sr은 77%, Ba은 99% 침출), pH 약 9 이상에서는 전혀 침출되지 않는다는 점이다.

3. 결 론

Na_2CO_3 탄산염 용액에 의한 다성분의 FP 산화물 용해침출 시 FP의 최소 침출을 위한 산화제로는 H_2O_2 가 가장 우수하였다. 0.5M Na_2CO_3 -0.5M H_2O_2 (침출 2시간)에 의한 침출 원소로는 Re, Te, Cs, Mo 등이 있으며, Re 및 Te은 $98 \pm 2\%$, Cs은 $93 \pm 2\%$, Mo(IV)는 $20 \pm 3\%$ 가 침출되었다. 그리고 이때 침출은 매우 빠르게 (10~20분 이내) 이루어지고 있으며, Na_2CO_3 및 H_2O_2 의 농도 증가에는 거의 영향이 없었다. 특히 H_2O_2 가 첨가되지 않은 Na_2CO_3 에서도 H_2O_2 가 첨가된 Na_2CO_3 과 비슷하게 Re은 96%, Mo(IV)는 19% 각각 침출되는 것으로 보아 FP 산화물의 용해침출은 H_2O_2 에 의한 산화반응이라기보다는 각 금속산화물- Na_2CO_3 (/ H_2O_2) 간의 고유 용해도에 기인하는 것 같다. 한편 용액 내 pH는 FP 산화물의 침출율에 가장 큰 영향을 미치는 요인으로 U의 선택적 침출 시 FP의 공침출을 방지하기 위해서는 pH 10~12 정도에서 수행하는 것이 효과적이다.



<Fig. 4>



<Fig. 5>

PWR 사용후핵연료의 건식저장 건전성 평가 방법

국동학, 조동건, 정종태, 이종열, 김성기, 이민수, 최희주, 최종원

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

syskook@kaeri.re.kr

1. 배경 및 필요성

국내 경수로 사용후핵연료(이하 모두 경수로로 대상으로 함)의 습식저장용량은 현재 진행중인 조밀랙 설치를 감안하여도 2016년을 전후하여 한계에 이를 것으로 알려져 있으나, 경수로 사용후핵연료의 폐기물 발생량을 획기적으로 줄일 것으로 기대되는 Pyroprocess 공정과 소듐고속로(SFR) 연계 기술의 완성은 2025년 이후에 구체화될 것으로 예상된다. 따라서 비록 아직까지 사용후핵연료 처리에 관한 확고한 국가정책이 정해지지 않았지만, 현실적으로 직면한 사용후핵연료의 관리문제를 해결하기 위해서는 현재 전세계적으로 활발하게 상용운전중인 건식저장시설만이 최우선적인 선택사항으로 남게 된다. 그림1를 통하여 기존의 사용후핵연료의 저장이 습식위주였다면, 현재는 건식저장이 대세를 이루고 있음을 알 수 있다. 이러한 건식저장시설을 건설하기 위해서는 가장 우선적으로, 저장행위의 주요 대상이 되며, 핵심이 되는 사용후핵연료 및 피복판에 대한 건전성 평가가 필수적으로 선행되어야 하고, 이 평가 결과를 바탕으로 연료를 담게 되는 저장용기 및 저장시설에 대한 개념 설정 및 설계 업무를 진행할 수 있다. 미국을 비롯한 건식저장기술의 선진국들은 10여년간의 건전성 평가 수행경험과 20여년간의 상용시설 운영경험을 통하여 건식저장시설이 안전하고 경제적이며, 확장성이 뛰어나다는 결론을 얻어내었다.

그러나, 각 나라마다 자신들의 고유 사용후핵연료에 대한 건전성 평가 자료를 전혀 공개하지 않고 있으며, 저장시설 인허가 요건에 저장대상 사용후핵연료에 대한 고유한 시험(PIE) 자료를 필수적으로 제시하도록 명기하였다. 따라서, 만일 우리나라가 시급한 상황을 해결하기 위하여 자체 기술개발 없이 기존의 외국건식저장기술을 도입한다 하더라도, 우리나라 사용후핵연료 자체에 대한 고유한 시험자료 제시는 필수적인 과정이 된다.

또한 국내 핵연료들의 원자노내 연소도 경향은 그림2에서 보는 바와 같이 평균연소도가 45,000 MWd/MTU에 이르고 최대 연소도는 60,000 MWd/MTU에 거의 육박하는 뚜렷한 고연소도 운전 정책을 반영하고 있다. 지금까지 상용운전중인 대부분의 건식저장시설들은 상대적인 저연소도(미국 기준: 3,5000 MWd/MTU) 기준으로 설정된 상태이며, 현재 각국에서 고연소도 운전추세를 반영하기 위하여 새로운 인허가 기준 설정 작업을 진행하고 있으며, 그와 관련하여 새롭게 고연소도 핵연료 및 피복판에 대한 건전성 평가를 수행하고 있다.

2. 국내의 현황

외국의 건식저장에 대한 연구는 70년대부터 약 10여년간 미국, 독일, 일본을 중심으로 활발하게 진행되었고, 80년대 중반부터 구체적인 인허가 기준 설정과 함께 상용운전을 시작하였다. 그러나, 20여년의 상용운전이 성공적으로 이루어졌음에도 불구하고 전세계적인 고연소도 운전 추세에 따라 기존의 인허가 기준을 넘는 연료들에 대한 새로운 기준 제시를 위해 새롭게 건전성 평가 연구를 재개하고 있다.

80년대 말부터 우리나라에도 이와 관련한 연구 움직임이 시작되어 90년대 초중반까지 건식저장시설에 대한 개념을 도출하였다. 비록 상세설계 및 상용 단계에는 이르지 못하였으나, 사용후핵연료 및 피복판 건전성에 대한 코드들(SIECO, SPENFIP, SFINEL)등을 개발한 경험이 있으며, 저장시설에 대한 개념설계들을 수행한 경험들이 있다. 또한 2002년부터 현재까지 한국수력원자력을 중심으로 구체적인 건식저장시설 개념설계를 수행해오고 있다. 그러나, 앞서 기술한 바와 같이 국내 고유 사용후핵연료 및 피복판 자체에 대한 건전성 평가 자료가 밑바탕이 되고 있지 않

으므로, 아래 제시할 수행 방법과 같은 건전성 평가를 필수적으로 수행해야 한다.

3. 평가 방법

사용후핵연료 및 피복관의 건전성 평가를 위해서는 크게 3단계로 나누어 진행해야 한다(그림 3 참조). 첫째, 국내 고유의 사용후핵연료 및 피복관에 대한 자세하고 실질적인 자료들을 확보하여 Database를 구축해야 한다. 이 자료를 바탕으로 저장 대상 핵연료를 선정할 수 있으며, 향후 생산되는 모든 자료들을 유기적으로 보관할 수 있어야 한다. 둘째, 사용후핵연료를 건식저장함에 있어서 연료 및 피복관이 겪게 되는 모든 열화기구들을 예측하여 안전성을 평가해 볼 수 있는 평가코드를 개발하여야 한다. 앞서 확보한 실측 DB 값을 이 코드에 입력하여 건전성 유지 여부를 다양한 조건하에서 평가해 볼 수 있다. 셋째, 연소이력별/발전소별/저장분위기별 조사후시험을 수행해야 한다. 앞서 기술한 바와 같이 건식저장시설을 운영하기 위해서는 반드시 국내 사용후핵연료에 대한 조사후시험 자료를 생산하여야 하며, 각 조건별로 실제 연료 및 피복관의 재료적 특성을 직접 시험을 통해 확인하여야 한다. 이 시험결과들 역시 앞서 개발될 Database에 반영되고, 건전성 코드에도 반영이 되어야 한다. 이와 같이 크게 3단계 줄기의 유기적인 조합을 통해서 종합적인 건전성 평가 결과를 도출할 수 있으며, 평가 결과들은 다음 단계의 저장 용기 및 저장시설에 구체적인 설계 기준을 제시할 것으로 기대할 수 있다.

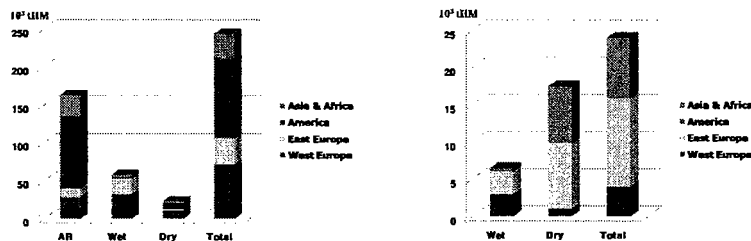


그림 1. 전 세계의 저장현황 (좌: 운영중인 시설, 우: 건설중인 시설) (2002년, IAEA자료)

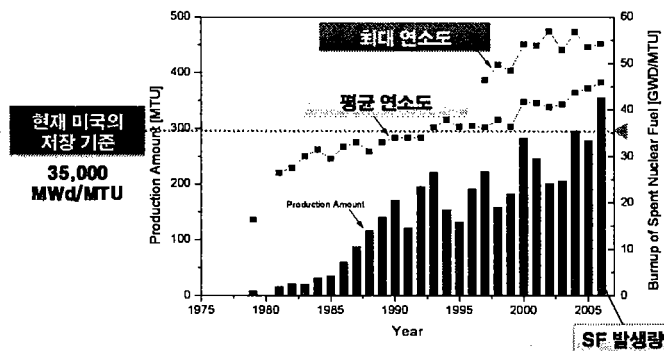


그림 2. 국내 사용후핵연료 발생량(붉은 막대) 및 연소도 추이(점선)

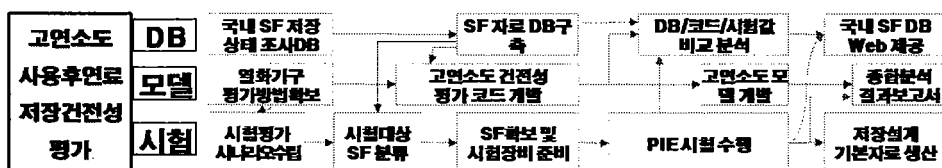


그림 3. 고연소도 사용후핵연료 저장 건전성 평가 방법

CANDU 사용후핵연료 장기건식저장을 위한 저장용기 초기온도 분석

차정훈, 윤범수, 최희주*, 이종열*, 이승우*, 김상녕

경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 서천 1동

*한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

chamanse@nate.com

2008년 현재 국내에는 20기의 원전이 운영 중이며, 2016년에는 각 원자력발전소 부지의 사용후핵연료 습식 임시저장시설이 포화상태에 이를 것으로 예상하고 있다. 이에 사용후핵연료 중간저장시설 도입이 필요한 실정이다. 사용후핵연료 중간저장 방식에는 습식저장방식과 건식저장방식이 있으며, 국외 사례를 보면 건식저장은 습식저장 이후에 최종적인 영구 처분 전까지 중간과정으로 각광 받고 있다. 그러나 건식저장 기술은 다른 분야의 선진기술과 마찬가지로 대부분 대외비로 취급되거나 특허에 의해 보호되어 있어 기본 매뉴얼 등을 제외한 기술개발 자료들의 습득이 어려운 실정이다. 향후 건식저장 기술의 국산화가 이루어지지 않을 경우 기존 외국계 회사의 시장지배로 인한 국부의 유출은 막대할 것으로 예상된다. 이러한 건식저장시설 개발을 위해 IAEA Safety Series No. 116, 117, 118 및 미국의 NUREG-1667 등과 같은 건식저장시설 안전해석에 관련된 규정을 검토하였다. 그 중 장기건식저장 기술개발을 위한 열해석은 열적 정상상태와 과도상태의 해석이 모두 필요하다는 것을 알 수 있다. 열적 정상상태에 대한 해석을 위해서는 건식저장시설의 열원과 이에 대한 냉각 시스템을 고려하여야 한다. 냉각시스템은 자연대류를 고려하며, CANDU 사용후핵연료 열원에 대한 시간에 따른 붕괴열은 수식으로 개발되어 있다. 하지만 장기건식저장시설의 운영기간동안의 열적 안전해석과 같은 과도상태 열해석을 위해서는 과도상태의 초기온도를 알아야 할 필요가 있다. 하지만 현재 국내에는 이러한 열설계 기초자료를 제공할 수 있는 실증실험이 이루어 지지 않은 상태에 있다. 이에 본 연구는 한국원자력연구원에서 개발중인 CANDU 사용후핵연료 건식저장용기 모델을 기본으로 하여, 저장용기의 열적정상상태 및 과도상태를 ANSYS 10.0 CFX 코드를 이용하여 계산하고 합당한 저장용기 초기온도를 계산하고자 하였다.

본 연구에서 사용된 장기건식저장용기의 상세제원은 그림1, 표 1과 같다. 저장용기는 10mm의 구리로 코팅된 70mm 주철로 용기 외형이 구성되어 있으며, 내부에는 7개의 CANDU 사용후핵연료 바스켓이 삽입되어 있다. 기존 CANDU 사용후핵연료 붕괴열은 식(1)로부터 계산하였다[1].

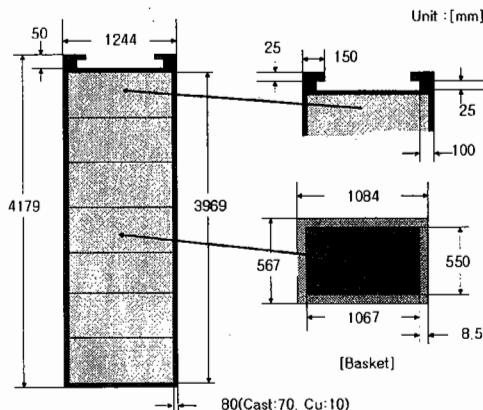


그림 1. CANDU 사용후핵연료 장기건식저장용기 및 내부 바스켓(Basket)

표 1. CANDU 사용후핵연료 장기건식저장용기 제원

구 분	값	비 고
높이	4130 [mm]	
직경	1244 [mm]	
내부바스켓 총 열량	192 [W]	30년 냉각 60 다발
처분용기 총 열량	1344 [W]	7개 바스켓 420 다발
기존 CANDU 사용후핵연료	초기농축도	0.711 wt.%
	방출연소도	8.1 GWD/MTU
	우라늄량	19.1 kg/bundle
	30년 후 붕괴열	약 3.2 W/bundle

$$P(30) = 251.1 \times e^{-0.024 \times 30 \text{ years}} + 5431.4 \times e^{-0.716 \times 30 \text{ years}} + 47.229 [W/MTU]; \quad 1 < t < 100 \text{ yr}$$

$$Q(30) = P(30) \times m [W] \quad \dots\dots\dots (1)$$

여기서 m 은 CANDU 사용후핵연료 다발의 초기 우라늄 질량이며, t 는 CANDU 사용후핵연료 냉각 기간, $P(t)$ 는 t 시간에 대한 우라늄 단위 질량[MTU]당 붕괴열량[W], $Q(t)$ 는 t 시간에 대한 CANDU 사용후핵연료 다발 당 붕괴열량[W] 이다.

발전소부지에서 습식저장시설에 저장되어 있던 사용후핵연료가 중간저장시설 또는 영구처분 전 장기건식저장시설로 운반되는 절차는 여러 단계를 거쳐 수행되며[2], 이러한 절차 동안 용기가 40℃ 공기중에서 자연대류에 의해 냉각 되고 있다고 가정하였다. 이에 대한 정상상태 열해석 결과 용기 최대 표면온도는 약 43.7℃이며 용기 높이 약 3.2m(77%)지점에서 최대온도가 나타났다(그림 2, 3). 저장용기의 과도상태 열해석을 수행하기 위하여 저장용기의 초기온도가 공기와 같은 40℃라고 가정하고 사용후핵연료 420다발을 용기에 모두 저장한 후부터 저장용기가 정상상태가 될 때까지의 시간을 계산하였다. 그림 4는 저장용기 약 3.2m 지점에서의 시간에 따른 온도변화를 보여주고 있다.

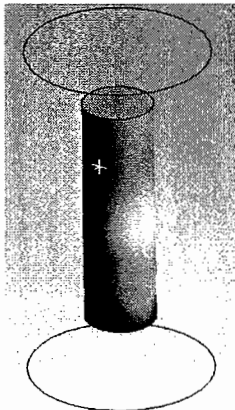


그림 2. 저장용기 온도 최대지점 +표시

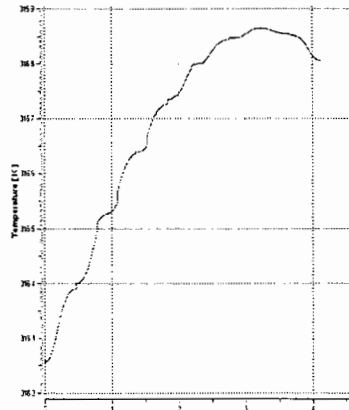


그림 3. 저장용기 높이에 따른 표면온도 변화

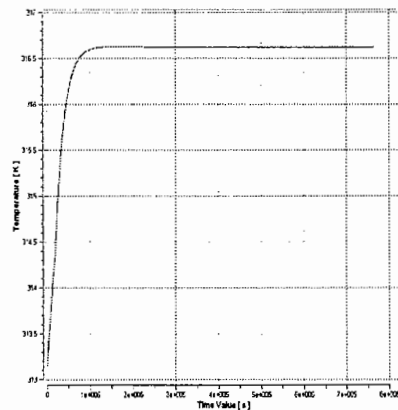


그림 4. 그림2 지점에서의 시간에 따른 온도 변화

과도상태 열해석 계산결과 사용후핵연료 저장용기의 과도상태 온도는 20시간 이전에 이미 정상상태 온도의 99%에 이르게 된다. 이와 같은 시간은 저장용기에 사용후핵연료를 저장한 후 공기중에 충분히 노출될 수 있는 시간이라고 추정되며 장기간의 저장기간을 생각한다면 아주 짧은 시간이라고 말하기에 충분하다. 이와 같은 결과는 앞으로 더 많은 연구와 실증실험을 통해 그 상관관계를 확실하게 할 수 있도록 보완 하여야 하겠지만 장기건식저장시설에 대한 열해석 특성상 운영기간 동안의 과도상태 열해석에 소모되는 많은 시간을 간단한 정상상태 계산으로 대체할 수 있어 해석에 소모되는 시간 및 비용이 감소 될 수 있을 거라 기대된다.

참고문헌

- [1] Seung-woo Lee, "Burnup and Source Term Analyses for a CANDU Spent Fuel", Transaction of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting, PyeongChang, Korea, October 25-26, 2007.
- [2] 최희주 외, "사용후핵연료 수송비용 평가를 위한 선결조건", 한국원자력연구원 기술보고서, KAERI/TR-3456/2007(2007).

HLW 장기 건식저장에 따른 열적 안전성 해석기법 연구

윤범수, 차정훈, 지준석, 김상녕
경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 서천동 1
bsyoun@khu.ac.kr

1. 서론

현재 국내 원자력발전소에서 발생하는 사용후핵연료는 발전소내 저장조에 임시저장하고 있는데, 사용후핵연료의 누적량이 증가하여 2016년에 이르면 기존의 저장조가 포화상태에 이르게 되므로 원자력발전소를 계속 운전하기 위해서 뿐만 아니라 전력의 안정적인 공급을 위해서도 새로운 저장공간 확보가 절실한 실정이다.

대부분의 나라들이 사용후핵연료 처분부지를 선정하지 못하고 있으며, 중간저장을 통해 처리 문제를 연기하고 있다.

건식저장방식은 사용후핵연료 및 고준위폐기물을 공기나 불활성기체로 충전된 저장용기 내에 저장하는 방식으로, 습식저장방식에 비하여 저장용량 확장, 운영의 용이성, 안전성 및 경제적 측면에서 뛰어나며, 이미 미국을 비롯한 13개국에서 건설/운영 되고 있는 기술이다. 그러나 이러한 건식 저장 기술은 대부분 대외비로 취급되거나 특허에 의해 보호되어 있어 기본 매뉴얼 등을 제외한 기술개발 자료들의 습득이 어려운 실정이다. 향후 건식저장 기술의 국산화가 이루어지지 않을 경우 기존 외국계 회사의 시장지배로 인한 국부의 유출은 막대할 것으로 예상된다.

향후, 원자력발전 비율이 높아지고 있는 신흥경제개발국에게 국내에서 개발된 장기 건식저장시설 기술의 수출도 기대할 수 있다.

2. 실험 및 결과

장기건식저장 기술개발을 위한 열해석은 열적 정상상태와 과도상태의 해석이 모두 필요하다. 열적 정상상태에 대한 해석을 위해서는 건식저장시설의 열원과 이에 대한 냉각 시스템을 고려하여야 한다. 냉각시스템은 자연대류를 고려한다. 하지만 장기건식저장시설의 운영기간동안의 열적 안전해석과 같은 과도상태 열해석을 위해서는 과도상태의 초기온도를 알아야할 필요가 있다. 하지만 현재 국내에는 이러한 열설계 기초자료를 제공할 수 있는 실증실험이 이루어 지지 않은 상태에 있다. 이에 본 연구는 미국과 유럽에서 사용중인 사용후핵연료 건식저장용기 모델(TN-24)을 기본으로 하여, 저장용기의 열적정상상태 및 과도상태를 ANSYS 11.0 CFX 코드를 이용하여 계산하고 합당한 저장용기 초기온도를 계산하고자 하였다.

본 연구에서 사용된 장기건식저장용기의 상세제원은 Table 1과 같다. 저장용기는 탄소강으로 용기 외형이 구성되어 있으며, 내부에는 24개의 PWR 사용후핵연료 바스켓이 삽입되어 있다.

발전소부지에서 습식저장시설에 저장되어 있던 사용후핵연료가 중간저장시설 또는 영구처분 전 장기건식저장시설로 운반되는 절차는 여러 단계를 거쳐 수행되며, 이러한 절차 동안 용기가 40℃ 공기중에서 자연대류에 의해 냉각 되고 있다고 가정하였다. 이에 대한 정상상태 열해석 결과 용기 최대 표면온도는 약 370.638K이며 용기 높이 약 2.895m(70%)지점에서 최대온도가 나타났다(Fig 2).

저장용기의 과도상태 열해석을 수행하기 위하여 저장용기의 초기온도가 공기와 같은 40℃라고 가정하고 사용후핵연료다발을 용기에 모두 저장한 후부터 저장용기가 정상상태가 될 때까지의 시간을 계산하였다. Fig 4는 저장용기의 최대온도의 시간에 따른 온도변화를 보여주고 있다.

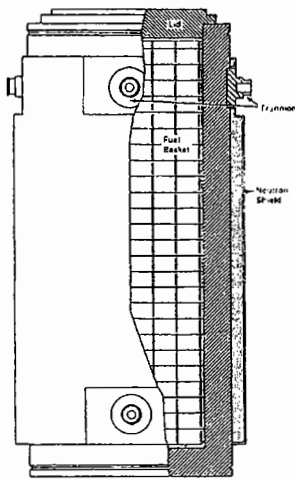


Fig 1 TN-24 Storage Cask

Table 1 Specifications

Attribute	TN-24P
Capacity	24 PWR
Design Heat Rejection	24kW
Max. Fuel Clad Temp.	706°F
Max. Burnup	35GWD/MTU
Shape	Cylindrical
Basket Length	162in
Basket Cross Section	57
Material of Basket	Boron S.S. w/Copper

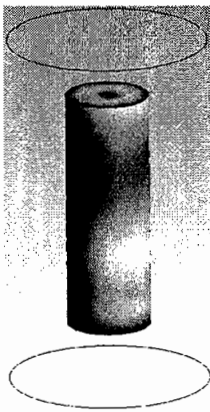


Fig 2 Static State

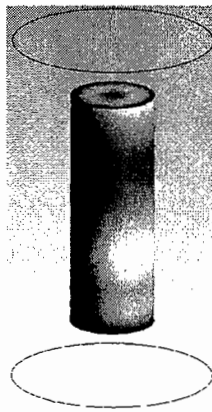


Fig 3 Transient

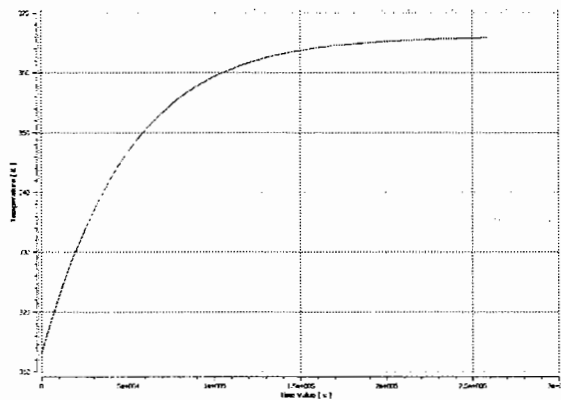


Fig 4 Temp. variation by the time at transient

과도상태 열해석 계산결과 사용후핵연료 저장용기의 과도상태 온도는 35시간 이전에 이미 정상상태 온도의 99%에 이르게 된다. 이와 같은 시간은 저장용기에 사용후핵연료를 저장한 후 공기 중에 충분히 노출될 수 있는 시간이라고 추정되며 장기간의 저장기간을 생각한다면 아주 짧은 시간이라고 말하기에 충분하다.

3. 결론

본 연구를 통한 HLW 장기 건식저장에 따른 열적 안전성 해석기법은 앞으로 건식저장시설 건설에 활용될 것이다. 또한 고준위폐기물 중간저장 부지선정에 따른 대국민 신뢰도를 제고하는 측면에 활용되고, 안전성 측면에서 확고한 기술능력 보유하여 차후 제반 수립에 활용될 것이다.

사 사

본 과제(결과물)는 산업자원부의 지원으로 수행한 에너지자원인력양성사업의 연구결과입니다.

제4분과

방사선 안전 및 환경 (Oral)

Design Characteristics and Operational Experiences of Extremity Dosimeters

T.Y. Kong, H.G. Kim, S.G. Lee*, T.M. Jeong*, Y.M. Ahn*

Korea Electric Power Research Institute, 103-16, Mnuji-dong, Yuseong-gu, Daejeon, 305-380, Korea

**Korea Hydro & Nuclear Power Co., 167 Samseong-dong, Gangnam-gu, Seoul, 135-791, Korea*

eagertac@kepri.re.kr

1. Introduction

The extremities are defined as the portions of the whole body from the upper elbow to the fingers and the knees to the toes including the knee. The extremity dosimetry system is the thermoluminescent dosimeter (TLD) used to assess dose equivalent resulting from external radiation to the extremities [1]. In particular, these dosimeters were used in possible cases of high radiation exposure to extremities during radiation works to provide an estimate of shallow absorbed dose received when worn by an individual. Korean nuclear power plants (NPPs) currently hold two types of extremity dosimeters (Harshaw and Panasonic) to prepare for high radiation exposure to worker's extremities, especially in an inhomogeneous radiation field. In fact, Korean NPPs do not use personnel extremity dosimeters due to the lack of necessity of extremity dosimeters. The whole body TLDs cover and assure the effective dose of workers under normal working circumstances. However, the extremity may occasionally receive the unexpected high dose radiation during maintenance periods so that it has been demanded to prepare for the extremity monitoring. The purpose of this paper is not only to describe the design characteristics of extremity dosimeters retained by Korean NPPs but also to provide the technical background prior to the establishment of guides for personnel extremity dosimetry services at NPPs.

2. Design Characteristics and Operational Experiences of Extremity Dosimeters

Half of Korean NPPs are currently furnished with Harshaw TLD reading system (Harshaw 6600) and each NPP holds approximately a few hundred of extremity dosimeters. In case of Panasonic TLDs, NPPs are equipped with Panasonic UD-716 as a TLD reading system and each NPP retains several hundreds of extremity dosimeters. First, Harshaw extremity dosimeters consist of two types of dosimeters, DXTRAD (ring type) and EXTRAD (strap type) according to the appearance and the manufacturer recommends to select the one of them by user's convenience. Harshaw DXTRAD is a ring type of small dosimeter which features individual numbers with barcode that makes human and system possible to read and identify each dosimeter [2]. The DXTRAD is composed of three parts: ringlet, ring cap, and finger ring container (Fig. 1). The main materials of ringlet are either LiF:Mg,Ti or LiF:Mg,Cu,P and they are available in the form of pellet or powder. The ring cap locates on the top of the ringlet and provides the necessary filtration to the thermoluminescent (TL) element. For easier grouping by a task, the manufacturer provides different colors of finger ring container. The ring cap and finger ring container are disposable after one use, but the ringlet is readable approximately 500 times. Harshaw EXTRAD is a strap type of extremity dosimeter easy to wear on fingers and wrists (Fig. 2). The EXTRAD uses a chipstrate, consisted of Polyamide strip which includes a TL chip and a 5-digit barcode ID, instead of a ringlet of the DXTRAD [3]. This TL chip enables to measure a photon, beta or neutron. The materials of TL chips are either LiF:Mg,Ti or $\text{CaF}_2\text{:Mn}$ which has 3 mm^2 in area and is fixed on an inert substrate. Two types of dosimeters are available: one-chipstrate and two-chipstrate dosimeter. A one-chipstrate dosimeter has a single chipstrate sealed in a disposable pouch and then attached to straps. For read-out of dosimeter, the TL chip should be located at position II or III in a carrier card which is inserted into a Harshaw TLD reader for reading. A two-chipstrate dosimeter has two different chipstrates and these are also sealed in each disposable pouch and then attached to straps. In particular, the two-chipstrate dosimeter has the capability to discriminate the radiation sources. In case of two-chipstrate dosimeter, each TL chip can be loaded in position II and III in a carrier card for the top chipstrate and the bottom chipstrate, respectively. Positions I and IV in a carrier card are

not used. The total thickness of the filter incorporated in the plastic pouch for one and two chipstrate dosimeters is 6.6 mg/cm^2 which enables the estimation of the shallow dose. In addition, it is necessary to equip additional gadgets inside TLD reading system for read-outs of Harshaw extremity dosimeters.

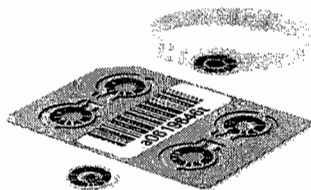


Fig. 1 Harshaw DXTRAD Dosimeter

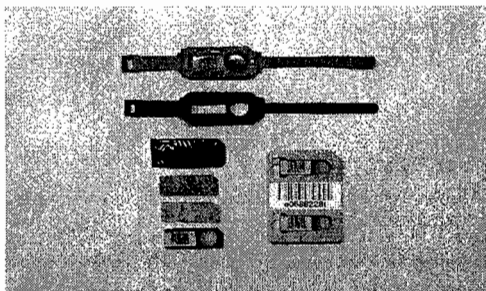


Fig. 2 Harshaw EXTRAD Dosimeter

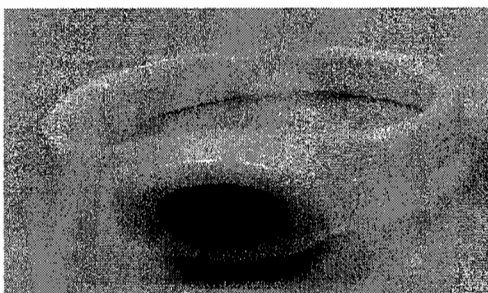


Fig. 3 Panasonic Extremity Dosimeter

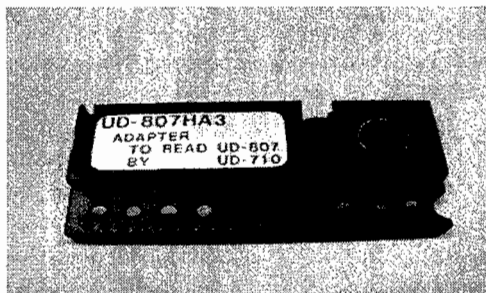


Fig. 4 Panasonic Extremity Card Holder

Panasonic adopts the ring type of extremity dosimeter and $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$ is used the material of TL chips inserted into a ring (Fig. 3). This dosimeter can measure the skin dose in range of $0.1 \text{ mSv} \sim 10 \text{ Sv}$. The weight of TL chip is less than 1 g and it is classified as UD-807AS (without numbers) or UD-807ASN (with visible numbers) whether specified numbers are given or not. After performance of tasks, the TL chip should be removed from a ring and be inserted into a card holder for read-out of extremity dosimeters. Panasonic TLD reading system (UD-710A and UD-716A) can read these dosimeters using a card holder (UD-807HA3). In particular, UD-716A is the model currently used at Korean NPPs and it is possible to perform the read-out of extremity dosimeters without the installation of additional devices.

