

Abstracts of Proceedings of the
Korean Radioactive Waste Society
Autumn 2006

한국방사성폐기물학회 학술논문요약집

- 2006년 가을 -

- 일시 : 2006. 11. 16~17 (목~금)
- 장소 : 제주대학교
- 주최 : 한국방사성폐기물학회
제주대학교 방사선응용과학연구소
- 후원 : 한국수력원자력(주)



사단
법인 한국방사성폐기물학회



언제나 당신이 먼저입니다

어느 누구도 선택 나서지 못했을 때,
기꺼이 앞마당을 내어주신 당신의 그 고마운 마음, 잊지 않겠습니다.
그 무엇보다 소중한 것은 당신의 안전과 우리의 파란 하늘이기에
30년 원전운영 노하우와 해외에서 검증된 처분기술을 바탕으로
보다 안전하고 투명하게 방사성폐기물처분장을 건설해 나가겠습니다.

Abstracts of Proceedings of the
Korean Radioactive Waste Society
Autumn 2006

한국방사성폐기물학회 학술논문요약집

- 2006년 가을 -

- 일시 : 2006. 11. 16~17 (목~금)
(Workshop : 11.15(수))
- 장소 : 제주대학교
- 주최 : 한국방사성폐기물학회
제주대학교 방사선응용과학연구소
- 후원 : 한국수력원자력(주)



사단
법인 한국방사성폐기물학회

빈 면

목 차

제1분과 : 방사성폐기물 정책 및 제염해체(Oral) 좌장 : 원휘준·이근우·김용수

09:00	우라늄으로 오염된 금속폐기물의 용융 시 우라늄의 분배특성	23
	송평섭 · 최왕규 · 정종현 · 오원진 · 민병연 [한국원자력연구소]	
09:25	저준위 방사성 표면 오염 금속의 플라즈마 제염 연구	24
	전상환 · 김용수 [한양대학교], 진동식 [(주)한빛파워서비스]	
	최왕규 · 정종현 · 오원진 [한국원자력연구소]	
09:50	중성자 조사된 흑연 내 C-14 제거를 위한 Ca계 흡착제의 흡착 조건 선정	26
	황호상 · 강영애 · 이동규 · 양희철 · 정종현 · 이근우 [한국원자력연구소]	
10:40	과산화수소를 이용한 방사성 제염폐액 중 고농도 EDTA의 분해	28
	원휘준 · 김진원 · 최왕규 · 정종현 [한국원자력연구소]	
	김위수 [일진방사선엔지니어링]	
11:05	리튬 질산염 슬러지 처리 실증 시험	29
	황두성 · 이규일 · 최윤동 · 황성태 · 박진호 [한국원자력연구소]	
11:30	A Heat Conductive Problem of the Wigner Energy Release in the Irradiated Graphite Block	31
	Gyeong Hwan Jeong, Sei Hun Yun, Dong Gyu Lee, Chong Hun Jung, Jin Ho Park and Kune Woo Lee [KAERI]	
13:30	배관류 폐기물의 오염도 측정용 phoswich 검출기의 기하학적 조건에 따른 검출성능 평가	33
	서범경 · 이근우 · 정종현 · 김계홍 · 박찬희 · 정연희 [한국원자력연구소]	
13:55	연구로 시설의 방사능 분포 및 방사선장 분석	35
	박희성 · 김계홍 · 이근우 · 정종현 · 박진호 [한국원자력연구소]	

제1분과 : 방사성폐기물 정책 및 제염해체 (Poster)

P01A01	PFC 분사 제염기술실증	39
	원휘준 · 김진원 · 최왕규 · 정종현 · 박진호 [한국원자력연구소]	

P01A02	PFC 제염장치외의 조합을 위한 여과장치의 개선과 Filter 재생방안 도출	41
	김계남 · 정철진 · 원휘준 · 정종현 · 오원진 · 박진호 [한국원자력연구소]	
P01A03	펠렛화된 CO ₂ 의 분사제염에 따른 공정의 영향 및 변화연구	43
	이중명 · 정종현 · 오원진 · 최왕규 [한국원자력연구소], 이승일 · 강용 [충남대학교]	
P01A04	고체 CO ₂ 분사를 이용한 금속의 전처리 공정	45
	이승일 · 강용 [충남대학교], 이중명 · 정종현 · 최왕규 · 오원진 [한국원자력연구소]	
P01A05	페인트로 코팅된 콘크리트 표면의 제염방법에 관한 실험	47
	박근택 · 이승창 · 김병표 [고려검사㈜]	
P01A06	방사능으로 오염된 콘크리트 바닥면 제염장비 개발	49
	김병래 · 박근택 · 김병표 [고려검사㈜]	
P01A07	페필터뱅크와 덕트 등의 부피감용을 위한 해체 절단	51
	강일식 · 안섬진 · 조한석 · 손종식 · 주용선 · 김종구 [한국원자력연구소]	
P01A08	방사선안전화 제염장치 개발	53
	홍용호 · 김현웅 [케이비이엔지㈜]	
P01A09	방사성오염 금속폐기물의 특성 및 제염	55
	안섬진 · 강일식 · 배상민 · 손종식 · 홍권표 [한국원자력연구소]	
P01A10	마이크로에멀전을 이용한 방사성오염의복의 제염	57
	유재봉 · 성진현 · 박광현 · 김홍두 · 김학원 [경희대학교]	
	임상학 · 윤원섭 [울진원자력발전소]	
P01A11	초음파를 이용한 제염기술 개발을 위한 공정설계 및 기초실험 수행	59
	최호균 · 최예지 · 이수홍 · 김위수 [일진방사선엔지니어링㈜]	
P01A12	Designing a Remote Surface Decontamination System for Use in an ACP hot-cell	61
	Kiho Kim, Taigil Song, Sunghyun Kim, Byungsuk Park and Jisup Yoon [KAERI]	
P01A13	형기성 상태에서 질산염 폐액 탈질 미생물의 분리	63
	이오미 · 오중혁 · 황두성 · 최윤동 · 황성태 · 박진호 [한국원자력 연구소]	
	조병렬 [충주대학교], 이상준 [부산대학교]	
P01A14	광섬유를 이용한 배관 내부 방사성 오염도 원격 측정 기술 개발	65
	박찬희 · 서범경 · 이근우 · 정종현 · 김계홍 [한국원자력연구소]	

P01A15	흑연 구조체에 조사된 중성자 선속을 이용한 Wigner 에너지 분석	67
	황정훈 · 이동규 · 이근우 · 정종헌 · 정경환 [한국원자력연구소]	
P01A16	다속성효용이론을 이용한 해체 시나리오 평가 방법론 연구	69
	김성균 · 박희성 · 이근우 · 정종헌 [한국원자력연구소]	
P01A17	Dismantling the Bio-shielding Concrete of the KRR-2	71
	Seungkook Park, S. B. Hong, K. W. Lee, U. S. Chung and J. H. Park [KAERI] K. W. Cho [Hanil Plant Service]	
P01A18	Project Management System for the Decommissioning of Research Reactors	73
	J. H. Park [KAERI]	
P01A19	방사성오염부지 개방을 위한 유도농도참고준위 (Derived Concentration Guideline Levels :DCGLs) 설정에 관한 연구	74
	김정훈 · 신상화 · 김아름 · 황주호 [경희대학교]	
P01A20	Lagoon 내 우라늄 잔류 폐기물에 대한 안전조치 적용방안	76
	김현조 · 이병두 · 박호준 [한국원자력연구소]	
P01A21	A Game-theoretical Model For Selecting a Site of Non-preferred Waste Facilities.....	78
	Seong Ho Kim and Tae-Woon Kim [KAERI]	
P01A22	사용후연료 건식조밀저장시설에서의 안전조치 이행 방안	80
	이상진 · 강영곤 · 최병일 [한수원(주) 원자력환경기술원]	
P01A23	ACPF 시설의 핵물질 이동 감시 시스템	82
	송대용 · 이태훈 · 정정환 · 고원일 · 김호동 [한국원자력연구소]	
P01A24	평형핵연료주기 시스템분석.....	84
	고원일 · 권은하 · 송대용 [한국원자력연구소]	
P01A25	ACPF의 격납감시체제에 대한 고찰	85
	이성호 · 김현숙 · 이병두 [한국원자력연구소]	
P01A26	PWR 사용후핵연료 건식 저장 시설의 연소도 크레디트에 관한 연구	87
	강경민 · 제무성 [한양대학교], 정재학 [한국원자력안전기술원]	
P01A27	Dynamic Analysis of the Multiple Thorium Fuel Recycle Scenarios by Using CANDU Reactors	89
	Chang Joon Jeong and Hangbok Choi [KAERI]	

P01A28 PWR 사용후핵연료 건식저장기준 현황 및 국내 핵연료 적용성 평가 91
 양용식 · 김선기 · 김대호 · 방제건 · 송근우 [한국원자력연구소]

P01A29 프랑스의 사용후핵연료 처리시설 현황..... 93
 유길성 · 정원명 · 구정희 · 조일제 · 국동학 · 권기찬 · 이원경 · 이은표
 윤지섭 · 박성원 [한국원자력연구소]

제2-1분과 : 방사성폐기물 처리 (Oral)

좌장 : 손순환 · 박종길

09:00 삼중수소 선원제조장치 설계 97
 김광신 · 이숙경 · 송규민 · 김경숙 · 손순환 [한전전력연구원]

09:25 금속 우리늄 부스러기의 안전한 산화처리에 관한 연구 99
 이돈배 · 김창규 · 김정도 · 신원철 · 이윤상 · 오석진 · 김기환 [한국원자력연구소]

09:50 경수로 사용후핵연료 폐피복관 내면의 방사능 오염층 제거방안 101
 정인하 · 전종익 · 이호희 · 박장진 · 송기찬 · 양명승 [한국원자력연구소]

10:40 One-through 장치를 이용한 원전 폐수지 내 C-14 제거 특성 103
 최영구 · 원장식 · 양호연 [한수원(주) 원자력환경기술원]

11:05 중 · 저준위 잡고체 방사성폐기물 방사능 평가를 위한 측정방법 분류 및
 분석방법 도출 105
 김태욱 · 강기두 [한수원(주) 원자력환경기술원]

11:30 국내 원전 특성에 따른 드럼핵종 재고량 평가 107
 안홍주 · 송병철 · 이창헌 · 표형열 · 한선호 · 지광용 [한국원자력연구소]

제2-1분과 : 방사성폐기물 처리 (Poster)

P02A01 『하나로』액체 방사성폐기물량 분석 및 저감 노력 111
 김형욱 · 최호영 · 박주훈 · 한재삼 · 안국훈 [한국원자력연구소]

P02A02 수처리 공정의 이온교환 수지탐의 제염계수 특성 113
 손영준 · 이형권 · 이은표 · 김길수 · 전용범 [한국원자력연구소]

P02A03	액체 방사성폐기물에서 Co 와 Cs 제거가 가능한 여과 필터의 처리 및 활용에 관한 연구	115
	나경원 · 주광태 · 이대수 [고려공업집사㈜]	
P02A04	실리콘 세척수 여과장치에 의한 액체폐기물 절감	117
	배상훈 · 최영산 · 김영칠 · 이성효 · 박상준 · 정환성 [한국원자력연구소]	
P02A05	Resin Bead를 이용한 유리농 흡착특성 및 동위원소 비 측정	119
	전영신 · 표형열 · 조기수 · 박용준 [한국원자력연구소]	
P02A06	중 · 저준위 방사성 폐기물 유리화설비의 고온필터 시스템에서 사용한 금속필터의 표면특성 연구	121
	황태원 · 조강욱 · 박승철 · 박병철 · 양경화 [한수원(주) 원자력환경기술원]	
P02A07	방사성폐기물의 방사분해가스량 측정에 의한 G값 계산	123
	곽경길 · 유영길 · 김기홍 [한국원자력연구소], 제환경 · 김동호 [한일원자력(주)]	
P02A08	중 · 저준위 슬러지 방사성폐기물 특성에 따른 처리방법 연구	125
	윤정환 · 박호점 · 이창준 · 권오일 · 장동철 [한일원자력(주)]	
P02A09	Management of Radioactive Organic Wastes Generated during Decontamination and Decommissioning Activities	127
	Young-Geul Ryue, Kyung-Kil Kwak and Ki-Hong Kim [KAERI] Whan-Gyeong Je and Dong-Ho Kim [HNC]	
P02A10	아미드추출제에 의한 방사성 모의폐액 함유 금속 이온의 분배거동에 미치는 방사선 영향	129
	양한범 · 임재관 · 문제권 · 이일희 [한국원자력연구소]	
P02A11	혼합폐수지의 양이온 및 음이온 수지 분리 및 핵종분포특성	131
	박순달 · 김정석 · 김종구 · 지광용 [한국원자력연구소]	
P02A12	Removal of TcO_4^- with Extractant Impregnated Resin	133
	Jeil-Kwon Moon, Ji-Young Kwon, Han-Bum Yang, Jae-Kwan Lim and Eil-Hee Lee [KAERI]	
P02A13	The Direct Dissolution of Ion-Exchange Resin by Fenton's Reagent	135
	Kil Jeong Kim, Il Sik Kang, Jong Sik Shon and Kwon Pyo Hong [KAERI]	
P02A14	원자력연구소 내 가연성폐기물의 발생현황 및 처리방안 연구	137
	홍대석 · 안섭진 · 손종식 · 이영희 · 배상민 [한국원자력연구소]	

P02A15	유도가열식저온으로 열유동 모사 컴퓨터 코드 개발	139
	박종길 · 맹성준 · 황태원 [한수원(주) 원자력환경기술원]	
P02A16	반사체 중수증류 승급해석	141
	김광락 · 안도희 · 임성팔 · 백승우 · 이민수 · 정홍석 · 정환성 [한국원자력연구소]	
P02A17	방사성폐기물 시료 내 핵종분석 방법의 측정불확도 산출 및 평가	143
	손세철 · 안홍주 · 한선호 · 지광용 [한국원자력연구소]	
P02A18	한국표준원전 증기발생기 전열관 검사의 방사성 폐기물 발생량 분석 및 처리방법에 대한 고찰	144
	심은섭 · 진정화 [세안기술(주)]	
P02A19	삼중수소 제거를 위한 CECE 공정의 충전축매탑 설계	146
	백승우 · 안도희 · 김광락 · 이민수 · 임성팔 · 정홍석 [한국원자력연구소]	
P02A20	비휘발성 핵종분석을 위한 방사성 폐기물 시료의 전처리 방법	148
	표형열 · 안홍주 · 송병철 · 지광용 [한국원자력연구소]	
P02A21	Development of Plasma Torch Melter for Treatment of Noncombustible RadWaste	150
	S. J. Maeng, Y. P. Moon and T. W. Hwang [KHNP]	
P02A22	동적막을 활용한 액체방사성폐기물 제거 효율에 관한 연구	152
	강혜련 · 신진성 · 박현균 [케이엔디티앤아이 (주)]	
P02A23	화학적 처리에 따른 국내산 천연제올라이트의 Cs ⁺ 및 Sr ²⁺ 이온 제거능 변화.....	154
	박재우 · 김덕수 · 김 신 · 김용호 [제주대학교]	
P02A24	CECE 공정을 위한 물 전기분해장치.....	156
	이민수 · 백승우 · 김광락 · 임성팔 · 정홍석 · 안도희 [한국원자력연구소]	
P02A25	방사성폐기물처리시설의 세탁처리공정운영	157
	이영희 · 조한석 · 손종식 [한국원자력연구소]	

제2-2분과 : 방사성폐기물 처분 I (Oral) 좌장 : 김경수 · 이길용 · 이명호

09:00	지하처분연구시설 건설 전 · 후의 수리지질학적 특성	161
	조성일 · 배대석 · 김경수 · 고용권 · 김건영 · 박경우 [한국원자력연구소]	

09:25	지하공간 건설 전·후의 부지수리지질특성 비교 및 평가방법	163
	조성일 · 김천수 · 배대석 · 김경수 · 고용권 · 박준형 [한국원자력연구소]	
09:50	고준위방사성폐기물 한국형처분시스템 개발을 위한 심부지질환경특성연구 현황	165
	배대석 [한국원자력연구소]	
10:40	균열암반 매질 내 방사성 폐기물 처분장 인근의 지하수 유동 특성 평가를 위한 현장 조사 기법	167
	김태희 · 김구영 · 오준호 · 전철민 · 성기성 · 김용제 [한국지질자원연구원]	
11:05	대수층내 고준위/중저준위 방사성핵종의 거동 예측을 위한 Am · 희토류원소 · Co 흡착특성 비교 : 회강암질 매체를 중심으로	169
	이승구 · 이길용 · 윤윤열 · 조수영 · 김용제 [한국지질자원연구원]	
11:30	지질매체내에서의 Eu과 Am의 흡착특성 비교 : 대수층내 고준위 방사성핵종의 거동 예측을 위한 유사체로서의 Eu	171
	이승구 · 이길용 · 윤윤열 · 조수영 · 김용제 [한국지질자원연구원]	
13:30	Interactions of Multivalent Nuclides through a Fractured Granite under Reducing Alkaline Conditions	173
	Park C. K and Cho W. J [KAERI]	
13:55	방향족유기산이 산화물의 Eu(III) 이온 흡착에 미치는 영향	175
	박경균 · 권태리 · 정의창 · 조혜륜 · 박영재 · 김원호 [한국원자력연구소]	
14:20	알칼리 매질에서 Pu 산화상태에 대한 연구	177
	이명호 · 김종윤 · 박경균 · 박영재 · 김원호 [한국원자력연구소]	

제2-2분과 : 방사성폐기물 처분 II

좌장 : 박주완 · 이연명 · 정재학

09:00	중 · 저준위 방사성폐기물 처분시설 화재사고시 피폭선량평가 모델링	181
	윤정현 · 주민수 · 김창락 [한수원(주) 원자력환경기술원]	
09:25	부지환경 종합관리 시스템 구현의 기술적 개념 및 구성현황	183
	이근주 · 윤봉요 · 박세문 · 김창락 [한수원(주) 원자력환경기술원]	
09:50	중 · 저준위방사성폐기물처분시설에 대한 위험도 평가 방안	185
	정찬우 · 안상면 · 박상훈 · 석태원 [한국원자력안전기술원]	

10:40	PWR 사용후핵연료 한국형 처분용기 개발	187
	최희주 · 이 양 · 조동건 · 주영상 · 최종원 [한국원자력연구소]	
11:05	고준위 방사성폐기물 처분 성능 평가 FEP & 시나리오 개발 연구	189
	황용수 · 정미선 [한국원자력연구소]	
11:30	한국형 기준처분시스템 안전성에 영향을 미치는 주요 인자 분석	191
	강철형 · 이연명 · 황용수 [한국원자력연구소]	
13:30	콘크리트 폐기물의 자체처분을 위한 방사선/능 분석 및 피폭선량 평가	193
	설증근 · 유재봉 · 조석주 · 유성현 [한전원자력연료(주)]	
	송정호 · 백 훈 · 김성환 · 신진성 · 박현균 [케이엔디티앤아이(주)]	
13:55	원자력시설 발생 처분제한치 미만 방사성폐기물의 자체처분 규제현황	195
	전제근 · 송민철 · 정재학 · 김홍태 [한국원자력안전기술원]	
14:20	연구로 2호기 수조 콘크리트 자체처분을 위한 피폭선량 평가	197
	홍상범 · 김계홍 · 정운수 · 정경환 · 박진호 [한국원자력연구소]	
	김상철 [한일플랜트서비스]	

제2-2분과 : 방사성폐기물처분 (Poster)

P02B01	이온 크로마토그래피에 의한 U(IV)와 U(VI)의 분리	201
	김승수 · 강광철 · 조영현 · 김정석 · 정의창 · 조원진 [한국원자력연구소]	
P02B02	Synthesis of Mesoporous Silica Microspheres by Using Di(2-ethylhexyl) phosphoric Acid as a Potential Sorbent for Radioactive Material	203
	Suk bon Yoon, Jong-Yun Kim, Myung Ho Lee, Yong Joon Park, Kwang Yong Jee and Won-Ho Kim [KAERI]	
P02B03	은 침착 벤토나이트에 의한 요오드 흡착	205
	강광철 · 김승수 · 최종원 [한국원자력연구소], 권수한 [충북대학교]	
P02B04	고건전성용기 개발을 위한 폴리머콘크리트의 침출 시험	206
	이재민 · 전종선 · 정기철 · 박상규 · 김태현 [(주)에네시스]	
P02B05	환원환경에서 암반 균열을 통한 우리늄 이동 및 지연 특성	208
	백민훈 · 조원진 · 최종원 [한국원자력연구소]	

P02B06	풍화 화강암내에서 핵종 원소들의 이동 특성	210
	이승엽 · 백민훈 · 조원진 [한국원자력연구소]	
P02B07	대전 유성 지역을 포함한 광역 규모의 수리 모델링	212
	임원목 · 박경우 · 배대석 · 김경수 [한국원자력연구소], 송무영 [충남대학교]	
P02B08	방사성폐기물 처분 부지 특성 조사를 위한 지하수유동모델링의 접근방법에 관한 연구	213
	박경우 · 김경수 · 박준형 · 임원목 [한국원자력연구소]	
P02B09	고준위 폐기물의 처분장에 대한 열수력학적 평가	214
	정미선 · 황용수 · 구정의 [한국원자력연구소]	
P02B10	단열의 재활성화로 인한 지하수 유동 평가.....	216
	정미선 · 황용수 [한국원자력연구소]	
P02B11	MDPSA 코드를 이용한 다공 암반내 지하수 유동 해석을 위한 모델링	218
	한지웅 · 황용수 · 강철형 [한국원자력연구소]	
P02B12	Influence of a backfill on a Nuclide Release from a HLW Repository	219
	Youn-Myoung Lee, Yong-Soo Hwang, Chul-Hyung Kang and Ji-Woong Hahn [KAERI]	
P02B13	방사성폐기물 주변 생태계 주요 입력변수의 피폭 선량 영향 평가	221
	이연명 · 황용수 · 강철형 [한국원자력연구소]	
P02B14	사용후핵연료 처분시스템 운영관리 분석을 위한 기상 그래픽 환경 구축	223
	이종열 · 이 양 · 조동건 · 최희주 · 최종원 [한국원자력연구소]	
P02B15	사용후핵연료 처분용기 제조원가 추정	225
	김성기 [한국원자력연구소]	
P02B16	Establishment of Criticality Limit Curve for PWR Spent Fuel Loading into KDC-1 Disposal Canister	227
	Dong-Keun Cho, Jong-Won Choi, Jong-Youl Lee, Heui-Joo Choi and Sung-Ki Kim [KAERI]	
P02B17	터널 안정성 평가를 위한 결정질 암반에서의 RMR 분류 적용 연구	229
	이주형 · 김경수 · 박경우 [한국원자력연구소], 송무영 [충남대학교]	
P02B18	KURT 모양의 단열망 모델	230
	김경수 · 조성일 · 이주형 · 임원목 · 류시원 [한국원자력연구소]	