3. Conclusion

This study describes the design characteristics of extremity dosimeters to provide the technical background of extremity monitoring at NPPs. In particular, Harshaw and Panasonic extremity dosimeters, which are currently used at Korean NPPs were investigated and it is expected this result helps to prepare the personnel extremity dosimetry services at NPPs.

REFERENCES

- [1] American National Standard Institute, ANSI N13.32, Performance Testing of Extremity Dosimeters, (1995).
- [2] Thermo Electron Co., Dose Calculation Algorithm for Type DXTRAD Dosimeters User's Manual, (2005).
- [3] Thermo Electron Co., Dose Calculation Algorithm for Type EXTRAD Dosimeters User's Manual, (2005).
- [4] Panasonic Industrial Co., Training Textbook of Panasonic Dosimetry Technology, (2007).

A Monte Carlo Simulation for a New Neutron Counter Based on an Annular Tube Type He-3 Detector

H.S. Shin, S.H. Eom, J.K. Joo, K.J. Park, T.H. Lee, J.H. Jeong, H.D. Kim

Korea Atomic Energy Research Institute, 1045, Daedeok-daero, Yuseong-gu, Daejeon, 305-353, Korea
shinhs@kaeri.re.kr

1. Introduction

Most well-type neutron counters like the ACP Safeguards Neutron Counter(ASNC)[1], in which a sample cavity is positioned at its center have been used widely for the special nuclear material(SNM) quantitative measurement in the safeguards field. Numbers of cylindrical He-3 tube detectors are usually embedded in the polyethylene moderator of the neutron counter surrounding a sample cavity in a ring type. Since the neutron counting efficiency is approximately proportional to the number of embedded cylindrical He-3 tube detectors, an appropriate number is determined so that the required efficiency could be realized. The number is usually from several pieces to more than one hundred pieces and the corresponding neutron counting efficiencies appear from several percent to about 60%[2,3]. Therefore, a high efficiency counter in which a lot of cylindrical He-3 tube detectors are embedded has such a complicated geometry and electronics that it is undesirable for a high-level radiation facility in which a repairing procedure is difficult. In this study, a new neutron counter in which an annular tube type He-3 detector is embedded instead of a group of cylindrical He-3 detectors has been suggested to achieve a high efficiency and to simplify the counter structure, simultaneously, so that it could be used in a pyroprocessing facility in which a PWR spent fuel is chemically processed.

2. Result and discussion

A new neutron counter has been conceptually designed on the basis of an MCNPX simulation, which is composed of a lead gamma detector, a polyethylene moderator and a He-3 tube detector which are annularly surrounding the sample cavity in that order. As for the results, the sample cavity, He-3 tube length and thickness, and the inner polyethylene thickness were determined to be 20 cm x H30 cm, L50 cm x T2.5 cm and 2.6 cm, respectively. The entire neutron counter has been optimized to be 72.0 cm x H68.3 cm with two annular He-3 tubes of 2.5 cm in thickness.

The spatial variance of the sample cavity which is defined as the relative error of the efficiency due to the position of the neutron source in the sample cavity has been calculated and is presented in Fig. 1. As shown in Fig. 1, the efficiency is distributed from a minimum value of 42.4 % at the top of the sample cavity to a maximum value of 46 % near the wall of the sample cavity at a height of 20 cm. The spatial variance is about 6.3 % at a maximum, but the actual variance seem to be less than 3 % because only a few large variances occur in the corner near the wall or in the top position. That is, since a sample such as a spent fuel powder or its metallic material powder will be filled in from the bottom of the sample cavity and the powder sample height is usually not up to the top of the sample cavity, so that the contribution at the top position is not included in most cases. And the fraction of the area near the wall seems to be negligible in the view of the contribution to the total neutron counting value.

The main conceptual design parameters and the estimated efficiency and spatial variance values are presented in Table 1. Since the estimated efficiency appeared to be more than 40 % which is the minimum efficiency to be a multiplicity counter and the estimated spatial variance is very small, it could be used as a neutron multiplicity counter which is useful for the safeguards of a pyroprocess facility in which a PWR spent fuel is chemically processed.

Table 1. Conceptual design specifications and performance results

Item	Value
Sample cavity	20 cm x H30 cm
Annular He-Tube	L50 cm x T2.5 cm
Lead thickness	2 cm
Inner PE moderator thickness	2.6 cm
2nd PE moderator thickness	3.0 cm
Entire neutron counter	72.0 cm x H68.3 cm
Efficiency	42.4 % - 46.0 %
Spatial variance	3 %

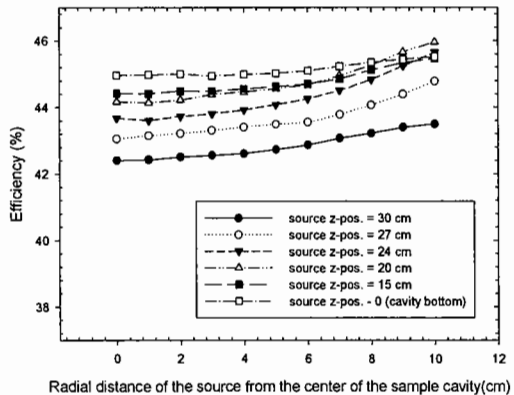


Fig. 1. Efficiency distribution depended on the source position.

3. Conclusion

A new neutron counter based on an annular tube type He-3 detector has been conceptually designed to be 72.0cm x H68.3cm through an MCNPX simulation with a developed computer program which automatically generated the MCNPX input for simulating the neutron counter. Its neutron counting efficiency and spatial variance in its sample cavity were estimated to be more than 42.4 % and less than 3%, respectively, this neutron counter could be used as a neutron multiplicity counter which is useful for the measurement of SNM treated in a pyroprocessing facility. The current conceptual design will be studied further and finalized by an additional electronic circuit optimization.

REFERENCES

- [1] T. H. Lee, H. D. Kim, K. J. Jung, S. W. Park, "Development of a Neutron Coincidence Counter for the Advanced Spent Fuel Conditioning Process," Korean Phys. Soc., Vol. 48(2), p. 218, 2006.
- [2] Jeff Skiby, Application Guide to Neutron Multiplicity Counting, LA-13422-M, LANL, p17, 1998.
- [3] M. Marin Ferrer, P. Peerani, M. R. Looman, "Scrap Neutron Multiplicity Counter : Design and Manufacture," 27th symposium on safeguards and nuclear material management(ESARDA), London(UK), 2005.

방사성 물질 수송용기의 개폐 시스템 개발

최우석, 남경오, 방경식, 이주찬, 서기석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
wschoi@kaeri.re.kr

1. 서론

일반적으로, 핫셀 내부의 방사성 물질을 수송용기에 담거나, 수송용기의 방사성 물질을 핫셀 내부로 이동시키기 위해서는 수송용기가 핫셀 리어 도어에 접속하여 수송용기 안의 내부용기가 핫셀 벽에 접속해야 한다. 이를 위해서는 수송용기의 덮개가 개방되어야 하고 개방되는 과정에서 차폐가 유지되어야 하므로 내부이송경로를 제외한 곳에서의 납차폐가 이루어져야 한다. 핫셀 리어 도어에 접속하여 핫셀 내부의 방사성 물질을 담아 운반하는 수송용기의 대표적인 예는 빠디락(Padirac) 용기이다. 빠디락 용기의 접속 시스템은 Fig. 1에서와 같이, 대차 위에 수평으로 얹혀져 핫셀 리어 도어에 접속된다. 빠디락 용기의 덮개는 수직으로 미끄러지면서 개폐되는 중앙덮개와 빠디락 용기에 고정되어 움직이지 않는 고정덮개로 이루어져 있다. 대차에는 빠디락 용기의 중앙 덮개를 밀어 올릴 수 있는, 상·하방향으로 움직이는 수직개폐장치가 구비되어 있다. 대차에 얹혀진 상기 빠디락 용기가 핫셀 리어 벽 쪽으로 이동하여 핫셀 리어 도어에 접속되면 수직개폐장치가 위로 이동하면서 빠디락 용기의 중앙덮개와 핫셀 리어 도어를 동시에 개방시킨다. 이때, 핫셀 리어 도어가 올라가면 원호모양의 회전체가 안쪽으로 회전하면서 내부용기인 컨테이너가 이동하는 공간을 제외한 나머지 공간을 메워 차폐를 유지한다. 그런데 이 부분이 정확한 원통의 내부모양을 가지지 않기 때문에 마치 원통과 팔각형이 만나는 것처럼 내부용기가 핫셀로 이송되는 경로 가운데 이송 경로의 불연속부가 존재하게 된다. Fig. 1의 마지막 그림은 이러한 불연속부가 존재하는 내부용기 이송 통로를 나타낸다. 이 때문에 내부용기인 컨테이너의 이송이 부드럽게 진행되지 않고, 이 부분에서 차폐능력이 떨어져 작업자의 방사능 피폭이 증가할 수 있는 단점이 있다.

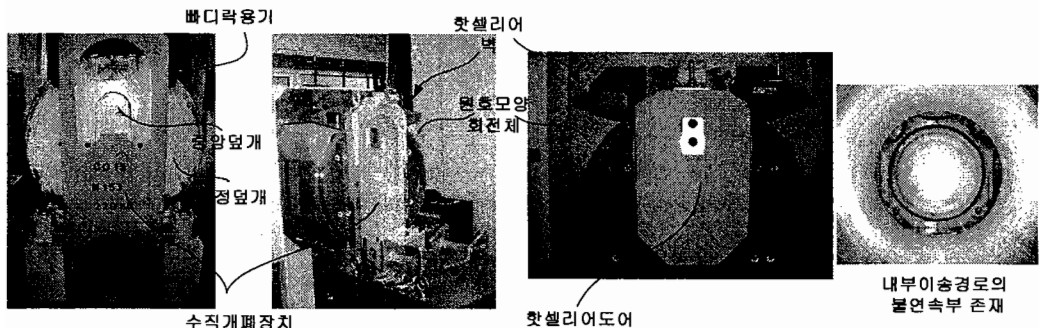


Fig. 1 Hotcell transport system (Padirac system)

2. 신규 개폐 시스템의 개발

신규로 개발된 핫셀 운반시스템의 개폐방안은 Fig. 2와 같다. 수송용기는 대차의 위쪽에 구비된 수송 용기 안착부와 회전개폐 가이드에 안착되어 직진 이동을 하여 핫셀 리어 도어에 접속하게 된다. 회전개폐 가이드에는 수송용기 내부에 수용된 컨테이너의 직경과 동일한 직경을 갖도록 관통형성된 이송홀과, 전면 일정 위치에 각각 돌출 형성된 접속 돌출부가 형성되어 있다. 회전개폐 가이드 위에 안착되는 수송용기의 덮개는 중앙에 일정 깊이의 결합홈이 형성된 회전 덮개와 수송용기에 고정되어 회전 덮개를 고정시키는 고정 덮개로 이루어진다. 회전 개폐 가이드와 회전 덮개가 이루는 원형의 중심에 결합홈이 위치하며 이를 중심으로 180° 회전하면 회전개폐가이드의 관통형 이송홀이 수송용기의 중앙으로 위치하여 수송용기가 개방된다. 대차가 핫셀리어벽에 접속

될 때 회전개폐가이드에 형성된 접속 돌출부가 핫셀리어도어의 삽입홈에 결합되어 회전개폐가이드가 회전하면 핫셀리어도어도 함께 회전한다. 핫셀리어도어에 형성된 제2 이송홀은 회전개폐가이드에 형성된 제1 이송홀과 대응하는 위치에 가공되며 동일한 직경을 갖는다. 핫셀 리어 도어에 접속된 수송용기는 회전 개폐 가이드가 회전함에 따라 제1 이송홀 및 제2 이송홀과 동일한 직경을 갖도록 이루어진 핫셀 리어벽의 이송통로와 함께 내부이송경로 구간을 형성한다. 신규로 개발한 방사성 물질 수송 용기의 개폐 메커니즘을 구현키 위해 제작된 모형(mock-up)을 제작하였으며, 이를 촬영한 사진이 Fig. 3에 나타나 있다.

개발된 개폐 메커니즘은 내부용기인 컨테이너가 이송되는 내부이송경로의 불연속부를 최소화하여 컨테이너의 이송시 불필요한 진동이나 충격을 저감할 수 있을 뿐만 아니라, 핫셀 리어 도어의 특성상 요구되는 차폐성능이 유지되면서 개폐가 진행된다. 또한 회전운동을 통한 개폐방안은 기존의 직선운동을 통한 개폐방안에 비해 개폐작업에 필요한 작업높이를 줄일 수 있는 이점이 있다.

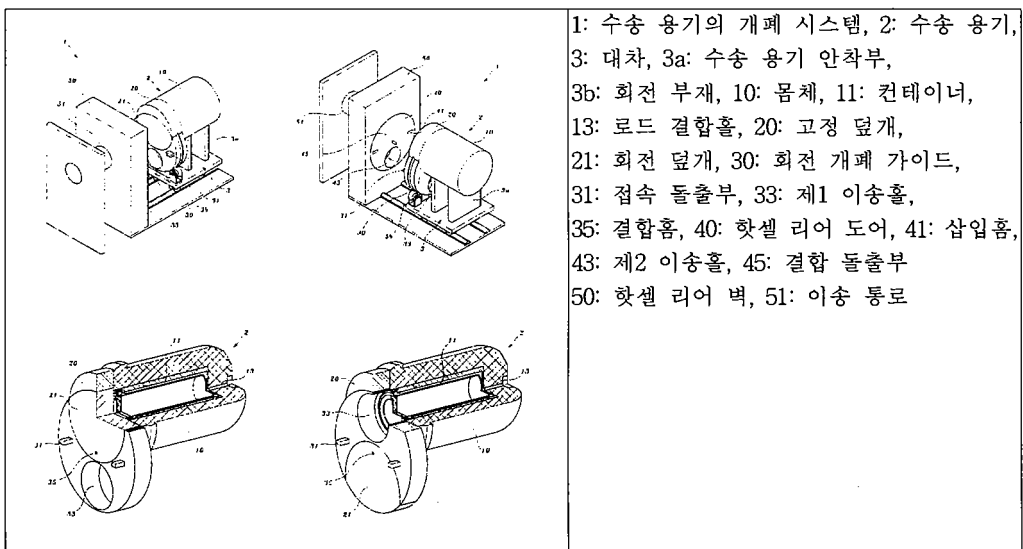


Fig. 2 Open and shut mechanism in developed system



Fig. 3 Mock-up of the developed hotcell transport system

3. 결 론

본 연구에서는 한국원자력연구원에서 개발한 방사성물질 수송용기의 개폐방안에 대하여 기술하였다. 신규 접속시스템 및 개폐방안은 기존의 시스템에 비해 내부 컨테이너의 이송시 복잡한 작업순서를 획기적으로 간소화하였으며 기존 시스템에서 내부이송시 구조적 불연속부에 의해 발생하는 진동 및 충격을 저감하였다. 또한 개폐진행시의 차폐성능을 개선하여 작업자의 방사능 피폭 노출량을 개선하였으며 개폐시 필요한 작업높이를 낮추었다.

개발된 새로운 핫셀 운반시스템의 개폐방안은 국내외에 특허출원되었고, 한국원자력연구원에서 개발중인 ESPF(Engineering Scale Pyroprocess Facility)의 접속시스템의 개폐 방안으로 활용될 예정이다. 또한 기존에 운영중인 Padirac 시스템과의 호환장치가 개발중에 있다.

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

Swedish Transport System for Spent Nuclear Fuel

Minchul Kim, Jongrak Choi, Sunghwan Chung, Jongmin Kim

Korea Hydro & Nuclear Power Co. Ltd., 25-1 Jang-dong Yuseong-gu, Daejeon, 305-343, Korea
mchkim@khnp.co.kr

Introduction

Swedish transport system consists of one purpose-built vessel, five terminal vehicles, ten transport casks and monitoring system in order to transport spent nuclear fuel from nuclear power plants to Central Interim Storage Facility (CLAB) in storage pools blasted out of the rock. Since all nuclear power plants are located by the sea and also have harbors for large tonnage, ocean-based Swedish transport system is simple and natural. Swedish nuclear fuel and waste management company (SKB) is responsible for the disposal of nuclear waste and spent nuclear waste, and has a overall task including transport planning, execution of transport, development and maintenance of the transport system. The transport system has fulfilled the requirements stipulated by Swedish regulations[1,2,3,4] on transport of dangerous goods based on IAEA Safety Standards Series No.TS-R-1[5] and IMO International Maritime Dangerous Goods Code[6]. Swedish Nuclear Power Inspectrate (SKI) reviews and monitors the transport. SKB, nuclear power plants and transport related co-companies gather twice a year and make an optimized semiannual and yearly transport planning and then report to SKI.

Purpose-Built Vessel

The purpose-built vessel named as m/s Sigyn, which is shown in Fig.1, was especially constructed for shipments of spent nuclear fuel and radioactive waste. It is a combined roll-on/roll-off vessel with an reinforced hull for breaking ice. The design of the vessel with double hull, double bottom, double propulsion and safety systems is intended to prevent an accident that leads to damage to the cargo with the risk of injurious effect on personnel or surroundings. The cargo hold is separated from the machine room and the crew quarters by radiation shielded walls. The transport casks are transported and positioned in the cargo hold with the aid of the terminal vehicle. Ten positions with permanent devices in the cargo hold for lashing down are intended for heavy items such as transport casks and vehicles. The dimensions of the vessel are 4,166tons of gross tonnage, 2,044tons of dead weight, 90m of overall length, 18m of greatest width, and 4m of draft. And the service speed is 11.8knots.

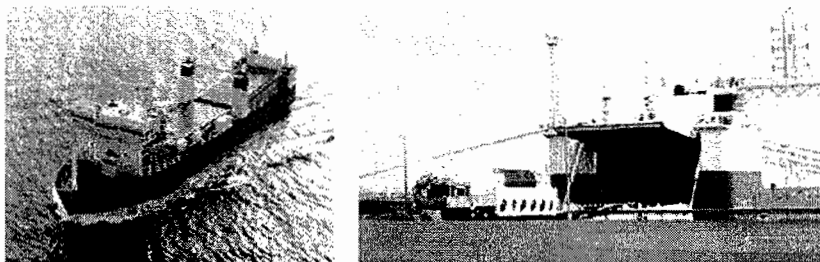


Fig.1 Purpose-built vessel

Transport Vehicle

All land shipments of transport casks in nuclear power plant sites are carried out with the aid of five terminal vehicles, which is presented in Fig.2. The vehicles are especially constructed to carry heavy loads,

and their platforms can be raised and lowered hydraulically. When handling transport casks the vehicle drives in the hold of the vessel and lifts it hydraulically to the correct height. The vehicle drives on-board and puts the casks in place. Every vehicle is provided with a radio system for communication with the escort car, monitoring center and control room. It is also equipped with a radio-controlled brake system. If the vehicle is subject to an emergency stop, it cannot be restarted without measures taken by the monitoring center. The fuel and electrical systems are separated from each other as far as possible for reasons of fire protection and the vehicles are equipped with fire extinguishing equipment. Radiation shielded wall is installed in accordance with Swedish requirement not to exceed of 0.01mSv/h in driver's cabin.

Transport Cask

Transport cask as shown in Fig.3 is to protect the surroundings from the ionizing radiation that spent nuclear fuel emits and at the same time to allow for heat dispersal due to the fuel's residual heat that must be cooled down. The cask also has the task of protecting the spent nuclear fuel from damage during shipment. The design of the cask is suited to fulfill the requirements of IAEA regulations. The cask is made of a tube-shaped forged steel with welded bottom that is lined on the inside and outside with welded-on stainless steel. Copper fins are welded to the cladding for heat dispersal. The cask is lifted with an overhead crane by means of shanks mounted in pairs. The cask is sealed with a double lid system.

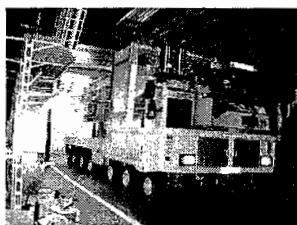


Fig.2 Transport vehicle

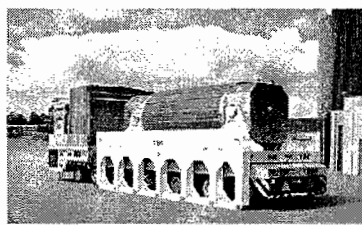


Fig.3 Transport cask

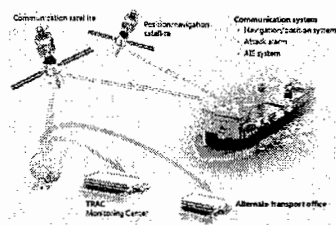


Fig.4 Monitoring system

Monitoring System

Monitoring system for sea transport presented in Fig.4 satisfies partly the requirements for physical protection required for transport of spent nuclear fuel, and partly the requirement of SKB and its operation organizations with regard to communication and follow-up during current transports. Transports are supervised by the monitoring center (TRAC). The vessel and TRAC have several independent communication systems for making contact, determining the position of the vessel. If a reason for elevated preparedness exists, TRAC must be able to take measures, for instance, call in supervisory personnel or police. It is important that TRAC has real-time information regarding transports currently underway.

REFERENCES

- [1] The Swedish Act (2006:263) on carriage of dangerous goods, 2006.
- [2] The Swedish Maritime Administration's regulations(SJOFS 1985:24), 1985.
- [3] The Swedish Maritime Administration's general recommendations on fire protection on ships and SJOFS (2004:31), 2004.
- [4] The Swedish Rescue Service Agency's regulation (SRVFS 2006:7), 2006.
- [5] IAEA Safety Standards Series No.TS-R-1, Regulation for safe Transport of Radioactive material, 2005.
- [6] IMO International Maritime Dangerous Goods(IMDG) Code, 1997.

상수원의 방사능 오염으로 인한 Risk 평가

정효준, 황원태, 김은한, 한문희

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

jeong1208@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성 물질을 이용한 테러의 대상은 사회혼란을 극대화하기 위해 인구 밀집 지역에 위치한 다중 이용시설이나 국가 주요시설이 될 수 있다. 또한, 그 형태는 지표, 지상 및 실내에서의 폭발로 인한 공기오염과 음용수와 관련된 시설물에 방사성물질을 투여함으로써 발생하는 식수오염 등이 있다. 두 가지 형태 모두 테러에 사용된 방사성물질의 양이 미미하다고 할지라도 대중의 불안 심리를 자극하기에 모자람이 없다. 따라서 테러에 사용되는 물질의 종류와 양 및 발생 장소에 따른 환경 중 방사성 물질의 농도와 인체에 미치는 영향을 파악해 볼 필요가 있다.

원자력시설의 운영 중 사고나 핵실험 등에 기인한 선원으로 인한 공기, 토양 및 지하수 오염 등은 과거 수 십년간 진행되어 왔었다. 방사능 테러도 원자력시설의 운영 중 사고나 핵실험 등과 크게 다르지 않으므로 테러로 인한 환경영향 및 위해도 평가도 동일한 방식으로 이루어질 수 있다. 본 연구에서는 방사성 물질로 인한 상수원 오염을 평가하였다. 대부분의 나라들이 상수공급을 위해 지표수를 사용하고 있으며, 적절한 양을 확보하기 위해 댐을 건설하여 운영하고 있다. 따라서 상수원에 방사성물질을 투여하는 테러의 형태를 가정해 볼 수 있다. 특히 우리나라와 같이 서울과 수도권에 거주하는 2천만 정도 인구가 동일한 수원을 사용하는 경우는 그 가능성이 더욱 크다고 할 수 있다.

본 연구에서는 서울과 수도권의 상수원인 팔당댐에 1987년 브라질 Goiania에서 분실된 Cs-137 50 TBq이 호수에 투입되었을 때를 가정하여 오염된 Cs-137로 인한 위해도를 평가하였다.

2. 방법 및 결과

팔당댐은 남한강과 북한강 및 경안천이 합류하여 이루어지는 하천형 호수이다. Cs-137을 팔당댐에 직접 투입하는 경우와 지천인 북한강에 투입하는 경우로 구분하여 평가하였다. 팔당댐에 직접투입하는 경우는 완전혼합을 가정하여 박스(Box) 모델의 형태로 모의(Simulation)하였으며, 북한강에 투입되는 경우는 동적모델(Dynamic model) 형태로 모의하였다. Cs-137 포함한 음용수로 인한 리스크를 평가하기 위해, EPA(Environmental protection agency)와 ORNL(Oak ridge national laboratory)에서 1999년 발표한 FGR 13(Federal Guidance Report No. 13)의 Cancer risk coefficients for environmental exposure to radionuclides에 제시된 Cs-137 단위피폭량에 따른 사망률(Mortality)과 유병률(Morbidity)을 이용하였다.

2.1. 호수내로 직접 투입되는 경우

투입된 Cs-137 50 TBq은 분말형태로 담수호인 팔당댐에 투입되어 완전혼합(Completely mixed)되고 남한강과 북한강에서 들어오는 유입수에 의해 희석이 일어나며 발전용수, 상수원수 취수 및 하천유지유량으로 여수로를 통해 방류된다. Cs-137 50 TBq이 호수로 유입되었을 때, 가장 효과적인 대응책은 댐으로 유입하는 유량을 늘려 희석효과를 높이는 것이다. 그러나 팔당댐의 유입량에 영향을 미치는 상류수원인 소양강댐과 충주댐의 용량이 제한적이기 때문에 무한정 희석수량을 늘릴 수는 없다. 따라서 본 연구에서는 사고시 댐의 유입량을 정상적으로 유지했을 경우와 유입유량을 증가시켰을 경우로 나누어 호수내의 Cs-137농도를 모사하였다. 그림 1은 호수내의 Cs-137의 농도를 나타낸 것이다. 상류수원의 양을 사고일로부터 5일째 까지 단계적으로 5배 증가시켜 대응 한 시나리오 2의 경우가 시나리오 1의 경우에 비해 급격하게 수중의 Cs-137농도가 감소하고 있음을 확인할 수 있다. 미국 DOE(Department of energy)에서는 음용수 중 Cs-137농도를 120pCi/L (4.44Bq/L)로 제한하고 있다. 팔당호의 물이 상수처리과정에서 Cs-137이 전혀 제거되지

않았다고 가정할 경우 미국 DOE의 기준을 만족하려면 상류수원을 증가시키는 대응행위를 취했을 경우 17.1일 후 사용가능하며, 그렇지 않을 경우 27일 이후에나 사용가능하다. 본 연구에서 가정한 사고의 경우와 같이 Cs-137로 인해 상수원 오염되었을 경우, 수돗물의 음용으로 인한 위험도를 평가하기 위해 사망률과 유병률을 계산하였다. 수돗물은 FGR 13을 참고하여 하루 1.11 L를 마시는 것으로 가정하였다. FGR 13에서 제시하는 사망률과 유병률에 대한 계수는 남녀 평균연령에 대한 것이므로 본 연구에서 제시하는 사망률과 유병률에 대한 값도 남녀 평균연령에서 위험도를 나타낸다. 수돗물 섭취로 인한 사망률계수(Mortality coefficient)는 $5.66E-10$ [Bq^{-1}]이며, 유병률계수(Morbidity coefficient)는 $8.22E-10$ [Bq^{-1}]이다. 팔당호에 Cs-137 50 TBq이 투입되는 방사능 테러가 발생한 경우 그림1에 나타난 곡선의 농도값을 Bq/L로 환산한 후 1.11 L를 곱하여 적분하면 1일 섭취된 Cs-137의 양을 알 수 있다. 시나리오 1의 경우 사망률은 $2.04E-06$, 유병률은 $2.97E-06$ 으로 나타났으며, 시나리오 2의 경우 사망률은 $7.18E-07$, 유병률은 $1.04E-06$ 으로 나타났다.

2.2 북한강에 투입된 경우

Cs-137 50TBq이 북한강에 위치한 청평댐에 투하된 후 완전 혼합이 일어나고 팔당댐으로 6시간 동안 방류되는 방사능 테러를 가정하였다. 그림2는 사고 후 6시간이 지난 시점의 Cs-137농도 분포를 나타낸 것이다. 6시간이 지난 시점에 유출된 Cs-137은 남한강과의 합류점 부근까지 영향을 미치고 있으며 최고농도는 $9,110 Bq/m^3$ 을 나타내고 있다. 그림 3은 팔당댐 취수지점에서의 Cs-137농도를 나타내고 있다. 취수지점의 Cs-137농도를 한달 간 음용할 경우 사망률의 위험도는 $2.99E-09$, 유병률의 위험도는 $4.34E-09$ 으로 나타났다.

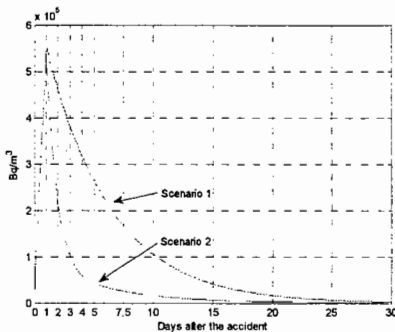


그림 1. 호수내 Cs-137의 농도

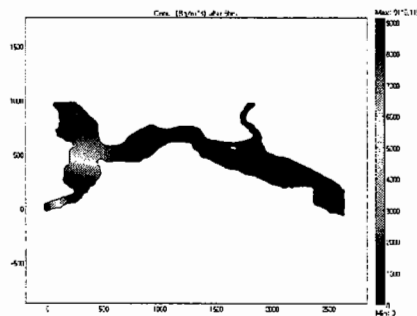


그림 2. 사고 6시간 후 Cs-137 농도 분포

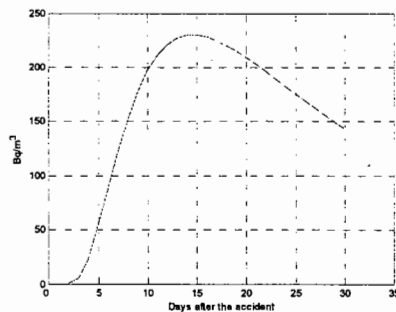


그림 3. 취수지점에서 시간에 따른 Cs-137 농도

3. 결론

방사능테러로 야기된 식수오염에 따른 Risk는 방사능 물질의 투입지점에 따라 시간적으로 크게 차이가 있다. 따라서 만일의 사고시 신속한 Risk 평가를 통해 취수 및 음용여부를 판단해야 할 것으로 판단된다.

KURT 내에서의 라돈에 의한 피폭선량 평가

정종태, 최희주, 최종원, 강문자, 최근식

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

jtjeong@kaeri.re.kr

1. 서론

라돈은 지각을 구성하는 암석이나 토양 중에 천연적으로 존재하는 우라늄(^{238}U)과 토륨(^{232}Th) 그리고 ^{235}U 이 몇 단계의 방사성붕괴를 거친 후 생성되는 무색, 무미, 무취하며 방사능을 띤 불활성 기체이다. 라돈은 생활환경 어디에나 존재하며 그 방출량은 암석 및 토양 중에 포함된 우라늄의 양에 따라 지역적으로 상당한 차이를 나타낸다. 라돈은 지반뿐만 아니라 건축자재, 상수, 취사용 천연가스 등을 통해서도 실내로 들어오지만 약 85%이상은 지각으로부터 방출된 것이다. 특히, 환기상태가 저조한 지하공간에서 라돈의 농도는 더욱 높으며 이로 인해 지하철역사 뿐만 아니라 지하공간에서의 라돈문제가 제기되고 있다. 지역에 따라서 차이가 크지만 평균적으로 연간 약 1.3 mSv를 피폭하며 이는 개인이 받는 방사선피폭량의 약 50 %를 차지하는 양이다. 본 연구의 목적은 원자력연구원에서 운영 중인 지하처분연구시설 내에서 2007년도에 측정된 라돈 농도와 이로 인한 피폭선량과 리스크를 평가하고 필요한 대책을 논하는데 있다.

2. 지하처분시설 내의 라돈 농도 및 피폭선량 평가

현재 ICRP에서는 라돈의 권고기준 (Action Level)을 $200 \sim 600 \text{ Bq/m}^3$ 으로 정하고 있으며 영국의 NRPB(National Radiological Protection Board)에서는 주택 내 라돈의 권고기준을 200 Bq/m^3 이하로 유지하도록 권장하고 있다. 또한, 미국 EPA (Environmental Protection Agency)에서는 환경중 라돈에 의한 인체 유해성은 라돈 4 pCi/l (148 Bq/m^3)가 인체에 흡입되었을 때 폐암에 걸릴 수 있는 확률이 1,000명당 13~50명이며, 약 20 pCi/l (740 Bq/m^3)에 노출될 경우 흡연자가 하루 담배 1갑을 피우는 것과 같은 정도의 위험성을 가진다고 보고하였다. 또한 주택내 공기중 라돈의 권고기준을 4 pCi/l (148 Bq/m^3) 이하로 유지하도록 권장하고 있다. UNSCEAR에서 제시하는 연간실효선량은 1.0 mSv/yr 이다.

원자력연구원 내 지하처분연구시설 방사선환경 조사계획에 의하면 환경방사선 뿐만 아니라 옥상시료로써 공기중 라돈 농도와 지하수 내의 삼중수소와 우라늄 농도를 매 분기마다 측정하고 있다. 이중 라돈농도는 알파트랙검출기(Alpha Track Detector)를 이용하여 측정하며 2007년도 분기별 측정 결과는 Table 1에 요약된 바와 같다. 국내 방사선 방호 등에 관한 기준에 의하면 팔핵종을 포함한 경우, 유도 공기중농도는 $1,000 \text{ Bq/m}^3$ 이다. 측정 결과에 의하면 3분기에 실험 모듈들에서 기준치를 초과하였다. 따라서, 이에 대한 원인분석을 통해 농도 증가 원인을 규명하고 감소 대책을 수립해야 한다. 현재 강제환기를 통하여 라돈농도를 기준치 이하로 유지하고 있지만 증가 원인에 대한 근본적인 분석에 기초한 지하처분연구시설 내 라돈농도 감소대책이 수립되어야 한다.

라돈에 의한 피폭선량 평가는 의생태학적 평가에 기초한 ICRP 선량변환 인자를 이용하는 방법과 UNSCEAR에서 제안한 유효선량변환인자를 이용하는 방법이 있는데 100 Bq/m^3 에 노출되었을 경우, 라돈에 의한 연간 유효피폭선량은 각각 1.72 mSv와 2.5 mSv가 된다. 본 연구에서는 WISE(World Information Service on Energy Uranium Project)에서 개발한 Radon Individual Dose Calculator를 이용하여 피폭선량을 평가하였다. 평가에 기본 입력자료로써, UNSCEAR에서 제안한 선량변환인자 $9 \text{ nSv/(Bq} \cdot \text{h} \cdot \text{m}^{-3})$, 연간작업시간 2달 (340 시간), 라돈 평형인자 0.4, 선량인자 (Dose Factor)로써 작업자의 경우에는 5 mSv/WLM , 일반인의 경우에는 4 mSv/WLM 를 이용하였다. 평가결과는 Table 2에 요약된 바와 같다.

Table 1. 2007년도 분기별 공기중 라돈 측정 결과 (Bq/m³)

측 정 지 점	1/4분기	2/4분기	3/4분기	4/4분기
시설 입구	37.7	16.7	52.2	53.3
터널 중앙 통로	100.3	352.6	725.2	179.1
터널 좌측 실험 모듈	122.5	488.0	1198.8	*
터널 우측 실험 모듈	111.4	552.8	1124.8	323.4
터널 중앙 실험 모듈	108.0	593.5	1036.0	257.2

* 시추공 공사 중 검출기 분실로 인한 측정 불가

Table 2. 2007년도 분기별 공기중 라돈에 의한 피폭선량 (mSv/yr)

측 정 지 점	1/4분기	2/4분기	3/4분기	4/4분기
시설 입구	0.04	0.02	0.16	0.06
터널 중앙 통로	0.11	0.38	0.77	0.19
터널 좌측 실험 모듈	0.13	0.52	1.28	*
터널 우측 실험 모듈	0.12	0.59	1.20	0.35
터널 중앙 실험 모듈	0.12	0.63	1.11	0.27

3. 결론

지하처분연구시설 내 2007년도 분기별 라돈 농도 측정결과를 토대로 라돈에 의한 연간 피폭선량을 평가하였다. 측정결과에 의하면 3분기에 국내 기준을 초과한 라돈 농도가 측정되었는데 이에 대한 원인규명과 이에 기초한 저감대책 수립이 필요하다. 또한, 보수적인 결과를 얻기 위해 ICRP에서 제안한 자료가 아닌 UNSCEAR에서 제안한 자료를 이용하여 평가한 결과에 의하면 성인이 받는 연평균 실효선량 2.4 mSv 이하의 값을 나타내며 라돈에 의한 연평균 실효선량 1.3 mSv보다 적은 값을 나타낸다. 그러나, 이는 지하처분연구시설 작업 종사자들이 받게되는 추가적인 피폭선량이 되므로 환기나 강제통풍 방법 등을 이용하여 라돈 농도의 저감 방안이 수립되고 시행되어야 한다.

감사의 글

본 연구는 교육과학기술부가 주관하는 원자력 중장기 연구의 일환으로 수행되었습니다.

원자력시설 방사성유출물 설계목표치의 개선 필요성 검토

전제근, 문종이, 최경우, 김홍태
 한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19번지
k393cjk@kins.re.kr

1. 서론

원자력시설의 운영시 액체 및 기체방사성물질의 환경배출이 발생하며, 방사성물질의 환경배출은 직·간접적으로 원자력시설 주변주민과 생태계에 영향을 미치게 된다.

따라서 원자력시설로부터의 방사성물질의 환경배출에 따른 영향을 규제하기 위하여, 환경상의 위해장지를 위한 원자력시설의 설계목표치가 교육과학기술부고시 제2002-30호에 제시되어 있다. 원자력시설은 설계시의 약정사항이 운영시에도 준수되어야 하므로, 당 설계목표치는 운영중인 원자력시설에도 동일하게 적용된다.

그러나 당 설계목표치는 ICRP-60 권고의 국내 도입에 따라 기존의 10CFR50 Appendix I의 기준을 일부 수정한 것으로서, ICRP-60 권고에 따른 유효선량의 도입이 명확히 적용되지 않고 있는 실정이다.

따라서 당 고찰에서는 현 방사성유출물 설계목표치의 개선필요성과, 또한 액체 및 기체 유출물의 방출한계치에 대한 국외 현황에 대해서도 여부에 대해 살펴보았다.

2. 관련 국내 규제요건

원자력시설로부터의 방사성유출물에 대한 관계법령은 다음과 같다.

- 원자력법 제22조(허가기준)
 발전용원자로 및 관계시설의 운영으로 인하여 방사성물질 등에 의한 국민의 건강 및 환경상의 위해방지에 지장이 없을 것
- 원자력법 시행령 제323조의2(환경상의 위해방지)
 2. 기타 방사선위해방지를 위하여 과학기술부장관이 정하는 기준에 적합할 것
- 과학기술부 고시 제2002-23호
 · 제16조(환경상의 위해방지) ② 영 제323조의2 제2호에서 규정한 "기타 방사선 위해방지를 위하여 해당 시설의 설계에 적용할 기준"이라 함은 다음 각 호와 같다.

유출물에 대한 설계목표치는 상술한 바와 같이 교육과학기술부고시 제2002-30호 16조 2항에 제시되어 있으며, 주요 내용은 다음과 같다.

1. 해당시설의 설계에 적용할 기준
 - 가. 기체상태의 방출물에 의한 제한구역 경계에서의 연간선량.
 - 1) 감마선에 의한 공기의 흡수선량 : 0.1 mGy, 2) 베타선에 의한 공기의 흡수선량 : 0.2 mGy.
 - 3) 외부피폭에 의한 유효선량 : 0.05 mSv. 4) 피부등가선량 : 0.15 mSv.
 - 5) 입자상 방사성물질, H-3, C-14 및 방사성 옥소에 의한 인체 장기 등가선량 : 0.15 mSv.
 - 나. 액체상태의 방출물에 의한 제한구역 경계에서의 연간 선량.
 - 1) 유효선량 : 0.03 mSv. 2) 인체 장기 등가선량 : 0.1 mSv.
2. 동일부지내의 다수의 원자력관계시설을 운영하는 경우에 적용할 기준
 - 가. 제한구역 경계에서의 연간 선량
 - 1) 유효선량 : 0.25 mSv. 2) 감마선 등가선량 : 0.75 mSv.
3. 국외 관련 규제요건/기술기준

미국을 포함한 주요 국가들의 방사성유출물에 대한 운영기준은 다음과 같다.

 - 가. 미국
 - 단일시설에 대한 설계기준(10CFR50 부록 I)
 - 1) 기체상태의 방출물에 대한 연간선량.
 - 가) 감마선에 의한 공기의 흡수선량 : 0.1 mGy. 나) 베타선에 의한 공기의 흡수선량 : 0.2 mGy.
 - 다) 외부피폭에 의한 전신선량 : 0.05 mSv. 라) 피부등가선량 : 0.15 mSv.
 - 마) 입자상 방사성물질 및 방사성 옥소에 의한 인체 장기 등가선량 : 0.15 mSv.
 - 2) 액체상태의 방출물에 대한 연간 선량.
 - 가) 전신선량 : 0.03 mSv. 나) 인체 장기 등가선량 : 0.1 mSv.

◦ 동일부지내 대한 운영기준(40CFR190)

1) 전신선량 : 0.25 mSv. 2) 갑상선선량 : 0.75 mSv. 3) 기타 장기 선량 : 0.25 mSv.

나. 러시아 : 단일 원자력시설 운영기준 연간 0.01mSv

다. 일본 : 단일 원자력시설 운영기준 연간 0.05mSv

라. 영국 : 단일 원자력시설 운영기준 연간 0.3mSv, 부지당 운영기준 연간 0.5mSv

마. IAEA : IAEA에서는 지난 45년간 유출물방출한계치에 관한 TECDOC 보고서(Practical Aspects of Setting Authorized Limits for Radioactive Discharges) 발간을 준비하여 오고 있으며, 당 보고서는 2008년중 발간될 예정이다. 당 보고서에는 각국의 유출물방출한계치에 대한 현황과 IAEA의 제안 등이 기술될 예정이다.

4. 설계목표치 개정 필요성 검토

가. 연구용 및 상업용 원전의 경우

현재 국내의 설계목표치는 타 국가에서의 사례와 같이 현재 설계목표치는 유효선량을 충실히 반영하도록 개선의 여지가 있다. 이를 위해 2006년 고리 및 영광 원전부지별 연간 액체 및 기체유출물 배출에 따른 유효선량 및 외부유효선량 기준인 0.03mSv/yr 및 0.05mSv/yr를 별도의 기준없이 유효선량만을 기준으로 정할 경우에 대하여 기존 선량기준들과 비교하여 보았다(표1 참조). 또한 신규원전 건설시의 사례에도 적용하여 보았다(표2).

부지 유출물별	고리부지(mSv/yr)						영광부지(mSv/yr)					
	기체			액체			기체			액체		
기준 선량	외부유 효선량	피부선량	갑상선 선량	유효 선량	갑상선 선량	유효선량	외부유 효선량	피부선량	갑상선 선량	유효선량	갑상선 선량	유효선량
기준값	0.05	0.15	0.15	0.05	0.1	0.03	0.05	0.15	0.15	0.05	0.1	0.03
기준값과 비(%)	1.16E-1	1.91E-1	4.59	13.7	5.67E-3	6.27E-3	2.04E-2	1.59E-2	2.53	7.58	4.15E-2	8.77E-2

표1. 2006년도 고리 및 영광부지 기체 및 액체 유출물에 의한 주민피폭선량의 기준값과의 비교

부지 유출물별	고리부지(mSv/yr)			
	기체			
기준선량	외부유효선량	피부선량	갑상선선량	유효선량
기준값	0.05	0.15	0.15	0.05
기준값과 비(%)	9.32	21.30	46.70	58.80

표2. 신규건설원전 기체유출물에 의한 주민피폭선량의 기준값과의 비교

표1과 표2에서와 같이 기체의 경우 외부유효선량기준(0.03mSv/yr)을 유효선량기준으로 적용시 기존의 갑상선선량의 결과보다 다소 보수적인 것으로 나타나고 있다. 액체의 경우에는 표1에서와 같이 운영중 원전에 대해 갑상선선량과 유효선량이 비슷한 값을 나타내어 삭제의 가능성을 나타내고 있다.

나. 기타 시설의 경우

일부 원자력이용시설의 경우에는 액체 및 기체 유출물에 의한 주변 주민에 대한 방사선적 영향보다 직접피폭에 의한 영향이 더 클 수 있으나, 관련 관련기술기준에는 직접피폭의 영향이 반영되지 않고 있어, 유효선량기준에 유출물에 의한 영향외에 직접선량의 영향을 반영하도록 개선할 필요가 있다.

다. 그 외 고려사항

최근 IAEA 및 유럽국가들에서는 원자력이용시설의 운영에 따른 방사선적 영향을 인간 외에 생태계까지 보호하기 위하여 노력을 경주하고 있다. 따라서 우리나라에서도 IAEA를 포함한 국외의 추세가 반영될 가능성이 크며, 향후 원자력시설의 설계목표치에는 인간뿐만 아니라 생태보호를 위한 관련 기술기준이 개발되어야 할 것이다.

5. 결 론

원자력시설의 운영시 액체 및 기체방사성물질의 환경배출에 따른 방사성유출물 설계목표치의 개선필요성 여부 및 유효선량기준만을 적용할 경우에 대해 살펴보았다. 현재의 설계목표치는 미국 10CFR50 Appendix I의 design objective를 일부 변형하여 도입한 것으로서 향후 ICRP-60을 충실히 반영할 수 있도록 개선의 여지가 있다. 이러한 설계목표치의 개선에는 설계목표치가 도입된 미국의 최근동향 및 그 외 국가들의 현황들이 반영되어야 할 것이다.

원자력시설의 운영중 방사성유출물에 의한 환경상의 위해방지를 위한 국내법규의 고찰 및 개선방향

황원태, 김은한, 한문희, 윤정현*, 김창락*

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

*한수원(주) 원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1

wthwang@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설 (이하 시설)을 운영하는 사업자는 방사성유출물로 인한 환경상의 위해 방지를 위해 환경조사 및 분석, 주민선량평가를 주기적으로 수행하여 그 결과를 정부에 보고할 의무를 가진다. 이들 두 의무사항은 상호 보완적 관계에 있는데 주민선량평가는 1) 많은 지점에 대한 방사능측정 및 분석 비용과 2) 현재의 과학적 수준에서 계측기의 측정한계 3) 자연준위의 넓은 변동으로 시설 운영의 영향과 구분의 어려움 등으로 인한 수학적 모델을 사용하여 예측한다. 실제로 시설당 공기중 감마 흡수선량의 방출기준치는 0.1 mGy/yr이며, 이는 시설에서 방사성유출물을 기준치까지 배출하여도 실제 측정량인 공기중 조사선량은 약 11.4 mR/yr (1R=0.00876 Gy)의 상승에 불과하다. 대덕원자력시설부지에서 자연준위는 80~120 mR/yr 정도이며 결과적으로 그러한 상승이 자연준위의 변동과 계측의 오차 등으로 자연준위와 구분이 쉽지 않다. 일반인에 대한 피폭선량은 오염경로와 피폭자의 생활습성 등의 불확실성으로 매우 보수적 가정 (예로 피폭자는 24시간 동안 일년내내 최대 피폭지점에 거주하며, 또한 동 지점에서 모든 식품을 생산하여 섭취한다고 가정)하에 평가하게 된다. 따라서 그러한 예측결과는 피폭자가 실제 받은 선량이라기 보다는 극히 보수적 가정에 평가하여도 기준치 초과를 허용하지 않겠다는 환경방호에 대한 보수성 또는 엄격성이 담겨져 있다. 방사성유출물에 대한 법적 기준치는 교육과학기술부 고시 제 2002-23호 16조[1]에 제시되어 있으며, 본 논문은 동 고시의 고찰을 통해 향후 개정시 국내 방사선 환경방호에 대한 발전적 개선을 위해 준비되었다.

2. 국내법규의 고찰

1) 선량평가지점의 선정

동 고시에서 최대피폭 선량평가지점은 제한구역경계로 규정하고 있다. 제한구역은 원자력법 시행령 제 2조 13항[1]에 모호하게 정의되어 있지만 이는 동 고시에서 의미하는 것과 차이가 있는 것으로 판단한다. 동 시행령에서 정의된 제한구역은 원자력시설의 사고시 일반인 또는 주민의 신속한 보호조치를 위한 배타구역 (exclusion area)을 의미하는 것으로 동 구역은 시설이 운영되는 한 사업자는 최소한의 토지매입의 의무와 더불어 토지 재산권, 개인의 이동 및 제한 등의 모든 권한을 가진다. 동일 부지에 복합시설이 운영되는 경우 개별 시설마다 배타구역이 설정되며 미연방규제법 (10 CFR 100)[2]에서는 사고 누설 직후 2시간동안 전신선량 250 mSv, 갑상선선량 3,000 mSv를 초과하지 않게 설정하도록 규정하고 있다. 비록 국내법규에서는 사고와 정상운영을 구분없이 동일하게 제한구역의 용어로 표현하고 있지만 정상운영중 주민선량평가를 위한 제한구역은 배타구역과는 다른 의미를 가진다. 제한구역은 시설의 운영에 따른 개인의 방사선방호를 위해 사업자가 일반인을 통제하는 구역으로 사업자는 제한구역경계까지 반드시 토지 매입의 의무를 가질 필요는 없다. 즉 제한구역은 사업자가 소유하는 부지경계의 내 또는 외곽에 설정될 수 있다. 만일 제한구역을 부지경계의 외곽에 설정할 경우 경비원 등을 고용하여 일반인의 접근을 통제해야 하며, 부지경계의 내에 설정할 경우 제한구역경계와 부지경계 사이는 주민의 거주시설, 학교나 교회와 같은 공공시설, 상업 및 오락 시설 등이 허용될 수 있다. 미연방규제법 (10 CFR 50)[2]에서도 시설의 정상운영에 대해서는 비제한구역 (unrestricted area) 또는 소외 (off-site)의 용어를 사용하고 있다. 국내 원자력시설의 경우 부지경계 이내는 일반인의 일상적 활동이 금지되어 있으며 부지경계와 제한구역경계는 동일하다고 볼

수 있다. 그동안 국내 법규는 가압경수형 원전에 근거하여 제정되었으나 국내 원자력산업의 다변화로 법규에 제한구역경계와 같이 특정지점의 명시는 옳치 않다고 판단된다. 예로 하나로 연구용 원자로는 정상 운영시 68m 굴뚝을 통해 기체상 유출물이 방출되며 최대 피폭지점은 기상조건에 따라 부지경계 외곽에서도 발생 가능하기 때문이다. 따라서 동 고시에 기술된 제한구역보다는 부지경계 외곽 최대 피폭지점이 보다 명확하고 적절한 표현이라고 판단된다.

2) 평가대상의 선정

주민이란 일정기간동안 거주할 목적으로 일정지역에 살고 있는 사람으로 거주성이 수반되어야 한다. 어떤 경우에는 주민이란 용어대신 일반인으로 표기하지만 이 또한 자발적 피폭을 받지 않는 개인을 말한다. 따라서 방사선 작업종사자나 시설의 부지에 사업 등으로 수시로 출입하는 사람, 방사성물질을 수송하는 일반 운전자 등은 직업피폭 (occupational exposure)에 해당한다. NRC에서도 통제구역 (controlled area) 또는 제한구역에서 작업으로 인한 피폭은 직업피폭으로 분류하고 있다. 즉 피폭자의 신분이 아닌 피폭영향을 받는 위치에 따라 일반인피폭 (public exposure)과 직업피폭으로 구분하고 있다는 것이다. 따라서 주민선량 평가대상은 비제한구역에서 생활하는 주민을 대상으로 평가하는 것이 타당할 것이다.

3) 용어의 개선

원자력법 시행령[1]에서는 일반인에 대한 선량한도 그리고 교육과학기술부 고시에서는 원자력시설과 부지당 방출기준치를 제시하고 있다. 많은 경우 방출기준치와 선량한도를 혼용하여 사용하고 있으며, 심지어 방출기준치를 방출제한치로 표기하는 경우도 있다. 선량한도 (dose limits)는 일반인이 피폭을 받을 수 있는 상한치 (upper limits)이며, 이는 국어로 제한치와 의미가 유사하다. 동 고시에 제시된 방출기준치는 상한치 또는 제한치의 개념이 아니며 사업자가 보다 깨끗한 환경을 보전하기 위해 달성하고자 하는 목표치 (objectives)에 개념이다. 기준치 (standards)라는 용어도 한도치와 목표치를 모두 포괄하는 의미로 받아 들여지며, 일반인에게 의미의 명확한 전달을 위해서는 목표치 또는 지침값 (guidances) 등의 표현이 보다 적절하다고 판단된다.

동 고시에서는 단일 시설의 운영으로 외부피폭에 대한 유효선량과 피부등가선량의 기준치를 제시하고 있다. 국내 법규의 모태는 미연방규제법에 근거하며, 동 법에서는 피폭경로별 기준치를 제시하고 있다기 보다는 핵종군별 목표치를 설정하고 있다. 이 경우 국내 선량평가 담당자는 국내 법규 기준치와 비교에 있어 지표침적에 의한 외부피폭영향을 포함해야 할 지에 대해 혼란을 가진다. 따라서 평가자에 대한 보다 명확한 의미 전달을 위해서는 불활성기체에 의한 유효선량과 피부등가선량으로 표현하는 것이 보다 적절할 것으로 판단된다.

4) 부지당 방출기준치의 개선

동 고시에서는 시설 뿐 아니라 부지당 방출기준치도 만족하도록 규정하고 있다. 부지당 방출기준치는 유효선량과 갑상선 등가선량에 대해서만 제시하고 있으나 원전연료 가공시설 등과 같이 특정 핵종이 특정 장기에 지배적인 방사능 위해를 방지하기 위해서는 장기 등가선량에 대한 기준치 도입이 필요하다. 미연방규제법 (40 CFR 190)[2]에서는 갑상선을 제외한 장기에 대한 기준치 또는 지침값을 전신선량과 동일하게 설정하고 있다.

3. 결론

본 논문에서는 주민선량 평가자의 경험에서 가장 중요한 부분이며 그동안 많은 혼돈이 있었던 교육과학기술부 고시 제 2002-23호 16조의 고찰을 통해 국내 방사선방호에 대한 보다 발전적 개선방향에 대해 논하였다. 향후 방사능방호 전문가 뿐만 아니라 국어학자 등이 모여 충분한 논의가 이루어져 원자력환경에 대한 일반인의 불필요한 오해가 없었으면 하는 것이 저자의 바램이다.

참고문헌

[1] 교육과학기술부 고시 제 2002-23호 및 원자력법 시행령

[2] 10 CFR Part 50, 10 CFR Part 100, 40 CFR Part 190

제4분과

방사선 안전 및 환경 (Poster)

국내 중수로원전의 사고 시 선량평가의 신규코드 적용

방선영, 이갑복, 정양근

한국전력공사 전력연구원, 대전광역시 유성구 문지로 65

afgm5295@kepc.co.kr

1. 서론

월성 1호기에 대한 주기적 안전성평가 결과, 안전성 보완사항의 하나로서 최신기준에 따른 기존 안전성분석의 타당성을 재확인하여야 할 필요성이 제기되었으며 주기적 안전성 평가관련 법적요건 상 안전해석은 최신 기술기준 대비 안전성을 평가하게 되어있다. 또한 2012년이면 설계수명에 도달하는 월성1호기의 계속운전을 위하여 주요 설비의 교체를 계획하고 있으며 이에 대한 안전성을 입증할 필요가 있다. 중수로를 운영하고 있는 캐나다에서는 안전해석 코드의 IST(Industry Standard Tool) 버전을 개발하여 코드의 V/V(Verification and validation)과정을 거쳤을 뿐만 아니라 안전현안 사항들도 반영하였다. 이에 월성1호기 사고시의 안전해석 시 신규 최신코드 적용을 통한 주민선량평가 방법론 확립의 필요성이 제기되었다.

2. ADDAM(Atmospheric Dispersion and Dose Analysis Method) code의 개요

기존까지 중수로 원전(CANDU 형)의 사고 시 선량평가는 캐나다 CAN/CSA N288.2 7th Draft를 기준으로 하여 이루어지고 있다. 위의 규정을 이용하여 상용화된 선량평가 프로그램은 PEAR(Public Exposures from Accidental Releases) code이다. PEAR 코드는 우리나라 중수로 원전인 월성원전의 FSAR의 사고시 주민선량 평가부분의 코드로 사용되었다. 캐나다에서 CAN/CSA N288.2-M91이 신규 발간되어 기존규정을 변경하여 캐나다 AECL에서 개발된 코드가 ADDAM(Atmospheric Dispersion and Dose Analysis Method) code이다. 사고 시 대기확산평가는 부지특성, 피폭대상특성 방출특성, 기상조건을 파악해야 한다. 신규 선량코드인 ADDAM은 다음과 같은 7단계를 통하여 주민선량평가가 이루어진다. 1) 유효방출높이의 계산, 2) 확산계수의 계산 및 가우시안 모델을 이용한 확산인자 도출, 3) capping inversion(역전층), 분해에 의한 보정인자의 계산, 4) plume depletion 과 침적에 의한 보정, 5) 시간경과 따른 선량계산, 6) 거주시간에 대한 선량보정, 7) 신체장기 및 연령그룹별 개인 및 집단선량 계산한다. 부지특성 자료에는 방출높이, 방출부의 종류 및 크기, 건물배열, 그 밖의 주변부지 특성이 포함되며 인구분포와 거주시간, 거주자 관련 특성이 필요하다. 사용자 입력파일에는 기상, 핵종, 방출자료 파일, 선량계산 옵션, 출력 제어 옵션 등이 포함된다. 방출데이터 자료는 ADDAM의 방출데이터는 방출경로 별 총 방출량 M(kg), 에너지 E(j), 방사능 Q(TBq)로 구성 됨. 방출데이터는 두 가지로 나누어진다. 첫 번째는 방출 후 특정 시간까지의 누적량, 누적에너지로써, 특정 시간 경과까지의 방출물의 평균속도, 밀도와 온도를 계산하는데 사용되며 두 번째는 특정시간 경로별 누적 방사능으로써 SMART 코드와 SMART-PEAR interface 파일을 이용하여 특정시간 경과까지의 방사능을 분석한다. 방출시간 기준으로 Δt 가 600~3600초 범위일때 Short-term 방출, 3600~86400초 범위는 Prolonged-term 방출로 정의한다. 600sec 이하의 Prompt-term과 86400sec 이상의 Long-term은 ADDAM 코드에서는 사용하지 않는다. 기상데이터에는 온도, 수직 기온감률, 수평 풍속, 수평 풍향, 대기안정도(A~F, G는 옵션), 시간평균 강수량, 안개일수 등이 필요하다.

3. 기존코드와 신규코드와의 비교 및 결론

신규 개발코드의 국내적용을 위해서는 신규코드가 기존코드의 미흡한 점을 보완하여 개발되었기에, 각 코드의 장단점을 비교, 분석하는 것이 필요하다. PEAR와 ADDAM 코드에 대한 비교를 다음 <Fig.1>에 나타내었다. 우선 PEAR 코드는 기존 대기안정도를 6등급으로 사용하나 신규규정은 7등급으로 변경되어 이를 적용하기 어렵다. 또한 사용자 관점에서 볼 때 입력 기상데이터를 방출기간에 따라 각각 재생산 해야 하는 단점이 있으나, ADDAM 코드는 방출기간이 포함된 기상데

이터를 입력하면 자동적으로 기상데이터를 받아들여 사용자의 작업효율을 높였다. 또한 PEAR 코드는 보다 현실적으로 개정된 선량환산인자를 미반영하고 있으므로, 선량값이 매우 보수적으로 산출된다. 기존 PEAR 코드가 가지는 문제점과 단점을 보완한 ADDAM 코드의 국내 중수로 원전에의 적용은 기존 중수로 원전의 사고 시 주민선량평가 규정의 변경과 함께 월성원전 계속운전에 필요한 인허가 변경 시 주민선량평가에 사용 될 예정이다.

	PEAR Public Exposure from Accidental Releases	ADDAM Atmospheric Dispersion and Dose Analysis Method
Standard	CAN/CSA N288.2 7 th Draft	CAN/CSA N288.2-M91
대기안정도	6등급	7등급(6등급 추가)
입력 기상데이터 의 효율	낮다(방출기간에 따라 각각의 기상데이터 필요)	높다(방출기간과 무관하게 자 동적으로 산출)
데이터 성격	매우 보수적	현실적
오류	몇몇 사고해석 시 규제한계 초과 선량환산인자 개정분 미반영 해변, 수변 선량평가시 기상 데이터 선정오류	오류 수정

Fig 1. Comparison the PEAR with ADDAM code

REFERENCES

- [1] Atomic Energy of Canada Limited, "Computer Code Documentation for Calculations and Analyses, ADDAM Version 1.0 Theory Manual", CW-111090-225-002 Revision 0 (2003)
- [2] Atomic Energy of Canada Limited, "ADDAM Version 1.0 User's Manual", CW-111090-225-008 Revision 0 (2003)
- [3] Atomic Energy of Canada Limited, "PEAR-F77 VER-2.0", TTR-580 (2003)
- [4] Canadian Standards Association, "Guidelines for Radiological Monitoring of the Environment", CAN/CSA-N288.2-M91 (2003)

고준위 선량률 측정기 선형성 점검 방법 소개

서장수*, 송재준, 윤정환, 전상환, 원유호*

세안기술(주) 대전사업소, *한수원(주) 원자력발전기술원

el911@sae-an.co.kr

1. 서론

방사선량률 측정기는 정기적인 교정을 통하여 교정상수를 산출하고 이를 적용하여 측정값을 산출하도록 하고 있다. 그러나 일반적으로 교정 상수는 측정기의 특정 Range에 대하여 산출한 값이며, 이를 전 Range에 적용할 경우 선량률에 대한 측정기의 선형성이 보장되어야 함을 전제로 하고 있다. 선량률 측정기의 선형성에 대한 조정은 제작사에서 하는 것을 원칙으로 하고 있으나 특별한 기기 고장이 아닌 경우 교정 전 한정된 범위의 조정으로 기기의 신뢰성을 높일 수 있으며, 본 논문에서 Automess 사의 6112B 모델의 예를 들어 그 방법을 소개하고자 한다.

2. 본론

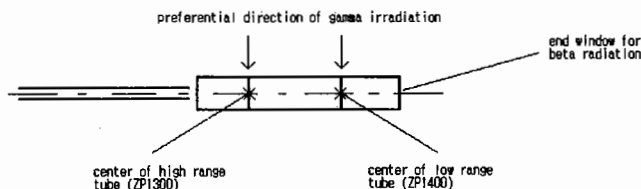
현재 원자력발전소에서 사용하고 있는 모델 6112B의 측정 Range는 표 1과 같으며, 이 중 A~D Range 별 각 3개 point(총 12개 point)에 대하여 교정상수를 산출하여 사용하고 있다. 한 개의 Range를 교정하여 교정 상수를 산출하는 것이 일반적인 방법이나, 광범위한 선량률의 측정을 필요로 하는 발전소의 특성상 모든 Range의 교정을 수행하고 있으며, 이러한 경우 각 range의 평균 교정상수를 대표 교정 상수로 적용하기 위하여서는 선량률에 대한 검출기의 선형성이 보장되어야 한다. 교정 중 일부 발전소의 측정기에서 특정 구간의 선형성이 범위를 벗어나 제작사 매뉴얼을 토대로 조정을 실시하였으며, 그 결과를 표 2에 나타내었다.