P02B19	지하처분연구시설 건설 및 활용	232
	조원진 · 권상기 · 박정화 [한국원자력연구소]	
P02B20	장반감기 밀봉선원폐기물 처분공 시설의 구조적 안전성평가	233
	이지훈 · 문성애 · 김창락 [한수원(주) 원자력환경기술원]	
	이 양 · 최희주 [한국원자력연구소]	
P02B21	원전 고체방사성폐기물 감용과 자체처분대상 폐기물의 처분방안에 대한 고찰 ...	235
	주광태 · 김서열 · 황천왕 [고려공업집사(주)]	
P02B22	방사성 오염 슬러지의 자체처분 가능성 평가	237
	김학수 · 양호연 · 이은규 [한수원(주) 원자력환경기술원]	

제3분과 : 사용후핵연료 및 핵연료주기 (Oral)

좌장 : 최병일

13:30	Behavior of a Metallic Precipitate in an Irradiated Simulated Fuel	241
	Yang-Hong Jung, Hee-Moon Kim, Byung-Ok Yoo, Kweo-Ho Kang and Yong-Sun Choo [KAERI]	
13:55	연소도고려 임계해석에 반영하는 핵종의 단면적 자료 특성 분석	243
	박덕진 · 안준기 [한국전력기술(주)]	
14:20	용융염기반 우라늄금속전환체의 전해정련 공정에서 우라늄 및 란탄족원소의 화학적 거동	245
	조영환 · 김택진 · 최인규 · 지광용 [한국원자력연구소]	
14:55	사용후핵연료 중간저장 방안의 결정인자에 대한 개괄적 고찰	246
	이경구 [한수원(주) 원자력환경기술원], 이재설 [한국원자력연구소]	

제3분과 : 사용후핵연료 및 핵연료주기 (Poster)

P03A01	Preliminary Calibration Curves for the ACP Nuclear Material Accounting during the Early Stage of ACPF Hot Operation	251
	Tae-Hoon Lee, Ho-Dong Kim and Ji-Sup Yoon [KAERI]	

P03A02	REDOX 동반 착화제에 의한 TRU 분리	253
	정동용 · 이일희 [한국원자력연구소]	
P03A03	디지털 목업을 이용한 ACP 공정의 원격작업분석	254
	김성현 · 송태길 · 임광목 · 박병석 · 윤지섭 [한국원자력연구소]	
P03A04	금속전환공정 시료 내 질산 불용성 물질의 용해 및 성분 분석	256
	김민재 · 이창현 · 지광용 [한국원자력연구소]	
P03A05	국산 고연소도 사용후핵연료의 성능특성분석	258
	김대호 · 방제건 · 양용식 · 김선기 · 이찬복 · 전용범 [한국원자력연구소]	
P03A06	조사후 핵연료 천공장치 상세설계	260
	김재용 · 이형권 · 박승재 · 김봉구 [한국원자력연구소]	
P03A07	모의 핵연료 중심공 천공시험	262
	이형권 · 김재용 · 김봉구 · 전용범 [한국원자력연구소]	
P03A08	사용후핵연료의 제원측정과 연소도분포에 대한 연소거동 분석	263
	엄성호 · 이은표 · 서항석 · 김길수 · 황용화 · 양송열 · 홍권표 [한국원자력연구소]	
P03A09	후방산란전자상을 활용한 사용후핵연료 소결체 분석	265
	권형문 · 서항석 · 민덕기 · 전용범 [한국원자력연구소]	
P03A10	하나로에서 조사한 금속핵연료 밀도측정용 시편 제작 준비장치의 개발에 관한 연구	267
	주용선 · 유병옥 · 김도식 · 김기하 · 백승제 [한국원자력연구소]	
P03A11	ACP Smelting 공정운전에 대한 고찰	269
	허진목 · 강대승 · 홍순석 · 서중석 · 윤지섭 [한국원자력연구소]	
P03A12	상용 핵연료봉 비파괴시험장치의 dead length 개선	270
	이은표 · 전용범 · 민덕기 · 서항석 · 이형권 · 엄성호 · 김길수 · 권형문 황용화 · 유길성 · 홍권표 [한국원자력연구소]	
P03A13	조사후시험시설 공조계통의 소음저감대책	271
	황용화 · 이형권 · 엄성호 · 이은표 · 전용범 · 민덕기 · 홍권표 [한국원자력연구소]	
P03A14	사용후핵연료 시편 분석을 위한 핫셀용 저배율 페리스코프	273
	서항석 · 이형권 · 양송열 · 전용범 [한국원자력연구소]	
P03A15	SIMFUEL을 이용한 전해환원 시스템의 특성평가	275
	정상문 · 허진목 · 박병홍 · 홍순석 · 강대승 · 정명수 · 서중석 · 윤지섭 [한국원자력연구소]	

P03A16	고온용융염계에서 전해환원 반응에 의한 니오븀 금속분말의 제조	277
	이일우 · 유희용 · 정상문 · 서준석 [한국원자력연구소]	
P03A17	고온 리튬용융염계에서 $ZrO_2-Y_2O_3$ 산화물로 코팅된 합금의 부식거동	278
	조수행 · 서중석 · 윤지섭 · 박성원 [한국원자력연구소]	
P03A18	ACP 실증시설 반출입 작업 안전성 평가를 위한 구조 해석	280
	권기찬 · 구정희 · 정원명 · 이원경 · 조일제 · 국동학 · 유길성 · 윤지섭 [한국원자력연구소]	
P03A19	차세대관리 종합공정 Scale-up 개념연구	282
	정원명 · 구정희 · 조일제 · 국동학 · 권기찬 · 이원경 · 이은표 · 유길성 · 서중석 윤지섭 [한국원자력연구소]	
P03A20	차세대관리 종합공정 실증시설 기준선원 비교 평가	284
	조일제 · 국동학 · 권기찬 · 구정희 · 정원명 · 이원경 · 유길성 · 윤지섭 [한국원자력연구소]	
P03A21	사용후핵연료집합체의 연료봉 인출을 위한 인덱스 플레이트 가이드	286
	김길수 · 전용범 · 민택기 · 이은표 · 서항석 · 이형권 · 엄성호 · 권형문 황용화 · 양송열 · 손영준 · 홍권표 [한국원자력연구소]	
P03A22	용융염매질에서의 우라늄 전해정련공정 중 Li_2O 의 영향에 대한 연구	287
	김택진 · 조영환 · 최인규 · 지광용 [한국원자력연구소]	
P03A23	소량의 핵연료 시편내 핵물질 계량 가능성 타진을 위한 중성자 측정시험	289
	주준식 · 박광준 · 김정석 · 강희영 · 김호동 [한국원자력연구소]	
P03A24	불순물 함유 UO_2 고용체의 산화거동	290
	이재원 · 이정원 · 박근일 [한국원자력연구소]	
P03A25	SIMFUEL을 이용한 제조된 모의 건식재가공 핵연료 소결체 특성	292
	이재원 · 이정운 · 김웅기 · 이수철 · 박근일 [한국원자력연구소]	
P03A26	차세대관리종합공정 실증시설의 핫셀내 중량을 취급 시스템 평가	294
	구정희 · 권기찬 · 이은표 · 정원명 · 이원경 · 유길성 · 윤지섭 [한국원자력연구소]	
P03A27	공학규모 ACP 시설의 사용후 핵연료 인수구역 개념설계	296
	구정희 · 정원명 · 권기찬 · 이은표 · 유길성 · 윤지섭 · 박성원 [한국원자력연구소]	
P03A28	실증용 분말화장치의 스케일 업을 고려한 나이프 게이트 밸브 플레이트의 열 변형 해석	298
	김영환 · 정재후 · 송태길 · 홍동희 · 박병석 · 윤지섭 [한국원자력연구소]	

P03A29	사용후핵연료 건식분말화 공정 화학반응 평형 예측 300 박병홍 · 서중석 · 윤지섭 [한국원자력연구소]
P03A30	Equilibrium calculation for the electrolytic reduction process of the ACP ... 301 Byung Heung Park, Chung-Seok Seo and Ji Sup Yoon [KAERI]
P03A31	우리늄 용융염 전해정련시 양극 용해거동 302 이종현 · 황성찬 · 강영호 · 심준보 · 김응호 [한국원자력연구소]
P03A32	고용체 함유 모의 건식공정핵연료의 열전도도 303 강권호 · 나상호 · 문제선 · 박창제 · 이철용 · 송기찬 · 양명승 [한국원자력연구소]
P03A33	(x Zr-DEHPA)/NDD-다성분 질산 추출 계에서 Am · Cm 및 RE의 추출 305 이일희 · 임재관 · 김광옥 · 정동용 · 분제권 · 양한범 [한국원자력연구소]
P03A34	LiCl-KCl 용융염계에서 액체금속에 대한 우리늄 및 희토류금속의 전해석출에 대한 연구 307 박성빈 · 이종현 · 황성찬 · 안병길 · 심준보 · 김응호 · 박성원 [한국원자력연구소]
P03A35	조사재시험시설 DUP 배기계통의 AFU 제작 309 백상열 · 김기하 · 박종순 · 권혁일 · 주용선 [한국원자력연구소]
P03A36	PWR 고연소핵연료 연소도와 U · Pu 및 Nd 동위원소 사이의 상관관계 311 김정석 · 전영신 · 박순달 · 한선호 · 김종구 · 지광용 [한국원자력연구소]
P03A37	우리늄 전해정련 및 Ingot 제조를 위한 Scale-up System의 장치 구축 및 실증시험 313 우문식 · 황성찬 · 강영호 · 권상운 · 안병길 · 이종현 · 박성빈 · 이병직 유재형 · 심준보 · 김응호 [한국원자력연구소]
P03A38	A Visualization Program of the Li Reduction Process for PWR Spent Fuel ... 314 Hee-Sung Shin, Yun-Hee Lee, Ji-Woon Jang, Ho-Dong Kim and Ji-Sup Yoon [KAERI]

제4분과 : 방사선 안전 및 환경 (Oral)

좌장 : 한문희 · 김 신 · 서기석

09:00 Radio-sensitivity and K-40 · H-3 · C-14 levels in dark-striped field mice,
Apodemus agrarius coreae, as a potential biological monitor for enviro-

	radiation and radionuclides	319
	Hee-Sun Kim, Seung-Yeon Song, Eun-Joo Kim, Hoon-Choi. Suk-Chul Shin and Chong-Soon Kim [RHRI, KHNP], Y. Nishimura [NIRS]	
09:25	Safety Assessment of the Solid/Liquid Waste Managements System in Cernavoda NPP Unit 2	321
	Tae Woon Kim, Hyoung Tae Kim, Churl Yoon and Bo Wook Rhee [KAERI] Hyun-Geun Shin [KHNP]	
09:50	방사능 낙진으로 인한 담수호의 Cs-137 농도 평가	323
	정효준 · 김은한 · 서경석 · 황원태 · 한분희 [한국원자력연구소]	
10:40	A Safety Analysis of the Polymer Concrete Container in Free Drop	325
	Kyoung-O Nam, Ki-Seog Seo, Joo-Chan Lee, Dong-Hak Kim and Byung Yoon Min [KAERI]	
11:05	중저준위방사성폐기물 IP-2형 운반용기 요건 및 평가방안	327
	정성환 · 최승호 · 노명섭 [한수원(주) 원자력환경기술원]	
13:30	액체섬광계수기에 대한 검 · 교정 수행시 선원형태 차이 및 플라스틱 역할에 대한 연구	329
	이승진 · 한상준 · 김희강 · 이나영 · 분지연 · 박응섭 [영광원전 환경안전 감시센터] 황정래 [라드텍(주)]	
13:55	콘크리트 구조물 내 발생한 균열의 폭에 따른 표면선량율의 변화에 관한 연구 ...	331
	이창민 · 이윤희 · 이진재 [한국과학기술원] 조천형 · 이경호 · 백창열 [한수원(주) 원자력환경기술원]	

제4분과 : 방사선 안전 및 환경 (Poster)

P04A01	방사성폐기물고건전성용기 설계 개념 설정	335
	이수홍 · 최호근 · 김위수 [일진방사선엔지니어링(주)], 이재민 [(주)에네시스]	
P04A02	방사성폐기물 처분용 고건전성 용기 개발을 위한 소재의 내구성 시험	337
	김태현 · 정기철 · 박상규 · 전중선 · 이재민 [(주)에네시스]	
P04A03	KRI-BGM 방사성동위원소 운반용기의 열안전성 평가	339
	이주찬 · 김동학 · 방경식 · 서기석 [한국원자력연구소]	

P04A04	B형 방사성폐기물 운반용기 구조 안전성 해석 평가	341
	김동학 · 서기석 · 남경오 · 이주찬 [한국원자력연구소]	
	이경호 · 이상진 · 백창열 [한수원(주) 원자력환경기술원]	
P04A05	방사성폐기물 B형 운반용기 화재시험	343
	방경식 · 이주찬 · 서기석 [한국원자력연구소]	
	이경호 · 최병일 · 이홍영 [한수원(주) 원자력환경기술원]	
P04A06	B형 방사성폐기물 운반용기의 구조 안전성 시험	345
	김동학 · 서기석 · 남경오 [한국원자력연구소]	
	이경호 · 조천형 · 백창열 [한수원(주) 원자력환경기술원]	
P04A07	B형 방사성폐기물 운반용기 안전성 입증 시험	347
	서기석 · 김동학 · 방경식 · 이주찬 [한국원자력연구소]	
	이경호 · 조천형 · 백창열 [한수원(주) 원자력환경기술원]	
P04A08	Preliminary Criticality Calculation for the Transport Cask of CE-Type 16×16 Spent Fuel Assemblies with the Inserted-Type Neutron Absorber	349
	Suk-hoon Kim, J. H. Park, Y. S. Song, D. G. Lee and J. H. Ko [KONES]	
	S. J. Lee, C. H. CHO and B. I. Choi [KHNP]	
P04A09	Preliminary Criticality Calculation for the Transport Cask of CE-Type 16×6 Spent Fuel Assemblies with the Overlapped-Type Neutron Absorber	351
	Suk-hoon Kim, J. H. Park, Y. S. Song, D. G. Lee and J. H. Ko [KONES]	
	C. H. CHO, S. J. Lee and B. I. Choi [KHNP]	
P04A10	The Evaluation of Dynamic Impact Behavior on SNF Shipping Cask for Korean Standard Nuclear Power Plant	353
	Kap-Sun Kim, J. S. Kim, I. S. Jung and K. S. Choi [KONES]	
	C. Y. Baik, K. H. Lee and Y. G. Kang [KHNP]	
P04A11	Tritium Permeation in the Heat Exchanger for Nuclear Hydrogen Development and Demonstration Reactor	355
	Daesik Yook and Kunjai Lee [KAIST]	
P04A12	PWR 계통내 Tritium 농도와 DAC(유도공기중농도)와의 관계분석	357
	성기방 · 강기두 [한수원(주) 원자력환경기술원]	

P04A13	국제핵융합실험로를 위한 삼중수소 재고량 측정용 열량계 적합성분석 및 설계	359
	송규민 · 손순환 · 김경숙 · 강덕원 [한전전력연구원] 조승연 [핵융합센터], 정홍석 [한국원자력연구소]	
P04A14	감손우라늄을 사용한 핵연료물질 사용시설에서 우라늄 동위원소 분석	361
	전종선 · 정기철 · 박상규 · 김태현 · 이재민 [(주)에네시스]	
P04A15	HPGe 감마분광시스템을 이용한 우라늄 방사능 분석 기술	363
	이완로 ·곽지연 · 최상도 · 김희령 · 정근호 · 조영현 · 강문자 · 최근식 이창우 [한국원자력연구소], 정형욱 · 박상에 [식품의약품안전청]	
P04A16	헬륨 계수관을 이용한 중성자 발생장치의 중성자 수율 측정	365
	송병철 · 임희정 · 하장호 · 박용준 [한국원자력연구소]	
P04A17	경수로 원전 계통수 중의 C-14 화학종 분석기술에 관한 접근	367
	강덕원 · 양양희 [한전전력연구원], 허 호 [액트], 박경록 [한국수력원자력(주)]	
P04A18	폐윤활유 시료 방사능 분석 중 연소 조건에 따른 시료 상태의 정성적 관찰	369
	김희령 · 정근호 · 강문자 · 이완로 · 조영현 · 최근식 · 이창우 [한국원자력연구소]	
P04A19	동위원소 생산시설 활성화여과기 하우징 개선을 위한 고려사항	371
	김민진 · 홍순복 · 장경덕 · 유권모 · 윤동원 · 임인철 [한국원자력연구소]	
P04A20	중.저준위방사성폐기물 유리화설비 고온필터셀 차폐해석	373
	박병철 · 지평국 · 신상운 [한수원(주) 원자력환경기술원]	
P04A21	원전주변 주민의 최대개인섭취량 계산 방법에 관한 연구	375
	조한석 · 김주한 · 박봉서 [충남대학교], 이갑복 [한전전력연구원]	
P04A22	방사성 유출물 해양확산 평가를 위한 해수유동 모델 검증	377
	이갑복 · 방선영 · 정양근 [한전전력연구원], 이용선 [한국수력원자력(주)]	
P04A23	방사선피폭에 의한 중성자 감속재 PE의 감속능 변화 평가	379
	박광준 · 주준식 · 정정환 · 강희영 · 김호동 [한국원자력연구소]	
P04A24	정류회로내 LED 용 다이오드의 방사선조사 영향 평가	380
	박광준 · 정기석 · 주준식 · 강희영 · 김호동 [한국원자력연구소]	
P04A25	우라늄 부존지역(충북괴산)과 비교지역(충남부여)의 방사선량평가	381
	최근식 · 김희령 · 강문자 · 박두원 · 이완로 · 정근호 · 조영현 · 이창우 [한국원자력연구소]	

P04A26	Pyroprocessing Scale-Up에 대한 예비 환경영향평가.....	383
	국동학 · 정원명 · 구정희 · 조일제 · 이은표 · 이원경 · 권기찬 · 유길성 [한국원자력연구소]	
P04A27	환경영향평가를 위한 섬생자료 비교 평가	384
	신상화 · 김정훈 · 황주호 [경희대학교]	
P04A28	하나로 원자로 노외 중성자 조사시설의 차폐 보강	386
	이성효 · 강한희 · 김영철 · 김지욱 · 김명섭 · 최영산 · 박상준 [한국원자력연구소]	
P04A29	『KAERI』우리농 잔류 물질 현황 및 저장방안에 대한 고찰	388
	김현숙 · 이성호 · 이병두 [한국원자력연구소]	
P04A30	중.저준위 방사성폐기물 유리고화체 저장용 몰드 열적 내구성 평가.....	390
	양경화 · 박병철 · 신상운 [한수원(주) 원자력환경기술원]	
P04A31	Applications and Research Opportunities for a Neutron Activation Analysis (INAA/PGAA/DNAA) of Radioactive Wastes	392
	G. M. Sun, D. K. Cho, J. H. Moon, S. Y. Baek, S. H. Kim, Y. S. Chung and H. R. Kim [KAERI]	

빈 면

제1분과

방사성폐기물 정책 및 제염해체 (Oral)

빈 면

우라늄으로 오염된 금속폐기물의 용융 시 우라늄의 분배특성

송평섭, 최왕규, 정종현, 오원진, 민병연

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

pssong@kaeri.re.kr

현재 진행 중인 우라늄 변환시설(Uranium conversion plant)의 해체작업에 의해 시설 내 탱크, 반응기, 펌프류 등의 금속성 해체폐기물과 콘크리트, 토양 그리고 잡고체 등의 해체폐기물이 발생하고 있다. 우라늄 변환시설에서 발생하는 폐기물 중 약 83%가 금속성 해체폐기물(Metal scrap)로 이러한 금속성 해체폐기물은 부피감용비가 매우 낮고 금속폐기물의 불균일한 오염도에 때문에 폐기물 처리에 많은 문제점이 발생한다. 이러한 금속폐기물의 처리에 효과적인 방법 중의 하나가 금속용융 처리기술(Metal melting technology)로 지금까지 국내에서는 베타/감마로 오염된 금속 해체폐기물에 대한 연구는 많이 진행되어 왔으나, 우라늄으로 오염된 알파 해체폐기물의 금속용융에 대한 연구는 거의 전무한 상태이다.

따라서 본 연구에서는 우라늄 모의 핵종(Surrogate) 및 천연우라늄(Natural Uranium, UO_2 powder)으로 오염된 금속성 해체폐기물의 용융 조건에 따라 우라늄의 제염특성을 고찰하고자 한다. 본 연구에서 사용된 흑연 아크로(Graphite arc furnace) 용융설비는 장치하부의 동관 기저전극과 상부의 흑연전극, 장·탈착이 자유로운 동(Copper) 도가니, 150kW DC 전원공급 시스템과, 전극 상·하 구동 모터, 냉각시스템 및 지역 제어반, 내부 육안 점검 포트(View port), Chamber, 유압시스템, 진공시스템으로서 구성되어 있다. 용융 실험에 사용된 Stainless steel(SUS) 시편은 원자력 시설에서 일반적으로 쓰이는 SUS 304L을 택하였다. 시편은 두께가 1mm인 시편을 가로세로 10mm×10mm의 크기로 절단하여 500g을 흑연도가니에 장입하여 용융하였다. 방사성 동위원소의 핵종 거동을 평가하기 위해 사용된 모의 핵종(Ce, Nd) 및 천연우라늄은 약 500ppm으로 금속 시편에 오염시켜 용융실험을 수행하였다. 우라늄 모의 핵종 및 천연우라늄의 제염 특성 및 금속 폐기물의 용융특성을 고찰하기 위해 슬래그 형성제(Slag former)의 조성, 염기도, 그리고 우라늄의 오염농도를 변화시켜 가면서 실험을 수행하였다.

저준위 방사성 표면 오염 금속의 플라즈마 제염 연구

전상환, 김용수, 진동식*, 최왕규**, 정중현**, 오원진**

한양대학교, 서울시 성동구 행당동 17번지

*(주)한빛파워서비스, 서울시 구로구 구로동 235번지 한신IT타워 413호

**한국원자력연구소, 대전시 유성구 덕진동 150번지

shjeon@hanyang.ac.kr

금속 표면의 고착성 오염물의 건식제염 방법으로 플라즈마 기술이 꾸준히 연구되었다. CF_4/O_2 , SF_6/O_2 , NF_3 등 다양한 플라즈마 기체에 대한 제염 효율이 평가되었고 플라즈마 출력, 반응 온도 등의 공정변수를 조절하며 이온 보조 식각 반응을 도입하여 최적 조건 도출을 위한 연구가 수행 되어왔다. 하지만 방사성 금속 시편은 관리가 엄격하고 사용이 제한적이므로 이러한 실험에서는 비방사성 핵종을 이용한 공정조건이 도출되었다.

그러나 이 연구에서는 그간의 공정 연구 결과를 바탕으로 상용 규모의 제염 설비를 설계 제작 하였으며 선행연구에서 확보한 플라즈마 제염 기술을 실제 방사성 오염 금속에 적용하는 실험을 수행하였다. 이 설비는 실제 오염물 제염을 염두에 두고 최대 $\varnothing 300 \times 800L$ 크기까지 수용할 수 있는 수평 사각 chamber에 제염물의 장입과 인출을 위한 별도의 glove box와 chamber 오염 방지를 위한 내피가 부착되었고 효과적인 이온 보조 식각 반응을 유도하기 위하여 10 kW 사양의 DC power supply를 사용하였다. 제염 후 공정기체에 잔류하는 오염물질은 배기 장치에 filtering system을 설치하여 회수하였다.

실험에 사용된 방사성 시편으로는 연구로 1호기 해체 과정에서 발생한 오염 금속을 소량 채취 하였다. 다양한 형태와 재질에 대한 성능 시험을 위하여 pipe, plate, 그리고 cup 등 3가지 모양과 SUS, Aluminium, 그리고 steel의 3가지 재질의 시편을 준비하였다. 각 시편의 γ -spectroscopy 분석 결과 Co-60과 Cs-137이 검출 되었으며 최대 수십 Bq/g으로 매우 낮은 방사능 농도를 나타내 었다. 방사능 농도가 낮기 때문에 높은 제염 계수(DF, Decon Factor)를 기대하기가 어렵지만 제 염 성능을 시험하기에는 무리가 없을 것으로 사료되었다. 시편 표면의 이물질에 대해서는 아무런 전처리를 하지 않고 채취 상태 그대로 플라즈마 건식 제염 설비의 processing chamber에 장입하 여 실험을 수행하였다. 운전조건은 여러 차례의 시운전을 통해서 얻어진 압력인 30 Pa로 유지하 였으며, DC 전원의 출력은 시편 장입 시 아크가 발생하지 않는 조건에서 DC 전원 공급 장치의 최대 출력(약 3kW)을 결정하여 제염 실험을 수행하였다.

우선 제염도의 평가는 플라즈마 건식 제염 설비에서 10분간 제염 실험을 수행한 후 각각의 시 편에 대하여 γ -spectroscopy 분석하여 반응 전후의 Co-60과 Cs-137의 방사능 농도의 증감으로서 시편에 대한 제염도를 평가하였다. 표 1은 SUS pipe, SUS plate, Aluminium plate, Steel pipe 시 편에 대한 제염 전후 Co-60과 Cs-137에 대한 방사능농도 변화와 제염효율을 측정된 결과이다. 방사능 농도가 대체로 낮은 시편이 사용되어 제염계수(DF, Decon Factor)는 낮은 수준이었지만 제염 후 방사능 농도가 확연히 떨어지는 사실을 확인할 수 있었다.

그림 1은 SUS pipe, SUS plate 및 Steel pipe 등 5개 시편에 대하여 제염시간에 따라 서베이에 메 터로 측정된 오염도 평가 결과이다. SUS pipe-2와 Cutting된 SUS pipe의 경우 자연 방사선준위 인 5 cps로 떨어졌고, SUS plate-2와 Steel pipe는 10 cps로 떨어졌다. 초기 방사능 농도가 매우 적어서 측정상의 오차가 있었지만 시편의 오염도가 제염시간에 따라 낮아지는 경향을 확인 할 수 있었다.

1 Bq/g 가량의 낮은 방사능농도를 가지는 SUS pipe-1,2 시편에 대하여 보다 정확한 제염 성능 측정을 위하여 γ -spectroscopy를 이용한 분석을 수행하였다. 그림 2에 도시한바와 같이 제염 전 후 Co-60의 방사능농도는 SUS pipe-1에서 각각 1.065 Bq/g 및 0.177 Bq/g, SUS pipe-2는 각각 1.248 Bq/g 및 0.430 Bq/g으로 나타났다. 또한 Cs-137의 방사능농도는 SUS pipe-1에서 각각

0.351 Bq/g 및 0.177 Bq/g, SUS pipe-2는 0.200 Bq/g 및 0.125 Bq/g으로 나타났다.

플라즈마 제염 공정 기술 개발 결과를 실제 오염 물질에 적용함에 있어 본 연구가 미량의 방사능 농도를 지니는 시편을 사용하였으며 시편 형태에 따라 모두 동일한 평판형 전극을 사용하는 등 제한적인 여건에서 수행되었지만 서베이메터를 이용한 측정 결과 오염도가 감소하는 것으로 나타났다. 특히 γ -spectroscopy 분석에서는 Co-60과 Cs-137 핵종의 규제 해제 방사능 농도인 0.1 Bq/g 수준에 해당하는 결과를 얻을 수 있었다.

본 연구 결과에서 비방사성 핵종에서 확보한 공정조건이 실제 방사성 오염 금속에 직접 적용되고 있음을 확인하였으며 상용 규모의 플라즈마 제염 설비를 개발하는 과정에서 장치 설계와 제작에 관련된 기술 경험을 축적할 수 있었다. 다양한 형태를 지니는 금속 폐기물에 대한 적절한 플라즈마 전극 설계 및 오염물의 장입과 인출시 전·후 처리 연계 공정 등에 대한 연구를 통해 플라즈마 제염 기술을 한층 향상시킬 수 있을 것으로 사료되며 이 기술을 이용하여 금속 폐기물 표면 고착성 오염을 효과적으로 제거할 수 있는 것으로 기대된다.

감사의 글

본 연구는 한전전력연구원에서 시행한 전력사업연구개발 사업에 한일원자력주식회사와 참여하여 수행한 논문입니다.

표 1 플라즈마 제염 실험 전후 금속 표면 γ -spectroscopy 분석 결과

시편명	검출핵종	방사능농도 (Bq/g)		DF
		제염전	제염후	
SUS pipe-1	Co-60	8.422	2.231	3.77
	Cs-137	1.203	1.072	1.12
SUS plate-1	Co-60	93.270	89.520	1.04
	Cs-137	0.075	N/D	∞
Aluminum plate	Co-60	14.100	5.484	2.57
	Cs-137	0.557	0.465	1.20
Steel pipe	Co-60	20.580	3.383	6.08
	Cs-137	3.347	5.000	0.67
SUS pipe-2	Co-60	12.170	1.452	8.38
	Cs-137	0.354	0.376	-0.94

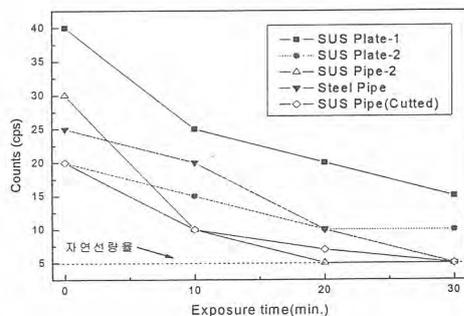


그림 1 플라즈마 제염 시간에 대한 금속 표면 오염도 측정 결과

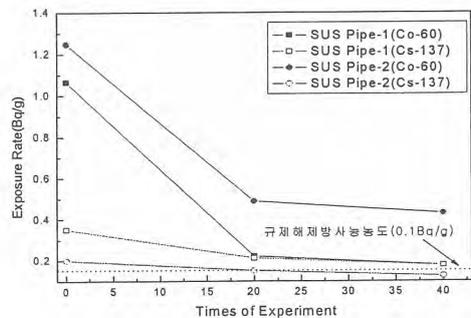


그림 2 플라즈마 제염 시간에 대한 금속 표면 γ -spectroscopy 분석 결과

중성자 조사된 흑연 내 C-14 제거를 위한 Ca계 흡착제의 흡착 조건 선정

황호상, 강영애, 이동규, 양희철, 정중헌, 이근우

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

hshwang@kaeri.re.kr

중성자 조사된 흑연에서 발생하는 방사성 기체로는 대표적으로 ^{14}C , ^3H , ^{36}Cl 의 베타 핵종이 있다. 이 중 ^{14}C 핵종은 반감기도 5730년으로 길 뿐만 아니라 ^{14}C 는 연구로 내에서 $^{14}\text{CO}_2$ 형태로 가장 많이 존재하는 것으로 보고되고 있다. 중성자 조사된 흑연처리 시 발생하는 $^{14}\text{CO}_2$ 기체처리는 흡수, 탈착 그리고 탈착된 CO_2 기체를 흡착제에 의한 고정화하는 단위공정으로 구성된다. 이전의 연구에서 CO_2 흡수제로 amine 화합물 중에 흡수능이 우수한 AMP와 piperazine을 선택하여 혼합 흡수제의 농도 및 기체 유속 그리고 온도에 따른 흡수 성능을 비교 평가한 결과 piperazine과 AMP를 9 : 1(wt, %)로 혼합하여 상온에서 기체 유속 500 ml/min일 때 가장 좋은 CO_2 흡수 효율을 보였다.

본 연구에서는 아민계 화합물에 의해서 흡수된 CO_2 를 안전한 형태로 고정화 하기 위한 방법으로 Ca계 흡착제인 CaO 와 $\text{Ca}(\text{OH})_2$ 를 이용한 반응온도, 반응시간에 따른 흡착량을 측정하여 최적의 흡착조건을 선정하고자 하였다. 실험에 사용된 흡착제는 공업용으로 사용되는 생석회(CaO)와 소석회($\text{Ca}(\text{OH})_2$)를 사용하였고 이 중 흡착제 CaO 는 저온에서 공기에 노출될 때 CO_2 와 H_2O 의 경쟁반응이 존재하기 때문에 공기 중의 노출을 최소화 하였다. 반응용기는 지름 100 mm, 길이 300 mm의 stainless still 재질의 원통형 반응기를 사용하였다. 반응기 내부에 SUS망을 설치하여 도입 기체의 흐름 분산 및 흡착제가 고정되도록 하였다. 반응기내에는 충전밀도가 일정하도록 흡착제를 충전하였다. 실험은 안전을 고려하여 비 방사성 CO_2 와 N_2 를 15:85 (v%)로 조제하여 사용하였다. 흡착제의 비표면적, 기공크기 등은 BET (Autosorb-1, Quantachrome Inc.)를 이용하여 측정하였고 탄산화 등의 반응변화는 TGA(SDT 2960, TA Inc.)를 이용하여 분석하였다. 또한 파과 특성을 확인하기 위하여 흡착 쉼에 CaO 와 $\text{Ca}(\text{OH})_2$ 를 충전하고 기체 유속 750 ml/min, 반응온도 200 ~ 400°C에서 흡착실험을 수행하였다. 흡착층을 통과한 CO_2 의 농도는 FTIR(Fourier Transform Infrared spectrometer, Bruker's OPUS™)을 이용하여 측정하였다.

흡착제의 비표면적 측정결과 $\text{Ca}(\text{OH})_2$ 11.47 m^2/g , CaO 3.666 m^2/g 정도였다. CO_2 흡착결과 400°C에 비하여 200°C에서 파과시간이 짧고 기울기가 급해져서 흡착대가 짧아짐을 보였으며 두 흡착제 모두 반응온도가 200°C에서 400°C 증가함에 따라 파과시간이 약 3~10배 정도 길어졌다. 실제 흡착 공정상에서는 흡착상의 처리 시간이 길어지고 같은 시간에서의 CO_2 회수율과 회수된 CO_2 의 순도가 낮아지기 때문에 비교적 파과시간이 길고 흡착대가 짧은 흡착제를 사용하는 것이 타당하다고 생각된다.

흡착제 CaO 와 $\text{Ca}(\text{OH})_2$ 의 400°C에서 CO_2 흡착량이 각각 0.502 g CO_2/g CaO , 0.51 g CO_2/g $\text{Ca}(\text{OH})_2$ 로 최대 흡착 효율을 보였으나 그 이상의 온도에서는 흡착효율이 감소하는 경향을 보였다. 이는 Hartman과 Tranka 등의 연구와 유사한 결과를 보였는데 반응 후 각각의 흡착제에 대한 TGA 측정 결과 410°C에서 dehydration, 650°C 부근에서 decarbonation이 일어나기 때문으로 사료된다. $^{14}\text{CO}_2$ 처리를 위한 최적의 조건은 흡착제 $\text{Ca}(\text{OH})_2$ 에 의한 반응온도 400°C, 반응시간 11h일

때 최대 흡착량 $0.2 \text{ gCO}_2/\text{gCa(OH)}_2$ 이었다. 본 연구결과는 $^{14}\text{CO}_2$ 를 처리하기 위해 흡수, 탈착, 흡착을 연계하여 흡착성능 예측 및 공정화 설계 자료로 활용될 수 있을 것이다.

Table 1. Physical characteristics of various adsorbents use in this study

	BET(m^2/g)	Pore volume(cc/g)	Density
CaO	3.666	3.768×10^{-2}	3.34
Ca(OH) ₂	11.47	8.053×10^{-2}	2.2

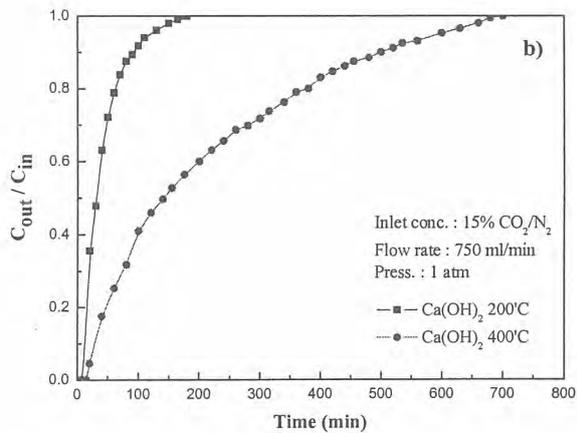
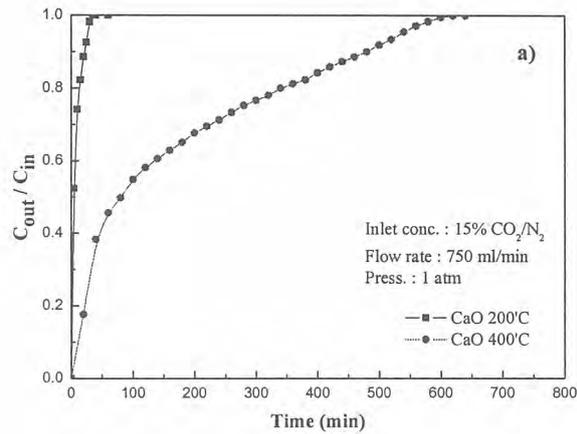


Fig. 1 Breakthrough curves of CO_2 on adsorbents; a) CaO, b) Ca(OH)_2

과산화수소를 이용한 방사성 제염폐액 중 고농도 EDTA의 분해

원희준, 김진원, 최왕규, 정종현, 김위수*

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

*일진방사선엔지니어링, 서울시 구로구 구로5동 일진빌딩 104-3

poetking@lycos.co.kr

원자력 산업에서 발생되는 방사능을 함유한 난분해성 액상 유기폐기물의 처리 시 가장 어려운 기술 중의 하나는 어떤 방법으로 착염형태 유기 화합물의 강력한 결합력을 제거해야 좋을 것인가이다. 특히 제염 및 세정폐액에 존재하는 대부분의 방사성 핵종들은 EDTA (Ethylenediamine tetraacetic acid)와 같은 유기성 킬레이트 화합물과 강력한 착화물(complex)을 형성하기 때문에 처리하기가 매우 곤란하다.

이에 본 연구에서는 유기물 처리방법으로 많은 연구가 진행되고 있는 과산화수소와 Fe^{2+} 이온을 이용한 Fenton 반응을 사용하여 고농도 EDTA의 분해효과를 살펴보고자 하였다. EDTA의 농도는 1000 ppm을 기준으로 실험하였으며 잔류 농도는 황산구리를 이용한 EDTA 역적정법을 이용하였다. 초기 과산화수소의 투여량과 투여시간, Fenton반응의 의한 Fe^{2+} 촉매효과, 분해온도, pH에 따른 분해효율을 실험하였다.

그림1은 온도에 따른 EDTA에 대한 분해효과를 나타낸 것이다. 촉매 이용 했을 경우 pH 3.5와 일정온도에서 기본 분해효율이 30% 가량 상승하였으며 분해온도가 90℃ 이상일 때 95% 이상 분해됨을 알 수 있었다.

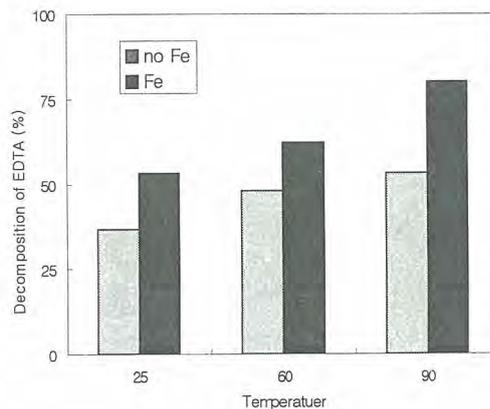


그림.1. 온도에 따른 EDTA 분해효율

라군 질산염 슬러지 처리 실증 시험

황두성, 이규일, 최운동, 황성태, 박진호
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150

우리늄 변환시설은 중수로용 UO₂ 분말 제조 시설로서 2001년도부터 제염 해체를 통한 변환시설 환경복원사업을 시작하였다. 변환 공정의 운전 중 발생하여 라군(lagoon)에 저장되어 있는 방사성 질산염 슬러지의 처리는 시설의 해체과정에서 매우 중요한 업무 중의 하나이다. 라군 질산염 슬러지의 주성분은 NH₄NO₃, NaNO₃, Ca(NO₃)₂, CaCO₃ 및 U 화합물과 소량의 Fe, Mg, Al, Si 및 P 화합물로 구성되어있다. 라군 질산염 슬러지의 특성과 개발된 공정 기술을 기초로 하여 그림 1과 같이 라군 질산염 슬러지 처리 공정과 처리설비가 제작 설치하였다. 라군 질산염 슬러지는 열분해 공정에 의하여 처리한다. 질산염 슬러지에는 다량의 ammonium nitrate가 함유되어 있으며, 이는 특정한 분위기에서는 폭발성을 가지고 있고 열분해시 다량의 가스를 방출하는 문제점을 가지고 있다. 질산염 슬러지의 열분해공정에서 이 같은 문제점은 배출 가스의 처리공정에서 발생 가스를 강제 흡입함으로써 해결 가능하였다. 열분해 공정은 질산염 슬러지의 특성에 따라 2단계로 이루어진다. 첫 단계는 약 350℃의 저온에서 ammonium nitrate를 분해하며, 두 번째 단계는 온도를 900℃로 상승시키면서 슬러지 내 함유된 sodium nitrate, calcium nitrate와 calcium carbonate를 분해시키면서 잔류 폐기물을 안정화시킨다. 배기가스는 선택적 촉매환원공정(SCR)으로 처리하였다. 공정은 산화촉매, ammonia SCR, ethanol SCR로 구성되어있다. 열분해 반응에서 배출되는 가스 중 ammonia는 산화촉매반응기에서 산화되어 NO_x로 변환되며, 이는 배출가스 중의 NO_x와 함께 약 300℃의 온도에서 ammonia를 환원제로 사용하는 SCR 반응기에서 질소로 환원 처리된다. 본 열분해 공정은 배출가스가 일정하게 배출되지 않으므로 환원제를 일정하게 공급할 수 없으므로 NO_x를 완전히 제거하기 위해서 ammonia를 과량으로 공급해주어야만 한다. 이 경우 ammonia를 대기 중으로 방출해야 하는 문제점을 가지고 있다. 따라서 본 공정에서는 후단에 ethanol SCR 반응기를 추가하여 ammonia SCR 반응기에서 대부분의 NO_x를 처리하고 미처리된 NO_x를 처리하는 시스템으로 구성하였다.

그림 2는 라군 2 질산염용액 46kg의 처리시험 결과이다. ammonium nitrate는 약 2시간 이내에 처리되었으며 기타 질산염은 900℃까지 온도상승에 따라 총 3시간 이내에 처리되었다. 열분해 후 잔류 안정화된 폐기물의 양은 5.8kg으로 약 87%가 감량되었으며, 열분해시 발생된 NO_x (배출규제치 200ppm)는 100ppm 이하로 처리되었다. 처리 후 잔류 폐기물의 방사능농도는 0.7 Bq/g 으로 저준위방사성 폐기물로 관리가능하다. 그림 3은 라군 2 질산염고체 75kg의 처리실험 결과이다. 질산염 고체에는 ammonium nitrate의 함유량이 적어 가열로의 온도를 저온에서 유지하지 않고 900℃까지 일정한 속도로 상승시키면서 질산염을 분해하였다. 질산염은 약 2시간 50분 이내에 처리되었으며 처리 후 잔류 폐기물의 양은 45kg으로 약 40% 감량되었다. 배출된 NO_x 또한 100ppm 이하로 처리되었으며, 잔류 폐기물의 방사능 농도는 33 Bq/g으로 저준위 방사성폐기물로 관리 가능하였다. 이 같은 처리 실험 결과를 바탕으로 제작 설치된 설비를 이용하여 라군 질산염 슬러지를 처리 중에 있다.