표1. 6112B의 측정 Range 및 조정 스위치

	Range	Potentiometer	Detector(GM Tube)
A	10 Sv/h	P2	ZP1300
B	500 mSv/h	P6	
C	20 mSv/h	P3	ZP1400
D	500 μ Sv/h	P4	
E	20 μ Sv/h	P5	

조정 절차는 다음과 같다. Range A와 B의 지시 조정은 P2와 P6뿐 아니라 Probe head에 있는 P7으로도 조정된다. P7은 high range probe(ZP1300)의 anode 저항을 조정한다. P7을 시계 방향으로 돌리면 anode 저항을 줄여 Linearity와 지시값이 증가하는 방향으로 조정할 수 있다. P7은 Range A의 좋은 선형성을 얻기 위해 조정한다. 그러므로 항상 Range A를 Range B에 앞서 조정하고 만약 그렇지 않으면 Range B를 다시 조정해야 한다.

1. Probe head의 P7의 경우 최초의 조정, 특히 검출기(ZP1300)를 교환했거나 새로운 tube 특유의 불감시간(dead time)을 모른다면 중심 위치에 있도록 한다.



2. Range A를 선택하고 7.5 Sv/h를 조사한다. P2를 적절히 조절한다.

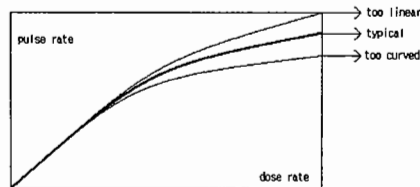
3. 선택한 Range A에 그대로 두고 1 Sv/h를 조사한다. 만약 지시가 맞으면 단계 4로 넘어가고 높으면 P7을 시계방향으로 돌리고 낮으면 반시계방향으로 돌리고 단계 2로 되돌아간다.
4. Range B를 선택하고 400 mSv/h를 조사하고 P6를 적절히 조절한다.
5. Range C를 선택하고 10 mSv/h를 조사하고 P3를 적절히 조절한다.
6. Range D를 선택하고 300 μ Sv/h를 조사하고 P4를 적절히 조절한다.
7. 6112B를 닫고 모든 Range를 한번 더 체크한다.

표 2. 선형성 조정 결과(2007년.12월 ~ 2008년.3월)

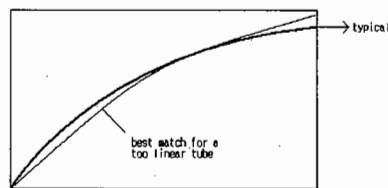
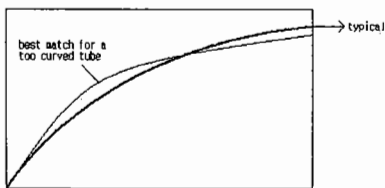
단위 : 건

potentiometer 발전소	P7	P2	P6	P3	P4
A	9	0	8	8	2
B	15	0	10	6	6
C	5	0	4	4	5
D	4	2	5	4	4
E	7	1	7	5	4
F	11	3	16	18	4

GM tube의 pulse rate는 저 선량에서 dose rate의 반대로 too linear로 될 것이나 고 선량 pulse rate에서는 불감시간을 잃기 때문에 saturation value에 가까워질 것이다. 평균 불감시간의 tube는 typical 반응을 보이고 평균보다 짧은 tube는 too linear 반응을 보이며, 평균보다 긴 tube는 too curved의 결과를 나타낼 것이다.



linearity error가 $\pm 10\%$ 를 넘지 않는 한 특별한 조치가 필요하지 않다. $\pm 10\%$ 는 일상적인 linearity error이기 때문이다.



만약 linearity error가 high range tube(ZP1300)에서 커진다면 단계 3의 P7 조정을 해야 하나 low range tube(ZP1400)에서 linearity error가 커진다면 그 tube는 정상적이지 않는 불감시간의 특성을 가진 것으로 보인다. 이러한 경우 tube의 교환을 고려해야한다.

3. 결론

특별한 기기 고장이 아닌 경우에 한하여 제한적인 linearity의 조정은 가능하나 일반적인 방법은 아니며, 실제 측정 시에는 Range 별 교정 상수를 적용하여 측정의 정확성을 기하는 것이 바람직할 것이다.

참 고 문 헌 (REFERENCES)

1. 6112 B Calibration Manual

Silicotitanate와 AMP-PAN에 대한 방사성 핵종(Co^{2+} , Sr^{2+} , Cs^+)의 흡착 특성 평가

이영채, 신원식, 최상준

경북대학교 환경공학과, 대구광역시 북구 산격동 1370번지

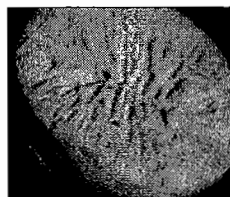
chae0110@hotmail.com

1. 서론

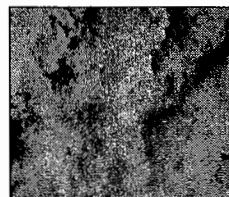
원자력 산업에서는 막대한 양의 물을 사용하여 핵반응으로 발생하는 열을 냉각시키기 위해 많은 양의 방사성 폐액이 배출되고 있다. 이는 원자력 산업의 보급에 주요 장애 요인으로 지적되어 왔다. 방사성 폐액에는 코발트(Co), 스트론튬(Sr) 및 세슘(Cs) 등의 방사성 핵종이 함유되어 있으며, 원전에서 발생하는 방사성 폐액의 처리에는 주로 폐액 증발이 적용되어 왔다. 그러나 최근에는 이온교환법이 폐액 증발의 대체 공정으로 이용되고 있으며, 점차 그 비율이 증가하고 있는 추세이다. 하지만 이온 교환 공정에 이용된 이온교환수지는 방사성 핵종에 대한 선택성이 떨어지기 때문에 많은 양의 폐수지가 발생될 뿐만 아니라 Cs 와 같은 특정 핵종의 제염 성능이 낮아지는 문제점을 안고 있다. 이러한 문제점을 해결하기 위하여 방사성 폐액 내 방사성 핵종만을 선택적으로 제거함으로써 기존 이온 교환 공정의 효율을 높이고, 2차 폐기물의 부피를 대폭 감량할 수 있는 공정 개발이 국내·외에서 활발하게 진행되고 있다. 이에 본 연구에서는 방사성 핵종에 대해 선택성을 가진 흡착제 개발 및 개발된 흡착제에 대한 방사성 핵종의 흡착 특성을 규명하고자 한다.

2. 실험 및 결과

본 연구에 적용된 흡착제는 silicotitanate[1]와 AMP-PAN[2]을 이용하였다. AMP-PAN은 AMP(Ammonium molybdophosphate)와 PAN(Polyacrylonitrile)을 이용해 중합하여 1~2mm 크기의 bead 형태로 제조하였다. 흡착실험 전처리 단계로서 0.05M MES(2-[N-Morpholino]ethanesulfonic acid) buffer로 2~5회에 걸쳐 세척하여 흡착제의 pH를 5로 조절한 후 사용하였다. 각 흡착제에 대한 단일성분 등온흡착실험은 침전물의 형성을 배제하기 위하여 모든 방사성 핵종이 이온으로 존재하는 pH 5로 고정하기 위해 0.05M MES(2-[N-Morpholino]ethanesulfonic acid) buffer를 주입하고, 0.1N HNO_3 또는 0.1N NaOH 를 이용하였다. 방사성 핵종의 농도는 1~20mmol/L 또는 1~30mmol/L의 범위로 제조하였으며, 15mL 원심분리용 PE tube를 이용해 24시간 동안 흡착실험(25°C, 200rpm)을 수행하였다. 모든 실험은 회분식 실험으로 진행되었고, 흡착반응 후 남은 stock solution 내의 방사성 핵종의 분석을 위해 시료는 3000rpm, 20분간 원심분리 한 후, 0.2 μm 의 Membrane Filter를 이용하여 여과한 후 ICP-OES(PerkinElmer, Optima 2100 DV)로 분석하였다.



(a) Synthesized AMP-PAN



(b) Synthesized Silicotitanate

Fig. 1. Video Microscope (icamscope model SV-35) of synthesized adsorbents

Silicotitanate와 AMP-PAN에 대한 등온 흡착 실험 결과 코발트의 최대 흡착량이 0.3 mmol/g과 0.2mmol/g, 스트론튬의 최대 흡착량이 0.4mmol/g과 0.15mmol/g, 세슘의 최대 흡착량이 1.0 mmol/g과 0.6mmol/g으로 나타났다. silicotitanate와 AMP-PAN은 방사성 핵종 중 세슘에 대한 높은 흡착율을 나타냈다. 등온흡착모델에 fitting 후 모든 모델에 대한 R^2 값을 table로 나타내었다.

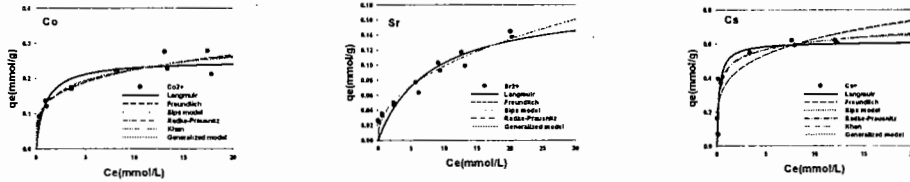


Fig. 1. Single-solute sorption and desorption isotherm of Co, Sr and Cs in adsorbents at pH 5 on AMP-PAN

Table 1. The parameters of sorption isotherm for Co, Sr and Cs on AMP-PAN

Model	Parameter	Co		Sr		Cs	
		Coef.	Std. Error	Coef.	Std. Error	Coef.	Std. Error
Langmuir	Q	0.5926	0.2641	0.125	0.0482	4.1162	1.5204
	b	0.2513	0.014	0.1845	0.0301	0.6118	0.042
	R ²	0.9684		0.9723		0.9659	
Freundlich	Kf	0.0677	0.0046	0.0352	0.004	0.3707	0.0326
	n	0.2998	0.0299	0.4469	0.0453	0.2295	0.0414
	R ²	0.9917		0.9875		0.9646	

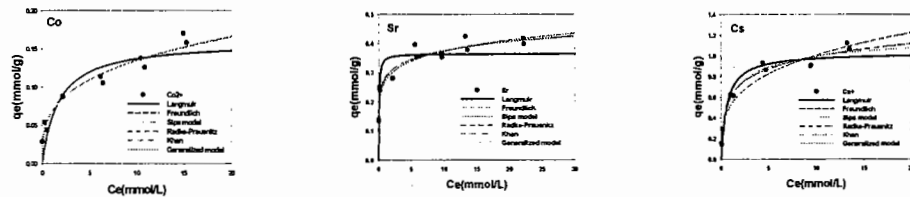


Fig. 2. Single-solute sorption and desorption isotherm of Co, Sr and Cs in adsorbents at pH 5 on Silicotitanate

Table 2. The parameters of sorption isotherm for Co, Sr and Cs on silicotitanate

Model	Parameter	Co		Sr		Cs	
		Coef.	Std. Error	Coef.	Std. Error	Coef.	Std. Error
Langmuir	Q	1.0748	0.3008	16.572	6.3014	1.6881	0.3804
	b	0.2513	0.014	0.3649	0.0154	1.0301	0.0424
	R ²	0.9845		0.9819		0.9907	
Freundlich	Kf	0.1262	0.009	0.2714	0.009	0.5217	0.0326
	n	0.25	0.0311	0.1399	0.0138	0.2844	0.029
	R ²	0.99		0.9944		0.9892	

3. 결론

단일성분 등온흡착 특성에 있어 Silicotitanate와 AMP-PAN은 스트론튬과 코발트의 흡착량과 비교해 세슘에 대한 선택성이 높은 것으로 나타났다. 세슘은 다른 방사성 핵종과 달리 1가 이온으로서 Silicotitanate 내의 Na⁺와 AMP-PAN 내의 NH₄⁺으로 치환되었다고 사료된다.

4. 참고문헌

- [1] A. Clearfield, A. Triathi, D. Medvedev, A.J. Celestian, J. B. Parise, In situ type study of hydrothermally prepared titanates and silicotitanates, J. Mater. Sci. 41, 1325-1333(2006).
- [2] J. K. Moon, K. W. Kim, C. H. Jung, Y. G. Shul, E. H. Lee, Preparation of organic-inorganic composite adsorbent beads for removal of radionuclides and heavy metal ions, J. Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 246, 299-307(2000).

사 사

본 연구는 한국과학재단(과학기술부)의 원자력 기술개발사업 고유강점기술육성의 일환으로 수행되었습니다.

용해도 측정을 위한 고온·고압 흐름측정 장치의 최적화

최계천, 황재식, 연제원, 송규식

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

nkcchoi@kaeri.re.kr

1 서론

원자력 발전소의 운영은 냉각계통 내에서 진행되고 있는 부식, 질량 이동, 부식생성물의 침적 그리고 방사능의 전파와 같은 수많은 물리·화학적 공정들과 연계되어 있다. 이러한 냉각계통 내에서 일어나는 공정들은 에너지자원 극대화를 위한 핵연료 교체주기의 장주기 추세로 인하여 급속의 부식 정도, 온도, 유체 역학, 그리고 냉각재의 화학적 조성 같은 수많은 물리·화학적 요인들에 의해 더욱 많은 영향을 받게 된다. 이러한 이유로 현재 상업발전 중인 원자력 발전소의 신뢰도와 안정성을 위해서는 현존하고 있는 발전소의 수화학 조절에 대한 향상이 필요한 실정이다. 최적의 수화학 조건에서 원전을 운영하기 위해서는 냉각재 내 순환계 및 계통 조건에서 질량이동, 침적 및 부식생성물의 용해도에 미치는 영향에 대한 구체적인 자료가 필요하다. 특히 구조물 및 계통 내 부식현상은 재료물질의 용해도와 온도 및 압력 등 원자로의 운영환경조건에 따라 크게 달라진다. 용해도를 시험하는 방법에는 고전적(static state)인 방법과 유동적(dynamic state)방법을 이용할 수 있다. 유동적인방법으로서 용해도 흐름측정 장치는 시료의 표면적을 크게 하여 화학평형에 도달하는 시간을 크게 단축시켜 주고 같은 조건의 시료를 반복하여 측정할 수 있어 측정 자료에 대한 신뢰도를 확보할 수 있는 장점이 있다. 흐름측정 장치는 원자로 내 냉각재의 순환계를 모사할 수 있는 loop 시스템으로서 향후 원자로 냉각재 내 용해도 측정자료 생산 시 보다 현장성에 접근된 결과를 도출할 수 있을 것으로 생각된다. 본 연구에서는 저온에서 급속산화물에 대한 화학평형농도를 고전적인 정제상태와 유동적인 흐름 상태에서 시험하여 그 결과를 비교하였다. 또한 고온에서 니켈페라이트의 용해도측정을 위한 흐름측정 장치의 최적화 조건을 결정하기 위하여 물리·화학적 변수에 대하여 조사였다.

2. 실험 및 결과

붕산수매질을 순환계에 주입하였을 때 흐름측정 장치의 시스템으로부터 용출되어 나오는 Fe 및 Ni 이온에 대한 농도를 측정하기 위하여 용출되는 용액을 0.22 μm 원판 거르개로 여과한 후 분석하여 재료로부터 용출되는 급속이온의 농도와 합하여 바탕 값으로 결정하였다. 시스템의 최적화를 위한 매질의 유속을 결정하기 위하여 붕산수 용액을 320°C에서 0.22 ~ 1.20 ml/min의 유속으로 흘려 보내준 다음 용출 액에 대한 급속이온의 농도를 정량하였고, 같은 유속으로 4회씩 반복하여 시료를 취한 후 급속이온의 농도에 대한 평균값과 상대표준편차(RSD)를 구하였다. 흐름측정 장치를 이용한 용해도 측정 방법의 신뢰도 확보를 위하여 용출액을 50, 100, 200 ml를 각각 포집한 후 용출액속에 포함되어있는 Fe 및 Ni이온의 농도를 4회 반복 후 RSD 값을 산출하여 재현성을 확인하였다.

FTA를 이용한 용해도 측정시스템에서 $\text{NiFe}_2\text{O}_4\text{-H}_3\text{BO}_3\text{-water}$ 계의 화학평형농도를 측정하였다. Fe 이온의 경우 pH 4.8에서 48-50시간 후에 평형에 도달하였고 pH 7.0의 경우 알카리도의 증가에 따른 가수분해물의 영향으로 평형도달시간을 측정하기 어려웠다. pH 8.9의 경우 pH 4.8의 경우와 같이 50시간 이 지나면 평형에 도달하는 것으로 나타났다. 같은 조건에서 Ni이온의 경우 pH 4.8에서 75시간이후에 평형상태에 도달하였으며 Fe의 경우보다 평형에 도달하는 시간이 긴 것으로 나타났다.

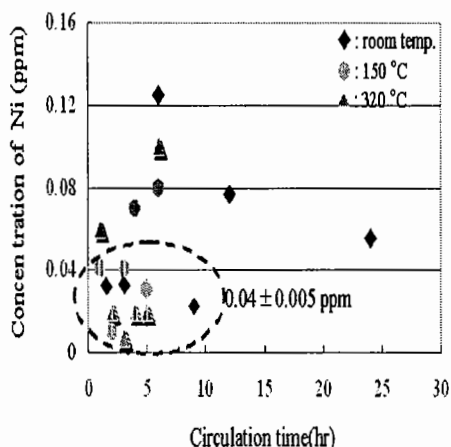
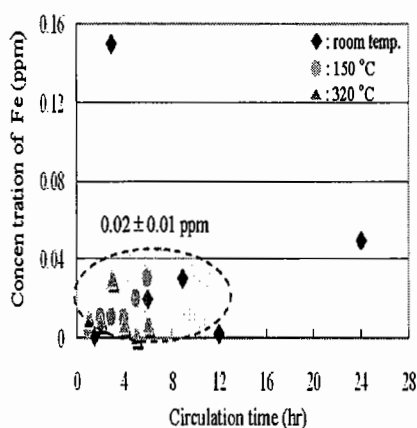
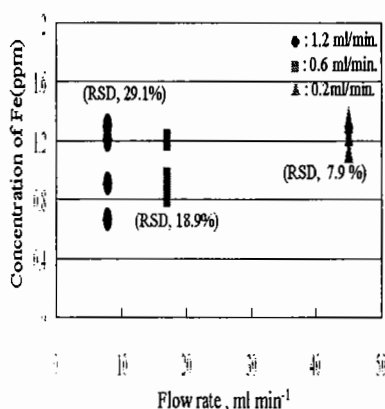
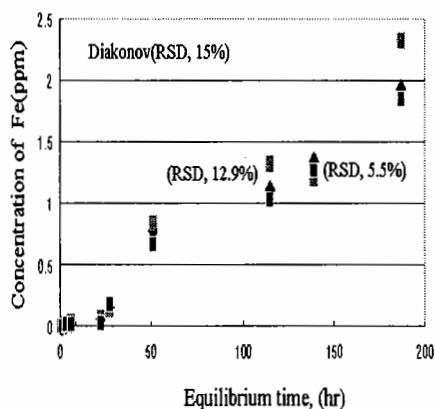


Fig 1. Background value of Fe, Ni according to temperature at flow through autoclave system



(A)



(B)

Fig 2. The flow rate dependence of measured Fe concentrations of feed solution (A), and the reproducibility of F_2O_3 solubilities in 1200ppm H_3BO_3 solutions by static state system. (B)

3. 결론

흐름측정장치를 이용한 니켈페라이트의 용해도를 측정하기 위하여 시스템의 바탕값 결정 및 매질의 유속, 재현성을 조사하였다. 고온고압하에서 시스템으로부터 용출되는 Fe 이온의 농도는 0.02 ± 0.01 ppm, Ni이온은 0.040 ± 0.05 ppm 이었다. 반응기로 유입되는 최적의 유속은 0.2 ml/min(RSD 7.9%)이었다. 시스템의 재현성을 알아보기 위하여 니켈페라이트 중 전체 철의 농도가 평형에 도달될 때의 농도를 3회 반복하여 측정한 결과 5.9~12.9%의 RSD 값을 나타내었다.

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

질량분석법을 이용한 SG 중수누설 감시기술

강덕원, 손옥

한전전력연구원, 대전광역시 유성구 문지로 65

dwkang@kepri.re.kr

1. 서론

중수로 원전의 운영시, 1차측 냉각재 중수 누설의 원인이 증기발생기 세관의 결함이라는 점을 감안할 때 원전 안전성 및 세관 재질의 건전성 확보란 측면에서 중수 누설을 조기에 감지할 수 있는 기술의 개발은 방사성 물질의 환경오염 방지와 고가 중수의 손실에 의한 원전 운영경비의 증가와도 직결되기 때문에 이러한 누설을 조기에 감지한다는 것은 매우 중요한 의미를 지니고 있다. 누설 감시방법으로는 스펙트럼을 이용하는 적외선 분광법이나 액체섬광계측기(Liquid Scintillation Counter, LSC)를 이용하여 2차 측으로 누설되어 나오는 냉각재 내 삼중수소의 β^- 붕괴의 측정을 통해 중수누설 여부를 감시하는 기술이 주로 사용되어 오고 있다. 삼중수소를 이용한 감시기술은 측정감도는 1 ppm로 매우 뛰어나나 에너지가 매우 낮은 β^- 방사선을 측정해야 하기 때문에 고가의 섬광액을 사용해야 하고 이로 인해 화학약품비도 많이 들며 또한, 분석 후 방사능을 띤 난분해성 폐액이 발생하는 등 원전 운영에 경제적, 환경적으로 부담을 주고 있다. 이러한 요구에 의해, 질량분석기를 이용한 중수누설 감시기술을 개발하였다. 질량분석기술은 대상 물질 원자의 질량을 직접 측정한다는 측정원리상 경우 내 중수를 측정하는데 매우 효과적인 방법이다. 이 기술은 시스템 구성비가 고가이나 감도가 뛰어난 이중초점방식의 마그네틱 섹터형 질량분석기를 이용하여 1차 측 세관을 통해 누설되는 중수소의 질량을 직접 측정하여 누설량을 측정하는 기술이기 때문에 실시간 누설감시에 매우 유용하게 활용할 수 있다. 중수소라는 질량을 측정해야 하기 때문에 시료의 분해를 위해 크롬을 이용한 환원방식의 시료 전 처리 방식을 적용하였으며 이러한 장치를 구성하여 실험해 본 결과, 극미량의 중수누설 측정 및 감시에 매우 적합함을 알 수 있었다. 개발한 중수누설 감시장치는 원전 현장에 설치하여 실증시험을 거쳤으며 1주일 이상 수행한 현장 실증운영을 통해 3ppm 수준의 측정감도를 얻을 수 있었다.

2. 실험 및 결과

본 질량분석 시스템은 크게, 시료주입 및 전 처리 장치, 분자나 원자를 양 이온화시키는 이온화 장치, 질량분석기 및 검출기로 구성하였다(그림 3참조). 이 구성 방식에 따라 실제 분석방법은 다를 수 있으나 기본적으로 질량분석은 양이온으로 된 측정 대상의 분자나 원자를 그것의 질량 대 전하비 (m/z)를 이용하여 분리하는 원리를 이용하고 있다. 질량분석법에서는 측정대상 분자나 원자의 이온을 직접 하나하나 측정하기 때문에 다른 분석법에 비해 매우 높은 감도를 지닌다는 점과 이러한 이온들의 질량차이를 구별할 수 있기 때문에 동위원소를 구분할 수 있다는 점이 그 특징으로 꼽을 수 있다. 이러한 특징으로 인해 질량분석법은 경수와 중수의 질량차이를 구별하여 경우 내 중수의 농도를 측정해야 하는 중수누설 감시에 매우 적합한 분석법이라고 할 수 있다. 이중초점 질량분석기를 이용한 온라인 측정시스템을 통한 실험을 통해 HD와 H^3 피크가 1.0 ppm의 측정감도로서 각각 분리되는 것을 확인하였으며, 국내·외 중수로 SG는 물론 각종 열교환기에서의 발생하는 중수누설 감시에의 적용 가능성을 확인하였다. 중수누설 감시를 위한 질량분석기술을 활용하기 위한 적합한 시료의 전 처리 방법으로는 고온의 반응로내에서 크롬 촉매를 이용하여 물을 환원 처리하는 방법을 채택하였다. 시료주입은 크롬 반응관 온도를 1,050℃로 유지한 상태에서 수돗물을 회당 1 μ L씩 주입하였고, He 가스는 240초 측정 시간 동안 MFC를 제어하여 3mL/min로 흘려주었으며 메모리 효과를 없애주기 위해 측정 후 일정시간 동안은 150mL/min을 유지하도록 하였다(그림 1참조). 이 시스템은 고온에서 Cr 환원 열분해 반응에 의해 기화된 일정량의 반응기체를 질량분석기 내로 유입시킨 후 H_2 와 HD의 질량의 차이를 고감도로 감지하면서 ppb level까

지 중수의 변화를 감지할 수 있다. 제작 농도와 측정농도 사이의 관계를 도시한 그림 2에서 두

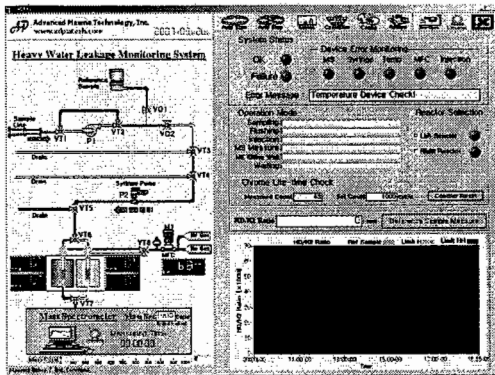


그림 1. 중수누설 감시시스템의 제어 메인화면

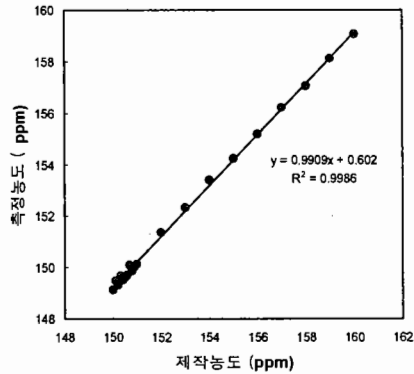


그림 2. 제작 중수농도와 측정 농도 관계

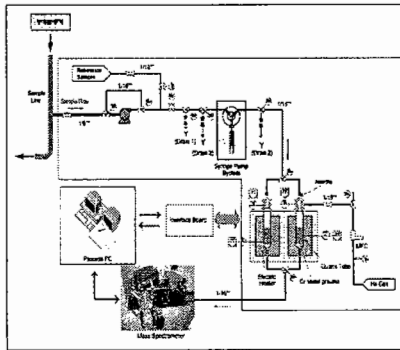


그림 3. 중수누설 감시시스템 공정도

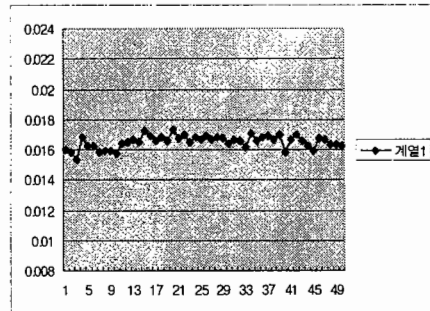


그림 4. 원전 시료 자동 데이터 측정 후 산출된 HD/H₂ 결과 분포

변수간의 상관계수 값(R)은 0.9986으로 매우 높은 사실을 확인할 수 있었다. 상기 그림 4는 원전의 시료라인을 간접적으로 연결하여 약 10시간 동안 측정하고 분석한 HD/H₂ 값의 결과를 보여주는 그림이다. 각 시료 당 질량분석기 데이터 스캔 시간은 6분이며 잔류효과 처리 및 새로운 시료주입을 위한 대기시간을 포함하여 4분을 설정해 1개의 시료를 측정하는 시간은 총 10분이 소요되었다. 그림 4에서 HD/H₂ 평균값은 0.0165이며 표준편차 0.00043으로 시스템의 측정예러는 2.6% 정도이었다. 이 값은 본 시스템이 대략적으로 물의 중수농도가 150ppm 이라고 가정하고 계통시료 또한 이 값과 크게 벗어나지 않는다고 하면 중수를 함유한 수중에서 $\pm 3\text{ppm}$ 이내의 중수 검출이 가능하다.

3. 결 론

중수로에서 중요한 사항으로 인식되고 있는 중수의 2차측으로의 누설을 조기에 감지하는 것은 고가의 중수 손실을 최소화시킬 수 있는 경제성 측면뿐만 아니라 누설과 동시에 발생하는 1차측의 방사성 물질에 의한 2차측 계통 오염의 최소화라는 안전성의 제고 측면에서도 매우 중요하다. 따라서, 이러한 정밀 누설 감시기술은 경제적인 원전 운영과 2차측 계통의 방사능 오염 최소화를 구현하여 현장 작업자의 피폭선량 저감이라는 원전 운영자의 이득을 가져다 줄 것으로 기대된다. 본 연구를 통해 구축된 이중 초점방식의 질량분석기를 이용한 온라인 중수누설 감시기술은 중수로 원전의 증기발생기에서 발생하는 중수 누설뿐만 아니라 각종 열교환기의 누설감시에도 매우 유용하게 활용될 수 있을 것으로 기대된다.

지하연구시설 내에 극 저준위 감마핵종 분석 시스템 구축: 라돈 방사능 영향 평가

이완로, 김경수, 김희령, 정근호, 강문자, 조영현, 최근식, 이창우
한국원자력연구원
potor@kaeri.re.kr

1. 서론

대기권핵실험이 중단된 이후 낙진에 의한 환경방사능 준위는 점점 낮아지고 있기 때문에 환경 중 저준위 방사능을 검출하기 위한 방법으로는 다량의 시료를 채취, 농축하여 검출하한치를 낮추는 방법이 일반적인 해결방법이다. 그러나 다량의 시료채취가 불가능한 경우 또는 시료의 전처리 없이 시료를 파괴하지 않고 간단하면서 빠르게 측정하기 위해서는 기존의 계측법으로 검출이 어렵기 때문에 극 저준위 감마핵종 분석 시스템 구축이 필요하다. 현재 한국원자력연구원에서는 지하연구시설(KURT; KAERI Underground Research Tunnel)이 구축되어 있으며, 이를 이용하여 지하에 극 저준위 감마핵종 분석 시스템을 구축하고 있다.

본 연구에서는 극 저준위 감마핵종 분석 시스템 구축 시 라돈 방사능에 대한 영향을 평가하여 라돈에 의한 백그라운드 증가 영향 및 지하 연구실내에서 실험실원이 거주할 경우 라돈에 의한 인체에 추가피폭 여부를 평가하였다.

2. 실험 및 결과

라돈에 의한 백그라운드 증가 영향을 평가하기 위해서 이온 챔버 방식의 Alpha Guard (Genitron사) 장비를 사용하여 2008년 2월 19일부터 2008년 2월21일까지 라돈 농도를 연속으로 측정하였다 (Fig. 1). 또한 지상의 일반적인 연구 실험실내의 라돈 농도와 비교하기 위해서 2008년 2월 21일부터 2008년 2월22일까지 제 3연구동 실험실에서 측정하였다.