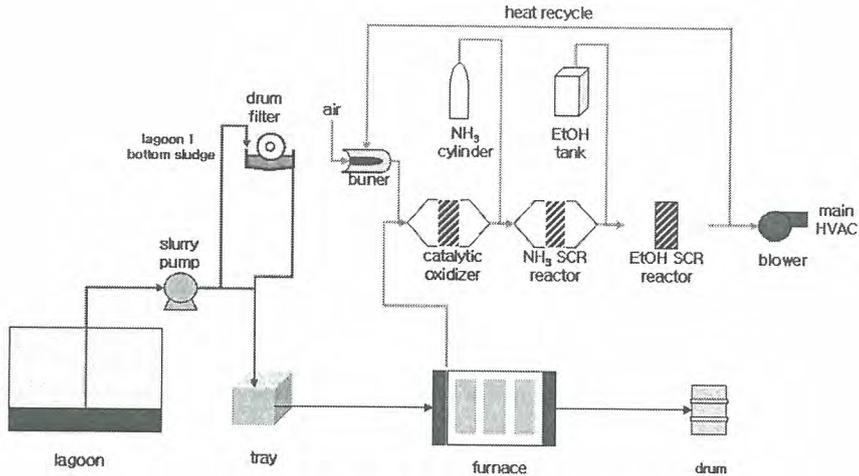


그림 1. 라군 1 질산염 슬러지 처리 공정

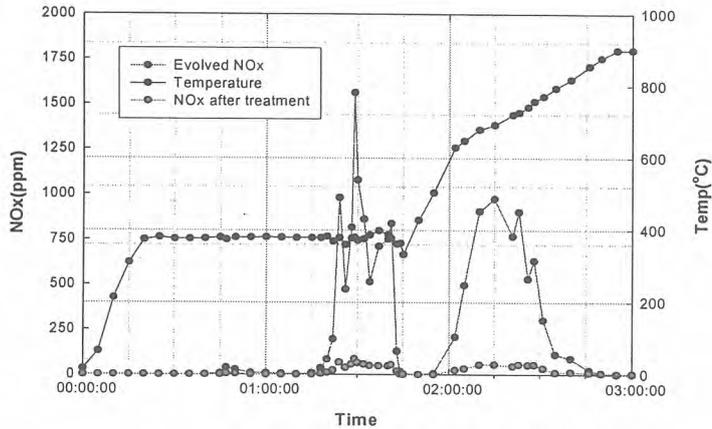


그림 2. 라군 2 질산염 용액 처리

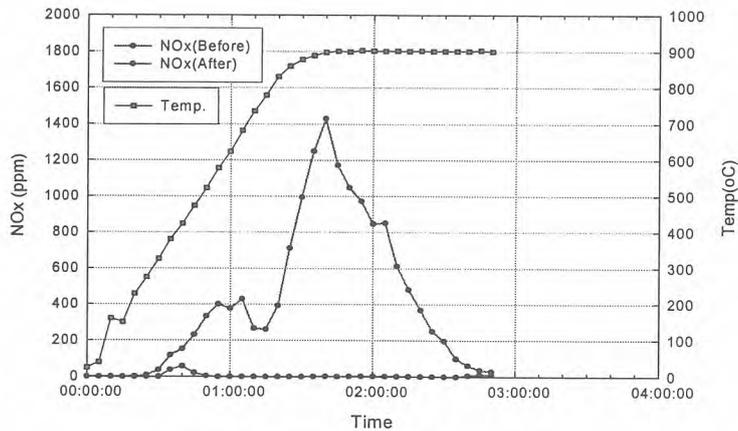


그림 3. 라군 2 질산염 고체 처리

A Heat Conductive Problem of the Wigner Energy Release in the Irradiated Graphite Block

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

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

nghchung@kaeri.re.kr

Labile Wigner energy, known as the discomposition effect which comes from the displacement of atoms in a solid, especially a graphite carbon in our respects, caused by neutron radiation, has been focused on one of major considerations for nuclear graphite waste management. Because of the unstable behavior of the irradiated graphite including an emissive nuclides and relating radioactive contents as well as a thermal shock at a sudden heat exposure through the irradiated graphite body, the dissipation of the Wigner energy in a controlled manner has to be studied.

In our previous studies, the kinetics of a Wigner energy release have shown very complicated forms such that the overall reaction rates has been considered as first-order rate equations with variable activation energy contents like the following general equation[1].

$$\frac{dS(E, t)}{dt} = -\nu \cdot S(E, t) e^{-\frac{E}{kT}} \quad (1)$$

where S is the energy released or the remaining energy, t is the time, E is the activation energy which is a variable function to the system temperature, ν is a constant frequency factor, k is the Boltzmann constant, and T is the temperature. This means that the Wigner energy release behavior in the graphite carbon matrix rearrangement during annealing might be considered as an consecutive irreversible reaction ($A \rightarrow B \rightarrow C \rightarrow R \rightarrow S \rightarrow \dots$). A typical values of the variants in Wigner energy release equation of the irradiated graphite from KRR-2 have been shown the following results:

$$E = (33.7 - 1.83 \log a) T \times 10^{-4} - 0.037 \text{ [eV]}, \quad \nu = 4.66 \times 10^{14} \text{ [-]}, \quad a = 10 \text{ [}^\circ\text{C/min]}.$$

In the following study, an analytical thermal neutron diffusion model has been used to evaluate the characteristics of the irradiated graphite due to the accumulated neutron energy doses in thermal column graphite[2]. The equation representing the conservation of the neutron, coming from Fick's law

($J_x = -D \frac{d\phi}{dx}$ in x -coordinate) is shown as following form.

$$D \nabla^2 \phi - \sum_a \phi + F = \frac{\partial n}{\partial t} \quad (2)$$

where $D \nabla^2 \phi$ is the neutron leakage per unit volume per second, $-\sum_a \phi$ is a number of neutrons absorbed in unit volume per second, F is the source strength (= the rate of neutron density in time),

and $-\frac{\partial n}{\partial t}$ is the variation rate of the neutron density in unit volume. When there is no source,

$F=0$: Assuming an infinite source in xy - plane, the general solution of Eq. (2) becomes

$$\phi(z) = A \exp(-Kz) + B \exp(Kz), \quad K^2 = \sum_a / D \quad (3)$$

where constants A and B are determined by the boundary conditions, as $B=0$ and $A = \frac{1}{2} KD$.

As a result of a neutron diffusion in the graphite in the thermal column of the KRR-2 research reactor, the Wigner energy and various nuclide contents show a feature of the distribution contour map along with a dependency on the distance from reactor core. Therefore, the applied energy release model is supposed to be the function of the distance from the reactor core (refer to Fig. 1).

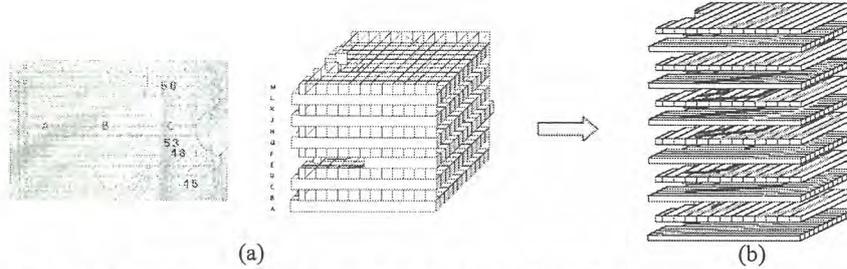


Fig. 1. (a) Schematic drawing of graphite stocks in thermal column and (b) an imaginary expanded graphite structure.

In an investigation for an annealing characteristics of the irradiated graphite block to evaluate the realistic scale-up problems, the temperature difference profile outbreaks - that is between an inside and an outside temperatures of the graphite lump during annealing - of an irradiated fresh-graphite and an annealed-graphite were revealed in a some degree of transient state temperature gradient that depends on the depth in the irradiated graphite block[3], but there was no hot spot generation in KRR-2. Nonetheless, since geometric models for Wigner energy content maps can help to calculate the overall rate of release of Wigner energy in conduction problems, it will be necessary to estimate a kind of transient heat release model for an adiabatic annealing process using the following model equations[4]. Basic heat conduction problem (rectangular bar):

$$\rho C_p \frac{\partial T}{\partial \tau} + \chi \nabla^2 T = Q, \quad \nabla^2 = \frac{\partial}{\partial x^2} + \frac{\partial}{\partial y^2} + \frac{\partial}{\partial z^2} \quad (4)$$

where ρ is the density of graphite, C_p is the specific heat capacity of the graphite, T is temperature distribution in conduction, τ is time, χ is thermal conductivity of graphite and Q is heat generation or total heat flux. Boundary & initial conditions:

$$\chi \frac{\partial T}{\partial x} + hT \Big|_{x=x_0} = 0, \quad (5)$$

References

- [1] D.G Lee, et al., "Characteristics of Wigner Energy Storage & Release of the Irradiated Graphite in KRR-2", Proceedings of Korea Atomic Energy Association, Oct. (2004).
- [2] G.H. Jeong, et al., "Estimation of Neutron Flux Distribution with Wigner Energy Content in Graphite", Proceedings of Korea Atomic Energy Association, Oct. (2005).
- [3] G.H. Jeong, et al., "An Annealing Characteristics of the Irradiated Graphite Block in KRR-2 Reactor", Proceedings of Korean Radioactive Waste Society, Oct. (2006.6)
- [4] A.I. Dostov, "A Method of Calculating the Rate of Release of Wigner Energy in Heat Conduction Problems for Irradiated Graphite", Proceedings of Technical Committee Meeting of Nuclear Graphite Waste Management, IAEA, United Kingdom (1999).

배관류 폐기물의 오염도 측정용 phoswich 검출기의 기하학적 조건에 따른 검출성능 평가

서범경 · 이근우 · 정중헌 · 김계홍 · 박찬희 · 정연희

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

bumja@kaeri.re.kr

원자력시설의 해체는 대량의 방사성 폐기물이 발생되며, 특히 시설 운영 중에는 거의 발생을 하지 않는 배관류와 같은 폐기물이 발생된다. 이러한 폐기물을 처리하거나 재활용하기 위해서는 정확한 오염도 측정이 선행되어야 한다. 그러나 배관류의 경우는 내부의 오염도를 측정하는데 있어 기존의 방법(직접법 또는 간접법)을 이용하기에는 한계가 있다.

본 연구에서는 배관 내부의 알파선과 베타선 오염도를 직접 측정할 수 있는 검출기를 개발하기 위하여 ZnS(Ag)/플라스틱 이중섬광체를 제조하여 이용하였다. 이중섬광체는 알파선과 베타선을 동시에 측정할 수 있는 검출소재로써, 지지체 역할을 하는 베타선 측정용 유기섬광체 플라스틱 필름 위에 알파선 측정이 가능한 ZnS(Ag) 무기섬광체를 도포시켜 이중구조로 제조하였다.

지지체 역할과 베타선 검출용의 플라스틱 검출소재는 고분자 소재를 이용하여 용매법을 이용한 casting 방법으로 제조하였다. 고분자 소재로서 polysulfone(PSF)을 사용하였고, 유기섬광체인 제1용질로 2,5-diphenyloxazole (PPO) 그리고 파장 이동체인 제2용질은 1,4-bis[5-phenyl-2-oxazol] benzene(POPOP)를 사용하였다. 베타선 측정용 플라스틱 섬광체의 경우는 감마선의 영향을 최소화 하면서 베타선의 검출 효율을 높이기 위하여 250 μ m로 제조하였다. 또한, 알파선 측정용 ZnS(Ag) 섬광층은 screen printing 기법을 이용하여 ZnS(Ag) 섬광체 분말을 접착제(cyano resin)와 혼합하여 플라스틱 검출소재 위에 도포하여 제조하였다. 제조한 검출소재를 배관 내부에 적용하기 위하여 원통형으로 말아서 PMT와 동축이 되도록 그림 1과 같이 배치하였다.

Phoswich 검출기는 하나의 광전자증배관에 2개 이상의 다른 섬광체를 광학적으로 결합시킨 검출시스템이다. 섬광체 각각은 하나의 특정 형태의 방사선(즉, 알파, 베타, 감마 그리고/또는 중성자)에만 반응하도록 선택하며, 배관 내부의 알파 및 베타선을 측정하기 위하여 이중섬광체를 하나의 광전자증배관에 적용하여 PSD(pulse shape discrimination) 방법으로 알파와 베타를 분별하는 검출 시스템을 구성하였다.

개발한 이중섬광체 phoswich 검출기의 방사선 검출 성능을 평가하기 위하여 알파선 방출핵종인 ^{241}Am (반감기 : 432년, 알파선 에너지 : 5.44, 5.48 MeV)과 베타선 방출핵종인 $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ (반감기 : 28.78년, 베타선 최대에너지 : 2.28 MeV) 방사선원을 이용하였다. 방사선과 섬광체의 상호작용에 의하여 생성된 섬광은 PMT(Hamamatsu Photonics K. K.)를 이용하여 측정하였다.

Phoswich 검출기를 이용하여 알파선과 베타선의 PSD 방법에 의한 신호 분리도는 FOM(figure of merit) 값을 사용하여 파형판별정도를 평가하였다. 이때의 FOM 값의 정의 식은 다음과 같다.

$$FOM = \frac{P_{\alpha} - P_{\beta}}{\alpha FWHM + \beta FWHM}$$

여기서 분자는 알파선과 베타선 피크 사이의 간격을 나타내고 분모는 알파선과 베타선 파형 스펙트럼의 반치폭(FWHM)의 합을 나타낸다.

배관 내부에서의 검출기 적용성을 시험하기 위하여 그림 1과 같이 phoswich 검출기의 prototype을 제작하여 알파선과 베타선에 대한 검출 성능을 시험하였다. Phoswich 검출기는 기하학적 형태에 따른 검출 성능을 평가하기 위하여 본 연구에서 자체 제조한 이중섬광체와 ZnS(Ag) 섬광체 필름과 상용의 플라스틱 검출기(BC-408)를 이용하여 그림 1과 같이 제작하였다. 성능 평가 결과 알파 및 베타선의 신호분리도인 FOM는 3.2 정도로서 아주 우수한 분리도를 나타내었으며, 감마선에 의한 영향은 무시할 수 있었다. 향후 원격 이송장치와 결합하여 검출기를 제작함으로써 배관 내부와 같은 국소지역의 오염도 측정장비로 활용이 가능할 것으로 기대된다.

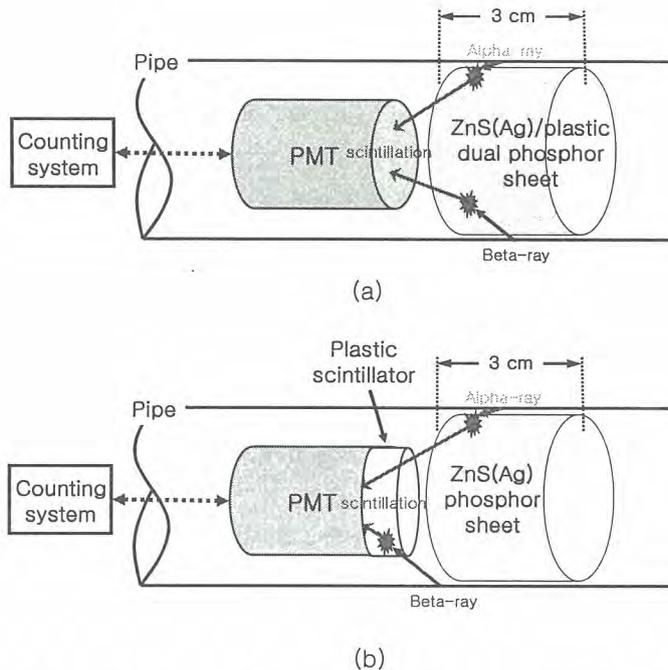


그림 1. 배관 내부의 알파 및 베타선 방사성 오염도 동시측정용 phoswich 검출기의 기하학적 배치도 : (a) ZnS(Ag)/plastic 이중섬광체를 이용한 phoswich 검출기 및 (b) ZnS(Ag) 섬광체와 플라스틱 섬광체를 각각 배치한 phoswich 검출기.

연구로 시설의 방사능 분포 및 방사선장 분석

박희성, 김계홍, 이근우, 정종현, 박진호

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

parkhs@kaeri.re.kr

방사화된 구조물과 복잡한 공정으로 인해 연구로 및 원자력 시설의 해체 활동은 해체 기획 단계부터 폐기물 처분에 이르기 까지 효율적인 해체 계획을 수립하기가 쉽지 않다. 수명이 오래된 연구로 및 원자력 시설들의 자료 부재는 시설물에 내재되어 있는 방사능 값을 규명하기가 어렵기 때문에 연구로 시설의 제염 해체 계획을 수립하는데 장애 요인이 되고 있다. 이로 인해 해체 작업 중에 예상치도 못한 방사선원이 나타나게 되면 가장 먼저 해체 작업자의 안전성을 위협하게 되고, 해체 일정에 불가피한 재조정이 가해지게 되며, 나아가 해체 비용에 막대한 손실을 초래하게 된다. 이러한 문제를 해결하기 위해 본 연구에서는 연구로 2호기 조사실(Exposure room)과 콘크리트 차폐체를 대상으로 방사능 분포 가시화 연구와 작업자가 해체를 수행하는 환경의 방사선장에 대한 연구가 수행되었다. 방사능 분포 가시화의 중요성은 해체 구조물의 방사능 정도를 확인함으로써 해체 공정 절차와 시나리오를 선정하는데 필요한 해체 일정과 폐기물량 그리고 해체 비용과 같은 주요 변수들을 결정하는데 중추적인 역할을 하며, 해체 작업자의 안전 의식 고취와 해체 작업의 효율성을 증진시키는데 있다. 방사능 분포도의 가시화 연구는 연구로 2호기의 조사실 차폐문과 콘크리트 차폐체 시설물들로부터 채취된 측정값을 입력 값으로 사용 하였으며, 이 값을 방사능 재고량으로 가정한 후 MCNP 코드를 이용하여 작업자가 이 구조물을 해체 할 때 받는 피폭선량을 계산하였다.

I. 방사능 재고량 평가 및 방사능 분포

연구로 해체 구조물의 방사능 값을 얻기 위해서는 오랜 기간 동안 연구로를 운전한 이력과 설계 시 사용했던 상세 도면 그리고 사진등과 같은 자료들이 지원되어야 하는데, 수명이 오래된 원자력 시설들의 자료 부재는 제염 해체 계획을 수립하는데 장애 요인이 된다. 이러한 문제를 해결하기 위해 현재 사용되고 있는 방법은 해체 구조물의 시료를 채취하여 방사능 핵종과 농도를 밝혀내고 있으며, 이 값을 기초로 하여 시료를 측정할 값이 0.4Bq/g 이상은 방사성 폐기물로 간주하며, $MDA \sim 0.4Bq/g$ 은 자체 처분 대상 폐기물 그리고 0.4Bq/g보다 적은 것은 비 방사성 폐기물로 구분하여 해체 일정 계획을 세우고 있다. 본 연구의 실험 대상인 연구로 2호기의 조사실은 큰 부피의 기기 또는 시편을 높은 에너지의 중성자 및 감마선 속에서 조사시키기 위해 설치된 시설로써 가로 3m, 세로 3.7m 높이 2.7m로 되어 있으며, 약 3.4m 두께의 고강도 콘크리트로 차폐되어 있다. 이 구조물은 콘크리트의 방사화를 방지하기 위하여 내부 벽 및 천장은 약 30cm의 boron으로 처리되어 있다. 핵종 분석을 위해 채취된 시료의 위치는 그림 1과 같이 바닥을 제외한 29개 위치에서 측정이 이루어졌다. 조사실의 서쪽(8개), 북쪽(7개), 동쪽(3개), 천정(5개) 및 차폐문(6개)의 경우 중성자에 의한 깊이별 방사능 분포를 측정하기

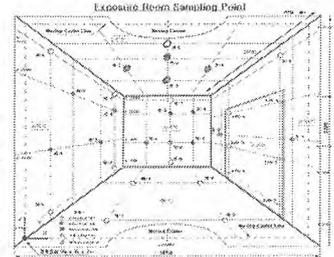


그림 1. 조사실 시료 측정 위치

위하여 각 위치별로 Hilti 사의 DD750 core boring 장치를 이용하여 코어보링 작업을 수행하였다. 방사능 분포도 가시화에 사용된 데이터는 ^{60}Co , ^{152}Eu , ^{154}Eu 3개 핵종 중 ^{60}Co 을 선정하였으며, 실험 측정값을 3차원으로 plotting 해주는 TECPLOT 소프트웨어를 이용하여 각 벽면을 120개 노드(node)와 155개 요소(element)로 구분한 뒤 삼각형 매쉬법(triangulation mesh)으로 모델링 하였다. 또한 측정값이 없는 이산적인 데이터들은 Inverse-distance algorithm을 사용하여 보완하였다. 연구로 2호기 조사실의 방사능 분포 결과를 그림 2에 나타내었다.

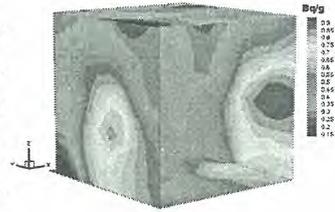


그림 2. 조사실의 방사능 분포

II. 에너지 스펙트럼 및 기하학적 모델링

조사실 내 방사선장의 해석을 위해 방사성 핵종의 에너지 스펙트럼을 구하였다. 표 1은 각 선원별 에너지와 비율을 보여주고 있다. 선원의 위치는 조사실 각 벽면이 함유하고 있는 방사능 값

표 1. 핵종 별 에너지와 비율

선원	에너지(MeV)	비율(%)	에너지(MeV)	비율(%)
^{60}Co	1.170	100	1.330	100
^{152}Eu	0.122	37	0.965	15
	0.245	8	1.087	12
	0.344	27	1.113	14
	0.799	14	1.408	22
^{154}Eu	0.123	38	0.759	5
	0.248	7	0.876	12
	0.593	6	1.000	31
	0.724	21	1.278	37

을 방사능재고량으로 가정하였다. 작업자가 하나의 구조물을 해체하기 위해서는 해체 공간 내에서 해체 작업 시간동안 여러 지점을 배회해야 한다는 특성을 가지고 있다. 이러한 특성을 고려하여 작업자의 활동 반경에 따라 방사선량을 구분하기 위해 조사실의 크기인 3m x 3.7m를 5 x 5 크기로 분할하여 146개의 선원으로부터 감마선원이 균일하게 분포한다고 가정하였다. 작업자의 피폭선량을 평가하기 위해 Monte Carlo N-Particle(MCNP 4C) transport code를 사용하였다. 입자 fluence로부터 선량을 계산을 위해 사용된 선량 변환 인자는 ICRP-74에서 제공한 값을 사용하였다. MCNP코드로 계산된 결과 값을 표 2에 나타내었다. 이 값은 향후 조사실과 콘크리트 차폐체를 해체할 때 작업자가 받는 피폭선량을 평가할 때 기초 자료로 활용될 것이다.

표 2. 조사실 내부의 노드별 방사선량

	1	2	3	4	5
1	2.25E+02	1.61E+02	1.26E+02	1.07E+02	9.85E+01
2	2.16E+02	1.77E+02	1.46E+02	1.26E+02	1.14E+02
3	2.22E+02	1.92E+02	1.63E+02	1.42E+02	1.28E+02
4	2.53E+02	2.17E+02	1.87E+02	1.63E+02	1.46E+02
5	3.07E+02	2.51E+02	2.19E+02	1.96E+02	1.74E+02

제1분과

방사성폐기물 정책 및 제염해체 (Poster)

빈 면

PFC 분사 제염기술 실증

원희준, 김진원, 최왕규, 정종현, 박진호

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

nhjwon@kaeri.re.kr

국내의 DUPIC, 사용 후 핵연료 차세대 관리, 장수명 핵종전환 등 사용 후 핵연료처리 공정은 고 방사성 핵물질의 건식처리기술로서 운전 중에 소규모 보수 혹은 대규모 보수가 필요하다. 이들 시설은 대부분 사용 후 핵연료를 고온에서 산화환원 처리된 분말을 취급하거나 중성자 조사된 재료들을 취급하는 시설이므로 사용 후 핵연료를 취급하는 도중에 생성되는 고 방사성 미세 입자로 시설 내부가 오염되어 있으며 일부 화학적 결합형태의 오염도 존재할 것으로 판단된다. 이들 시설 내부를 제염하기 위해서는 제염제가 오염물을 잘 제거하여야 할 뿐만 아니라 2차 폐기물의 발생량을 최소화 시켜야하는 조건을 만족시키는 제염방법을 선택하여야 한다. 이와 관련하여, PFC 초음파제염 기술과 관련한 연구는 일부 보고되었지만 PFC 분사 장치를 이용하여 오염된 물질을 제염하는 방법과 이에 대한 실증 연구는 아직 보고되지 않고 있다.

본 연구에서는 PFC 분사제염 공정의 타당성을 평가하기 위해 1) IMEF 시설 hot cell 내부의 벽면을 모사하고, 2) 분사된 제염 용액의 회수를 위한 진공컵을 제작하였으며, 3) 현재까지 분리되어 개발된 분사, 회수, 여과 및 증류 모듈을 통합한 PFC 분사제염공정 실험을 고화체 검사시설 내 hot cell에서 수행하였다. 본 연구에 사용된 분사 모듈의 노즐 직경은 0.2 mm, 시스템 압력은 40 기압, 유속은 0.2 L/분이다. Eu_2O_3 분말과 알코올 용액을 혼합하여 모사된 hot cell 벽면을 오염시키고 시편 거치대에 넣었다. 제염용액으로는 PFC와 음이온계면활성제의 혼합물을 사용하였다. PFC 폐 제염용액에 대한 재생실험은 여과모듈 및 증류모듈 내에서 수행하였으며 재생 전 후의 탁도를 turbidity meter를 사용하여 측정하였다.

그림 1은 제작된 진공컵 내에서 PFC 용액이 분사되고 제염 후 폐액을 누수 없이 회수하는 사진이다.

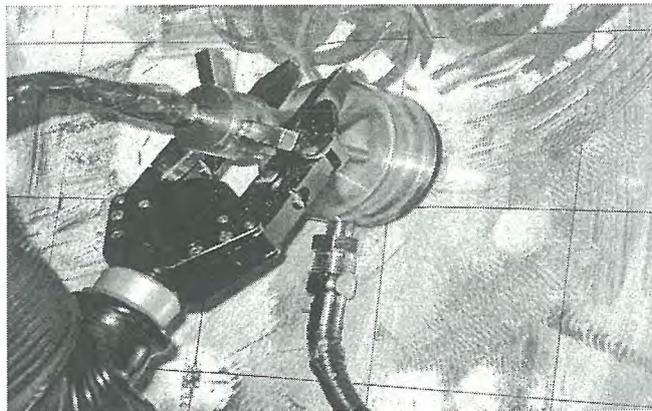


그림 1. 모사 오염벽에 대한 PFC 분사제염공정 cold 실증 장면.

그림 2은 개선된 여과모듈 및 증류모듈을 통해 회수된 PFC 제염용액을 재생하는 공정에 대한 사진이다.

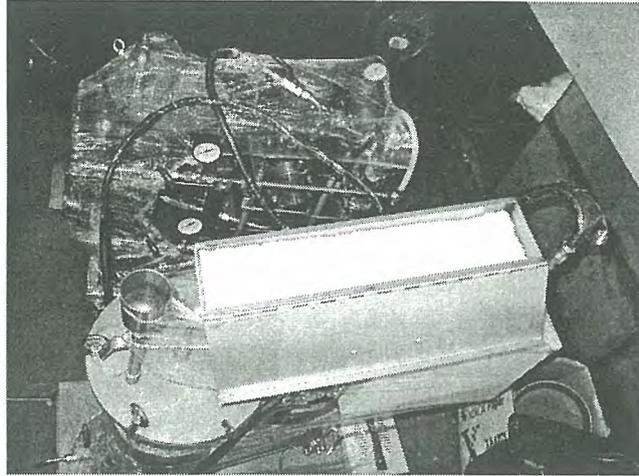


그림 2. 회수된 폐 PFC 분사제염용액을 여과모듈과 증류모듈을 통해 재생하는 장면.

본 연구를 통해 PFC 분사모듈, 회수모듈, 여과모듈, 증류모듈을 통합한 전체 제염공정이 잘 조화되어 작동함을 알 수 있었으며 본 PFC 분사 제염공정의 제염효율이 우수함을 입증할 수 있었다. 또한 본 제염공정은 이차폐기물의 발생이 거의 없는 건식제염 공정임을 확인하였다.

PFC 제염장치와의 조합을 위한 여과장치의 개선과 Filter 재생방안 도출

김계남, 정철진, 원희준, 정종헌, 오원진, 박진호
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150

한국원자력연구소 조사제시험시설(Irradiated Material Examination Facility)과 조사후시험시설(Post-Irradiation Examination Facility)의 핫셀(Hot Cell)에서는 사용 후 핵연료의 산화환원 및 분쇄공정, 사용 후 핵연료의 절단 및 분말화 공정, 균분리 공정, 사용 후 핵연료 금속전환 공정 등을 수행하고 있다. 이들 공정 수행 중 핫셀 바닥과 벽면 그리고 핫셀 내부에 있는 여러 장치표면들이 연구실험 과정에서 발생한 고방사능 분진과 고방사능 핵연료의 조사 등에 의해 오염되어 핫셀내의 방사능 준위가 높아지고 있으며, 핫셀 내 핵종 실험을 원활히 수행하기 위해서는 주기적으로 핫셀 내부 표면과 장치표면에 오염된 고방사능 분진을 제거하여 핫셀 내의 방사능 준위를 낮추어야 한다. 핫셀 표면에 단단히 고착된 고방사능 분진은 CO₂ Blasting, 초음파 PFC 제염, 플라즈마 제염 등과 같은 건식제염기술을 사용하여 제거효율을 높일 수 있다. PFC 제염기술은 원자력 연구시설 핫셀 내부의 바닥이나 장치표면에 부착된 고방사능분진의 제거를 위한 가장 좋은 방법이다. PFC 제염 후 고가의 PFC 용액을 재사용하고 제염 종료 후 이차폐기물의 양을 최소화하기 위해서 오염특성에 적합한 여과장치를 개발하고 입자제거 성능평가시험을 수행하였다. 개발한 여과장치는 중량 60kg, 가로 85cm, 세로 55cm, 높이 75cm이며 핫셀 내부로 들어갈 수 있는 알맞은 크기로 제작되었다. 또한 1.4 μ m와 0.2 μ m의 두 가지 세라믹 원통형 filter를 장착했으며, 밸브제어를 통해 3가지 경로를 가질 수 있다. PFC 여과장치의 폐액 저장 용량은 10L이며 최대 압력은 2 MPa 이다.

본 연구에서는 실제 제염시 PFC 제염장치와 여과장치의 연결과 조화를 위한 최적화 방안을 도출하고 실제 제염에 적합하도록 장치를 개선하였다. 새로운 여과장치는 성능이 좋은 펌프를 장착하고 두 세라믹 Filter를 직접 연결하는 단일경로로 구성하여 이전의 장치보다 3배 이상 높은 Flux를 유지 할 수 있게 하였고, 방사성입자들에 의해 오염된 Filter는 일반적인 재생이 불가능하기 때문에 교체의 편리를 위하여 Filter 부분을 장치에서 쉽게 탈부착이 가능하도록 설계 제작하였다. 또한 제염장치와의 연결을 위해서 제염폐액 흡입관을 PFC 분사장치에 장착하였고, 여과된 PFC를 제염장치의 저장탱크로 방출하는 연결 관과 농축폐액을 증류장치로 보내는 연결 관을 추가하였다. Figure 1에 여과장치와 제염장치가 연결된 모습을 보여준다. 폐액의 농도가 클 때 Flux가 감소하는 것은 Filter 내부에 입자가 쌓이기 때문이며 압력조절 밸브를 열고 유속을 증가시키면 쌓인 입자들이 떨어져 장치내부로 순환하게 된다. 이 농축폐액은 증류장치로 보내져 증류되어 PFC를 재사용하게 된다. 1L의 순수한 PFC를 이용하여 장치내부 순환시켜 세척하고 증류장치로 보내는 과정을 세 번 이상 반복하면 95% 이상의 Flux를 회복할 수 있다는 결과를 얻었다.

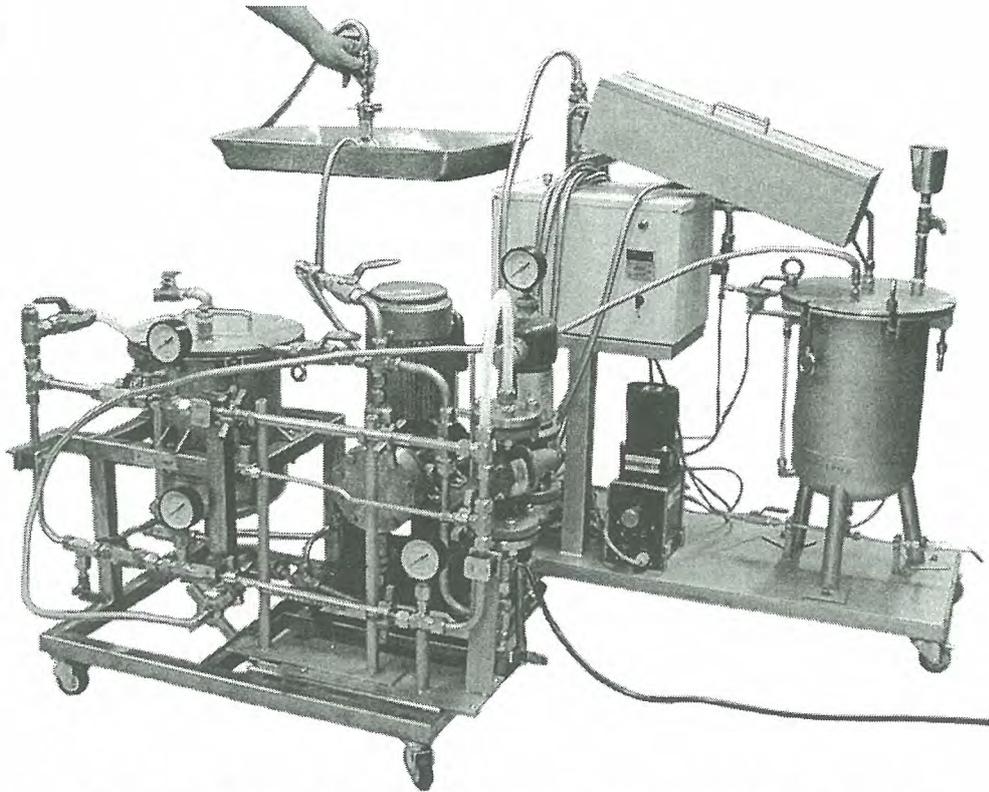


Figure 1. A Combination of PFC Filtration and Decontamination Equipment.

펠릿화된 CO₂의 분사제염에 따른 공정의 영향 및 변화연구

이중명, 이승일*, 정종현, 오원진, 최왕규, 강 용*
 한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
 *충남대학교, 대전광역시 유성구 궁동 220번지
 ljm7606@kaeri.re.kr

Hot cell내 고방사성 물질로 오염된 방사성 물질의 취급장비나 시설의 유지보수 또는 방사선 안전관리를 위해 주기적인 제염이 필요하다. CO₂ pellet 건식분사 제염법은 장비 파손이나 장비 분해 없이 현장에서 적용할 수 있고 기존의 화학제를 사용한 화학 제염법, 고압수나 연마성 모래 분사법과 달리 2차 폐기물 처리의 추가적인 비용이 들지 않는 장점을 가지고 있다. 이러한 특성을 갖고 있는 CO₂ pellet 건식분사 제염 공정변수 변화실험을 통해 최적의 CO₂ 분사제염 공정을 확립하기 위한 연구를 수행하였다.

CO₂ pellet 분사 제염공정에 영향을 미치는 공정변수를 크게 Impact force와 Thermal energy로 분류하였고, 주요 공정변수로는 분사압력, 분사거리 및 각도와 pellet의 크기를 변화하여 실험을 수행하였다. 실험결과, 분사압력이 증가하고, pellet 크기가 커짐에 따라 Impact force는 비례하여 증가하는 경향을 나타냈으며, 3~7Kg/cm²의 분사압력에서 범위에서 분사거리가 증가함에 따라 Impact force가 감소하는 경향을 나타내었다. 그래서, 효과적인 분사제염을 위해서는 분사압력이 증가할수록, 그리고 pellet 크기는 3mm보다는 7mm가 효과적이며, 분사거리가 최소 10cm 이상의 거리에서 분사거리가 가까울수록 제염효과는 증가하였고, 90°의 분사각에서 최적의 제염효과를 나타내었다.

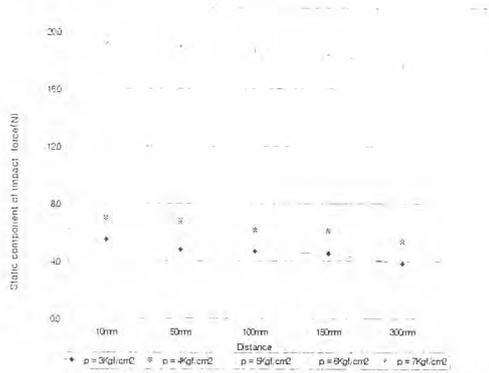


Fig. 1. The impact force of the CO₂ pellet blasting distance.

분사 제염효과에 있어 50%이상의 제염성능을 차지하는 열특성 인자에 의한 제염결과를 실험한 결과, 분사시간 80sec에서 일어난 온도 전이현상은 분사된 CO₂ pellet의 속도에너지가 오염 표면에 충돌 후 열로 변화된 결과이며, 모재의 손상 없이 효과적인 제염결과를 얻기 위해서는 분사압력조건이나 오염표면 온도변화에 의해 이 전이온도(-38℃) 미만으로 유지하는 것이 필요함을 알 수 있었다.

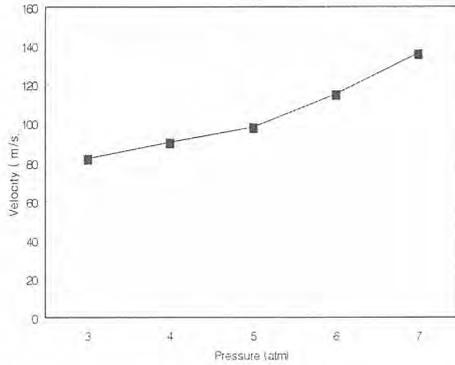


Fig. 2. The blasting velocity of the CO₂ pellet blasting pressure.

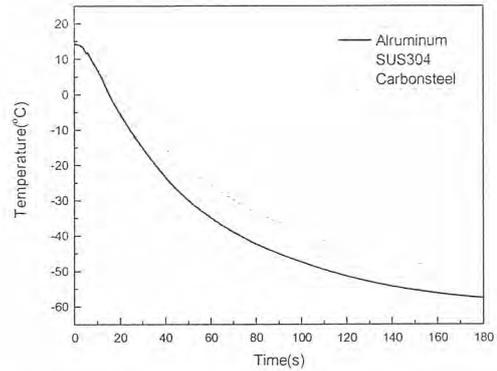


Fig. 3. The temperature variation of the CO₂ pellet blasting.

분사제염 공정변수 중 제염에 큰 영향을 미치는 분사압력 따른 속도를 측정하였다. 측정결과를 보면, 분사압력 3Kgf/cm²에서 분사속도가 약 83m/s를 나타냈으며, 7Kgf/cm² 분사압력에서는 약 139m/s를 나타내었다. 전체적인 경향을 보면, 분사압력이 증가함에 따라 분사속도도 증가하는 경향을 나타냈으며, 분사압력 5Kgf/cm² 이상에서 분사속도의 증가폭이 커짐을 알 수 있었다. 이는 CO₂ 분사제염시 보다 효율적인 제염이 이루어지기 위해서는 5Kgf/cm² 이상의 분사압력이 필요함을 알 수 있었다. 또한, 방사성 물질의 취급장비나 시설에서 일반적으로 많이 이용하고, 접할 수 있는 대표적인 금속인 알루미늄, SUS304, Carbon steel 등 재질별로 나누어 CO₂ pellet의 분사에 의한 분사 제염시 온도변화에 실험을 실시하였다. 실험결과, 분사제염 시간이 증가할수록 제염되는 시편의 온도가 떨어지는 경향을 나타냈으며, 그 중에서도 알루미늄이 다른 금속시편에 온도의 하강 경향이 컸으며, 그 다음으로 Carbon steel, SUS304의 순으로 시편의 온도 하강이 이루어지는 것을 알 수 있었다. 그 이유로는 열전도율이 알루미늄>Carbon steel>SUS304로 열전도율이 큰 금속시편이 분사제염에 의한 온도변화의 차가 크기 때문이다. 따라서, 다른 금속 시편에 비해 같은 조건에서는 알루미늄의 오염시편이 제염효율이 더 클 것으로 사료된다.

고체 CO₂ 분사를 이용한 금속의 전처리 공정

이승일*, 이중명, 정종현, 최왕규, 오원진, 강용*

*충남대학교, 대전광역시 유성구 궁동 220번지

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

금속표면에 산화물, oil, 먼지 등의 오염물질들이 있을 때에는 도장 후에 도막이 벗겨지거나 부풀음, 균열 등 각종 도막의 불량 발생하기 때문에 도장하기 전에 금속 표면을 깨끗하게 처리해야 하는데 이러한 작업을 금속의 전처리라고 한다. 금속 표면에 주로 존재하는 산화물은 합금의 종류에 따라 다르다. 저탄소강의 산화물은 FeO, Fe₃O₄ 등이 혼합되어 존재하고 이러한 산화물은 물과 산소의 접촉으로 수산화철 Fe(OH)₂, 즉 녹이 생성되고, 곧 적철(Fe₂O₃)으로 변한다. 금속 표면의 각종 오염물질을 제거하는 방법에는 화학적 전처리와 기계적 전처리로 나눌 수 있다. 화학적 전처리는 탈지법과 산처리를 사용하거나 독성이 강한 phenol, methylene chloride, freon 113, MEK, trichloroethane, toluene, 등과 같은 화학제를 이용하여 금속 표면에 오염물질을 제거하는 방법으로 제거율은 높지만 오염물종류에 따라 선택적이고 환경오염 및 2차 오염물이 발생하여 세정 이후 재처리해야 하는 문제가 있고, 기계적 전처리는 sand, steel grit, plastic media blasting 등과 같은 마모성 입자를 분사하는 방식으로 후처리의 문제 및 대상표면에 손상을 유발한다. 이에 비해 고체 CO₂ 분사에 의한 세정은 2차 오염물을 발생시키지 않고, 인체에도 전혀 무해할 뿐만 아니라, 후처리가 필요하지 않는 환경 친화적인 세정방식이다.

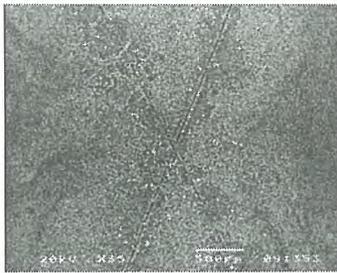
본 연구에서는 도장에 영향을 미치는 중요한 인자 중에 하나인 금속 표면의 거칠기와 손상여부를 관찰하고 오염물질의 제거여부를 확인하여 고체 CO₂ 분사에 의한 금속의 전처리 방법으로서 적용 가능성을 파악하기 위해 연구를 수행하였다.

고체CO₂분사 전후에 변화한 거칠기 값(Ra)을 Hommel Tester T8000을 이용하여 측정하였고, SEM과 Microscope를 이용하여 표면 상태와 손상여부를 관찰하였으며, EDX와 XRD분석 장비를 이용하여 제염전후에 금속 표면의 구성 화합물을 분석하였다.