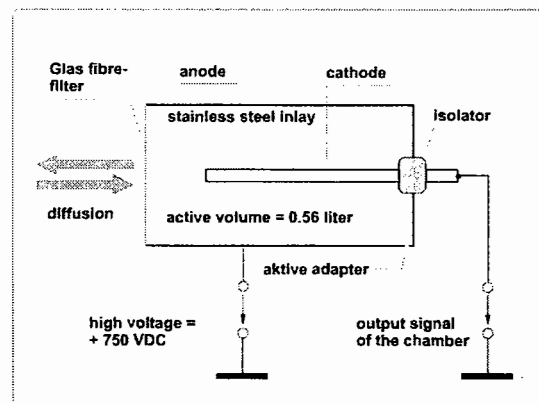


Fig. 1. Measurement principle of radon radioactivity using ion chamber

Fig. 1에서 보이듯이 라돈의 농도는 외부와 이온 챔버의 확산을 통해서 측정하는 방식으로 본 장비를 통해서 실시간으로 지하연구시설과 외부 시설간의 라돈 농도 차이를 측정하였다. 지하연구시설 및 일반 연구실의 라돈 농도 측정결과는 Fig. 2에서 보여주고 있다. Fig. 2에서 보였듯이 지하연구시설의 경우 환기시스템이 가동되지 않았을 경우에는 매우 높았으나, 환기시스템을 가동했

을 경우에는 거의 일반 실험실과 거의 비슷한 라돈 방사능 농도인 54.3 Bq/m^3 를 보였다. 일반 실험실의 경우 35.3 Bq/m^3 보였다. 일반 실험실 보다 지하연구시설이 약간 높았으나, 환기시설을 지속적으로 가동하고 이온챔버의 불확도를 고려했을 때 극 저준위 감마핵종 분석 시스템을 구축하는데 라돈의 영향은 크게 없는 것으로 평가되었다. 또한 극 저준위 시스템 내부에 지속적으로 질소가스를 유입시키기 때문에 라돈에 영향은 거의 없을 것으로 판단된다. 다만 지속적으로 환기시스템을 가동해야 할 필요성이 본 연구를 통해서 확인되었다. 환기시설이 중단된 저녁부터 오전까지의 평균 라돈 방사능 농도는 404 Bq/m^3 로 환기시설을 가동했을 때 보다 7 배 이상 높은 것으로 측정되어 극 저준위 시스템의 백그라운드에 영향을 미칠 것으로 판단된다. 지하 연구실내에서 실험실원이 거주할 경우 라돈에 의한 인체에 추가피폭 여부는 다음과 같이 평가하였다. 우리나라 옥내 라돈 연평균 농도인 53.4 Bq/m^3 보다 높은 평균 농도는 0.9 Bq/m^3 이다. 이 추가 방사능으로 인한 유효선량은 UNSCAER 93에서 제시하는 식 (1)을 사용하여 계산되었다.

$$H = Q \cdot F \cdot T \cdot K \text{ [Sv]} \quad (1)$$

이 때 Q는 ^{222}Rn 의 농도 [Bq/m^3], F는 평형인자, T는 거주시간 ($=\text{거주계수}(0\sim1) \cdot 8,760 \text{ [h]}$), K는 선량환산계수($=9 \cdot 10^{-9} \text{ [Sv/(Bq} \cdot \text{h} \cdot \text{m}^{-3})]$)이다. 평형인자는 보수적인 관점에서 0.4를 사용하였다. 거주계수는 일과 시간 (9시~18시)만을 고려하여 0.267을 사용하였다. 식 (1)에 의해서 보수적으로 평가한 결과 추가적인 피폭은 거의 없는 것으로 평가되었다.

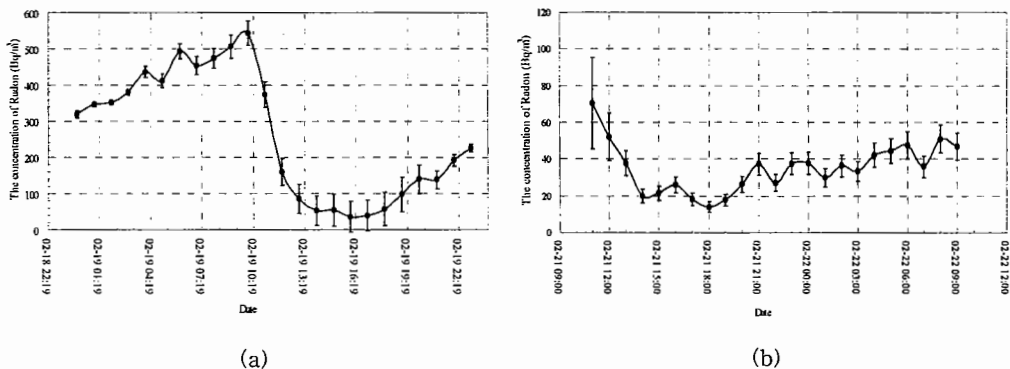


Fig 2. (a) The Measurement of radon concentration at the KURT for a day, (b) The measurement of radon concentration at the research building No.3 of the KAERI for a day

3. 결론

환기시설이 가동되지 않을 경우에는 일반 실험실 공간보다 7배 이상 라돈이 높게 측정되었다. 그러나 환기시설이 가동될 경우에는 라돈의 영향은 일반 실험실에 비해서 차이가 없었다. 따라서 지하연구시설에 극 저준위 감마핵종 분석 시스템 구축 시 환기시설이 가동될 경우 문제가 없는 것으로 평가되었다. 다만 극 저준위 시스템 가동 시 측정하는 동안뿐만 아니라 최소한 3시간 이전부터 환기시스템을 가동해야 함을 알 수 있었다. 또한 지하 연구실내에서 실험실원이 장시간 실험할 경우 라돈에 의한 인체에 추가피폭 여부를 평가한 결과 환기시스템이 가동할 경우 전혀 문제가 없음을 알 수 있었다.

지하연구시설 환기에 따른 공기중 라돈 방사능 평가

김희령, 이완로, 정근호, 강문자, 조영현, 최근식, 이창우
 한국원자력연구원
kimhr@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설 운영으로부터 발생하는 고준위 방사성폐기물의 처분 연구 또는 환경 중의 극저준위 방사능의 신속 정확한 계측 등 다양한 목적으로 원자력 운영 국가들은 지하연구시설을 구축하여 여러 가지 실증 실험을 하고 있다. 실제로 한국원자력연구원에서는 매우 낮은 준위의 미량의 환경방사능을 별도의 시료 전처리 과정 없이도 측정할 수 있도록 우주선이 차폐될 수 있는 지하 동굴 시설(KURT; KAERI Underground Research Tunnel)에 극저준위 감마 계측 시스템을 설치 운영하는 방안을 고려하고 있다. 지하 동굴이라는 지질학적 특성상 공기 중 라돈 방사능 핵종 농도가 일반 자연 환경에 비하여 상대적으로 높아 실험자의 방사선 방호를 위한 환기 시스템이 시간에 따라 적절하게 가동되고 있다. 특히, 라돈은 알파 붕괴하는 불활성기체로서 주로 단반감기 자손 핵종들의 호흡에 의한 내부피폭을 유발하며 고농도의 라돈 환경에 장기간 노출될 경우 인체에 폐암을 야기할 수 있는 것으로 알려져 있다.^[1-3] 본 연구에서는 지하 약 100 m 깊이의 동굴 시설 내부의 시간의 변화에 대한 라돈 방사능을 측정하여 환기 시스템 가동에 따른 농도 차이를 비교하고 인체에 피폭되는 유효선량을 평가하고자 한다.

2. 실험 및 결과

시간에 따른 라돈 농도의 변화를 알기 위하여 이온 챔버 방식의 Alpha Guard (Genitron사) 장비를 사용하여 2008년 2월 22일부터 2008년 3월 18일까지 약 1개월 동안 라돈 농도를 연속으로 측정하였다 (Fig. 1). Fig. 1에서 보이듯이 시간에 따른 라돈 농도는 지하 시설 내 환기 시스템을 가동한 시간대와 그렇지 않은 경우에 대하여 주기적으로 변화하고 있음을 알 수 있었다. 실제로 환기 시스템이 가동된 일과 시간 (오전 9시 ~ 오후 6시) 동안의 라돈 농도는 그렇지 않은 휴일과 일과의 시간 동안의 라돈농도보다 상대적으로 낮게 나타남을 알 수 있었다. 특히, 휴일 동안은 환기가 거의 이루어지지 않았음을 반영하듯이 농도 분포가 상대적으로 높게 나타났다. Fig. 2에서는 평일(2008년 3월 5일 기준) 하루 동안의 라돈 농도의 시간에 따른 변화를 나타내었는데 환기 시스템이 가동되는 오전 9시경부터 낮아지기 시작하여 환기 시스템이 정지되는 오후 6시경부터 다시 높아짐을 알 수 있었다. 한편, 측정 기간 동안 라돈 농도는 $13 \text{ Bq/m}^3 \sim 832 \text{ Bq/m}^3$ 로서 평균은 299 Bq/m^3 이었다. 환기시스템이 가동된 시간과 정지된 시간 동안 평균은 각각 108 Bq/m^3 ($13 \text{ Bq/m}^3 \sim 588 \text{ Bq/m}^3$)와 348 Bq/m^3 ($14 \text{ Bq/m}^3 \sim 832 \text{ Bq/m}^3$)이었다. 이는 우리나라 옥내 라돈 연평균 농도인^[3] 53.4 Bq/m^3 보다 높은 값으로 나타났으며, 환기시스템이 가동된 동안의 라돈 평균 농도는 일반가옥과 작업장에 대한 조치준위인^[2, 3] $200 \text{ Bq/m}^3 \sim 600 \text{ Bq/m}^3$ 와 $500 \text{ Bq/m}^3 \sim 1,500 \text{ Bq/m}^3$ 보다 낮게 나타났다. 이때 환기시스템이 가동된 동안의 라돈 농도가 조치준위 하한값인 200 Bq/m^3 및 500 Bq/m^3 보다 높게 나타난 비율은 각각 2.9 % 및 0.34 % 이었다. 한편, 라돈 방사능으로 인한 유효선량은 UNSCAER 93에서 제시하는 식 (1)을 사용하여 계산되었다.

$$H = Q \cdot F \cdot T \cdot K \text{ [Sv]} \quad (1)$$

이 때 Q는 ^{222}Rn 의 농도 [Bq/m^3], F는 평형인자, T는 거주시간 (=거주계수(0~1)*8,760 [h]), K는 선량환산계수(= 9×10^{-9} [Sv/(Bq·h·m³)])이다. 평형인자는 환기가 있을 경우 실내 공기 중 에어로졸 농도가 감소에 따른 비흡착라돈자손 비율의 증가로 인하여 낮아지는 경향을 보이는 것으로 알려져 있다.^[2, 3] 환기시스템이 가동된 일과 시간 동안의 경우 환기 상태가 자연순환에 의한 일반적인 가옥보다 더 양호하여 평형인자 값이 옥내 평형인자인 0.4^[1] 보다 작게 나타날 것으로 예상되

나 보수적인 관점에서 0.4를 사용하였다. 그러나 일과 시간 동안 온도, 습도 및 기압의 급격한 변동은 일어나지 않아 이러한 변수들에 대한 평형인자 변화는 고려하지 않았다. 또한 환기시스템이 가동되지 않은 동안은 지하시설 입구로부터의 자연순환밖에 없어 지하시설 내부에서의 환기조건은 창문이 닫힌 상태와 유사하다고 판단하면 평형인자는 0.4보다 크게 나타날 것으로 생각된다. 한편, 거주계수는 일과 시간(9시~18시)만을 고려하여 0.267을 사용하였다. 지하시설에서 받는 추가 피폭선량을 알기 위하여 측정값에서 전국 평균값을 뺀 라돈 농도를 사용하여 유효선량을 계산하였는데 환기시스템이 가동된 동안의 경우 0.45 mSv/y로써 추가적인 피폭선량은 일반인에 대한 연간피폭선량한도인 1 mSv/y의 45%인 것으로 나타났다. 환기시스템이 가동되지 않은 동안의 유효선량은 이 때의 평균값인 348 Bq/m³를 사용하여 일과시간과 동일한 작업시간을 가정하여 계산하였을때 추가적인 피폭선량은 2.48 mSv/y로 나타났다. 사실, Fig. 1에서 보면 환기시스템이 가동되지 않은 휴일의 경우에는 라돈 농도가 최고 900 Bq/m³까지 올라가고 있다. 따라서 지하시설내에 환기시스템이 전혀 없다면 라돈농도는 지속적으로 올라가다가 어떠한 값으로 수렴될 것이다. 본 연구에서는 환기시스템 가동을 장기간 중지할 수 없어 그 때의 라돈 농도를 알 수는 없으나 자연 상태의 제주 동굴이나 영국 로빈훗 동굴에서의 라돈농도가 각각 607 Bq/m³ 및 3,187 Bq/m³까지 이른다는 것을 감안하면^[4] 작업자에 대한 연간피폭선량한도(연간 50 mSv를 넘지 않는 범위 내에서 5년간 100 mSv/y)를 초과할 수도 있을 것으로 파악되었다..

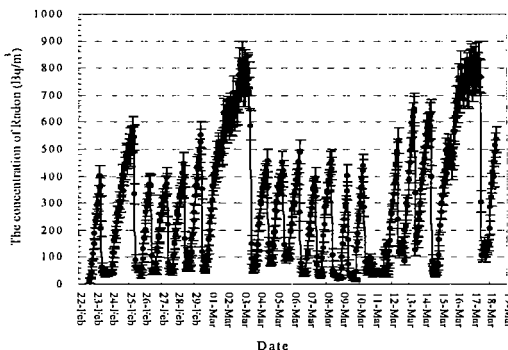


Fig 1. The Radon Concentration of the KURT

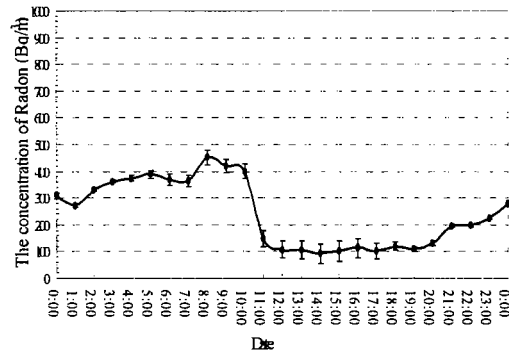


Fig 2. The Radon Concentration of the KURT for the day with a ventilation

3. 결론

지하시설 내부에 대한 라돈 농도는 환기시스템의 가동에 따라 최소 13 Bq/m³부터 최고 832 Bq/m³까지 주기적으로 증감함을 살펴보았다. 라돈 농도는 환기시스템에 의한 환기가 이루어진 경우 전국 평균보다는 높았으나 환기가 이루어지지 않은 경우와는 달리 일반가옥 및 작업장에 대한 조치준위보다 낮게 나타났으며 유효선량 또한 일반인 및 작업자에 대한 연간한도보다 작게 나타남을 알 수 있었다. 궁극적으로 지하시설과 같은 환경에서는 조치 준위와 유효선량 등을 고려할 때 환기시스템을 주기적으로 가동 운영함으로써 작업 활동으로 인한 인체에 대한 피폭선량을 연간피폭선량한도 이하로 유지할 수 있는 것으로 생각된다.

참고문헌

- [1] United nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, Sources and Effects of Ionizing Radiation, UNSCAER 2000 Report to the General Assembly, Vol. 1, 2000.
- [2] A Report of a Task Group of the International Commission on Radiological Protection, "Protection against radon-222 at home and at work", Annals of the ICRP, 1993.
- [3] KINS, 국민 방사선위해도 평가 및 전국 실내 라돈 방사능 조사, KINS/GR-246, 2002.
- [4] 고상혁 외, "제주 동굴의 라돈 농도 측정", 연구보고, Vol. 17, pp. 25, 제주대학교방사능 연구소, 2003.

월성 2호기 냉각재 및 감속재 예상방사능농도와 실측치 비교

심성보 · 맹성준 · 조현제

원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1번지

ssbl125@khnp.co.kr

1. 서론

월성원자력 2호기(713MWe)는 1997년 7월부터 상업운전 중인 가압중수로형 원전이다. 경수로형 원전에서는 PWR-GALE Code에 의해 선원항을 산출하지만 중수로형 원전에서는 동일로형 원전의 선원항 실측치를 참고하고 있다. 본 논문에서는 주기적안전성평가를 수행 중인 월성 2호기 냉각재와 감속재계통 방사성핵종의 분포경향 및 방사능준위를 월성 2호기 최종안전성분석보고서 [1]의 예상치와 비교하여 검토해 보고자 한다.

2. 예상 방사능 농도

냉각재계통은 방사성 물질의 주요 생성원이다. 연료봉 피복관에 결함이 발생되지 않는 한 핵분열 생성물은 각각의 연료봉내에 잔류하게 되지만 피복관 결함이 있으면 일부 핵분열 생성물이 냉각재계통으로 누출된다. 월성 2호기 냉각재 계통 방사능 농도의 비교대상 값은 동형의 원자로인 월성 1호기와 Point Lepreau 발전소의 운전자료를 근거로 한 것으로 표 1과 같다.

감속재계통은 방사성물질의 또 다른 주요 생성원이다. 감속재에는 방사화된 부식생성물과 중수방사화 생성물이 존재한다. 감속재계통의 주요 재질은 오스테나이트 강과 지르코늄합금으로서 감속재내 부식생성물의 농도는 냉각재계통의 농도보다 일반적으로 낮다. 표 2에 월성 2호기 감속재계통 방사능농도를 비교하였다.

3. 방사능 농도의 비교

냉각재계통과 감속재 계통의 방사능 농도는 정화계통의 성능과 연료의 손상 등과 밀접한 관계를 가진다. 월성 2호기의 경우 정화계통 성능이 양호하고 연료의 결함이 없어 계통수의 방사능 준위는 대상 비교원전에 비해 상대적으로 낮은 것으로 조사되었다. 냉각재계통 및 감속재계통의 삼중수소농도 측정결과 2006년과 2007년 2개년 평균이 각각 62 GBq/kg-D₂O 및 1.4×10^3 GBq/kg-D₂O 수준으로 각각의 예상농도 69 GBq/kg-D₂O 및 2.3×10^3 GBq/kg-D₂O 보다 다소 낮게 나타났다.

냉각재계통 감마핵종 방사능 측정결과 2006년 평균이 $2.2 \times 10^3 \sim 1.5 \times 10^6$ Bq/kg 수준이었으며, 2007년 평균은 $6.8 \times 10^2 \sim 2.6 \times 10^6$ Bq/kg 로서 대부분의 핵종이 비교원전보다 낮거나 비슷한 수준이었다[표 1 참조].

감속재계통의 감마핵종 방사능 측정결과 2006년 평균이 $9.2 \times 10^3 \sim 6.5 \times 10^5$ Bq/kg 수준이었고, 2007년 평균은 $1.1 \times 10^4 \sim 5.1 \times 10^5$ Bq/kg 로서 Ar-41, Cr-51, Mn-56 및 Co-60이 비교원전보다 낮거나 비슷한 수준이었다. 이를 최종안전성분석보고서 비교원전[월성 1호기(1994년), Point Lepreau (1992년)]과 비교하여 표 2에 나타내었다. 감속재계통 방사능 준위를 볼 때 운전 시 생성된 방사화된 부식생성물 등이 정화계통을 통해 잘 제거되고 있음을 알 수 있다.

표 1. 냉각재계통 내 방사성물질 농도측정치[1][2]

방사성 핵종	반감기	월성 1호기 (Bq/kg) (1994년)	Point Lepreau (Bq/kg) (1992년)	월성 2호기 (Bq/kg)	
				2006년	2007년
Kr-85m	456 시간	5.8×10^5	1.3×10^5	1.9×10^4	8.5×10^3
Kr-87	76.00 분	6.3×10^5	2.7×10^5	2.5×10^4	6.8×10^4
Kr-88	4.08 시간	7.3×10^5	4.0×10^5	3.9×10^4	1.9×10^4
Rb-88	17.70 분	6.0×10^6	1.6×10^6	1.4×10^6	4.3×10^5
Rb-89	15.20 분	5.4×10^5	해당없음	-	-
I-131	8.04 일	1.2×10^5	해당없음	5.0×10^3	6.8×10^2
I-132	2.29 시간	2.1×10^6	5.1×10^5	6.6×10^4	9.4×10^4
I-133	20.80 시간	5.8×10^5	9.9×10^4	2.7×10^4	2.6×10^4
I-134	52.60 분	3.4×10^6	해당없음	1.9×10^5	1.5×10^5
I-135	6.59 시간	1.6×10^6	3.8×10^5	6.6×10^4	7.2×10^4
Xe-133	5.3 일	1.6×10^7	1.4×10^6	3.1×10^5	4.8×10^4
Xe-133m	2.3 일	1.6×10^5	해당없음	5.4×10^4	1.4×10^4
Xe-135	9.2 시간	3.1×10^6	1.2×10^6	1.6×10^5	8.1×10^4
Cs-138	32.2 분	4.4×10^6	1.9×10^6	9.8×10^4	7.2×10^4
Ce-139	9.3 분	3.5×10^4	4.4×10^4	4.2×10^3	2.4×10^3
Tc-101	14.2 분	해당없음	6.4×10^5	-	-
Ru-106	369 일	4.8×10^5	1.1×10^6	7.8×10^4	5.9×10^4
Te-132	78 시간	6.3×10^3	해당없음	-	-
Ce-144	284.4 일	해당없음	2.8×10^5	-	-
Na-24	15.0 시간	3.7×10^5	6.9×10^4	1.5×10^5	1.1×10^5
Ar-41	1.8 시간	2.9×10^6	4.8×10^6	1.5×10^6	2.6×10^6
Mn-54	312.5 일	3.2×10^5	해당없음	7.4×10^3	1.2×10^4
Co-58	71.3 일	2.7×10^4	해당없음	2.2×10^3	2.3×10^3
Y-88	106.6 일	2.2×10^5	2.7×10^4	-	-

표 2. 감속재계통 내 방사성물질 농도측정치[1][2]

방사성 핵종	반감기	월성 1호기 (Bq/kg) (1994년)	Point Lepreau (Bq/kg) (1992년)	월성 2호기 (Bq/kg)	
				2006년	2007년
Na-24	15.0 시간	1.1×10^4	해당없음	-	-
Ar-41	1.8 시간	2.8×10^6	1.2×10^7	6.3×10^4	5.1×10^5
Cr-51	27.7 일	2.1×10^6	해당없음	1.4×10^5	1.0×10^5
Mn-56	2.56 시간	6.4×10^5	3.7×10^5	6.5×10^5	3.9×10^5
Co-60	5.3 년	2.8×10^4	해당없음	9.2×10^3	1.1×10^4

4. 결론

월성 2호기 냉각재계통 감마핵종 방사능은 $2.2 \times 10^3 \sim 2.6 \times 10^6$ Bq/kg 수준으로서 최종안전성분석보고서 예상 방사능 농도보다 낮거나 비슷하였다. 감속재계통 감마핵종 방사능은 $9.2 \times 10^3 \sim 6.5 \times 10^5$ Bq/kg 수준으로서 최종안전성분석보고서 예상 방사능 농도보다 낮은 수준을 나타내었다.

결론적으로 월성 2호기 냉각재와 감속재계통 방사성핵종 분포와 준위를 통하여 볼 때 비고원전보다 낮거나 비슷한 수준으로서 연료의 건전성이 유지되고 있으며 정화계통 성능이 양호한 것으로 볼 수 있다.

5. 참고문헌

[1] 월성 2,3,4호기 최종안전성분석보고서 11장

[2] 월성 2호기 월별 1차 계통 수질관리 실적(2006, 2007년)

경주 방폐장 주변 농토양에 대한 벼의 방사성 Iodine 전이계수

임광목, 전인, 박두원, 최용호, 금동권
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
kmlim@kaeri.re.kr

1. 서론

토양-작물체 전이계수(Transfer Factor, TF)는 토양으로부터 작물체로 방사성 핵종이 전이되는 정도를 나타내는 파라메타로서 오염된 토양에서 재배되는 작물체 내 핵종의 농도를 예측하는데 이용된다. 전이계수는 통상 아래와 같이 두 가지로 정의되고 있다¹⁾.

$$TF_m = \frac{\text{작물체 내 핵종 농도 (Bq/kg)}}{\text{토양 내 핵종 농도 (Bq/kg-dry)}} \quad (3-1)$$

$$TF_a = \frac{\text{작물체 내 핵종 농도 (Bq/kg)}}{\text{핵종의 토양 침적 밀도 (Bq/m}^2\text{)}} \quad (3-2)$$

TF_m(dimensionless)은 핵종이 일정한 깊이의 토양 내에 고르게 분포하고 있는 경우에 적용할 수 있다. 경작지에서는 일반적으로 밭갈이에 의해 방사성 핵종이 일정한 깊이로 섞이게 되므로 원자력 시설의 정상가동에 따른 장기간 방출에 대해서는 TF_m을 사용하고 있다. 이와 달리 작물의 생육 중에 일시적인 사고 방출이 일어나면 다량의 방사성 핵종이 지표(벼의 경우 수표면)에 침적하여 작물을 수확할 때까지 주로 지표 부근에 분포하게 된다. 이러한 경우에는 TF_a(m² kg⁻¹)를 사용하는 것이 적합하다¹⁾. 위와 같이 오염 유형별로 다른 전이계수를 적용할 필요가 있고 또한 전이계수는 환경특성에 따라 크게 변하는 것이 보통이므로 보다 현실적인 평가를 위해서는 국내 고유의 자료를 사용하는 것이 바람직하다. 그러나 우리나라에서는 벼에 대한 방사성 iodine의 전이계수는 TF_m과 TF_a 모두 조사된 예를 찾기 어렵다. 따라서 본 연구에서는 처분장 주변 세 가지 농토양에 있어서 벼에 대한 방사성 iodine의 TF_m과 TF_a를 측정하였다.

2. 재료 및 방법

경주 방사성 폐기물 처분장 주변 반경 5 km 내 세 곳에서 농토양을 채취하고 벼의 방사성 iodine 전이계수를 조사하였다. 토양의 물리·화학적 특성은 표 1과 같다.

Table 1. Physicochemical properties of the soils used in the experiment

Soil code	Sampling place	pH (1:5)	O.M. (%)	A.P. (mg/kg)	CEC (cmol/kg)	Sand (%)	Silt (%)	Clay (%)	Soil texture
GJ-1	Daebonri	5.5	4.4	53.5	8.2	46.2	43.6	10.2	loam
GJ-2	Googilri	5.4	3.3	14.7	16.3	10.6	69.5	19.9	silty loam
GJ-3	Eupchonri	5.6	2.4	9.3	12.8	21.5	50.3	28.2	clayey loam

O.M. : Organic matter, A.P. : Available phosphorus, CEC : Cation exchange capacity,

TF_m 및 TF_a의 측정은 각기 3반복으로 수행되었다. 이를 위해 21 개의 재배상자(30cm×30cm×40cm)에 논을 모사하고 관행에 준하여 벼를 재배하였다. TF_m의 측정을 위해서는 모내기(5월 22일) 약 4 주 전(4월 23일)에 ¹²⁵I 용액 30 ml(143 kBq ml⁻¹)과 상부 약 20 cm에 해당하는 건조토양(20.4 kg)을 토양혼합기를 이용하여 골고루 섞은 다음 하부에 약간의 자갈과 비오염 토양(10 kg)이 담겨진 재배상자에 투입하고 판개하였다. TF_a의 측정은 모내기한 다음 날에 25 ml의 ¹²⁵I 용액을 재배상자의 수표면에 균일하게 살포하고 실시하였다. 벼의 수확은 모내기 후 146일(10월 15일)에 하였다. 수확한 시료는 온실에서 한 달 가량 자연 건조한 다음 γ-spectrometry법을 이용하여 방사능을 분석하였다.

3. 결과 및 고찰

1) 지표층 혼합시 전이계수 (TF_m)

표 2는 상부 약 20cm의 토양을 ^{125}I 와 혼합 처리한 후 관개하고 벼를 육성하여 구한 방사성 iodine의 토양-작물체 전이계수(TF_m)를 나타내고 있다. 세 토양에서 벼짚의 ^{125}I 전이계수는 $4.2 \times 10^{-1} \sim 6.3 \times 10^{-1}$ 의 범위로 토양 간에 큰 차이가 없었으나 GJ-1 토양에서 타 토양에 비해 다소 낮은 편이었다. 쌀알에서는 토양에 따라 $1.1 \times 10^{-3} \sim 6.4 \times 10^{-3}$ 의 범위로 벼짚에 비해 수십~수백 배 작았고 또한 벼짚과 달리 GJ-1 토양에서 가장 컸다. 이로써 쌀알로의 ^{125}I 의 전이는 벼의 전체 생육기간 동안의 흡수보다는 일정 기간, 즉 출수 전후 및 쌀알의 발육시기 동안의 흡수에 크게 좌우되며 본 실험에서는 GJ-1 토양에서 이 기간 동안의 흡수가 타 토양에 비해 컸던 것으로 추정된다. 쌀알과 벼짚의 ^{125}I 전이계수(TF_m)의 대표치는 각각 표 2에서와 같이 2.9×10^{-3} 및 5.4×10^{-1} 정도로 제안될 수 있다. 그러나 이것은 제한된 자료에 입각한 것으로 차후 더 많은 조사로 최신회할 필요가 있다.

Table 2. 지표층 혼합실험에서 논토양별 방사성 iodine의 쌀알 및 벼짚 전이계수(TF_m)

Soil	Transfer factor of radioiodine (TF_m , dimensionless)	
	Rice seeds	Rice straws
GJ-1	$6.4 \times 10^{-3} \pm 7.3 \times 10^{-4}$	$4.2 \times 10^{-1} \pm 2.5 \times 10^{-2}$
GJ-2	$3.4 \times 10^{-3} \pm 4.9 \times 10^{-4}$	$6.3 \times 10^{-1} \pm 3.7 \times 10^{-2}$
GJ-3	$1.1 \times 10^{-3} \pm 5.3 \times 10^{-4}$	$6.0 \times 10^{-1} \pm 1.7 \times 10^{-1}$
AM $\pm$ SD	$3.6 \times 10^{-3} \pm 2.6 \times 10^{-3}$	$5.5 \times 10^{-1} \pm 1.2 \times 10^{-1}$
GM/GSD	$2.9 \times 10^{-3} / 2.40$	$5.4 \times 10^{-1} / 1.26$

AM: 산술평균, SD: 표준편차, GM: 기하평균, GSD: 기하표준편차

2) 표면수 직접오염시 전이계수 (TF_a)

표 3은 모내기 다음 날 ^{125}I 용액을 표면수에 침적 처리하고 조사한 방사성 iodine의 전이계수(TF_a , $m^2 kg^{-1}$)를 나타내고 있다. 여기서도 부위 및 토양 간 전이계수 차이의 경향은 지표층 혼합 실험과 대체로 유사하였으나 부위 간 차이는 10 배 정도에 불과한 반면에 토양 간 차이는 특히 쌀알에서 GJ-1과 GJ-3 간에 30 배 정도로 지표층 혼합 실험에 비해 훨씬 컸다. TF_m 과 TF_a 를 비교하기 위해서는 TF_m 을 TF_a 와 같은 단위의 물리량으로 환산해야 한다. 이것은 TF_m 에서의 작물체 내 ^{125}I 의 농도($Bq kg^{-1}$)를 단위면적당 ^{125}I 농도($Bq m^{-2}$)로 나누어 줌으로써 가능하다. 이와 같이 비교하면 토양 및 부위에 따라 TF_a 가 TF_m 보다 대체로 수~수십 배 높았다. TF_a 의 대표치로는 당분간 쌀알의 경우 2.0×10^{-4} , 벼짚의 경우 3.1×10^{-3} 정도를 사용하는 것이 적절할 것으로 보인다.

Table 3. 표면수 직접오염 시 논토양별 방사성 iodine의 쌀알 및 벼짚 전이계수(TF_a)

Soil	Transfer factor of radioiodine (TF_a , $m^2 kg^{-1}$)	
	Rice seeds	Rice straws
GJ-1	$7.6 \times 10^{-4} \pm 1.3 \times 10^{-4}$	$2.5 \times 10^{-3} \pm 4.0 \times 10^{-4}$
GJ-2	$2.1 \times 10^{-4} \pm 3.3 \times 10^{-5}$	$2.8 \times 10^{-3} \pm 2.3 \times 10^{-4}$
GJ-3	$2.8 \times 10^{-5} \pm 1.2 \times 10^{-5}$	$4.4 \times 10^{-3} \pm 3.7 \times 10^{-4}$
AM $\pm$ SD	$3.3 \times 10^{-4} \pm 3.8 \times 10^{-4}$	$3.2 \times 10^{-3} \pm 1.0 \times 10^{-3}$
GM/GSD	$1.7 \times 10^{-4} / 5.25$	$3.1 \times 10^{-3} / 1.34$

AM: 산술평균, SD: 표준편차, GM: 기하평균, GSD: 기하표준편차.