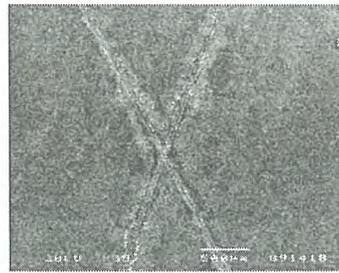
실험결과, Fig.2에서 보는바와 같이 분사속도가 증가 할수록 거칠기 값이 증가하는 것을 알 수 있었고, 분사시간이 길어질수록 거칠기 값이 증가하는 것을 알 수 있었다. 분사속도가 136m/s이고, 분사시간이 120s 일 때 최대 거칠기 값(Ra)을 나타냈으며, 전반적인 거칠기 값은 1 μ m이하의 값으로 아주 적은 거칠기 값을 나타내었다. Fig.1의 (A)에서 저탄소강 시편에 수산화물인 녹이 생성된 것을 볼 수 있었고 Table.1은 EDX 분석결과인데 부식후 Fe의 함량이 줄고 O의 함량이 증가 하였고, XRD분석결과 산화물인 Fe₃O₄나 Fe₂O₃가 생성되었다고 예상 할 수 있었다. (B)는 고체 CO₂ 분사에 의한 제염후의 표면 상태를 관찰한 것으로 녹이 상당히 제거 된 것을 볼 수 있었고 EDX 분석결과 Fe의 함량이 늘고 O의 함량이 감소 한 것을 알 수 있었다.

Table. 1. Chemical composition of the low-carbon steel surfaces before and after decontamination

Element Composition		Elementary analysis(wt%)									
		O	Mg	Si	Cl	Fe	Cu	S	Na	Cr	Total
H ₂ O	Before	56.42	0.29	0.35	-	42.87	0.07	-	-	-	100
	After	52.42	-	0.4	-	46.2	-	0.55	-	0.43	100
3% NaCl	Before	63.63	-	-	0.29	32.85	-	-	3.23	-	100
	After	46.00	-	-	0.11	52.05	-	-	1.45	0.39	100
H ₂ SO ₄	Before	73.26	-	0.41	-	25.42	-	0.91	-	-	100
	After	57.13	-	-	-	41.32	0.8	-	-	0.75	100
HNO ₃	Before	61.43	-	0.56	-	37.67	-	-	-	0.34	100
	After	55.89	0.56	0.43	-	43.12	-	-	-	-	100



(A)



(B)

Fig. 1. SEM images of the surface of the low-carbon steel :
(A) after contamination by H₂O ; (B) after decontamination by blasting with solid CO₂ (136m/s, 60s)

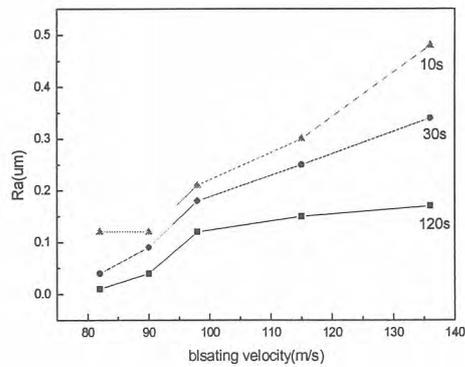


Fig. 2. Roughness(Ra) values on the surface of the low-carbon steel at blasting velocities and times

페인트로 코팅된 콘크리트 표면의 제염방법에 관한 실험

박근택, 이승창, 김병표

고려검사주식회사, 부산광역시 사상구 패법동 584-5

kic@koreandi.co.kr

원자력발전소 및 원자력관련 시설의 콘크리트 바닥 및 벽체의 페인트 시공은 방사선에 대한 저항이 크며 방사성 오염을 방지하고 방사능 오염시 제거가 용이하고 장기간 Service시 물리적, 화학적 변화가 없으며 내구성이 우수한 내방사선도료를 사용한다. 내방사선도료에 대한 기술기준은 ANSI N 512 및 ANSI N 101.2에 따르며 방사선관리구역내 오염정도에 따라 표 1로 구분하며, 기술기준은 표 2와 같다.

표 1. Coating Area 의 정의

구 분	위 치	System Code	Test Requirement
Service level I	격납건물내	N	ANSI에서 요구하는 제반시험 QAP 관련 DOCUMENT를 요구.
Service level II	격납건물외로서 방사성 오염의 가능성이 있는 장소	D	LEVEL I에 동등 또는 준하는 제품으로 대부분의 시험을 요구하나 QA DOCUMENT는 적용치 않음.
Industrial	방사성 오염과 관련 없는 지역으로 일반 중방식 도장 AREA	I	일반 중방식 도료로서의 최소 REQUIREMENT에 따름.
Architectural	방사성오염과 관련 없는 지역으로 주거환경에 준하는 도장 사양	A	건축도장에 준하는 사양으로서 특별한 REQUIREMENT가 없음.

표 2. Qualification Test Requirement

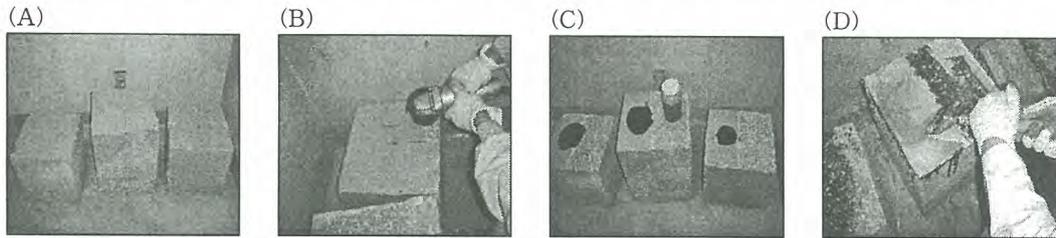
구 분	절 차	기 준	적용여부			
			N	D	I	
물리적 성능시험	부착력	ANSI N 512	200 PSI 이상	○	○	○
	내마모성	ANSI N 512	175 mg이내/1000cycle	○	○	○
	내충격성	ANSI N 512	100 in/lb에서 3/4 in이내의 DELAMINATION	○	○	○
DBA(LOCA &MSLB) TEST&REPAIRABILITY TEST		ANSI N 101.2	주어진 온도,압력,spray조건에 견딜것	○	X	X
RADIATION TOLERANCE TEST		ANSI N 512	intergated dose 2억(RAD)에 견딜것	○	○	X
DECONTAMINATION TEST		ANSI N 512	decon.factor를 참조용 제출	○	○	X
내약품성 시험 - SEVERE EXPOSURE - LINING TEST		ANSI N 512	이상 없을것	○	○	△
FIRE EVALUATION TEST		ANSI N 101.2	spreading rate가 50이하	○	○	X
열전도도		ANSI N 101.2	information용으로 제출	○	○	X

상기와 같은 기술기준을 만족하는 페인트로 EPOXY PRIMER/SEALER, EPOXY SURFACE, EPOXY FINISH 3단계 도장방법으로 콘크리트 표면에 대하여 두께 약 3mm 정도 코팅한다.

이러한 페인트로 코팅된 콘크리트의 제염 방법을 실험·연구하는 것은 원전 및 원전 관련시설 해체 작업시 발생하는 콘크리트 방사성폐기물을 자체처분 가능한 수준까지 제염하여 발생가능한 방사성폐기물을 최소화 하는데 그 목적이 있다.

콘크리트 표면에 대한 제염기술은 크게 물리적인 방법을 이용한 표면 연마 기술과 화학적인 방법을 이용한 기술로 나뉘어진다. 여기서는 물리적인 방법 중 현장에서 많이 사용하고 있는 그라인더를 이용한 표면 연마 제염과 유기용제인 Dichloromethane(CH₂Cl₂)가 함유된 겔 형태의 페인트 박리제를 사용하여 콘크리트 표면에 대한 제염 실험을 수행하였다. 실험 방법은 우라늄에 오염된 콘크리트 방사성폐기물을 대상으로 30cm×30cm×30cm 육면체로 절단하여 시편 3개를 준비하였다. 준비된 시편은 양분하여 물리적인 방법(그라인더)과 페인트 박리제로 각 2회 제염 실시후 표면오염도를 직접법과 간접법으로 오염도를 측정하였다. 그라인더로 표면 연마시 분진으로 인한 오염확산 방지를 위한 임시텐트를 설치하였으며, 페인트 박리제에 의한 표면 박리시 화학적 독성이 강하므로 안전 조치 및 겔 형태의 내용물이 번지지 않도록 조치를 취하였다.

그림 1. 시편 3개(A), 그라인더 연마(B), 그라인딩 완료 및 페인트박리제(C), 박리제 제염(D)



초기 오염율은 최대 0.738 Bq/cm² 이었으며 1차 제염후 그라인더 연마시 0.198 Bq/cm², 페인트 박리제 사용시 0.134 Bq/cm²이며, 2차 제염후 그라인더 연마시 0.04 Bq/cm², 페인트 박리제 사용시 0.0180 Bq/cm²로 나타나 2가지 방법 모두 오염은 완전히 제거된 것으로 나타났다.(표 3)

우라늄에 대한 자체처분 기준치를 0.04 Bq/cm² 로 기준 설정시 위 2가지 방법 모두 만족할 만한 효과를 가지는 것으로 확인되었다. 그러나 물리적 제염방법인 그라인더에 의한 표면 연마법은 작업시 발생하는 분진으로 2차 오염 가능성과 벽, 천정등에는 작업하기가 힘든 단점이 있다. 이에 반해 유기용제인 페인트 박리제에 의한 콘크리트 표면 제염 방법은 오염 제거를 원하는 부위에 광범위하게 적용할 수 있고 2차 방사성폐기물을 최소화하며, 만족할 만한 결과를 얻을 수 있을 것으로 판단된다.

표 3. 콘크리트 표면 제염 전/후 오염도(Bq/cm²)

구 분	제염전 오염도	1차 제염후 오염도		2차 제염후 오염도	
		그라인딩	페인트박리제	그라인딩	페인트박리제
시편 1	직접법	0.491	0.198	0.019	0.009
	간접법	0.450	0.194	0.032	0.013
시편 2	직접법	0.566	0.049	0.029	0.014
	간접법	0.501	0.032	0.040	0.018
시편 3	직접법	0.725	0.144	0.034	0.004
	간접법	0.738	0.134	0.040	0.004

방사능으로 오염된 콘크리트 바닥면 제염장비 개발

김병래, 박근택, 김병표

고려검사주식회사, 부산광역시 사상구 괘법동 584-5

kic@koreandi.co.kr

1. 서론

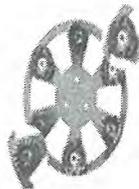
1962년 연구로 1호기의 가동을 시작으로 현재 20기의 원전을 운영하고 있는 국내의 원전 및 원자력관련 시설은 노후화에 따른 방사선 차폐구조물을 해체하기 위한 사업들이 연구로 1·2호기를 시작으로 원자력발전시설 해체에 대비하기 위한 중장기적인 기술개발이 시행되고 있다. 방사선 차폐구조물은 내구성이 매우 높고, 수밀성이 좋으며, 화학적으로도 비교적 안정적인 콘크리트로 주로 구성되어 있으며, 특히 방사선관리구역내 바닥의 방사능 오염은 콘크리트 표면 및 내부에까지 오염물질이 침투하여 제염 작업을 수행하는데 상당한 애로를 겪고 있는 실정이다. 방사능 오염의 제거를 위하여 화학적 제염 및 기계적 제염등의 방법을 시행하고 있으나 고착된 오염 물질을 제거하기 위한 가장 확실한 방법인 기계적 제염에 대한 연구 개발을 통하여 콘크리트 방사성폐기물 저감화에 기여하고자 본 콘크리트 바닥면 제염장비를 개발하였다.

2. 장비구성

콘크리트 바닥면 제염장비는 작업자가 혼자서 이동할 수 있게 바퀴를 장착하여 오염제거를 원하는 지역에 쉽게 옮길 수 있으며, 동력원인 모터와 진공흡입력을 발생시키기 위한 진공발생기 및 유압을 발생하기 위한 유압유니트와 연결된 바닥면 제염작업기는 콘크리트 바닥의 오염정도에 따라 선택하여 사용한다. 오염 정도가 낮은 경우에는 콘크리트 표면에 고착된 오염물질만 제거할 수 있고, 오염 정도가 조금 높은 경우에는 콘크리트 바닥의 일부를 갈아냄으로써 콘크리트 표면 속으로 얇게 침투해 들어간 방사성 물질을 제거하는 그라인딩 연마를 할 수 있다. 또한, 오염 정도가 아주 심하여 콘크리트 표면 깊숙한 곳까지 방사성 물질이 침투하였을 경우에는 방사성 물질을 완전하게 제거하는 Chipping 방법으로 오염 제거가 가능하다. 그런데 콘크리트 바닥에 대한 그라인딩 및 Chipping 제염 작업시 발생하는 오염 물질의 확산 방지 및 작업자 체내 피폭을 방지하기 위하여 제염작업기 주변에 고무커튼이 설치되어 있다. 발생한 오염 물질은 고무커튼내 연결된 진공흡수기를 통하여 흡입되도록 구성되었다.



(A)장비 개략도



(B)제염 작업기(Chipping)



(C)제염 작업기(Grinder)

그림 1. 콘크리트 바닥면 제염장비

3. 제염실험

콘크리트 바닥면 제염장비를 이용하여 알파 입자로 오염된 콘크리트 바닥을 대상으로 실험하였다. 제염전 바닥 표면의 알파 표면오염도는 최대 0.526 Bq/cm^2 이었으며 베타-감마 표면오염도는 1.59 Bq/cm^2 로 측정되었다. 제염 방법으로는 제염작업기(Grinder)를 이용한 콘크리트 표면 제염작업을 2회 수행하였으며, 그 결과 알파 표면오염도는 최대 0.005 Bq/cm^2 이었으며 베타-감마 표면오염도는 0.244 Bq/cm^2 로 측정되어 오염은 제거된 것으로 나타났다.



그림 2. 콘크리트 바닥면 제염 전/후

4. 결론

콘크리트 바닥면 제염장비는 모든 조작 및 운전을 혼자 수행할 수 있어 방사능 오염된 넓은 지역에 대하여 제염 수행시 뛰어난 효과를 보는 것으로 나타났다. 향후 원전 및 원자력관련 시설 방사선관리구역내 콘크리트 바닥면에 대한 제염작업을 효율적으로 수행할 수 있으며, 제염성능에서도 만족할 만한 결과를 도출하여 향후 다양한 용도로 사용되리라 기대되어 진다.

콘크리트 벽체/천정 및 모서리 부분 제염에 대한 기술적 단점은 계속 보완해야할 과제이다.

폐필터뱅크와 덕트 등의 부피감용을 위한 해체 절단

강일식, 안섬진, 조한석, 손종식, 주용선, 김종구
 한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
 niskang@kaeri.re.kr

방사성물질 취급 연구실에서의 실험 종료 및 새로운 장비의 도입에 의해 폐기된 실험기와 핵주기시설과 같은 대형 시설내의 설비 노후화에 따른 교체과정에서 대형폐기물의 발생이 예상된다. 따라서 대형장비, 설비, 기기 등을 방사능 오염 정도에 따라 적절히 분류, 해체, 절단하면서 필요에 따라 제염을 수행하는 처리 절차를 확립하고, 그 과정에서 오염의 확산을 방지 할 수 있는 방안의 확보가 필요하다. 본 연구의 처리대상 폐기물은 조사재시험시설의 핫셀에서 고연소도 핵연료 및 재료시험 후 발생하는 방사성기체폐기물을 여과하기 위하여 설치되었던 필터뱅크(filter bank)와, 조사후시험시설의 화학분석과 실험을 위하여 설치되었던 fume hood와 배기 덕트(duct)이다. 처리과정에서 오염확산 방지와 안전성 확보를 위하여 고체폐기물의 절단 및 제염설비가 구비된 방사성폐기물처리시설에서 처리작업을 진행하였다.

1. 처리대상물

조사후시험시설의 화학분석과 실험을 위하여 사용하던 fume hood와 배기 덕트는 아연도금 철판 재질로 되어 있다. 화학분석 실험과 관련하여 산성 및 알칼리성 물질의 취급이 요구되었으며, 이에 따른 덕트 내부의 부식이 우려되어 기존의 장비를 스테인레스 스틸 재질의 덕트로 교체하는 과정에서 발생한 폐기물이다. 각 아연도금 철판 덕트는 사각 기둥의 형태로 구부러지거나 반구형태의 다양한 모양이고, 수량이 많으며, 필터케이싱과 배기 팬 등이 부수적으로 발생하여 총 183개로 172,700ℓ 이고 주요 오염핵종은 Co-60, Cs-137이다. 조사재시험시설의 핫셀에서 고연소도 핵연료 및 재료시험 후 발생하는 방사성기체폐기물을 여과하기 위하여 당 시설 지하의 DUP(Deep Under Pressure) 필터룸(filter room)에 필터뱅크가 설치되어 있다. 사용 중인 필터뱅크는 노후화와 저효율성이 우려되어 재제작하여 교체하게 되었다. 교체과정에서 발생된 폐기물은 필터뱅크와 스테인레스 스틸 재질의 배기덕트로서 단위수량으로 16개, 총부피로 40,200ℓ 이고 오염핵종은 Co-60, Cs-137로 나타났다. 필터뱅크는 핫셀시험 과정에서 발생하는 오염물질의 2차 여과장치로써 3단으로 고성능 필터를 장착할 수 있도록 구성되어 있다. 최상단인 upstream쪽에는 610×610×292mm의 HEPA filter 2개를, 중간단에는 charcoal filter 4개, 하단인 downstream쪽에는 다시 HEPA filter 2개를 장착할 수 있는 tray로 구성된 프레임 구조이다. 외부에는 각 필터를 인입하고 차폐하는 뚜껑과 상단 및 하단 부분의 canister가 부착되어 있다. 따라서 2개 시설에서 폐기된 해체 절단물은 199개, 총 부피는 212,900ℓ 이다.

2. 제염 효과

해체 절단을 수행하기 전에 제염전 오염도 측정결과 모든 해체 대상물의 외부표면과 덕트 및 배기팬, 필터뱅크의 중간단과 하단의 내부표면은 일부를 제외하고 대부분 MDA(Minimum Detectable Activity)값 이하로 오염이 되지 않은 상태이었다. 반면 필터뱅크의 상단과 fume hood는 적게는 MDA값의 3~6배, 많게는 1000배까지 높았다. 제염은 비록 오염이 검출되지 않은 것들도 표면에 부착되어 있는 먼지를 제거하기 위하여 화학침수조에 넣어 세척하였다. 제염결과 오염이 미미한 것들은 대부분 MDA값이하로 나타났으며 기타해체물의 제염계수는 9~120 사이이었다.

3. 부피감용 효과

필터뱅크와 fume hood 등을 세절한 해체물은 오염도에 따라 구분하여 가로 세로 높이 각각 1m 인 1m²의 포장용기 7개에 수집하였으며 덕트와 배기팬 등의 절단물은 가로 3m, 세로 2m, 높이 1.7m인 10.2m²의 컨테이너에 수집하여 임시 저장하였다. 조사재시험시설에서 발생된 40,200ℓ 의 필

터뱅크와 덕트는 1m³의 포장용기 4개에 수집하여 부피감용비는 1/10이었다. 조사후시험시설에서 발생된 172,700ℓ의 fume hood, 덕트와 배기팬은 1m³의 포장용기 3개와 10.2m³의 컨테이너 1개에 수집하여 부피감용비는 1/13이었다. 따라서 본 해체절단을 통해 212,900ℓ의 폐기물을 17,200ℓ로 부피를 감용하였으며 감용비는 1/12이었다. 해체물을 수집한 포장용기의 표면선량률은 0.2 ~ 14.7 μSv/h 이었다.

4. 결론

원자력 연구시설에서는 장비의 교체와 실험장비들의 폐기 등으로 인하여 그 형태가 비대하고 복잡한 기기 형태로 방사성폐기물이 발생되고 있다. 이러한 추세는 시설의 노후화와 장기적으로 진행된 실험의 종료 등의 원인에 있다. 본 연구를 통하여 축적된 경험과 작업절차를 토대로 이러한 대형 금속폐기물을 효율적으로 해체 절단하여 부피를 감용하고 제염을 수행하여 방사성폐기물과 자체처분대상폐기물로 분류함으로써 방사성폐기물의 양을 최소화하고 저장공간의 확보와 처분 비용 절감 등의 효과를 얻을 수 있을 것으로 기대된다. 한편 절단물의 2차 감용처리를 위해 초고 압축기와 용융로의 도입이 시급하며 또한 오염도가 미미한 고가의 장비 등을 제염 활성화를 통해서 재사용 또는 재활용을 극대화할 필요가 있다.

방사선안전화 제염장치 개발

홍용호, 김현웅

케이비이엔지(주) 서울특별시 영등포구 대림3동 775-3

hyh1345@hanmail.net

본 연구는 원자력발전소 관리구역 내에서 방사선작업종사들의 방사선방호 및 산업재해 방지목적으로 사용되는 방사선 안전화의 오염을 제거하기 위한 제염장치에 관한 것으로 방사선 안전화 제염장치의 주요구성 부는 안전화 제염장치와 각종 세척장치류의 제어를 위한 통합 제어장치등으로 구성된다. 따라서 본 연구에서는 상기 안전화 제염에 관한 장치 및 제어장치등을 개발함으로써, 현재 수작업으로 진행되던 방사선안전화 제염을 보다 효율적이며 능률적으로 방사선안전화를 제염할 수 있도록 방사선안전화 제염방법을 개선하고, 수작업으로 진행되던 안전화 제염작업 시 오염확산 방지 및 발생 폐기물의 처리방법등의 개선을 연구의 주 목적 과제로 채택하여 연구하였고, 본 연구를 통해 방사선작업종사자 보호장구 중 안전화의 바닥면과 바닥의 외부면에 묻어 있는 방사성 오염물질을 자동적으로 제염할 수 있어 제염작업자의 편의성이 제공되고, 제염 시 발생하는 오염물을 간편하게 처리할 수 있어 다음 그림과 같이 제염작업장 주변환경의 오염을 방지할 수 있는 방사선 안전화 제염기의 개발사례를 소개 하고자 한다.

【중심단어】

방사선 안전화(안전화), 안전화 제염장치, 제어장치

1. 설비의 주요구조

가. 안전화거치대 회전장치

한켄레의 안전화가 거치되는 거치대를 케이스 내부의 상기 안전화의 제염영역으로 순차적으로 회전시키기 위한 장치

나. 안전화제염장치

제염장치 내부 영역에 위치되어 상기 안전화의 바닥면을 제염하기 위한 안전화바닥면 제염장치와 안전화바닥면 제염장치 상부에 등간격으로 위치하여 안전화의 외부면을 제염하기 위한 안전화외부면 제염장치

다. 제염액분사장치

상기 나.항의 안전화제염장치에 장착된 안전화에 적정 압력으로 제염액을 분사하기 위한장치

라. 제염액세척장치

안전화제염장치 내부에 설치되어 제염이 이루어진 안전화에 적정 압력으로 물을 분사시켜 제염액을 세척하기 위한장치

마. 제어장치

안전화거치대 회전장치, 안전화제염장치, 제염액분사장치 및 제염액세척장치의 동작을 통합적으로 제어하게 되는 제어장치

2. 설비의 구성도(개략도)

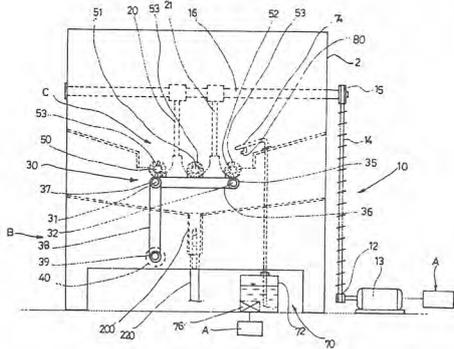


그림1. 제염장치 정면도(개략도)

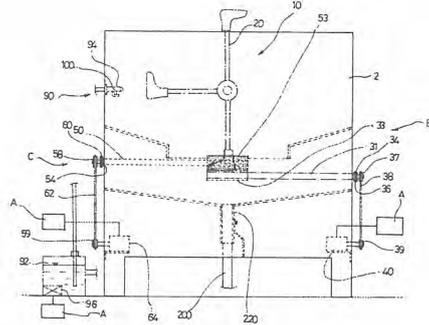


그림2. 제염장치 측면도(개략도)

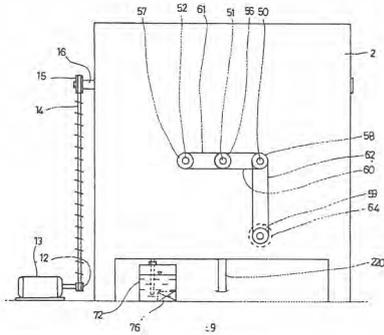


그림3. 제염장치 후면도(개략도)

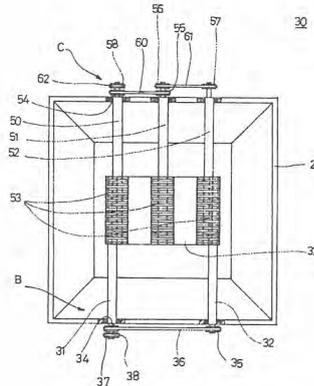


그림4. 제염장치 평면도(개략도)

이상에서 제시한 그림 및 서술한 본 연구내용에 의하면, 원자력 발전소등 방사선작업종사자들의 개인별 방사선 안전장구 중 안전화를 안전화제염장치의 거치대에 거치하여 제염액으로 제염처리를 한 다음, 이를 물로써 간편하게 세척하여 제염작업을 자동으로 진행하게 됨으로써, 종래 세탁관련 작업자가 수작업으로 안전화제염 시 수반되는 제반 문제점을 일시에 해결하게 되어, 방사선작업종사자들의 안전과 폐기물 처리가 안전하게 이루어지게 되는 효과가 제공되었다.

또한 본 연구의 성과물에 부가적으로 안전화내부의 살균처리 설비와 제염완료 된 안전화의 용이한 이동을 위한 컨베이어 설비 및 안전화 건조설비를 도입한다면 방사선작업종사자들에게 대안보다 효율적이고 쾌적한 방사선방호장구를 제공할 수 있는 계기 마련과 기존의 제염작업 시 예상되었던 작업장 주변의 오염확산 방지 및 방사성폐기물의 안전한 처리등의 시너지효과도 기대할 수 있으리라 사료됨.

방사성 오염 금속폐기물의 특성 및 제염

안섭진, 강일식, 배상민, 손종식, 홍권표
 한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
 nsjahn@kaeri.re.kr

한국원자력연구소에서는 다양한 종류의 방사성고체폐기물이 발생되고 있으며 오염핵종 및 오염 형태도 다양하다. 이들 폐기물의 특성을 분석하고 그 특성에 따라 적절하게 처리를 함으로서 최종 처분을 위한 효과적인 부피감용을 할 수가 있다.

이를 위하여 한국원자력연구소에서 발생된 비가연성고체폐기물에 대한 특성을 분석하고, 방사성오염 금속폐기물에 대한 질산, 황산, 인산 등의 제염효과에 대한 실험을 하였다. 2005년 12월 31일 현재까지 한국원자력연구소에서 발생된 비가연성 방사성고체폐기물중 제염 가능한 금속폐기물은 425드럼이며 이들은 주로 스텐레스강, 탄소강, 알루미늄, 합석 및 특수합금 등의 성분으로 되어 있다. 스텐레스강과 탄소강 금속에 대하여 산을 이용한 제염실험결과 효과적으로 제염이 되었으며 이들 산을 이용한 저장중인 금속폐기물의 제염이 가능할 것으로 보인다.

- 방사성금속폐기물 현황 및 제염방법

한국원자력연구소에 저장 되어 있는 고체폐기물의 처리방안 수립을 위하여 2005년 까지 수집 저장된 비가연성고체폐기물에 대한 현황을 조사하였다. 서울이전 토양폐기물을 제외한 비가연성고체폐기물은 2005년 말 현재 1982드럼이며 이중에서 720드럼이 금속을 포함하는 폐기물이고 이중에서도 또 295드럼은 압축드럼, 용융염 및 감손우라늄 등 제염이 불가능한 폐기물로 폐기의 대상이다. 제염이 가능할 것으로 고려될 수 있는 금속폐기물은 425드럼으로 우라늄으로 오염된 폐기물이 62%이고 Cs-137, Co-60등 핵분열 또는 부식생성물로 오염된 폐기물이 나머지 38%를 차지하고 있다. 금속폐기물의 내용은 금속용기, 펌프, 실험장치, 파이프 등과 철판, 앵글, 철근 등의 고철들이다. 이들은 매우 저준위의 표면오염 형태로 오염이 되어있는 금속들이 대부분이며 거의 오염이 되어있지 않은 폐기물도 많은 양이 함께 포장되어있는 것으로 추정된다.

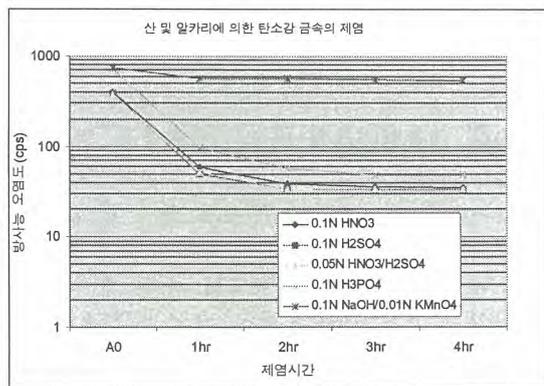
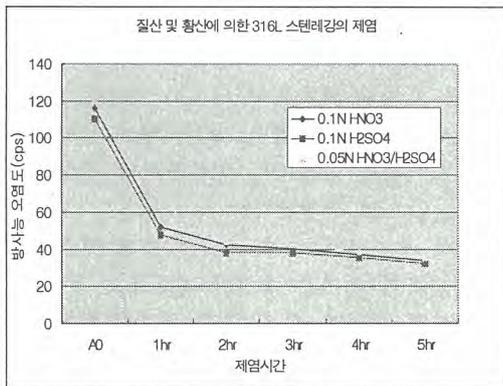
방사성 금속폐기물은 그 종류와 방사성 핵종 및 오염의 형태가 다양하여 여러 가지 제염 방법들이 국내외에서 많이 연구되어 왔다. 방사성오염금속폐기물의 제염은 술이나 제염포로 문지르거나, 연마제 분사, 고압수 분사, 초음파 등을 이용하는 물리적 제염과, 산/알카리, 산화/환원제 등을 이용하는 화학적 제염 및 전기분해를 이용하는 전기화학적 제염방법이 있다. 이들 제염방법은 오염된 금속의 종류 및 모양의 복잡성 등 장치의 상태, 표면층 오염과 표면내부 오염, 제거성 오염과 비제거성 오염 등 오염의 형태, 오염핵종의 종류 등에 따라서 한 가지 또는 여러 가지 방법으로 조합하여 이용된다. 화학제염제로는 H_2SO_4 , HNO_3 , H_3PO_4 , HCl , HF 등의 무기산 및 그의 염화합물, $NaOH$, KOH 등의 알카리 용액, $KMnO_4$, $K_2Cr_2O_7$, H_2O_2 , $Ce(IV)$ 등의 산화제, Oxalic Acid, Citric Acid 등 유기산, EDTA, HEDTA 등의 킬레이트제 등의 제염제가 단독으로 또는 혼합되어 사용된다.

방사성폐기물처리시설에 설치되어있는 제염장치로는 Fume Hood, Glove Box, 연마제분사 제염장치, 침액제염장치, 초음파 세척 및 제염장치, 페인트 도색장치 등이 있다. 금속폐기물의 제염순서는 1) 금속의 종류 및 오염핵종별 분류 및 해체, 2) 제염 전 세척, 필요시 구리스 등의 기름과 페인트 제거, 3) 오염형태에 따른 제염방법 선정, 4) 오염도 측정 5) 제염, 6)제염 후 세척, 7) 오염도 측정, 8) 페인트 도색의 순서로 제염을 한다.

- 산을 이용한 방사성오염금속의 제염

저장되어있는 금속폐기물은 대부분 저준위 방사성물질로 오염된 표면오염형태의 폐기물로 추정되기 때문에, 오염의 상태에 따라서 세척 등의 방법으로 표면에 부착되어있는 제거성 오염물질을 제거한 다음 일반 무기산 등을 이용하여 제염을 하면 대부분 제염이 될 것으로 예상된다. 유기산 등 유기 제염제는 유기성 2차 폐기물을 발생시켜서 2차폐기물의 처리를 어렵게 할 수가 있다. 따라서 유기 제염제를 제외한 무기산에 의한 제염특성을 알아보았다. 면적 5x5 cm², 두께 1.5mm의 STS 316L과 탄소강 시편을 제작하고 이들 시편을 방사능 농도 6.2 x 10³ Bq/ml의 방사성 농축폐액에 약 1.5개월 동안 오염시킨 다음 황산, 질산, 인산 등으로 제염을 하였다. 제염제로는 질산, 황산, 인산으로 하고 산의 농도는 0.1N로 하였으며, 혼합산의 제염효과를 평가하기 위하여 각 황산과 질산의 농도 0.05N의 용액을 혼합하여 혼합산의 산 농도를 0.1N 농도로 하였다. 이들 제염액의 양은 제염시료 표면적의 6배가 되는 300ml로 일정하게 하였으며 50ml의 유리병에서 상온 하에서 침액제염을 하였다. 표면오염도는 측정시간이 빠른 Thermo Electron Corporation사의 Type 6-90 Portable Counter로 측정하였다. 이 counter의 back ground 측정치는 약 35cps 이다.

모의시편의 제염결과 모두 1시간 제염 후 오염도가 급격히 감소하는 것은 대부분이 금속표면에서 오염이 된 것을 의미한다. 질산, 황산, 인산 및 혼합산등 산의 농도가 0.1N인 이들 모든 산의 제염효과는 거의 비슷하였다. STS 316L 금속의 경우 오염도가 Back Ground까지 제염되는 시간이 5시간이었으며, 탄소강 금속의 경우는 시료의 오염도가 높은데도 불구하고 약 2시간이면 거의 모두 Back Ground에 도달하였다. 이는 산에 의한 탄소강의 빠른 부식속도 때문이다. 0.1N NaOH와 0.01N KMnO4 혼합물의 제염효율은 매우 낮았다.



- 결론 및 향후 계획

2005년 12월 현재까지 한국원자력연구소에 수집 저장된 비가연성 고체폐기물1982드럼 중 제염이 가능한 금속폐기물은 425드럼이며 이중에서 62%가 우라늄 핵종으로 38%가 핵분열 및 부식생성물로 오염된 폐기물이다.

이들은 수집 시에 측정된 표면선량율과 발생경로로 보아 저준위의 표면오염 형태로 오염이 된 것으로 보이며 대부분 산, 알칼리, 산화제 등 기초 시약으로 제염이 될 것으로 추정된다.

오염시편의 제염실험 결과 질산, 황산, 인산 등의 산은 표면오염의 형태로 오염된 스테인레스강 및 탄소강의 제염에 효과적인 것으로 나타났으며 이들 산을 이용하여 충분히 제염이 될 것으로 보인다.

마이크로에멀전을 이용한 방사성오염의복의 제염

유재룡*, 성진현*, 박광현*, 김홍두*, 김학원*, 임상학, 윤원섭

*경희대학교, 경기도 용인시 기흥구

울진원자력발전소, 경북 울진군 북면 부구리

naiad_79@khu.ac.kr

청정에너지인 원자력발전은 에너지의 밀도가 높으며, 발생하는 폐기물의 양도 상대적으로 작다. 그러나 원자력산업의 폐기물은 방사성을 띄고 있어 이들 방사성 오염물의 제거가 매우 중요하다. 방사성 제염대상물은 방사성 물질을 취급하는 모든 곳에서 발생할 가능성이 있는데, 발생량이 압도적으로 많은 곳은 원자력발전소와 핵연료주기에 관련된 시설물이다. 이들 제염대상물을 대략 생성원인별로 구분하면 초우라늄핵종(TRANS-Uranium Nuclides, 약칭 TRU), 핵분열생성물(Fission Products), 그리고 방사화 부식생성물(Radioactive Corrosion Products)로 구분할 수 있다. 본 연구에서는 오염된 방사성오염의복의 제염을 수행하였다. 2차폐기물을 발생시키지 않으며, 독성이 없는 이산화탄소를 용매로 이용하였다. 그러나 이산화탄소는 비극성이므로 극성인 방사성오염물을 제거하기 위해 이산화탄소내에서 마이크로에멀전을 형성시켜서 방사성오염의복을 제염하였다. 마이크로에멀전은 이산화탄소분위기 하에서 계면활성제가 물방울을 감싸고 있는 형태이며, 열역학적으로 안정한 형태이다. 마이크로에멀전 형성을 위해 사용된 계면활성제는 F-AOT이며, 마이크로에멀전의 형성조건을 확인하기 위한 실험을 수행하였다(그림 1). 마이크로에멀전 형성조건을 바탕으로 액체이산화탄소를 사용하였으며, 계면활성제는 146mg을 넣어서 실험을 수행하였다. 마이크로에멀전의 형성시간이 30분이기 때문에 방사성오염의복 제염을 위해서는 30분간 동적추출 과정을 거쳤다. 방사성오염의복제염을 위한 실험장치는 그림 1. 에 나타내었으며, 고압반응용기의 용량은 125mL이며 200bar, 200℃까지 견딜 수 있도록 설계되어 있다(그림 1). 실험장치의 전체적인 온도를 유지하기 위해 온도조절기를 설치하였으며, 제염실험수행시 반응용기내 오염시편이 교반막대에 의한 영향을 막기 위해 거치대를 설치하였다. 방사성오염의복의 제염을 수행하기 위해 먼저 방사성핵종을 함유한 모의시편을 제작하여 실험을 수행하였다.

모의실험수행결과에 따라 가장 효율이 좋은 조건을 설정하여 방사성오염시편 제염에 적용하였다. 정적추출시간을 30분(마이크로에멀전 형성시간), 동적추출시간은 90분으로 유지하고, 질산의 농도가 1M일때 가장 제염효율이 좋은 것으로 나타났다. 또한 동일한 시편을 반복 제염할 경우 각 단계별로 70%정도의 제염효율을 나타내었으며, 3회반복제염할 경우 약98%이상의 제거효과를 가질 수 있다(표 1).

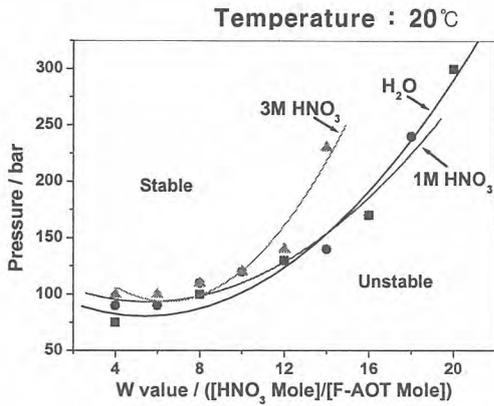


그림 1. F-AOT와 질산농도에 따른 액체 이산화탄소내 마이크로에멀전 형성실험

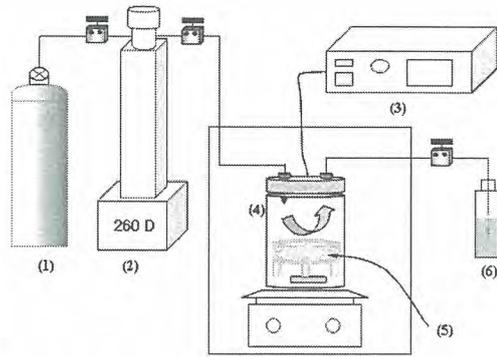


그림 2. 액체 및 초임계 이산화탄소내 마이크로에멀전을 이용한 제염장치 (1)이산화탄소 공급용기 (2)이산화탄소 정량가압 펌프 (3)온도조절기

표 1. 마이크로에멀전을 이용한 방사성의복의 제염효율

핵종	질산농도 [몰]	동적추출시간 [분]	추출횟수 [회]	제거효율 [%]
Co-60	1	30	1	41
Cs-137				32
Co-60	6	90	1	59
Cs-137				66
Co-60	1	90	1	71
Cs-137				88
Co-60	1	90	2	92
Cs-137				100
Co-60	1	90	3	98
Cs-137				100

초음파를 이용한 제염기술의 개발을 위한 공정 설계 및 기초실험 수행

최호근, 최예지, 이수홍, 김위수

일진방사선엔지니어링(주), 서울시 구로구 구로5동 104-3 일진빌딩

koony@iljinrad.co.kr

현재 가동중인 원전에서 발생하는 금속오염물들은 비압축성으로 감용하기가 매우 어렵기 때문에 현재 예상되는 고액의 방사성 폐기물처리비용을 감안할 때 경제성 있는 완전제염을 통해 비방사성 산업 폐기물로 처리함이 필요하다. 1989년부터 상용운전을 시작한 울진1발전소의 경우 적체되어있는 금속오염물이 200리터 철재 드럼을 기준으로 400여 드럼에 달한다. 이들은 모두 제염의 대상이 되며 국내 상용운전중인 모든 원전에서 발생하는 금속오염물을 고려한다면 그 양이 막대할 것으로 추정된다.

금속 오염물은 내부까지 방사화 되어 오염물질을 떨어뜨려 내기 어려운 경우도 있지만, 대부분의 경우에는 방사성 물질이 금속 표면에 산화막 형태로 침착되었거나 단순히 묻어 있는 형태이다. 이 중에 산화막 형태로 침착되어 있는 경우는 표면을 마모 내지는 침식해 내어야 하는데 증기세척, 블래스팅 분사 등의 물리적 방법으로 제염하기 어려우며, 특히 이때 미세 굴곡이나 흠, 균열 틈새, 등의 경우 전해연마법, 일반 희박형 화학제염 등의 방법으로도 완전제염이 되기 어렵다.

하지만 금속오염물의 재사용이 필요없이 완전제염으로 관리구역 외로 반출하고자하는 경우, 금속모재손상을 적극 허용한다는 특성을 감안 폐기물 드럼처리비용을 하회하는 반출 제염 기술이 요구된다.

금속표면의 산화막을 제거하기위한 쉬운 방법 중 하나가 강산액을 이용해 표면을 녹여내는 것이다. 이와 함께 보다 덜 강한 희박농도의 산 용액 내에서 산화 및 환원공정을 거쳐 금속표면의 산화막을 효율적으로 제거할 수 있으며 산화공정의 경우 초음파를 조사함으로써 그 효과를 향상시킬수 있다. 본 화학제염의 산화공정에서는 약 무기산용액에 과산화수소(또는 펜톤용액), 오존 및 산소를 주입하며 저주파수(40kHz, 28kHz) 초음파를 조사하여 순환 세정한다. 이러한 과정은 일반적으로 산화공정에 수반되는 과망간산 칼륨(KMnO₄)같은 산화제를 전혀 필요로 하지 않던가 아니면 실험결과에 따라 극소량만 주입하면 될 것으로 예상된다. 환원공정에서는 산화공정에 이어 약 유기산을 첨가한 후 고온(80℃)에서 순환 세정한다. STS나 인코넬인 경우는 필요시 추가 산화공정을 거치는데 이는 무기산용액에 펜톤용액 및 오존을 주입한 후 고주파수(200kHz 이상) 초음파를 조사하여 순환 세정하는 것이다. 고 오염 및 고 산화피막의 경우에는 먼저 강산액에 충분한 시간 동안 침적을 한 후 위의 산화, 환원공정을 거치도록

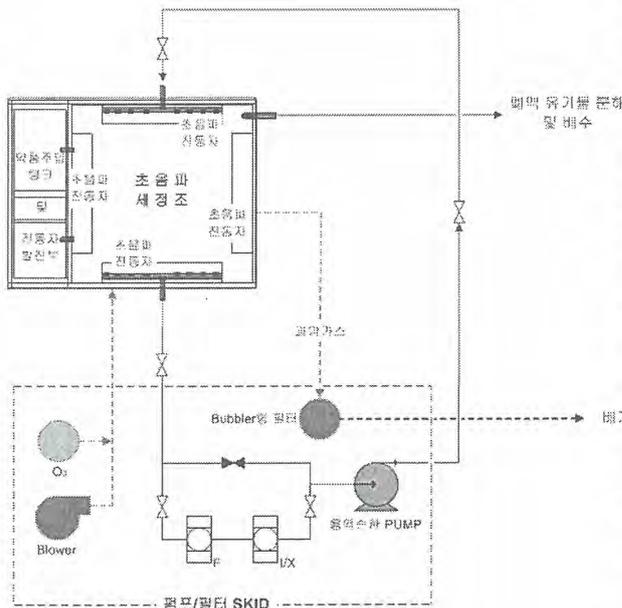


그림 1. 초음파 화학제염공정 개념도

한다. 발생하는 제염 후 폐액에 대해서는 고주파수 초음파의 조사, 자외선 조사, 과산화수소, 오존 등의 복합적인 고도산화공정(AOP) 처리방법을 통해 폐액 중 유기물을 분해하는 공정을 거친후 방사능제염, 중화처리 등의 과정을 수행하도록 한다. 폐액 방사능을 제거한 정화매체의 고체폐기물 중에 EDTA나 유기산과 같은 킬레이트제가 포함되어 방폐물 처분장에 들어가게 되면 중금속과 같은 방사성 핵종이 지하수와 함께 운반될 확률이 높아지기 때문에 유기물 분해공정은 반드시 필요한 공정이다.