4. 결론

경주 방폐장 부근 논토양을 대상으로 벼의 방사성 iodine 전이계수를 측정하고 대표치를 제안하였다. 제안된 대표치는 세 토양에 대한 측정치에 입각한 것이므로 차후 환경특성을 보다 충분히 반영할 수 있도록 더 많은 조사가 이루어 질 필요가 있다.

감사의 말씀

이 논문은 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

1. Y.H. Choi, K.M. Lim, et al., Transfer of ^{137}Cs to rice plants from various paddy soils contaminated under flooded conditions at different growth stages. J. of Environmental Radioactivity 80, 45-58 (2005).

감마선조사장치 교정결과 유효성 확인

원유호, 손중권, 서장수,
한수원(주) 원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25번지
won8387@khnp.co.kr

1. 서론

방사선 측정기를 교정하는 목적은 용도에 따라 측정기가 적절하게 반응하는지 여부와, 설정된 조건에서 기준량을 정확히 나타내는지 확인하고, 필요할 경우 측정상의 정확도를 향상시키기 위한 기기동작 조건을 조정하는데 있다. 이를 위하여 방사선측정기 교정기관은 국가 또는 국제 표준에서 정하고 있는 기준에 맞추어 방사선장을 제작하고 측정에 따른 소급성 체계를 유지하여야 한다.

본 실험의 내용은 2006년에 도입하여 사용하고 있는 감마선 조사장치의 교정 소급성 확인을 위하여 중간점검을 수행한 결과이다. 점검은 첫째, 감마선 조사장치의 교정 결과를 이용하여 측정점 재현장치 기준점에서의 선량률에 선원의 반감기를 보정하여 기준 선량률을 산출하고, 둘째, 기준점에서 이온전리함 및 전류측정장치를 이용하여 전리전류를 측정, 이온전리함의 교정 상수를 적용하여 측정 선량률을 산출하였으며, 셋째, E_n 값을 산출하는 방법으로 진행하였다.

2. 점검절차 및 결과

- 기준 점에서의 전리 전류를 측정하여 측정 선량률을 산출한다.
- 감마선 조사장치의 교정 결과(표 1)를 이용하여 기준선량률을 산출한다.
- 아래 식에 따라 E_n 값을 산출한다.

$$E_n = \frac{(X_r - X_m) \cdot 100 / X_r}{\sqrt{U_r^2 + U_m^2}}$$

여기서 X_r : 기준값, X_m : 측정값
 U_r : 기준값의 상대확장 불확도, U_m : 측정값의 상대확장 불확도

· $|E_n| \leq 1$ 일때 교정 결과가 유효함을 입증한 것으로 간주하여 차기 점검주기까지 교정용 기준선장으로 활용한다.

표1. 감마조사기의 교정데이터

구 분	선 원			
	75.5 TBq	7.4 TBq	185 GBq	11.1 GBq
최근 교정일자	2007.11.13	2007.11.14	2007.11.15	2007.11.16
회귀일차항(a)	4.74258	6.80234	5.2303	7.07241
회귀상수항(b)	2.01202	2.0128	2.01837	2.02005

- 전리전류 측정

· Exradin사의 A4 및 A6 chamber를 External feedback mode로, Chamber wall에 -300 V 고전압을 인가하여, 측정점 재현장치 기준점인 1144.07 mm에서 선원별 각 10회 측정하여 평균 전리전류(I_0)를 얻었고, BKG(I_b)는 전리전류 측정 전, 후 각 10회(100초) 측정하여 평균하였다. 순 전리전류(Net I)는 측정전류(I_0)에서 BKG를 제거하여 얻을 수 있다. 측정 결과는 아래 표2와 같다.

표2. 측정결과

구 분	선 원			
	75.5 TBq	7.4 TBq	185 GBq	11.1 GBq
$I_i(A)$	1.09E-09	1.25E-10	3.27E-12	5.93E-12
$I_b(A)$	3.56E-15	3.56E-15	3.56E-15	1.51E-14
Net $I(A)$	1.09E-09	1.25E-10	3.26E-12	5.92E-12
표준불확도(A)	8.54E-14	1.42E-14	7.93E-16	1.19E-15
상대표준불확도(%)	0.01	0.01	0.02	0.02

- 불확도 산출

표3. 불확도 요약

불확도 요인		상대표준불확도(%)				확률분포 /자유도
		75.5 TBq	7.4 TBq	185 GBq	11.1 GBq	
기준기 교정인자		0.800	0.800	0.850	1.400	N / ∞
측정전류		0.008	0.011	0.024	0.020	t / 9
전류측정 장치	Capacitor	0.025	0.025	0.025	0.025	t / ∞
	Voltage	0.026	0.026	0.026	0.026	R / ∞
	Timer	0.180	0.180	0.180	0.180	R / ∞
	합 성	0.184	0.184	0.184	0.184	R / ∞
환경보정 인자	Pressure	0.007	0.007	0.007	0.007	t / 35
	Temperature	0.012	0.012	0.012	0.012	N / ∞
	합 성	0.014	0.014	0.014	0.014	N / ∞
위치재현성		0.024	0.024	0.024	0.024	R / ∞
상대합성표준불확도		0.82	0.82	0.87	1.41	
상대확장불확도		1.64	1.64	1.74	2.82	

- |En| 값 산출

표4. |En| 값 산출

구 분		선 원			
		75.5 TBq	7.4 TBq	185 GBq	11.1 GBq
기준값	선량률	3.965 Gy/h	453.35 mGy/h	11.83 mGy/h	815.90 uGy/h
	상대확장불확도(%)	1.6	1.6	1.7	2.8
측정값	선량률	3.937 Gy/h	449.67 mGy/h	11.78 mGy/h	804.25 uGy/h
	상대확장불확도(%)	1.64	1.61	1.74	2.82
En		0.306	0.354	0.182	0.359

3. 결론

· |En| 값 비교는 기준값과 측정값의 편차가 기준값과 측정값의 합성 불확도 범위 내에 있음을 확인하기 위한 방법으로 그 값이 1 이하인 경우 기준기(감마선 조사장치)의 교정 결과가 유효한 것으로 평가한다. 점검결과 |En| 값의 범위가 0.18 ~ 0.36으로 나타났으며, 기준값인 1을 초과하지 않았기 때문에 감마선 조사장치 각 선원별 최종 교정결과가 유효하며, 교정용 기준선장으로 활용 가능함을 입증하였다.

· 3개월마다 주기적인 점검을 통하여 교정 후 고준위 감마선 조사장치의 건전성을 확인하고 교정용 기준선장에 대한 유효성을 입증함으로써 발전소 교정지원의 신뢰도를 확보하는 것이 필요하다.

참 고 문 헌 (REFERENCES)

1. KASTO 93-26-1040-102 Standard Calibration Procedure of Gamma Irradiation System
2. KOLAS-R-003:2004 숙련도시험 운영기준

CANDU형 원전의 피폭현황 분석

서장수, 손중권, 원유호

원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1

jksn1@khnp.co.kr

1. 서론

1978년 고리 1호기가 운전을 시작한 이래 현재 국내에는 20기의 원전이 운전 중에 있고, 8기 원전의 추가 건설이 계획되고 있다. 원자력발전소 증가에 따라 원전 종사자의 수는 비례적으로 늘어날 것이며 이에 따라 원전 작업자 방사선 피폭선량 또한 증가할 것이다. 또한 원전의 가동년수가 늘어남에 따라 원전 1차계통의 방사선량율이 증가하고 설비의 노후화에 따른 보수빈도 또한 늘어나게 되어 방사선 피폭량은 더욱 증가할 것이다. 이에 따라 방사선 피폭에 의한 리스크 또한 그만큼 커진다고 볼 수 있다. 따라서 방사선피폭의 대부분을 차지하는 계획예방정비기간중 원전 작업자의 리스크를 정량화하고 피폭시나리오를 개발함으로써 방사선리스크를 체계적으로 저감할 수 있는 방법을 모색할 필요가 있다.

이를 위해 국내에서 운영되고 있는 원전중 우선 중수로형 원전의 계획예방정비기간중 피폭현황을 분석하고 DB화 하였다.

2. 실험 및 결과

원전 종사자에 대한 방사선리스크 평가를 위해서는 고피폭을 유발하는 방사선 작업들을 식별 해내는 것이 필수적이다. 이를 위해서는 기존에 이루어진 방사선작업을 분석해야 한다. 본 논문에서 사용된 작업자 피폭자료는 2002년부터 2005년까지의 월성 1-4호기 방사선안전관리 시스템에 기록된 방사선작업허가서 (RWP : Radiation Work Permit)의 기록 내용을 근거로 하여 방사선안전관리 시스템의 내용으로 구축하였다. 자료내용은 발전소, 작업허가서 번호, 작업내용, 작업장소, 작업구분(경상, O/H, 간이정비, 기타), 작업코드 (A~S), 작업부서, 허가인원, 실제인원, 연인원, 예상선량(mSv), 방사선량(mSv), 작업시간(분), 선량(mSv) 등을 포함한다.

3년간의 월성 1-4호기에 수행된 방사선작업 피폭자료는 총 36952개의 데이터로 구성되어 있다. 작업에 투입된 인원은 115,606명이며 884,225시간의 총작업시간 동안 3,002mSv의 피폭선량이 나타났다. 2002년 287개, 2003년 12407개, 2004년 12033개, 2005년 12,225개로서 실질적으로 기록된 것은 2003년 이후로 볼 수 있다. 호기별 구성은 1호기 14,535개, 2호기 10,927개, 3호기 5,694개, 4호기 5,770개이며 그외 공통지역 및 폐기물 관련이 5,156개이다. 작업구분은 경상 24,068개, O/H 12,152개, 간이정비 556개, 기타 162개, 그 외 구분되지 않은 18개로서 발전소에서 일어난 모든 방사선 작업들을 포함하고 있다.

방사선 작업의 구분은 크게 중수로와 경수로 모두 주요작업 분류로 19가지 작업으로 나누어진 다. 하지만 세부적으로는 나누어지는 방법은 중수로와 경수로가 다르다. 경수로의 경우는 134가지의 세부작업으로 나누어지는 반면 중수로의 경우는 119가지 세부작업으로 나누어진다. 표 1은 국내 중수로형 원전의 주요 작업분류를 나타 내었으며 2002~2005년까지의 각 주요 작업의 총작업 개수, 총작업자수, 작업별 총선량, 작업시간 등을 나타내었다.

중수로형 원전 작업종사자 방사선 리스크 평가를 위한 사정 작업으로 고피폭을 유발하는 방사선 작업들을 파악해 보았다. 19개 주요작업들에 대하여 선량이 많은 작업, 작업수가 많은 작업, 작업 종사자가 많은 작업, 작업시간이 많은 작업에 대하여 작업 순위를 도출하였다.

작업횟수, 작업자수 및 시간 순위에 대해서는 거의 같은 순위로 나타남을 확인할 수 있다. M (General Work), A (Refueling), Q (Dose by System not Listed above), L (Routine Inspection) 까지의 순위가 같았으며 선량순위 (M-Q-C-A) 역시 다른 분석요소들과의 순위와 비슷한 경향을 나타냈지만 상대적으로 C (S/G - primary side) 작업의 순위가 높게 나타남을 확인할 수 있었다. 즉 C 작업은 다른 작업들에 비해 선량이 상대적으로 순위가 높았다. 하지만 이러한 순위는 작업

수가 많을수록 선량이나 시간이 많을 수밖에 없기 때문에 작업횟수 순위에 따라 선량순위도 결정이 된다.

작업별 특성을 파악하기 위해서 선량, 종사자수, 시간을 작업수로 나눈 값으로 순위를 계산해 보았다. 그 결과는 단순 순위와는 많이 차이를 알 수 있다. 평균작업자수 순위는 C, F (CVCS & Coolant Pump Seal Water System), M, I (RCS Pump), A 작업 등이 높았고, 평균 작업시간에서는 M, C, A, I, Q 작업 순으로 나타났다. 작업당 평균선량이 높은 작업은 C, N (Scaffolding), B (Reactor vessel or internal), J (Primary circuit), K (Valve work) 순으로 나타났다.

19개 주요작업중 10개 작업이 전체의 98.7%를 차지하는 것을 고려할 때, 고피폭 주요작업에 대한 피폭저감 방안을 마련할 필요가 있다. M, Q 2개 작업이 전체의 50% 넘게 차지하고 있었고, 4개 작업 (M, Q, C, A) 작업이 전체의 3/4 (75%)을 차지하였으며, 6개 작업 (+, L, B)이 92.6%를 차지하고 있다는 점은 피폭이 주요 몇 개 작업에서 대부분 일어나고 있음을 증명한다.

표 1. 작업허가서에 따른 중수로 주요작업 분류 및 데이터

작업구분		작업개수	작업자수 (명)	선량 (mSv)	작업시간 (hr)
A	Refueling	6488	19558	312.95	102068.57
B	Reactor vessel or internal	1054	3169	223.31	14886.69
C	S/G - primary side	809	3966	398.53	17104.24
D	S/G - secondary side	14	37	0.34	89.87
E	RHR & SI sys	656	1475	18.75	5873.83
F	CVCS & Coolant pump seal water system	47	157	2.21	663.45
G	PZR	6	16	0.23	44.17
H	Reactor water clean-up system	1058	2858	70.87	11552.69
I	RCS Pump	444	1364	34.47	6479.08
J	Primary circuit	128	319	24.26	1356.47
K	Valve work	598	1727	51.93	7821.70
L	Routine Inspection	4412	13005	283.01	45136.83
M	General work	14978	49743	1115.85	583285.41
N	Scaffolding	72	195	16.79	659.90
P	Control rod drive	27	62	2.17	128.73
Q	Dose by system not listed above	6161	17956	446.42	87073.65

3. 결론

방사선리스크 기반구축을 위한 사전 연구로 중수로형 원전의 주요 작업에 대한 피폭데이터를 분석하였으며 경수로형 원전에 대한 피폭데이터 분석 역시 수행할 예정이다.

원전 방사선 피폭의 대부분을 차지하고 있는 계획예방정비 기간중의 방사선 리스크 평가기반을 구축하고 이를 기반으로 피폭저감 방안을 도출하여 원전 종사자의 피폭선량을 낮추는데 수 있을 것이다.

참 고 문 헌 (REFERENCES)

1. 한국수력원자력(주), "원자력발전소 방사선관리 연보", (1986-2002.)
2. IAEA Safety Standards Series Safety Guide No. RS-G-1.3, "Assesment of Occupational Exposure Due to External Sources of Radiation", (1999)

비 인간종 선량 평가를 위한 우리나라와 처분장 주변 동식물의 생태계 현황에 대한 고찰

전인, 임광목, 최용호, 금동권

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

ijun@kaeri.re.kr

1. 서론

방사선 방호를 위한 대부분의 연구는 일반적으로 인간에 그 초점이 맞추어져 왔다. 그러나, 미국 DOE에서는 1980년대 후반부터 비 인간종에 대한 방사선의 영향과 관련한 조건, 방법 및 기준에 대한 활동을 시작하였고[1], 1992년 브라질 리오에서 개최된 UN의 환경과 개발회의에서 발표된 리오선언 제 4장에서 “개발은 환경 자원의 적절한 사용과 보존이 함께 이루어져야 하며, 따라서 환경 보존은 개발의 한 부분으로 개발과 독립적으로 고려될 수 없다”는 개념이 설정된 이후 지구환경 보존에 대한 국제적인 합의가 형성 되었다. 지구 환경에 위해를 줄 수 있는 잠재적 요인들은 다양한 형태로 존재하며, 원자력의 이용으로부터 필수 불가결하게 환경으로 배출되는 전리 방사선 또한 그 중 하나이다. 이러한 이유로 전리 방사선에 의한 인간의 선량 평가는 매우 활발하게 추진되어 왔지만 인간 이외의 생물에 대한 선량 평가와 비 인간종으로 인한 인간의 영향을 평가하는 과정은 그 연구 활동이 상대적으로 약화되었다고 볼 수 있다. 그러나 2000년 이후 전리방사선으로부터 환경을 보호하는 국제적인 안을 도출하기 위하여 팀을 구성하고 그 결과를 발표한 후 방사선 환경 방호의 기준이 되는 참조 동식물의 도출을 위한 여러 가지 방안을 제시하였고 관련 기준을 정하는 연구들이 활발하게 이루어져 왔다[2]. 이에 우리나라에서도 비 인간종 선량 평가를 위하여 우리나라 실정에 맞는 고유 참조 동식물을 선정하기 위한 생태계 현황을 조사할 필요가 있어 관련 문헌을 통하여 조사하였다.

2. 전국 환경생태 특성

우리나라 자연 식생은 매우 다양하다. 북부 지방은 아고산(1500 m - 2500 m 지역의 산림지대) 침엽수림이 발달해 있고, 북부와 중부의 일부 지역에는 침, 활엽 혼합림이 많으며 우리나라 자연 산림의 식생을 대표하는 낙엽 활엽수림은 중부지역에 분포되어 있다. 또한 남부 지방과 동,서 해안 지방은 상록 활엽수림으로 구성되어 있으며, 화강암과 화강 편마암이 노출된 산비탈 계곡부에는 서어나무 림이, 최남단 지역 및 남부 도서 지역에는 난,온대 상록수림이 발달해 있다.[3]

지구상에는 약 170만 종의 생물종이 알려져 있으며, 우리나라에는 10만종 이상의 생물종이 서식하고 있는 것으로 추정되며 현재까지 조사된 생물종 수는 약 29,000여종이다[3,4,5]. 따라서, 비 인간종 선량 평가를 위해서는 위 생물 종의 수 중 우리나라 고유종 현황을 분석할 필요가 있다. 자료[4]에 따르면 우리나라의 고유 생물종은 척추동물 73종, 무척추동물 I 434종, 무척추동물 II 1,313종, 관속식물 515종, 조류 26종, 균류 38종이 고유종으로 분석되었다.

3. 처분장 주변 환경생태 특성

처분장 주변의 환경생태 특성은 우리나라 전체에 나타나는 환경생태 특성과 거의 유사하다. 다만, 북부지역에 비해 활엽수의 종이 다소 많이 분포하는 경향을 보인다. 교목 및 아교목으로는 소나무, 곰솔, 잣나무, 신갈나무, 참나무 종류 등이 서식하고 관목층으로는 소나무 종류와 진달래, 철쭉 등이 자생하고 있으며, 초본층으로는 소나무, 고사리 및 교목, 관목층의 어린 나무들이 자생하고 있다. 처분장 주변 내의 주요 식물군락별 분포 현황을 보면 곰솔 군락이 전체 면적의 13.8%를 차지하고 있고 소나무-신갈나무 군락이 12%, 소나무-곰솔 군락이 8%, 신갈나무-소나무 군락이 6%, 상수리나무-아카시아 나무 군락이 8% 정도를 차지하고 있다. 따라서 처분장 주변의 식물 중 가장 많이 서식하고 있는 대표 종으로는 소나무 군락으로 볼 수 있다.

처분장 주변의 포유류 분포 현황은 현지 조사된 자료에 의하면 고라니, 두더쥐, 너구리, 족제

비, 멧돼지, 청설모, 다람쥐, 집쥐 및 등줄쥐 등이 관찰되었다고 보고되었다. 조류는 총 58종이 관찰되었으며 이중 우점종은 참새, 붉은머리오목눈이, 꿩이갈매기 등이었다. 양서, 파충류로는 총 9종이 관찰되었으며 주로 관찰된 종류는 무당개구리 등의 개구리 종과 살모사 등의 뱀 종이 주로 관찰되었다고 보고되었다. 곤충류는 총 80종이 관찰되었으며 잠자리, 메뚜기, 벌, 나비 등이 관찰되었으나 계절별로 서로 다른 종이 관찰되었다. 어류는 잉어과, 미꾸리과 및 망둑어과가 서식하고 있었으며 이중 우점종으로는 피라미, 버들치가 가장 많이 서식하고 있는 것으로 보고되었다.

표 1. 처분장 주변 동식물 분포 및 대표 동,식물 현황

분류	종류	대표 동,식물
식물	곰솔, 소나무, 아카시아, 참나무	소나무
포유류	두더지, 너구리, 족제비, 삥, 고라니, 멧돼지, 멧토끼 청설모, 다람쥐, 등줄쥐	고라니 등줄쥐
양서류	도롱뇽, 무당개구리, 두꺼비, 청개구리, 참개구리, 황 소개구리, 몸개구리	개구리
파충류	붉은귀거북이, 줄장지뱀, 누룩뱀, 유혈목이, 능구렁 이, 살모사	살모사
어류(민물고기)	피라미, 버들치, 은어, 미꾸라지	버들치
저서성 대형 무척추동물	플라나리아, 달팽이, 민물새우, 물자라, 하루살이	
조류	원앙, 붉은새매, 황조롱이, 소쩍새, 말뚝가리, 회색물 떼새, 붉은부리갈매기 참새, 청둥오리	참새
곤충류	잠자리, 사마귀, 배짱이, 나비, 매부리, 모메뚜기, 노 린재, 무당벌레, 벌	벌
환형동물	지렁이	지렁이
해상동식물	플랑크톤,	고려하지 않음

4. 결론

비인간중 방사선 방호 연구는 지난 수년간 세계적으로 많은 연구가 진행되어 관측할 만한 성과를 이루었지만 여전히 많이 부족한 데이터, 본질적인 생태계의 복잡성으로 인해 국제적으로 합의되고 통일된 환경방호 기준과 방법론은 아직 정립되지는 않고 있다. 현재 국제적 기준 도출을 위한 연구가 ICRP나 IAEA를 통해 활발하게 진행되고 있으므로 가까운 장래에 국제적으로 합의된 기준이 제시될 것으로 보이고 이에 따라 ICRP 신권고 개념이 확정되고 회원국에 권고될 것으로 보인다. 우리나라도 결국 ICRP 신권고에 부합되는 규제 제정과 함께 비인간중에 방사선 영향 평가가 규정으로 도입될 것이고 이에 따른 특정 지역의 비인간중 선량 평가에 필요한 대표 동,식물의 선정시 본 조사가 도움이 될 것으로 사료된다.

참 고 문 헌

- [1] R.C. Morris, S.L. Domotor, "The U.S. DOE's graded approach for evaluating radiation doses to non-human biota", International Symposium on Radioecology and Environmental Dosimetry, 75-82 (2004)
- [2] B.D. Amiro, R. Zach, "A method to assess environmental acceptability of releases of radionuclides from nuclear facilities", Environmental International, Vol. 19, pp. 341-358 (1993)
- [3] 금강유역환경처, "우리나라의 자연 생태계 현황"
- [4] 환경부, 한국고유생물종도감(1996)
- [5] 원두희, "자연 다큐멘터리 소재로서의 한국 자연생태계 현황" (주)생태조사단 부설 두희자연환경연구소(2006)

폐수지 운반용기의 화재사고조건에 대한 열전달 특성평가

이주찬, 남경오, 방경식, 최우석, 강희영, 서기석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
siclee@kaeri.re.kr

1. 서 론

원자력발전소에서 발생하는 폐수지는 전 세계적으로 시멘트로 고화처리하거나 건조시킨 후 고건전성용기에 보관하고 있으며, 국내 원전의 경우 폐수지를 방사선 조사된 고강도의 XLPE 고건전성용기에 용기 내에 탈수 건조 처리한 후 각 발전소의 폐기물 저장고까지 이송하여 저장 관리하고 있다. 발전소의 폐기물 처리시설로부터 폐기물 저장고까지 폐수지를 안전하게 이송하기 위한 운반용기를 개발 중이며, 폐수지는 중저준위 폐기물로 분류되지만 방사능량과 방사선량률이 비교적 높아서 주로 B형 운반물로 분류된다. 따라서 운반용기는 국내외의 관련법규에 따라 정상 운반 및 화재사고조건에 대한 열적 건전성이 유지되어야 한다. 폐수지 운반용기는 운반 내용물의 붕괴열을 무시할 수 있으므로 화재사고 시 외부로부터 유입되는 열을 적절히 차단하여 차폐체/밀봉체의 열적 건전성이 유지되어야 한다.

폐수지 운반용기의 본체는 그림 1과 같이 200 mm 두께의 탄소강, 뚜껑은 200 mm 두께의 스테인레스강으로 구성되며, 운반용기 상하부에는 나무로 된 충격완충체를 장착하였다. 충격완충체 재질은 나무를 사용할 예정이며, 낙하사고 또는 화재사고조건에서 충격흡수 및 단열재 역할을 담당한다. 운반용기 본체와 뚜껑의 체결부위에 단차를 주어 방사선차폐 및 구조적 건전성 측면을 고려하였다. 완충체를 제외한 운반용기의 치수는 직경이 1,740 mm, 높이가 1,760 mm이며, 운반용기의 총 중량은 약 23톤이다. 폐수지 운반용기의 운반물로는 발전소에서 발생하는 고건전성용기(HIC) 뿐만 아니라 200리터 드럼 3개 또는 320리터 드럼 1개의 운반을 고려하고 있다.

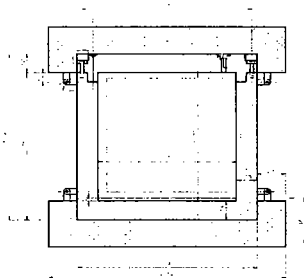


그림 1. 폐수지 운반용기 개념도.

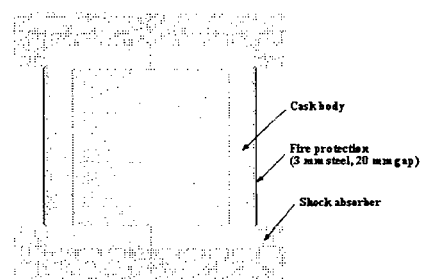
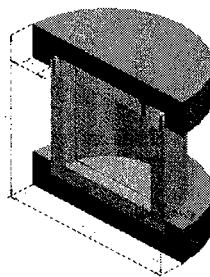


그림 2. 운반용기 열해석 모델.

2. 해석조건 및 방법

폐수지 운반용기의 열해석을 위한 전산 프로그램은 범용 열유동해석 코드인 FLUENT 코드를 사용하였다. 열해석 모델은 그림 2와 같이 2차원 축대칭 모델을 사용하였으며, 해석조건은 법규에서 규정하는 화재사고조건을 적용하였다. 화재해석을 위한 초기조건은 38 °C 대기온도에서 최대 태양열이 유입되는 조건이며, 열해석에서는 운반용기의 모든 부위의 온도가 50 °C인 것으로 가정하였다. 해석모델에서 폐수지에서 발생하는 붕괴열은 없는 것으로 가정하였으며, 외부 화염으로부터 용기 표면으로의 복사과 용기 본체를 통한 열전도, 내부 공간의 공기에 의한 대류 및 복사를

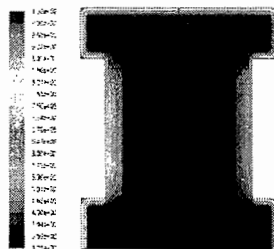
통한 운반용기 내부로의 열전달을 고려하였다. 운반용기의 측면으로는 단열재가 없는 경우와 그림 2와 같이 fire protection으로 20 mm의 air gap을 고려한 경우에 대한 해석을 수행하였다.

3. 해석결과 및 평가

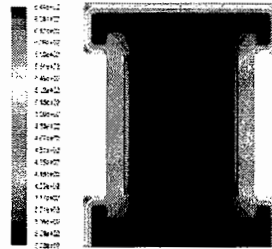
표 1은 화재사고조건에서 과도시간에 따른 운반용기의 viton O-ring과 폐수지의 온도 계산 결과를 보여주고 있다. 단열재로 20 mm 두께의 air gap을 고려한 경우 O-ring의 최대온도는 76 °C, 폐수지의 최대온도는 75 °C로 계산되었다. 또한, 단열재를 고려하지 않은 경우 viton O-ring 및 폐수지의 최대온도는 각각 163 °C, 173 °C까지 상승하였지만 각각의 허용온도보다는 낮게 나타났다. 일반 레진의 분해온도는 약 300 °C로 알려져 있으며, 폐수지의 허용온도 300 °C의 타당성에 대한 검토가 필요하다. 본 연구를 통하여 폐수지 운반용기는 별도의 단열재를 없이도 열적 건전성이 유지될 것으로 판단되며, 본 연구결과는 운반용기의 설계 및 인허가를 위한 기본 자료로 활용될 예정이다.

표 1. 화재사고조건에서 운반용기 주요 부위 온도

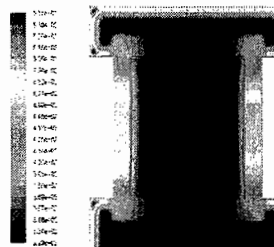
Analysis model	Location	Calculated temperature (°C)							
		Transient time (minutes)							Max.
		0	30	40	50	60	70	80	
20 mm air gap	O-Ring	50	69	75	75	76	76	75	76
	Spent resin	50	57	64	68	71	74	75	75
No fire protection	O-Ring	50	149	163	160	156	153	151	163
	Spent resin	50	104	140	160	167	171	173	173



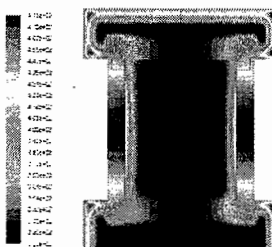
(a) Time = 30 min.



(b) Time = 45 min.



(c) Time = 60 min.



(d) Time = 90 min.

그림 3. 운반용기의 화재사고조건 온도분포 (단위 : K).

기체유출물의 ^{14}C 분석을 위한 소광보정 방법 비교 평가

박경록, 이정진, 양호연

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

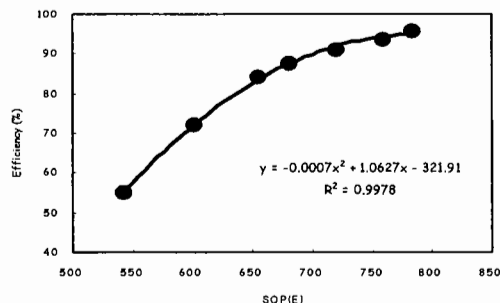
krpark@khnp.co.kr

1. 서론

원전에서 방출되는 기체유출물 중에 ^{14}C 방사능 포집용액으로 2M NaOH를 사용하고 있으며 이를 측정하기 위해 직접흡수법(Direct Absorption Method, 이하 DAM)과 직접혼합법(Direct Mixing Method, 이하 DMM)의 전처리 방법을 사용한다. DAM은 시료를 전처리하여 분말형태로 만든 후 산을 떨어뜨려 CO_2 를 발생시키고 이를 CO_2 흡수제(Carbosorb)에 흡수시킨 후 섬광체(Permarflour)와 혼합하여 측정하는 방법이며 DMM은 포집용액(NaOH)과 섬광체(Hionic)를 직접 혼합하여 액체섬광계수기(LSC)로 측정한다. LSC를 이용한 측정에는 시료에서 방출되는 광자의 에너지가 줄어드는 소광현상이 보정되어야 한다. 일반적으로 미지시료의 소광현상을 보상하는 방법으로는 내부표준법(Internal Standard Method)인 표준선원대비법과 외부표준법(External Standard Method)이 있다. DAM과 DMM 2가지 방법에 대하여 각각 내부표준법과 외부표준법을 이용하여 소광보정을 하고 임의의 시료에 대해 다시 측정한 결과 두 방법 모두 10%이내의 측정 오차를 보이고 있다. DMM 방법의 경우 스웨덴 PWR 발전소인 Ringhals 원전에서 사용하고 있는 방법이다. 본 논문에서는 DAM방법과 DMM방법을 사용할 때 각각의 내부표준법과 외부표준법을 이용한 소광보정에 대한 유효성을 평가하였다.

2. 실험 및 결과

DAM 방법을 사용할 경우에는 CaCO_3 형태의 분말에 질산을 가하여 발생된 CO_2 를 흡수제(Carborsob)에 흡수시키고 섬광체(Permarflour)와 혼합하여 액체섬광계수기로 측정한다. 이때 소광현상 보정을 위해 표준선원으로 옥살산 4990C를 사용한 내부표준법으로, ^{14}C -톨루엔 선원을 사용한 외부표준법으로 소광곡선을 구하였다. ^{14}C -톨루엔을 사용할 경우에는 7개의 Vial을 준비하여 CO_2 흡수제와 섬광체를 1:1로 혼합하고 각각의 Vial에 천연대리석을 이용하여 CO_2 의 양을 다르게 흡수시킨 후 소광곡선을 작성하였다(그림 1)

그림 1 ^{14}C -toluene 소광곡선

DMM 방법의 경우에는 내부표준법을 위한 표준선원으로는 Wallac standard Kit(1210-123), 섬광체로는 Hionic-fluor(Perkinelmer), 외부표준법에는 ^{14}C quenched set(10개, Perkinelmer)를 사용하여 소광곡선을 작성(그림 2)한 후 임의의 동일시료에 대해 각각의 보정방법에 따라 측정한 후 결과를 비교하였다.

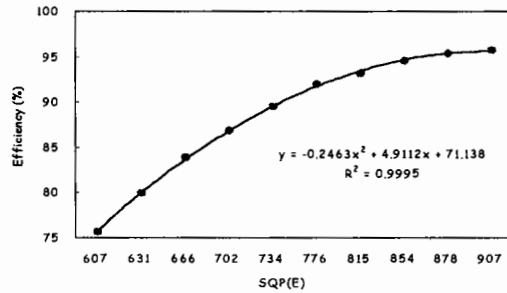


그림 2 ^{14}C quenched set 소광곡선

DAM/DMM 각각의 경우 내부표준법과 외부표준법으로 측정된 결과는 다음 표 1, 2와 같다. DAM의 경우에는 임의시료 7개씩 측정된 결과의 오차는 약 6 %~9 % 범위에 있으며, DMM 방법의 경우에는 2% ~ 3%의 오차를 보이고 있어 각각의 전처리법에 따른 소광보정법이 유효함을 알 수 있다.

표 1. DAM의 보정방법에 따른 결과비교

No.	4990C (dpm)	^{14}C -toluene (dpm)	비교 (%)
1	3107.48	3405.80	91.24
2	5065.68	5455.30	92.86
3	8494.52	9158.80	92.75
4	80570.40	86432.80	93.22
5	9427.07	10263.40	91.85
6	8686.95	9467.00	91.76
7	1097108.75	1165923.00	94.10
AVG.	-	-	91.14

표 2. DMM의 보정방법에 따른 결과비교

No.	standard Kit (dpm)	^{14}C quenched set (dpm)	비교 (%)
1	171672.5	168576.6	101.8
2	17412.2	16927.1	102.9
3	167066.2	163041.8	102.5
4	513395.1	500904.7	102.5
5	216489.8	211912.3	102.2
6	9631.9	9324.1	103.3
7	28760.4	28186.5	102.0
AVG.	-	-	102.5

내부표준법은 계측시료와 동일한 조성으로 공시료 및 표준시료를 만들어 3가지 시료를 동시에 측정하는 것으로 계측 후 최적 측정영역을 인위적으로 설정할 수 있어 검출하한치가 낮다는 장점이 있으나 측정할 때마다 표준시료를 매번 만들어야 하는 단점이 있다. 외부표준법은 소광계수와 계측효율간의 상관곡선을 한번 작성하면 매번 표준시료를 만들지 않는다는 장점이 있으나 측정영역이 계측장비에서 결정되어 채널설정이 크게 선택되므로 백그라운드 높아 내부표준법에 비해 검출하한치가 높은 단점이 있다. 따라서 내부표준법은 방사능농도가 매우 낮고 높은 분석정밀도를 요구하는 경우에 적절하며 방사능농도가 높고 빈번한 분석의 경우 외부표준법이 적절한 것으로 판단된다.

3. 결론

^{14}C 방사능을 측정함에 있어 소광보정을 위한 방법은 내부표준법과 외부표준법을 모두 적용할 수 있으나 어떤 방법을 선택할 것인지는 분석시료의 측정주기, 대상시료의 농도, 요구되는 정밀도 등을 고려하여 선택하면 될 것으로 보인다. DAM의 경우에는 소광곡선을 사용하면 표준선원과 시료의 조성 불일치에 따른 오차를 줄일 수 있을 것이며, DMM의 경우 이미 상용화된 표준선원 Set을 이용하면 직접표준선원을 조제하여 사용하는 불편함을 경감시킬 수 있을 것으로 판단한다.

참고문헌

1. Jock Thomson, "Use and Preparation of Quench Curves" PerkinElmer Life Sciences, Inc

Durability Study of Reinforced Concrete Subjected to Chloride Attack

Yoon Hee Lee, Chang Min Lee, Kun Jai Lee

Korea Advanced Institute of Science and Technology, 335 Gwahangno, Yuseong-gu, Daejeon 305-701, Korea

lyh262@kaist.ac.kr

Most nuclear facilities in Korea are located near the seaside. Since concrete wall is primary shielding barrier, durability of concrete is important. For the reinforced concrete structure in marine condition, salt damage is considered as the major factor of concrete corrosion. Chloride induced steel corrosion is one of the major deterioration mechanisms for reinforced concrete structures. And the corrosion of reinforcing bars deteriorates the concrete structures and reduces their service life. Concrete wall temperature of nuclear facility building may be higher than general concrete structure. However, there are few examination examples to make clear the influence of high temperature on corrosion. In this study it is focused that concrete deterioration by chloride attack under high temperature.

Corrosion of reinforcing bars deteriorates the concrete structures and reduces their service life. Chloride ion penetration simulate test has been carried out to obtain the material properties of reinforced concrete at high temperature. Fig. 1 shows the experimental system for corrosion test. It is consist of heater, control box, water tank for NaCl solution and pure water. The concrete samples are made of type I ordinary portland cement(OPC) and the water cement ratio is 55%. Each concrete sample has three bars which has three different cover thickness, 1cm, 2cm and 4cm.

Table 1. Composition of concrete sample (kg)

w/c	55%
Coarse aggregate	11.77
Fine aggregate	8.30
Cement	3.81
Water	2.10

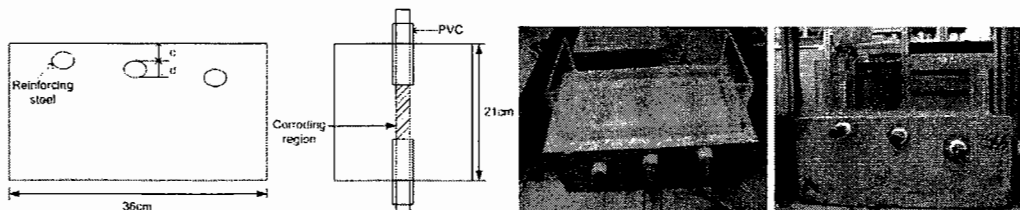


Fig. 1. Concrete sample

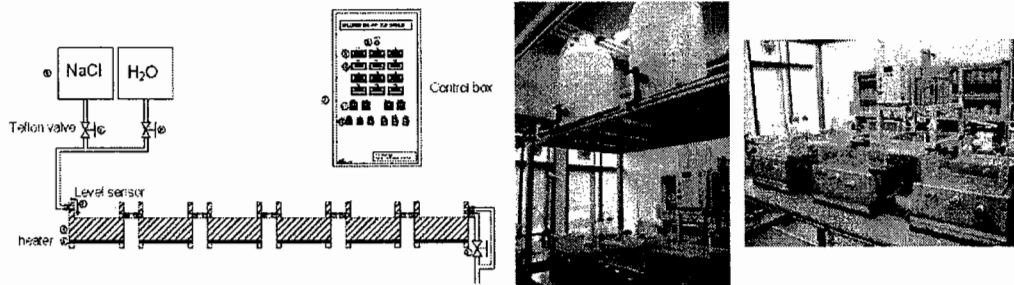


Fig. 2. Experimental system for corrosion test

Six specimen has been used for test, and the temperature of heaters were 30°C, 60°C and 90°C. The surface of concrete specimen was sunk by 3.5% NaCl solution to simulate accelerated chloride penetration. Half-Cell device was used to detect the corrosion of steel bar in concrete samples. The potential difference of steel bar and concrete surface is proportional to corrosion rate.

Table 2. Potential difference (mV)

temp. (specimen/heater)	cover thickness	1 cm	2 cm	4 cm
18/30		-155	-66	-37
28/60		-189	-181	-31
30/90		-230	-203	-158

The potential difference as a result of corrosion test is shown in Table 2. It is clear that the cover thickness is in inverse proportion to potential difference. The cover thickness is main shielding protector which inhibit the penetration of harmful factors from the surface to reinforcing bar. It can be noted that the temperature considerably affects degradation of reinforced concrete structure. Corrosion progress tends to be high at high temperature.

Deterioration of concrete in nuclear facilities is very important. The concrete structure for nuclear facility building must withstand the damage due to salt damage under high temperature. This study can be used to the research on deterioration of concrete and estimation of service life.

핵연료 연소도평가에 대한 Nd-147 중성자 포획반응 효과 및 동위원소 분석

김정석, 전영신, 박순달, 한선호, 하영경

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

njskim1@kaeri.re.kr

1. 서론

핵연료 연소도는 사용후핵연료의 건전성을 평가하는데 중요한 변수이다. Nd-148 방법은 조사후 시험 핵연료시료의 연소도를 측정하는데 가장 널리 이용되고 있으며, 가장 정확한 방법으로 평가되고 있다. 반면, 이 방법으로 측정한 연소도의 정확도는 ^{147}Nd 의 중성자 포획반응에 의한 기여에 영향을 받으며, 이에 대한 보정을 하지 않을 경우 측정한 연소도 및 ^{148}Nd 동위원소 정량결과는 실제 값보다 높은 값을 나타내므로 ASTM에서도 이에 대한 보정을 수행하고 있다. 따라서 사용후핵연료에 대한 정확한 연소도를 측정하고 동위원소 상관관계를 이용한 교차분석을 수행하기 위해서는 사용후핵연료 중의 Nd를 화학적 전처리방법으로 순수하게 분리하고 질량분석으로 동위원소비를 측정한 다음 이들 결과에 대해 ^{147}Nd 중성자 포획반응에 의한 기여 등을 포함한 보정을 수행하여 정확한 동위원소조성을 산출해야 한다.

2. 실험 및 결과

조사후시험을 위하여 국내 원전으로부터의 반입된 고연소 PWR 핵연료시료에 대해 화학적 방법(Nd 지표원소 방법)에 의한 연소도를 측정하였다. 이 과정에서 시료로부터 분리한 Nd를 질량분석하고 측정 동위원소비에 대하여 ASTM 방법을 바탕으로 질량편차 바이아스, 천연으로부터의 오염, 스파이크 불순물 및 ^{147}Nd 중성자 포획에 의한 기여를 보정한 동위원소조성을 산출하였다. Table 1에는 2 종의 고연소핵연료시료의 스파이크(Nd-150) 첨가 및 미첨가 시료에 대하여 상기의 항목들에 대하여 보정하고 산출한 Nd 동위원소조성(atom%)을 나타내었다. 스파이크첨가시료의 경우, 교정전의 동위원소조성과 비교하였을 때, ^{150}Nd 의 조성변화가 가장 컸으며 약 2.5% 낮게 산출되었다(교정전 S-1 : 17.4631%, S-2 : 17.4566%). Table 2에는 보정 Nd 동위원소조성 및 U과 Pu 동위원소 측정결과를 이용하여 ASTM 방법에 준하여 Nd 동위원소 지표원소(Nd-148, Nd-145+145, Nd-total) 법으로 산출한 연소도결과를 나타내었다. 세 방법에 의한 측정결과는 1% 이하의 상대오차 범위에서 상호일치하였으며, 산출된 Nd 동위원소의 신뢰도를 확인하였다. 연소도 측정결과에 대한 교차분석을 위하여 보정 동위원소조성을 이용 몇가지 동위원소비[$^{144}\text{Nd}/^{143}\text{Nd}$, $^{146}\text{Nd}/^{145}\text{Nd}$, $^{148}\text{Nd}/^{145}\text{Nd}$, $^{146}\text{Nd}/^{148}\text{Nd}$, $^{150}\text{Nd}/^{148}\text{Nd}$, $^{143}\text{Nd}/(^{145}\text{Nd}+^{146}\text{Nd})$ 및 $^{148}\text{Nd}/(^{145}\text{Nd}+^{146}\text{Nd})$]를 산출하고 총연소도와와의 상관관계를 나타내 보았다. 측정시료를 조사된 국내의 원전별(A 및 B)로 분류하여 상관관계를 나타내 보았을 때, Fig. 1 및 2와 같이 나타났으며 두 경우 비슷한 분포를 보

Table 1. Neodymium Isotope compositions of the high burnup PWR fuel samples corrected for mass discrimination bias, natural contamination, spike impurity and neutron capture effect

	Sample	Atom %					
		Nd-143	Nd-144	Nd-145	Nd-146	Nd-148	Nd-150
S-1	Non-spiked	16.8342	35.2633	15.8020	18.3760	9.2716	4.4528
	Spiked	14.9576	31.7415	14.0726	16.4143	7.8456	14.9684
S-2	Non-spiked	17.3264	34.8090	15.9324	18.3190	9.2389	4.3743
	Spiked	15.3940	31.3415	14.1352	16.3349	7.8839	14.9105

였다. 보정 Nd 동위원소 및 U 동위원소 조성을 이용하여 동위원소희석 질량분석법으로 각각의 원소 및 성분 동위원소들을 정량하고, 상대비(Nd/U 및 $^{148}\text{Nd}/\text{U}$)를 구한 다음 측정된 연소도와의 상관관계를 나타내 보았다. 이 결과를 ORIGEN-S 핵종계산치를 이용하여 나타낸 상관관계와 비교해 보았을 때, 비슷한 직선성을 보이고 상호 잘 일치하였다(Fig. 3 및 4).

Table 2. Total burnup determined by the Nd isotope monitor methods for the high burnup PWR fuel samples

Sample	GWD/MTU		
	Nd-148	Nd-(145+146)	Nd-Total*
S-1	52.78±1.65 (1.000)	53.22±1.66 (1.008)	52.86±1.65 (1.002)
S-2	51.40±1.61 (1.000)	51.37±1.61 (0.999)	52.86±1.65 (1.002)

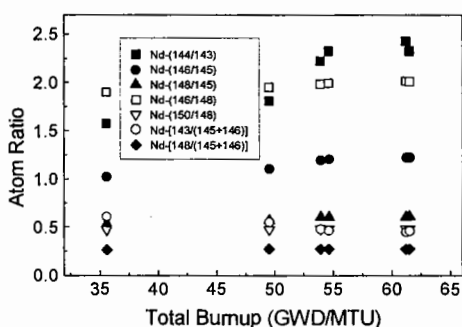


Fig. 1. Dependency of the Nd isotopes on the total burnup for the high burnup PWR fuel samples from NPP-A

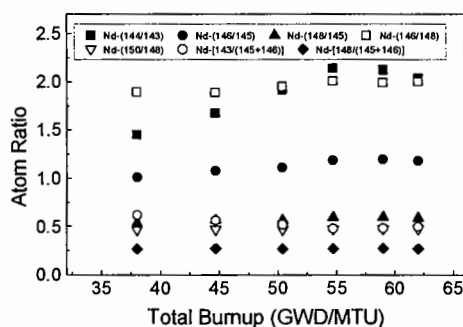


Fig. 2. Dependency of the Nd isotopes on the total burnup for the high burnup PWR fuel samples from NPP-B

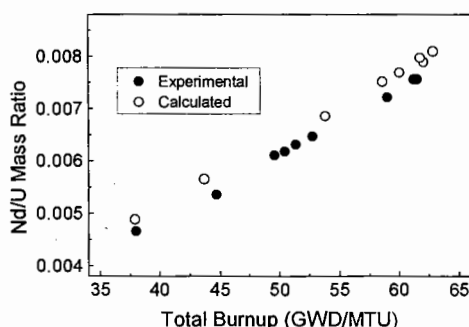


Fig. 3. Correlation of the Nd/U mass ratio on the total burnup for the high burnup PWR fuel

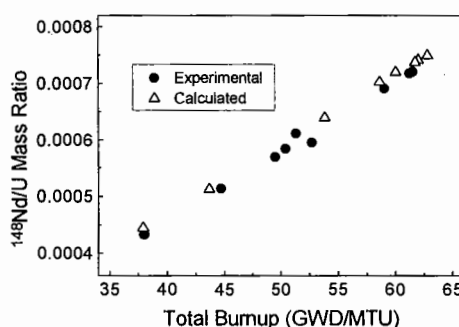


Fig. 4. Correlation of the $^{148}\text{Nd}/\text{U}$ mass ratio on the total burnup for the high burnup PWR fuel

3. 결론

Nd 지표원소방법에 의한 핵연료 연소도의 정확한 측정 및 Nd 동위원소를 정량하기 위해서는 핵연료 중의 Nd에 대한 정확한 동위원소조성 산출이 필요하다. 따라서 핵연료시료로부터 Nd를 동중원소(Ce, Sm) 간섭없이 순수하게 분리해야 하며, 질량분석결과에 대한 ^{147}Nd 중성자포획에 의한 기여 등 제반 보정이 반드시 이루어져야 한다.

특수 제작 HPGe 검출기의 성능확인 시험

주준식, 박광준, 신희성, 강희영, 김호동

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

njsiu@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료(spent fuel: SF)에 대한 핵물질 계량은 여러 가지 측정방법이 사용되고 있다. 그 중에서 가장 많이 사용되는 비파괴적인 방법은 중성자측정 및 감마선분광분석 방법이다. pyro 공정에서의 핵물질 계량은 습식재처리 공정에서의 핵물질 계량 방법을 그대로 활용할 수가 없다. 그 이유는 습식공정에서는 감마선을 방출하는 거의 모든 핵분열 생성물이 제거되지만 pyro 공정에서는 일부 감마선을 방출하는 핵분열 생성물이 잔존하기 때문이다. 이러한 일부 핵분열 생성물의 컴프턴 산란에 의한 저 에너지 구역의 자연방사능이 높아져 저 에너지대에 생성되는 계량대상 핵물질인 우라늄이나 플루토늄의 감마선 피크를 구별해 내는 것이 불가능하다. 이러한 것이 감마선 분광분석법에 의한 핵물질 계량에 걸림돌이 되고 있다. 본 연구에서는 pyro공정 핵물질 계량을 위한 전단계로서, 소량의 디스크형 사용후핵연료 시편에 대한 핵특성을 분석하기 위해서 감마/중성자 통합 측정시스템을 구축하고 있다. 그 과정에서 감마선 센서를 특수형태로 제작하게 되었으며, 제작 후, 명세서 상의 성능이 원래대로 나오는지에 대한 확인시험을 수행하게 되었다.

2. HPGe 검출기 특수 제작

본 감마/중성자 통합 측정 장치는 방사선 준위가 높은 사용후핵연료를 취급하기 때문에 그림1과 같은 차폐형 글로브박스내/외에 설치된다. 신규 제작이 아닌 기존의 글로브박스에 측정 장치를 설치해야만 하는 입장이므로 감마선 검출 센서인 HPGe 검출기의 기하학적 구조에 제한을 받게 된다. 측정대상 사용후핵연료 시편은 글로브박스 내부의 중성자 계수기내에 인입되며, 시편으로부터 방출되는 감마선은 글로브박스의 주변 장치 특성상 밑바닥에 설치된 감마선 시준기를 통하여 HPGe 검출기로 입사하게 된다. 따라서 HPGe 검출기는 이러한 글로브박스의 구조적인 특성을 고려하여 글로브박스 바깥 아래쪽에 설치할 수밖에 없게 되었다. 그러나 일반 상용화된 검출기를 그대로 사용할 경우, 검출기와 합체된 냉각용기 부분의 돌출부로 인해서 검출기의 크리스탈 부분이 SF 시편으로부터 방출되는 감마선 빔 경로(gamma-ray beam path) 까지 미치지 못하게 된다. 그래서 감마선 검출기 전문 제작사에 우리의 용도에 맞는 크기로 주문제작을 의뢰하게 되었다.

검출기 제작과정에서 제원 변경 전 원래 모델에서와 같은 성능이 나오지 않았는데, 그 원인은 정확히 알 수는 없지만 LN₂ dewar와 검출기 크리스탈 사이의 냉각봉 길이 연장으로 인한 검출기 크리스탈의 냉각도 하나의 문제일 수 있고, 또한 크리스탈 자체의 결함일 수도 있다.

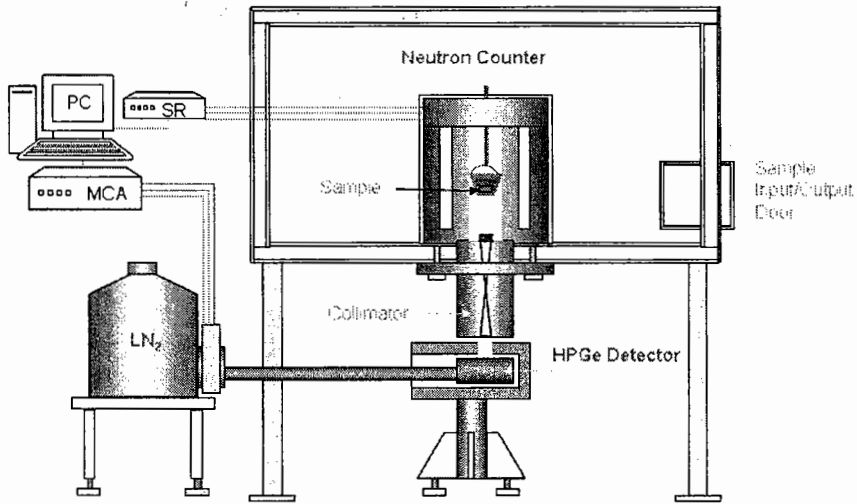


그림1. 차폐글로브박스내/외 감마/중성자 통합 측정장치의 개요도.

3. 검출기 성능확인 시험

가. 감마선 스펙트럼 획득

LN₂ dewar에 액체질소를 채운 후, 본 HPGe 검출기와 Multi-Channel Analyzer가 장착된 digital spectrum analyzer DSA-1000, 그리고 Genie-2000 소프트웨어가 내장된 PC를 연결하고, 감마선 체크 선원을 이용하여 감마선 스펙트럼을 획득하였다.

나. 시험결과

Co-60, Cd-109, Am-241에 해당하는 피크를 분석한 결과 표1과 같은 결과를 얻었다. 표에서 보는 바와 같이 제작사의 명세서 값과 비교해 볼 때, 성능에는 이상이 없음을 확인하였다.

표1. 특수 주문제작 HPGe 검출기의 명세서 상의 성능 및 시험에 의한 성능 비교

	Resolution		
	FWHM(FWTM) at 1.33MeV	FWHM(FWTM) at 88.0 keV	FWHM(FWTH) at 59.3 keV
Speccification	2.1 (4.2) keV	-	-
Test	1.9 (3.7) keV	1.23 (2.16) keV	1.15 (2.31) keV

4. 결론

소량의 사용후핵연료 디스크형 시편에 대한 핵특성 분석장치를 구축하기 위하여 감마선 검출기를 특수 주문 제작하였으며, 구조변경에 따른 검출기 성능을 시험을 통하여 재확인하였다. 시험결과 원래의 사양에 명시된 성능을 만족한다는 것을 확인하였다.

사용후핵연료 운반용기의 방사선 차폐 성능검사

손영준, 권형문, 전용범, 민덕기, 이형권, 김길수
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
 nyzson@kaeri.re.kr

1. 서 론

원자력연구원의 조사후연료시험시설에서 운용하고있는 PWR 사용후핵연료 운반용기인 KSC-1은 사용 재인가를 위한 차폐성능 검사를 수행한다. 본 연구에서는 차폐 성능 검사의 일환으로 수행한 결과를 평가 하였다.

2. 시험방법

차폐시험은 운반용기의 방사선차폐에 대한 성능을 점검하기 위한 시험으로 KSC-1 내부에 사용후핵연료 집합체를 장입하고 내부뚜껑으로 밀폐한 다음 운반용기의 표면 선량율을 측정하여 차폐 성능을 확인하였다. 시험을 위해 감마서베이미터와 중성자선량당량계가 사용되었다.

3. 방사선 차폐 해석

1) 차폐시험 대상 핵연료 집합체

차폐시험 대상 핵연료 집합체는 고리1호기 F02 핵연료집합체(14×14)이다. 제원 및 연소 특성은

표 1. 차폐시험 대상 F02 핵연료집합체의 제원 및 연소특성

Assembly 종류	고리1호기(14×14)	연소특성	
총 중량	577.9 kg	농축도	3.21 w/o U-235
U 중량	402.7 kg	연소도	28.3 GWd/tU
Zircalloy 중량	98.9 kg	연소일	1063일
Inconel 중량	4.1 kg	냉각기간	18.5년
SS304 중량	16.8 kg		
집합체 길이	405.66 cm		
집합체 단면제원	19.7 cm×19.7 cm		

다음과 같다.

2) 방사선원

F02 핵연료집합체의 제원 및 연소특성을 입력값으로 Origen-S 코드[1]로 계산하여 감마선원 및 중성자선원을 얻었다. 감마선원은 22-에너지군을 사용하였고, 중성자선원은 18-에너지군을 사용하였다. 코드계산을 위한 집합체의 연소도 값은 축방향 첨두율(peaking factor)를 고려하여 평가하였다. F02 핵연료 집합체의 경우 축방향 연소도 분포에 대한 감마스캐닝 시험 결과가 없기 때문에 과거 시험자료를 활용하여 축방향 첨두율을 산출하였다.

축방향 첨두율은 Cs-137 축방향 감마스캐닝 결과, 다음 그림에서 보듯이 연소도와 연관성을 갖지 않는 것으로 보이며, 이를 정규분포로 가정했을 경우 95 % 신뢰구간의 상위 경계부분의 값은 1.2146이다. 보수성을 주기 위해 peaking factor를 1.22로 두었다. F02 핵연료집합체의 연소도는 28.3 GWd/tU으로 peaking factor를 곱하면 34.6 GWd/tU이다.

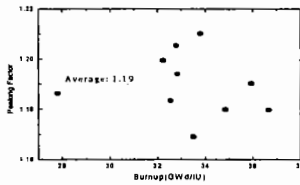


그림 1. 연소도에 따른 연료봉 연소도 축방향 침투율.

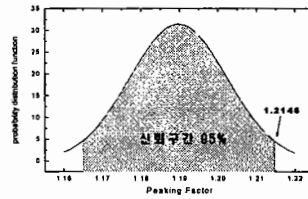


그림 2. 침투율의 확률분포 함수.

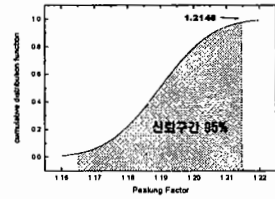


그림 3. 침투율의 누적 분포함수.

표 3. KSC-1 수송용기의 정상운용시 최대 표면 방사선율

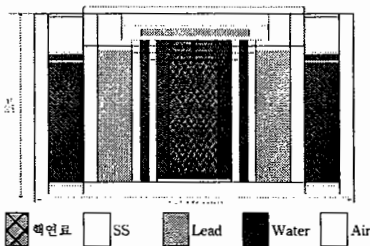


그림 4. KSC-1 수송용기의 제원 및 구조.

Normal cond.	Cask surface dose (mrem/h)		
	Side	Top	Bottom
Gamma	0.1335	0.0034	0.0194
Secondary Gamma	0.033	7.79×10^{-6}	6.67×10^{-5}
Total	0.173	0.0034	0.019
Neutron	0.0490	0.00193	0.0406

3) KSC-1 수송용기의 차폐해석

KSC-1 수송용기에 대한 중성자 차폐해석은 MCNP-4C 코드에 의해서 수행되었다. 아울러 MCNP-4C 코드로 중성자에 의한 2차 감마선을 평가하고 QADS(Scale 4.4 시스템) 코드[2]를 이용하여 감마선 차폐해석을 추가하여 용기 표면의 감마선 선량율을 평가하였다. 차폐해석 모델, 제원 및 구조는 그림 4와 같다. 또한 F02 핵연료집합체 제원과 KSC-1 운송용기의 구성비를 고려하고 Origen-S 코드를 통해 얻은 감마선원 및 중성자선원을 입력하여 MCNP4-C2와 QADS로 계산한 결과는 표 2와 같다.

3. 검사결과 및 검토

핵연료집합체를 삽입하지 않은 상태에서 운반용기 표면에서 측정된 배경선량을 핵연료집합체를 삽입한 상태에서 측정된 운반용기 표면선량에서 차감하여, 방사선 차폐 계산결과와 비교하였다. 감마선의 운반용기 표면선량은 계산결과에 비해 낮은 측정치를 보여주었고, 중성자의 경우는 검출되지 않았다. KSC-1 운반용기의 차폐성능은 유지하고 있는 것으로 판명하유지하고 있는 것으로 판명되었다.

참고문헌

- [1] O.W. Hermann et al., "ORIGEN-S: Scale System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Associated Radiation Source Terms", ORNL/NUREG/CSD-2/V2/R6 (1998)
- [2] B.L. Broadhead, M.B. Emmett, "QADS: A Multidimensional Point-Kernel Analysis Module", ORNL/NuREG/CSD-2/V1/R6 (1998)

시험모형의 He-3 중성자검출기 제작 및 성능시험 결과 분석

엄성호 · 신희성 · 안성규 · 박광준 · 주준식 · 황용화 · 김호동

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 대덕대로 1045

eom@kaeri.re.kr

1. 서론

다양한 중성자 계수방법이 제시되고 있지만, 고효율로 중성자를 계수하는 목적에 있어서는 He-3 검출기가 최적인 것으로 알려져 있다. He-3 검출기는 주로 원주형 상업용 제품으로 제작되어 사용되고 있다. 핵물질 안전조치 분야에서는 원주형 He-3 검출기를 다수 장착한 중성자계수기를 사용하고 있다. 현재 국내에서는 DUPIC 핵연료 제조시설에서 사용하는 뉴픽안전조치용 중성자계수기(Dupic Safeguards Neutron Counter:DSNC)에는 18 개의 원주형 He-3 검출기가 꽂혀 있으며 13 % 정도의 측정효율을 내고 있으며[1], 사용후핵연료 차세대종합공정실증시설(Advanced spent fuel Conditioning Process Facility:ACPF)의 핵물질 계량 목적으로 사용하는 ACP 안전조치용 계수기(ACP Safeguards Neutron Counter:ASNC)에는 24 개의 원주형 He-3 검출기를 꽂혀 있으며 약 21 %의 측정효율을 내고 있다[2]. 한편, IAEA에서는 Canberra사에서 제조하는 이와 유사한 중성자 계수기를 핵사찰에 사용하고 있다[3]. 이 논문에서는 새로 고안한 환형 He-3 검출기의 요소기술을 실험적으로 검증하기 위해서 원주형 시험모형을 설계 및 제작하고 이의 성능시험을 수행하였다.

2. 실험방법 및 결과

시험모형은 기존의 상업용 제품과 동일한 원주형으로 제작하였고, 1, 2 차로 나누어 제작 및 성능시험을 수행하였다. 1차 시험모형에서는 텅스텐선의 굵기의 영향분석, He-3 가스와 quenching 가스의 혼합비율 등을 시험하였고, 2 차 모형에서는 환형 He-3 검출기에 직접 적용할 기술들을 입증하였다. 이런 점을 때문에 1 차 시험모형은 밀폐방법을 오링을 사용한 조립형으로 제조하여, 성능시험의 결과에 따라 텅스텐선을 쉽게 교체할 수 있도록 제조하였다. 그리고 He-3와 N₂ 가스의 비율에 따른 중성자 계수기의 성능에 미치는 영향을 분석하였고, 이를 통하여 비율이 3 %이라는 것을 실험적으로 확인하였다. 이들에 대한 결과는 그림 1에서 제시하였다. 1 차 모형시험에서는 조립식으로 제조를 했기 때문에 장시간 진공을 유지 할 수 없었고, 4 기압까지만 견딜 수 있었다. 진공의 유지시간은 약 8 분 정도였기 때문에, 이로 인하여 실험초기에는 공기의 유입으로 인한 높은 백그라운 계수치 때문에 많은 시행착오를 겪었지만, 8 분 안에 신속하게 He-3 가스를 채워 이 문제를 극복하였다. 2 차 모형은 완전 밀폐형으로 제작하여, 환형 검출기에 직접 적용할 수 있는 기술을 실험적으로 확인하였다. 내부압력도 12 기압까지 견딜 수 있도록 제조하였으며, 10⁻⁵ torr의 진공도가 24 시간 이상 유지되는 것을 확인하였다. 중성자발생장치를 사용하여 성능시험을 수행한 결과, 상업용 중성자검출기(Reuter Stokes사)는 1750 v~2000 v에서 plateau가 형성 되었으며 상대오차는 $\pm 2.11\%/100$ v, $\pm 2.07\%/100$ v이었다. 한편 자체 제작한 1차 시험모형인 원주형검출기는 1800 v~2000 v에서 plateau가 형성 되었으며 상대오차는 $\pm 3.78\%/100$ v, $\pm 1.65\%/100$ v이었다. 그리고 2차 시험모형인 완전 밀폐형으로 제작한 원주형검출기는 plateau가 1700 v~1950 v

에서 형성 되었고 상대오차는 $\pm 3.14\%/100$ v로 나타났다. 실험결과도 그림 2와 같이 1 차 모형시험에 비하여 매우 좋은 결과를 보여주었다.

3. 결론

1~2차 시험모형 제작 및 성능시험을 통하여 기존 상업용 검출기 수준의 제작에 필요한 요소 기술을 확보하였다는 것을 입증하였다. 입증한 기술을 적용하여 환경 검출기를 설계 및 제작해 나갈 계획이다.

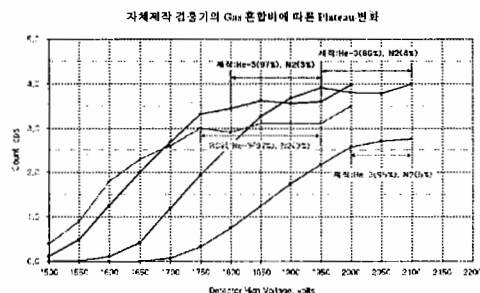


그림 1. 자체 제작한 중성자검출기의 Gas 혼합비에 따른 Plateau 변화.

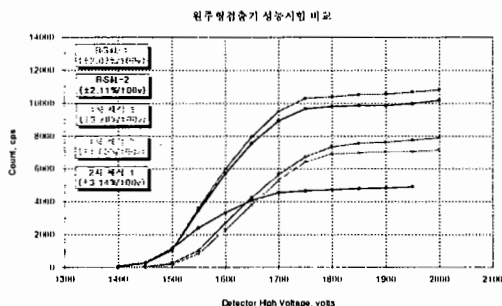


그림 2. 중성자발생장치를 사용한 Reuter Stokes사 제품과 자체 제작한 중성자검출기의 Plateau 비교.

사 사

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

- [1] DUPIC핵물질 안전조치용 중성자검출장치 개발, 한국원자력연구소 보고서 KAERI-TR-1381-99, 1999.
- [2] T. H. Lee, H. D. Kim, K. J. Jung, S. W. Park, Development of a Neutron Coincidence Counter for the Advanced Spent Fuel Conditioning Process, J. Korean Phys. Soc., Vol. 48(2), p. 218, 2006.
- [3] AWCC specifications, CANBERRA (http://www.canberra.com/pdf/Products/Systems_pdf/jcc_51.pdf).

감마스캐닝을 이용한 사용후핵연료봉 active length 측정불확도 평가

권형문, 오완호, 장정남, 전용범

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

django@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료의 active length는 소결체의 팽윤현상 및 밀도와 관련된 인자로 소결체에서 방출되는 감마선을 연료봉 측면에서 검출하여 측정할 수 있다. 이 방법은 연료봉 하단부터 시작하여 일정한 속도로 연료봉을 하강시키면서 측면에 고정 설치된 감마선 검출기로 감마선을 계수하여 핵연료 소결체 위치를 비파괴적으로 확인하는 방법이다. 본 연구에서는 한국원자력연구원 조사후 연료시험시설 콘크리트 핫셀 내부에 설치되어 있는 감마스캐닝 장치로 PWR 고연소도 연료봉의 active length 값을 측정하고, 불확도 인자를 검토하여 측정값에 대한 불확도를 평가하였다.

2. 평가 및 결과

Active length 측정을 위해, MCS(Multi-Channel Scailing) 모드에서 사용후핵연료에서 방출되는 감마선을 각 채널당 3초간 계수하고, 연료봉 하강속도를 1/3 mm/sec로 설정하였다. 측정에는 OXFORD사의 HPGe 검출기와 슬릿 크기가 25×0.5 mm인 collimator가 사용되었다. 여기서, 연료봉 길이방향에 해당하는 슬릿 크기는 0.5mm 이다. 시험대상 연료봉의 붕평균연소도는 48,698 MWd/tU, active length 설계값은 3657.6 mm 이다.

한 채널을 측정할 때, 0.5 mm의 슬릿이 1 mm을 이동하므로 한 채널 이동구간 내의 소결체가 균질한 방사능량을 갖는다고 가정하면, 한 채널에서 측정된 측방향 위치별 계수값은 사다리꼴 형태로 예상할 수 있다. Active length의 경계지점은 비소결체 영역과 소결체 영역의 사다리꼴이 겹쳐지는 부분으로 그림 1과 같이 3가지 경우를 고려해 볼 수 있다.

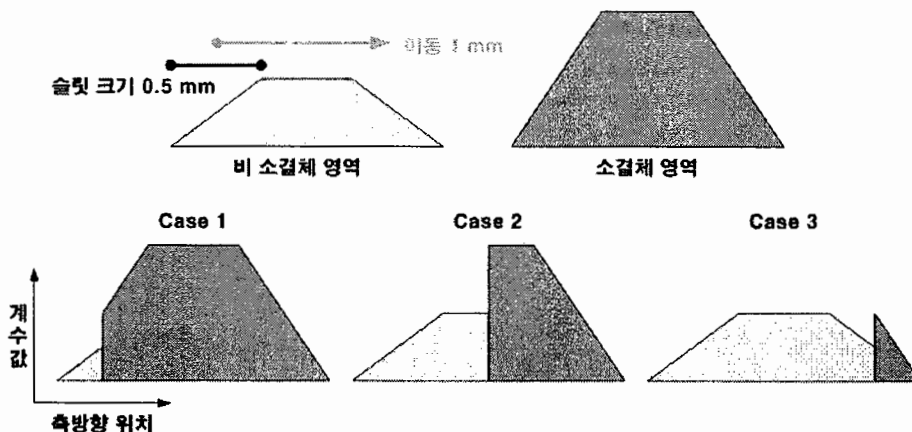


그림 1. 비소결체/소결체 경계지역의 감마선 계수 형태

각 경우에 대한 판별은 다음 식을 이용하여 구할 수 있다.

Case 1

$$\text{if } C_T > \left(\frac{C_N + 3C_P}{4} \right), \quad x = \sqrt{\frac{dC_T - C_P}{C_N - C_P}}$$

Case 2

$$\text{if } \left(\frac{C_N + 3C_P}{4} \right) \geq C_T > \left(\frac{3C_N + C_P}{4} \right), \quad x = \frac{dC_T - \left(\frac{C_N + C_P}{4} \right)}{\frac{C_N - C_P}{2}}$$

Case 3

$$\text{if } \left(\frac{3C_N + C_P}{4} \right) \geq C_T, \quad x = 1.5 - \sqrt{\frac{dC_T - C_N}{C_P - C_N}}$$

여기서, C_T : 경계부분의 계수값

C_N : 비소결체 영역의 계수값

C_P : 소결체 영역의 계수값

d : dish correction factor

x : 경계지점

Active length 측정불확도는 그림 2와 같은 인자를 고려하여 평가하였다. 표 1은 연료봉 상단 소결체 경계값의 측정불확도 평가 결과를 보여준다.

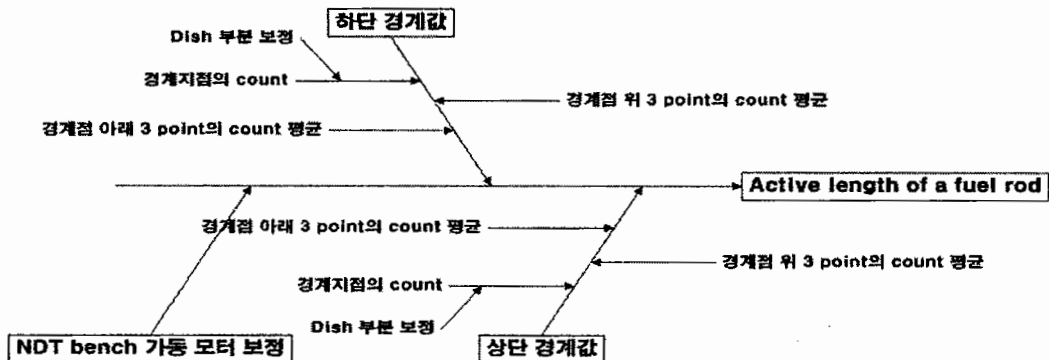


그림 2. Active length 측정불확도 분석인자 다이어그램

표 1. 연료봉 상단 소결체 경계값의 측정불확도 평가 결과

인자	값	표준불확도	Sensitivity coefficient
C_N	10633	80	-2.036E-3
C_P	12923	77	2.472E-3
C_T	12098	135	-8.518E-4
d	0.975	0.0027	-1.057E+1
x	0.5	0.28	

위 경우는 case 2에 해당하며, 연료봉 하단 경계값의 표준불확도 0.04를 합성하면 active length의 측정 표준불확도는 0.29, 95% 신뢰수준에서 확장불확도는 0.58 mm로 평가된다. 상단부분이 하단부분에 비해 불확도가 큰 이유는, 하단이 봉단마개 이후부터 소결체가 시작하는 것과 달리, 상단 부분은 플레넘 영역과 인접하고 있어 핵연료 물질의 확산 가능성이 높아 비소결체영역에서도 계수율이 높기 때문인 것으로 생각된다. 이 결과는 NDT bench의 가동모터 보정이 포함되지 않은 결과로 추후에 가동모터 보정값의 불확도를 포함하여 재평가할 예정이다.

A Re-Calibration of the DUPIC Safeguards Neutron Counter (DSNC)

C.Y. Lee, H.S. Shin, H.D. Kim

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

lcy@kaeri.re.kr

1. Introduction

The Dupic Safeguards Neutron Counter (DSNC) was developed by KAERI & LANL from 1993 to 1999. The DSNC was used for a nuclear material accounting in DUPIC from 2000 to 2003. The main uses are accounting for DUPIC fuel pellets/rods for a HANARO irradiation, de-cladding radiation measurement and uniformity control measurement for a spent fuel powder. But the DSNC showed an abnormal status after high burn-up measurement in 2004 and this abnormal status was continued until 2006. LANL's professional visited in April, 2004 to solve this problem. In November, 2005, IAEA cabinet was opened to adjust the DC power supply as another effort. A DC power supply to the PDTs was increased to 6V as in Fig. 1. The neutron counting efficient of the DSNC was 13.5% using the Cf-252 source K868. But the efficient of the DSNC was decreased because of the abnormal PDTs. In Feb., 28, 2007, the verification test of the 3's groups signal was carried out by using spent fuel standards (SFS). The results show that the DSNC is not normal. The DSNC can be confirmed as a normal state from the LED panel. But the current LED states of the DSNC do not have confidence due to a unstable blink.

2. Result and discussion

1) The detection efficiency

The neutron intensity of ^{252}Cf (K868) is weakened through a decay curve. In 20/03/08, the neutron intensity of ^{252}Cf (K868) was 734 n/c (0.314161782E-09g).

A count time of 30s and a 5 cycles measurement on 20/03/08 resulted in;

$$\text{Singles} = 195 \text{ c/s}$$

$$\text{Background} = 116 \text{ c/s}$$

Therefore, the efficiency was

$$\varepsilon = (195-116) / 734 = 10.76 \%$$

2) High voltage plateau

To select the operating HV, 3 SFS were placed in the DSNC and the bias was varied from 1600 to 1940V. The used SFS were B7 (40,600 MWD/MTU), B8 (40,500 MWD/MTU), B9 (40,400 MWD/MTU). The results are given in Fig. 1. At about 1930V, the gamma-ray pileup becomes significant and Doubles start to decrease and the Singles increase. Fig. 1 and the original HV plateau curve are almost same. As a result, HV set value was changed from 1840V to 1810V.

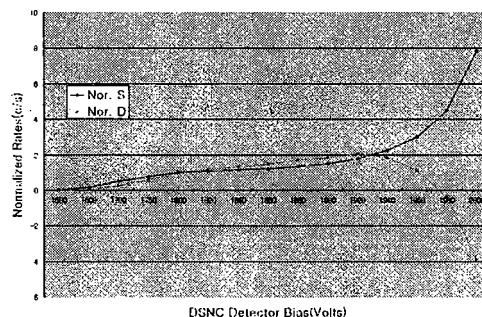


Fig. 1 High Voltage Plateau using SFS

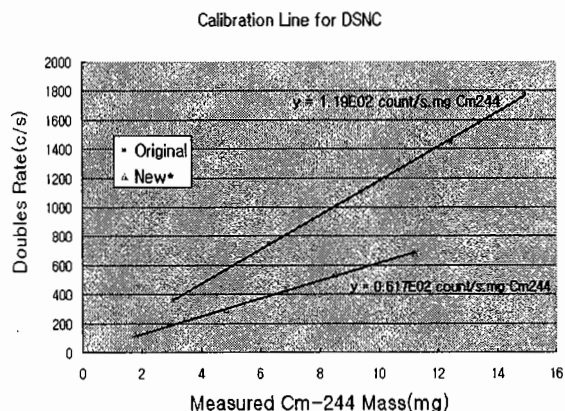


Fig. 2 Calibration line for the DSNC

3) Calibration Line

The Singles is given by the equation.

$$T = \epsilon m y M (1+a)$$

We calculated as follows.

$$\begin{aligned} T &= (0.1076) m (1.08 \times 10^7) (1.012) (1.04) \\ &= m (1.222 \times 10^6) \end{aligned}$$

The Doubles calibration was established by fitting the Doubles vs m data as shown in Fig. 2. The slope of the original curve was $k=1.19 \times 10^2$ count/s.mg.cm but it was changed to $k=0.617 \times 10^2$ count/s.mg.cm.

3. Conclusion

The current status and performance test of the DSNC was analyzed. The result of the analysis is that several PDT are abnormal. Therefore, the ^{244}Cm calibration of the DSNC was changed as shown in Fig. 2. But the calibration was linear over the mass range of interest and the high voltage plateau using three SFS was stable. We have a usage plan for the DSNC. The practical uses are a de-cladding radiation measurement and a uniformity control measurement for spent fuel powder.

Acknowledgement

This work has been carried out under the Nuclear R&D Program of the Korea Ministry of Science and Technology (MOST).

REFERENCES

- [1] Chul-Yong, Lee, "The Current Status and Performance Test of the DSNC," KNS conference, spring, (2007).
- [2] H. O. Menlove, et al., "The Calibration of DSNC for the measurement of ^{244}Cm and Plutonium," LA-UR-99-6217 (1999).
- [3] H. R. Cha, et al., "The Calibration and IAEA Authentication Test of the DSNC for DUPIC Fuel Accounting For," KAERI/TR-1477/2000 (200.2).

신규 핫셀 운반시스템의 임계 민감도 분석

박창제, 강희영, 정창준, 민덕기, 이주찬, 방경식, 최우석, 서기석

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045

cipark@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서 개발중인 차세대 핵주기 공정 실증시설에 사용될 운반 용기에 대해 예비적인 차폐 및 임계 계산이 수행되고 있다.[1] 선원항은 17x17 경수로 핵연료 집합체로 농축도, 물의 밀도, 간격 등에 대한 민감도 분석을 수행하였다. 임계계산을 위해 MCNPX[2]코드를 이용하여 상세 모델링 및 세부 계산을 수행하였다.

2. 계산방법 및 결과 고찰

본 연구에서는 파이로공정 기준핵연료를 절편 상태(rod-cut)로 2단 배치하고 알루미늄 캐니스터에 담은 상태를 모델링하여 몬테칼로 계산을 수행하였다. 계산 조건은 총 500 싸이클로 각 싸이클당 1,000 배치를 이용하였다. 다음과 같이 여러 경우에 대해 임계도에 대한 민감도 계산을 수행하였다.

- 1) 핵연료 봉절편 캐니스터의 간격 변화
- 2) 물에 잠겼을 경우 물의 밀도 변화
- 3) 초기 핵연료의 농축도

그림 1은 핫셀 운반 시스템에 대한 MCNP 계산 모델을 보여 주고 있다. 내부에는 납으로 배치하여 감마선을 차폐하며 외부에는 폴리에틸렌을 배치하여 중성자에 대한 추가 차폐를 하게 된다. 핵연료는 피복재도 같이 고려하여 모델링 하였으며 내부에는 공기로 채워져 있다고 가정하였다. 가상사고시 물로 채워졌을 경우에도 이에 대한 미입계를 유지하도록 설계해야 한다.

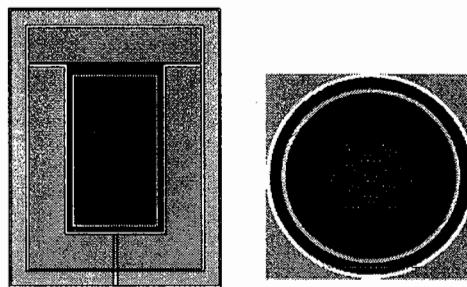


Fig. 1. 핫셀 운반시스템의 몬테칼로 계산 모델

Table 1은 핵연료를 담고있는 캐니스터의 간격에 대한 임계 민감도 결과를 보여주고 있다.

Table 1 Criticality for Various Gap Sizes of Rod-cut Canister

Gap size	Environment	k-eff	s.d.*
0 cm	air	0.16606	0.00071
	water	0.35758	0.00095
1 cm	air	0.16915	0.00073
	water	0.39857	0.00099
2 cm	air	0.17222	0.00075
	water	0.42882	0.00113

* standard deviation

봉절편 운반 캐니스터에 대한 간격에 대한 민감도 계산을 수행한 결과 간격이 증가할수록 중간의 공기나 물에서의 중성자 산란이 증가하여 임계도가 증가함을 알 수 있다. 물의 밀도와 농축도에 대한 민감도 분석 결과는 Table 2에 나타내었다. 운반시스템이 물에 잠겨 내부에 물로 가득 채워진 경우 물의 밀도가 감소할수록 물속의 수소나 산소 원자에 대한 중성자 산란이 감소하여 전체적으로 유효증배계수가 감소하게 된다. 이 경우 농축도를 증가시켜 임계 평가를 수행하였는데, 농축도가 증가할수록 유효증배계수가 증가하지만 농축도가 10 wt% 정도가 되어도 배치 및 구조, 무게 등을 고려하면 충분히 미임계로 유지됨을 알 수 있었다.

Table 2 Criticalities for Various Cases with a Water Filled Hot Cell Cask

Enrichment(wt%)	Water density (g/cc)	k-eff	s.d.
4.5	1.0	0.35758	0.00101
4.5	0.9	0.33643	0.00102
4.5	0.8	0.31796	0.00097
5.0	1.0	0.36834	0.00098
7.0	1.0	0.39457	0.00110
10.0	1.0	0.42175	0.00113

3. 결론

파이로 공정의 신규 핫셀 운반용기에 대한 임계도 평가를 MCNPX 코드로 수행하였으며 봉절편 캐니스터의 간격, 물로 채워진 경우에 대해 물의 밀도, 농축도 등에 대한 민감도 분석을 수행하였다. 계산 결과 핫셀 운반용기는 충분한 미임계를 유지함을 확인 할 수 있었다. 추후 검증 문제 분석을 통해 보다 상세한 임계 해석이 진행 중에 있다.

참고문헌

1. C.J. Park et al., "A Shielding Calculation for the Transport Cask in the Advanced Conditioning Pyroprocess Facility (ACPF)," International Symposium on Radiation Safety Management (2007 ISRSM), Daejeon, Korea, Nov. 7-9, 2007.
2. D.B. Pelowitz, ed., MCNPX User's Manual, LA-CP-05-0369, Los Alamos National Laboratory, 2005.

핵종 포집 및 방사선 검출이 가능한 고분자 에멀전 제조 및 특성 연구

황호상, 서범경, 이동규, 이근우, 한명진*

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

*경일대학교, 경북 경산시 하양읍 부호리 33번지

hshwang@kaeri.re.kr

고방사성 시설의 해체시 오염된 시설 표면의 핵종 제거 및 오염도 검출은 안전과 환경적인 영향을 고려하여 새로운 접근 방법이 필요하다. 오염물의 농도와 존재를 검출하고 보다 안전하게 방사학적인 오염 특성을 평가하기 위해 이러한 처리방법이 개발되어야 한다. 일부 적용사례가 있지만 방사능으로 오염된 표면에 부착성을 갖는 고분자를 분사시켜 핵종을 포집하고 방사선 검출이 가능한 소재 개발은 아직 미흡한 상태이다.

본 연구는 오염표면에 고분자 에멀전을 분사시켜 핵종을 포집하고 에멀전과 유기섬광체와의 반응으로 오염도를 검출할 수 있는 소재 제조 및 특성 평가에 관한 것이다. 단량체 styrene (St)과 ethyl acrylate (EA), 유기섬광체로는 제1용질인 2,5-diphenyloxazole (PPO) 및 제2용질인 1,4-bis[5-phe-nyl-2-oxazol]benzene (POPOP) 그리고 개시제인 ammonium persulfate (APS) 등을 유화중합을 이용하여 Fig. 1과 같이 제조하였다. Core-shell 폴리머를 중합하고 중합된 polystyrene (PSt)에 유기섬광체를 함침시켜 함량 변화에 따른 방사능 검출 성능을 측정하였다.

또한 우수한 기계적 물성과 친수성, 화학적 안정성이 높고 막 제조가 용이하며 가교결합, grafting과 같은 개질이 쉽고 이로 인해 막의 화학적 변화를 가져 올 수 있는 poly(vinyl alcohol) (PVA)와 여기에 polyvinyl pyrrolidone (PVP)을 중합물에 첨가하여 다양한 표면에 대한 고분자 필름의 박리성과 Co 포집효율 등 여러 특성에 관한 연구를 하였다.

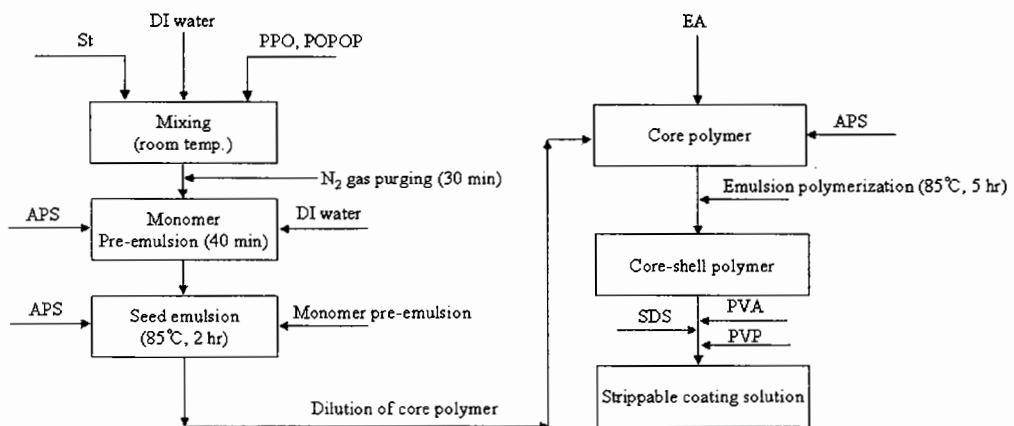


Fig. 1. Block diagram on the experimental method of emulsion polymerization.

FT-IR 분광분석기에 의한 functional group의 화학적 결합 상태와 중합여부를 확인한 결과 PSt의 특성인 약 3000 cm^{-1} , 3060 cm^{-1} 그리고 3020 cm^{-1} 에서 벤젠링의 -CH- 신축진동, 1600 cm^{-1} 부근에서 벤젠링의 C=C 신축진동이 나타남을 알 수 있었으며 3345 cm^{-1} 영역에서 수산화기 (hydroxyl

group)의 흡수띠가 넓은 범위에서 나타남으로 중합을 확인하였다. 중합체 분자의 구조적인 관점에서 볼 때 접착성은 중합체 내에 포함된 수산화기가 많이 유도될수록 접착성이 증가하는 경향을 보이는데 PSt/PEA 중합체에서 수산화기의 흡수띠가 넓은 범위에서 나타남을 확인하였다. 이외에 TEM 촬영에 의한 입자 시료의 형태 관찰, DSC에 의한 유리전이온도, TGA 측정에서 열분해 감소 중량을 통하여 core-shell 폴리머 구조를 확인하였다.

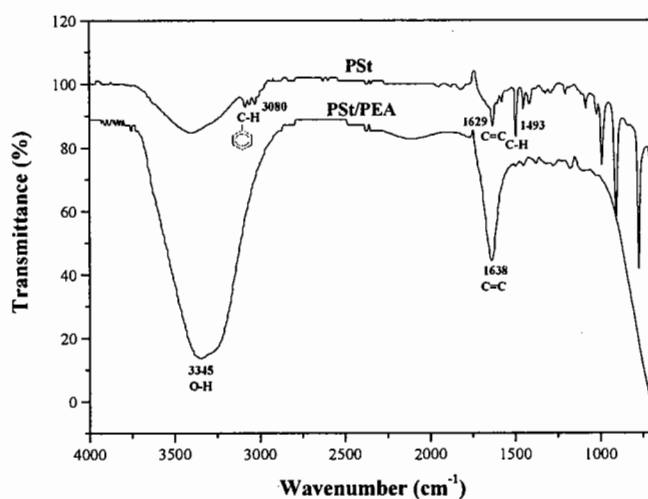


Fig. 2. FT-IR spectrum of PSt and PSt/PEA.

에폭시 수지를 이용한 선량측정용 검출소재 제조 및 광학적 특성 평가

박찬희, 서범경, 이동규, 이근우

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1

chpark80@kaeri.re.kr

1. 서론

원자로 내부와 고방사능 시설의 방사선량 측정은 지역이 협소하여 측정이 어려울 뿐만 아니라 고준위로 인하여 작업자의 접근이 제한적이다. 국내·외에서는 고방사능 지역에서 적용이 가능한 선량계를 개발하기 위하여 섬광체와 광섬유를 결합시킨 일체형 센서를 개발 중에 있다.

특히, 투명한 에폭시 수지는 경화에 있어 반응수축이 작고, 휘발성이 없으며 가공성이 좋고 열에 대한 저항성이 우수한 장점으로 광범위한 응용 분야에 사용되고 있으며, 광섬유와 결합하여 제조하기가 쉽기 때문에 검출소재의 지지체로서 우수한 성질을 가지고 있다. 본 연구에서는 에폭시 수지와 경화제를 이용하여 지지체를 제조하고, 유기섬광체의 함량에 따른 발광량을 측정하여 제조조건을 도출하였다. 제조한 검출소재의 내방사선성을 평가하기 위하여 고준위로 조사시킨 후에 광학적 특성을 평가하였다.

2. 실험방법 및 결과

투명한 에폭시 수지인 YD-128(국도화학)에 점도 감소 및 가소성을 부여하는 반응성 희석제인 PG-207(국도화학)과 도료 및 일반 물딩용으로 쓰이는 경화촉진제 D-230(국도화학)을 일정 비율로 섞어 경화시켜 검출센서로서의 틀을 만들고, 여기에 베타선 측정이 가능한 2가지 용질인 2,5-diphenyloxazde (PPO)와 wave shifter인 1,4-bis[5-phenyl-2-oxazol]benzene (POPOP)를 첨가하여 섬광 검출 소재를 제조하였다.

에폭시 수지와 경화제의 함량을 변화시키며 투명도, 경화속도, 기계적 강도 등을 분석하여 최적의 혼합비율을 정하고, 표 1과 같이 유기섬광체의 함량을 변화시켜 투과도 및 발광량을 평가하여 최적의 제조조건을 도출하였다.

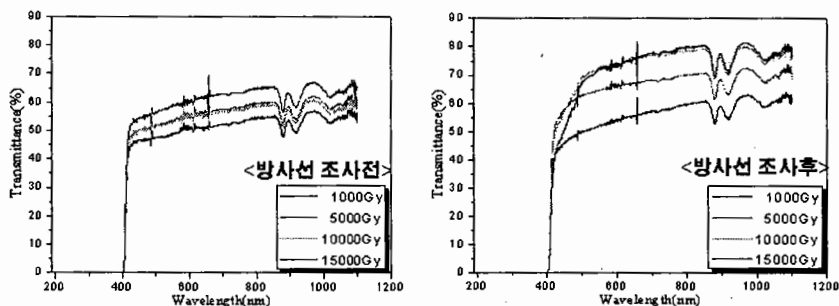
표 1. 에폭시 수지를 이용한 검출소재 제조조건

Epoxy resin		Organic scintillator	
YD-128 (g)	D-230 (g)	PPO (wt%)	POPOP (wt%)
50	10	0.1	0.01
		0.5	0.03
		0.7	0.05
		1.0	0.07
		1.5	0.1
		1.7	0.15

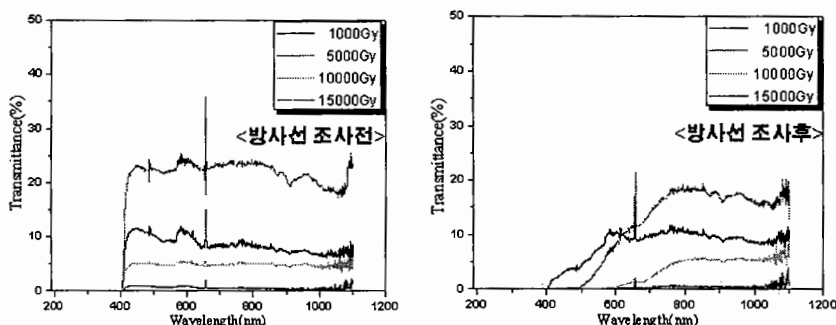
제조한 에폭시 검출소재의 고방사능 시설에서의 선량계로서의 적용 가능성을 시험하기 위하여 고준위 조사기를 이용하여 1,000 ~ 15,000 Gy/hr로 조사시켰다. 고선량 감마선 조사 전후의 색깔 및 투과도 등 고준위 조사에 따른 물성 변화를 평가하였다. 광학적 특성 평가는 UV/VIS 분광 광

도계(HP8453, Hewlett Packard Co.)를 이용하였다.

고선량 조사 후에 에폭시 지지체는 조사선량이 증가할수록 진한 갈색으로 변색되었으며, 상용의 플라스틱 검출기(BC-408)는 고선량에서도 녹색으로 변하였으나, 큰 색깔의 변화는 없었다. 또한, 투과도의 경우도 플라스틱 섬광체의 경우는 오히려 조사 후에 증가되었으나, 에폭시 검출소재의 경우는 고선량에서 투과도는 급격히 저하되었다.



(a) 플라스틱 섬광체(BC-408)



(b) 에폭시수지 검출 소재

그림 1. 고준위 방사선 조사 전후의 검출소재 투과도 변화.

3. 결론

투명한 에폭시 수지와 유기섬광체를 이용하여 선량측정용 검출소재를 제조하였다. 유기섬광체의 함량 변화에 따른 광학적 특성을 평가하여 제조조건을 결정하였으며, 방사선 검출 성능을 평가하여 선량계로서의 적용성을 확인하였다. 그러나, 고준위 시설에서의 적용성을 시험한 결과 1,000 Gy/hr 이상의 고선량에서는 에폭시 소재의 취약한 내방사선성으로 인하여 투과도가 급격히 저하되어 적용하기 어려웠다. 향후 내방사선성이 우수한 소재를 선정하여 고방사능 시설에 적용이 가능한 소재를 제조하여 적용할 예정이다.

감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기계획사업의 일환으로 수행되었습니다.



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>