금속 오염물 중 많은 부분을 차지하며 상대적으로 산 용해가 어려운 STS 304 재질을 선택하여 제염액 조성 결정을 위한 기초실험 시편으로 사용하였다. 시편은 원자로 1차계통 냉각수와 같은 조건에서 30일간 산화막이 형성되도록 하였다. 환원세정액의 성분 결정을 위해 산화, 환원 공정 및 Cr 산화막의 제거를 위한 NP(Nitric Permanganate)공정, 그리고 강산침적 공정에 대하여 총 24종의 각각 다른 조성의 세정액에 제작한 시편을 넣고 각 세정액에 따라 주어진 방법으로 실험하였다. 금속 시편 표면의 산화막 제거 정도를 파악하기 위해 실험 후의 세정액에 대하여 ICP-AES 분석을 시행하여 세정액에 용해된 STS의 주성분인 Ni, Fe, Cr 의 양을 분석하였다.

실험 결과 환원공정에서는 초음파의 주파수가 높을수록 세정력이 강하며, 옥살산 및 아스코르브산으로 조성된 세정액이 Fe과 Ni에 대하여 효과가 있음을 알 수 있었다. 강산침적공정 실험의 결과로는 불소산(HF)이 주성분인 세정액에서 금속의 용해 효과가 뛰어난 것으로 나타났다. 산화공정 실험을 통해 과산화수소의 농도 및 적정 pH를 평가할 수 있었고, NP 공정을 통해 크롬성분의 용해력을 확인할 수 있었다.

Concentration of elements in samples (ppm=mg/L)						
Sample ID	Fe		Ni		Cr	
	Conc. (ppm)	RSD (%)	Conc. (ppm)	RSD (%)	Conc. (ppm)	RSD (%)
산화 1	0.097	2.64	0.002	2.78	0.004	10.27
산화 2	0.038	1.12	0.000	120.93	0.001	22.43
산화 3	0.019	0.83	0.000	437.59	0.001	29.96
산화 4	0.012	8.63	0.002	12.59	0.003	13.54
산화 5	0.031	2.17	0.001	45.05	0.002	14.26
산화 6	0.010	3.50	0.000	167.88	0.001	9.59
산화 7	0.010	2.30	0.002	17.50	0.002	7.55
산화 8	0.006	9.36	0.002	8.30	0.001	10.14
산화 9	0.057	3.02	0.004	1.75	0.004	8.08
산화 10	0.031	12.16	0.004	9.52	0.003	10.33
NP1	0.003	4.92	0.009	2.02	0.358	0.35
NP2	0.001	14.00	0.011	2.17	0.737	0.21

표 1. 산화 및 NP 공정 실험 결과

Concentration of elements in samples (ppm=mg/L)						
Sample ID	Fe		Ni		Cr	
	Conc. (ppm)	RSD(%)	Conc. (ppm)	RSD(%)	Conc. (ppm)	RSD(%)
환원 1	0.215	0.82	0.013	0.44	0.003	8.99
환원 2	0.317	0.24	0.014	1.94	0.001	11.96
환원 3	0.327	0.55	0.016	1.14	0.002	7.88
환원 4	0.331	0.33	0.015	2.20	0.002	2.30
환원 5	0.376	0.93	0.020	0.73	0.004	7.89
환원 6	0.415	0.52	0.025	1.45	0.005	5.27
환원 7	0.271	0.47	0.019	4.00	0.004	9.12
환원초음파 1-가	0.320	0.79	0.021	3.12	0.006	0.41
환원초음파 1-나	0.330	0.04	0.020	2.43	0.005	4.52
환원초음파 2-가	0.474	0.26	0.010	2.07	0.002	10.08
환원초음파 2-나	0.499	0.64	0.029	0.88	0.005	3.97
강산 1	0.069	0.23	0.003	19.07	0.056	0.74
강산 2	0.268	0.17	0.007	6.94	0.057	0.43
강산 3	0.050	0.91	0.004	6.50	0.080	0.79
강산 4	0.090	0.22	0.003	4.01	0.057	0.07
강산 5	7.367	1.18	0.396	0.74	0.880	0.68
강산 6	16.787	1.40	1.173	0.39	2.715	0.24

표 2. 환원 및 강산침적공정 실험 결과

이번 기초실험을 통해 기본적인 세정액 조성을 결정할 수 있었고, 보다 정확한 세정액 조성 비율을 결정하기 위하여 추가적인 실험이 수행 될 예정으로 있다. 또한 실험을 통해 결정된 조성의 세정액을 제작중인 제염설비에 적용시켜 실제 원전에서 발생된 방사성 오염 금속을 대상으로 그 성능 입증 시험을 수행하여 효과적인 제염시스템을 확정할 계획이다.

Designing a Remote Surface Decontamination System for Use in an ACP hot-cell

Kiho Kim, Taigil Song, Sunghyun Kim, Byungsook Park, Jisup Yoon

Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI), 150 Duck-jin-dong, Yusong-gu, Daejeon, 305-353

khkim5@kaeri.re.kr

ACP (Advanced spent fuel Conditioning Process) technology, which is a process for the reduction of uranium oxide by lithium metal in a high temperature molten salt bath for spent fuel, is being developed at the Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI). ACP mainly consists of four sub-processes - slitting, voloxidation, electrolytic reduction, and smelting. Various types of the ACP equipment were specially designed and developed to allow their operation and maintenance to be effective by using remote means. All the ACP sub-processes are remotely conducted in a completely shielded ACP hot-cell of the Irradiated Material Examination Facility (IMEF) at KAERI because of the nature of the high radioactivity level of the spent fuel.

Undesirable products such as spent fuel debris and contaminated wastes are inevitably created during the ACP development processes. They are deposited on the ACP equipment and the inside floor and walls of the ACP hot-cell, thereby contaminating the interior of the hot-cell. Such radioactive waste is required to be cleaned and disposed of to prevent a contamination from spreading inside the hot-cell. Therefore, emphasis from a remote system viewpoint is placed on a remote surface decontamination of the contaminated in-cell floor and wall and the ACP equipment without a human worker being exposed to its radioactive environment.

This paper describes the design developments of a remote surface decontamination system for use in the highly radioactive zone of the ACP hot-cell. The surface decontamination system is required to remotely clean up the contaminated in-cell floor and walls and an equipment's surface where, as the hot-cell is active, a direct human access, even with protection, to the in-cell is not possible due to the high radioactivity level. The design developments of the surface decontamination system, therefore, should take into account the ACP hot-cell, the ACP equipment and its arrangement as well as the in-cell installation and remote operation and maintenance of the contamination cleaning system to be developed. First two design elements of the ACP hot-cell and the ACP equipment as well as its arrangement shown in Fig. 1 are the most important factors in determining the size, mobile means, and cleaning tools of the surface decontamination system. More details are needed for the environmental and spatial confinements of the ACP in-cell structure, the geometrical constraints of the ACP equipment, and the availability and location of the electricity necessary for an operation. As for the in-cell installation and remote operation and maintenance, the design should consider the remote installation and manipulation strategies, the remote repair procedures, and the capabilities and constraints of the remote handling devices that are available at the ACP hot-cell. In the design process, a compromise needs to be made between these design elements. Moreover, the design should include considerations for an interface with a human operator, a power transmission for a control, and the radiation effects of the materials to be used. The design concept, therefore, must include all the mechanical, electrical, and system integrations required to produce a fully functional remote surface decontamination system for the ACP hot-cell application.

The remote surface decontamination system, employing a vacuum cleaning method, designed in this work consists of four replaceable units - a mobile unit, a collection unit, a blower unit, and a suction unit. Each of these units is designed as modules to facilitate in a maintenance by a remote manipulation in situ. They can be separated and assembled easily in a remote manner by using the master-slave manipulators installed in the ACP hot-cell. Fig. 2 shows a graphical representation for each unit of the surface decontamination system, and their relevant assembly. The surface decontamination system is designed to have an ability to collect contaminated particles of up to 0.3 microns by employing a four stage filtration structure, as shown in Fig.2-a. The surface decontamination system has a configuration of 243x619 (DxH) mm when assembled. Each unit, however, is designed to fit into a Padirac Cask basket which has an inside configuration of 260x436 (DxH) mm. The Padirac Cask basket is a unique means to transfer each unit from outside the hot-cell to its inside when the ACP hot-cell is active. Fig. 3 shows the graphical representations of the Padirac Cask basket containing each unit of the surface decontamination system for an in-cell transfer.

Detailed design of the remote surface decontamination system has been completed, and its construction is underway.

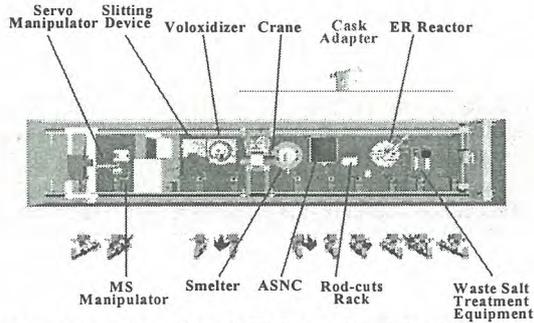


Fig. 1. The graphical representation of the ACP hot-cell and the ACP equipment arrangement

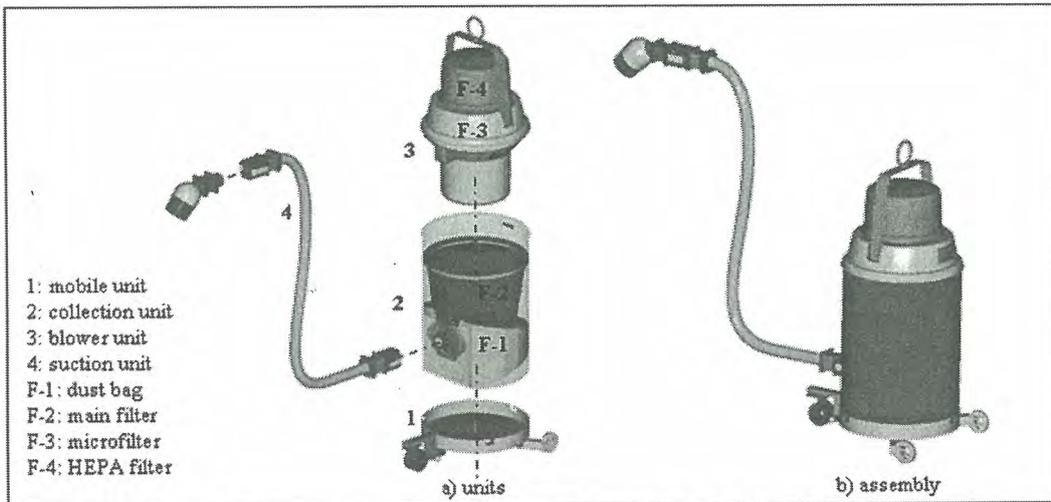


Fig. 2. The graphical representation of the designed remote surface decontamination system

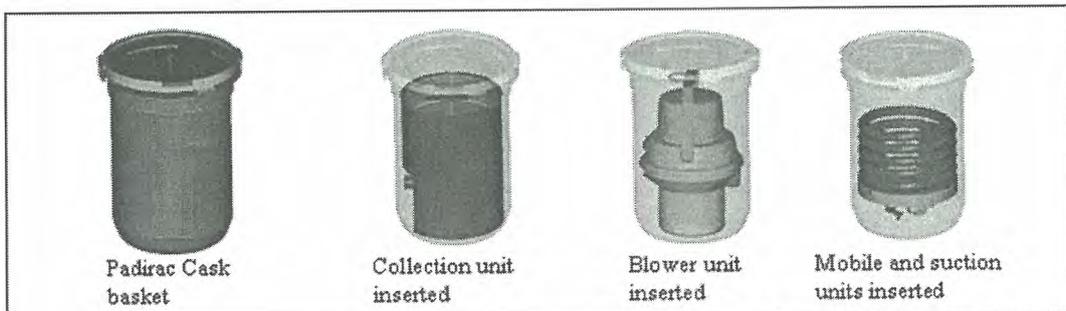


Fig. 3. The graphical representation of the Padirac Cask basket containing each unit of the designed remote surface decontamination system

혐기성 상태에서 질산염 폐액 탈질 미생물의 분리

이오미, 오종혁, 황두성, 최윤동, 황성태, 박진호, 조병렬*, 이상준**

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

*충주대학교, 충북 충주시 이류면 검단리 123번지

**부산대학교, 부산광역시 금정구 장전동 산 30번지

lomi@kaeri.re.kr

최근 질산성 질소성분에 대한 규제가 강화되면서 고농도의 질소함유 폐수의 경제적 처리에 대한 관심이 증대되고 있다. 현재 일반적으로 사용되는 생물학적 질산성질소 제거는 질산화($N \rightarrow NO_3$)와 탈질($N \rightarrow N_2/NO_3 \rightarrow N_2$)로 이루어지며, 이러한 공정은 반응과정에 탄소원과 용존산소를 필요로 하기 때문에 상당한 비용을 필요로 한다. 미생물을 이용한 생물학적 탈질은 폐수 내에 함유된 nitrate를 제거할 수 있는 효율적인 방법 중의 하나이지만, 대부분의 연구개발은 NO_3^- -N의 농도가 50 g/m^3 이하 하수나 농업용수 내에 함유된 nitrate 제거에 집중되어 있었다. 1974년 ORNL에서 우라늄 정제공정에서 발생한 폐액에 함유된 고농도($1.0 \text{ kg } NO_3^-$ -N/ m^3)의 nitrate를 제거하기 위하여 생물학적 탈질공정을 선정하고 시험을 시작한 이래로 stirred bed reactor 형의 대규모 처리시설이 Y-12 plant에 설치 운영되고 있으나 $110,000 \text{ ppm}$ 정도의 고농도 질산염 폐액 처리를 위해서 100 ppm 이하로 희석하여야할 정도로, 고농도의 폐액을 처리할 수 있는 균주의 개발 및 공정의 최적화가 필요하다.

우라늄 변환시설 가동 중 발생하여 라군(lagoon)에 저장되어 있는 방사성 슬러지 폐기물에 대한 처리는 시설 해체과정에서 매우 중요한 업무 중 하나이다. 라군은 변환시설 가동 중에 발생한 모든 폐액을 수집하기 위한 인공연못으로, 두 개로 구성되어 있다. 현재 라군에 저장중인 슬러지는 약 250 m^3 의 양으로, 여러 단위공정에서 발생한 폐액 혼합물뿐만 아니라 공장 가동 초기 시설 제염 폐액 및 조업 실패로 인하여 발생한 여러 가지 폐액 등으로 인하여 매우 복잡한 조성으로 이루어져 있으며, 이들 중 대부분은 정제과정의 raffinate와 AUC(ammonium uranyl carbonate) 침전 여액의 처리 후 폐액이다. 두 개의 라군 모두 물리적으로는 최상층에 여러 질산염의 포화용액, 중간층에 결정형, 하층부에는 입자상 형태의 침적물로 이루어져 있다. 화학적으로는 NH_4NO_3 , $NaNO_3$, $Ca(NO_3)_2$, $CaCO_3$ 및 U 등으로 구성되어 있다. 이들 성분 중 대부분을 차지하는 질산염은 미생물 분해를 통해 폐기물의 감용을 이룰 수 있으며, 이는 환경적 측면뿐만 아니라 폐기물 처분 비용 절감 차원에서 최선의 목표라 할 수 있다. 본 연구에서는 라군 주변 토양 및 하수처리장에서 채집한 미생물 중에서 질산염 분해 균주를 분리하고 이들의 최적 배양조건을 확립하는 것을 목표로 하였다.

라군 주변 토양 및 하수처리장에서 총 3종의 시료를 채취하여 그중 1g의 시료를 0.85% NaCl 용액 50ml에 혼합하여 2시간동안 진탕하고 30분간 정치시킨 후, 상등액 1.0 ml를 0.1% NH_4NO_3 배지 9.0ml에 첨가시켜 30°C 에서 혐기배양 하였다. 이 시험관 중에서 기포가 발생한 시험관 속의 배양액을 추출하여 0.1% NH_4NO_3 한천배지에 도말하였다. 여기서 생육한 18종의 균주를 순수 분리하여, 다시 0.1% NH_4NO_3 액체배지에서 질산염 제거효율을 관찰하며 3종의 균주를 분리하였다. 이들 3종의 균주는 각각 KUC-4, KUC-5, KUC-16으로 명명하였으며, 이들 균주를 이용한 NH_4NO_3 분해실험을 실시하였다.

질산염 농도에 따른 분해능을 비교하기 위해 0.1%, 0.2%, 0.3% NH_4NO_3 배지에서 각각 균주를 배양하였다. 배지 조성은 Table 1에 나타난 바와 같으며, 각각 1g, 2g, 3g NH_4NO_3 를 1ℓ 용액에 녹여서 사용하였다. Fig. 1~3에는 0.1, 0.2, 0.3% 농도 질산염 배지에서 배양했을 때, 시간 경과에

다른 잔류 질산염 농도와 균주 농도(O.D. at 650nm)를 나타내었다. 배지 질산염 농도가 0.1%인 경우, KUC-4, KUC-5, KUC-16 모두 질산염이 완전히 소모될 때까지 48시간이 소요되었으며, KUC-4는 24시간 이내에 질산염의 완전 분해가 가능하였다. 0.2% 질산염 배지에서 배양하였을 경우 KUC-4와 KUC-5는 48시간 이내에 질산염 분해가 완료되었지만 KUC-16은 54시간이 소요되었다. 0.3% 질산염 배지의 경우에는 KUC-4만이 48시간 이내에 질산염을 완전 분해하였고, 다른 두 개의 균주는 상대적으로 고농도에 의한 저해효과가 발생하는 것으로 판단되었다. 질산염 농도에 따른 KUC-4의 질산염 분해성능을 비교할 때, Fig. 4에 보인 바와 같이 0.3%의 질산염 배지가 가장 효과적이었으며, 향후 0.3% 이상의 고농도에 적용 가능성을 평가해야 할 것이다. 이들 세 개의 균주 중에서 가장 좋은 효과를 보인 KUC-4에 대한 16sRNA 유전자 해석결과 *Pseudomonas fluorescens*와 98.2% 상동성을 보였으며 이 균주를 *Pseudomonas fluorescens* KUC-4라 명명하였다. 향후 *P. fluorescens* KUC-4를 이용한 질산염 분해 공정의 최적화를 위한 공정변수를 확립하고, 공학적 적용성을 높이기 위한 미량원소의 효과를 평가하여 배양조건을 확립하고자 한다.

Table 1. NH₄NO₃ medium in 1ℓ water

NH ₄ NO ₃	1 / 2 / 3 g
Asparagine	1 g
C ₆ H ₅ O ₇ Na ₃ ·2H ₂ O	8.5 g
MgSO ₄ ·7H ₂ O	0.5 g
FeCl ₂ ·6H ₂ O	0.005 g
KH ₂ PO ₄	1 g
CaCl ₂ ·2H ₂ O	0.2 g

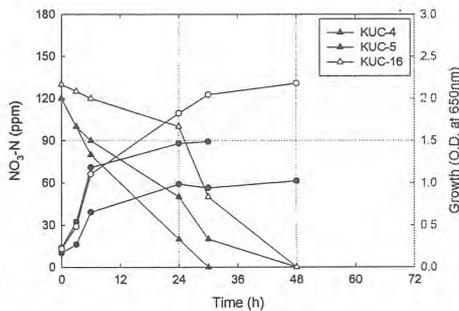


Fig. 1. Incubation at 0.1% NH₄NO₃ medium (△; NO₃-N and ○; O.D).

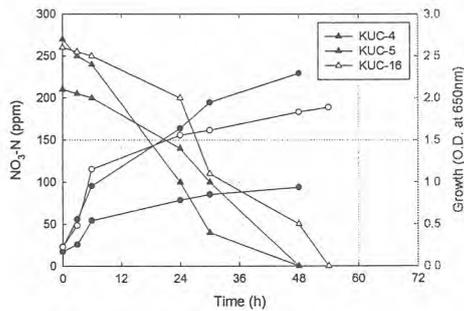


Fig. 2. Incubation at 0.2% NH₄NO₃ medium (△; NO₃-N and ○; O.D).

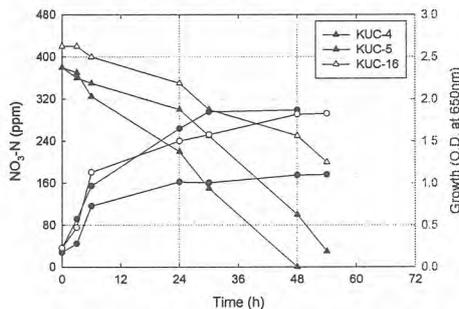


Fig. 3. Incubation at 0.1% NH₄NO₃ medium (△; NO₃-N and ○; O.D).

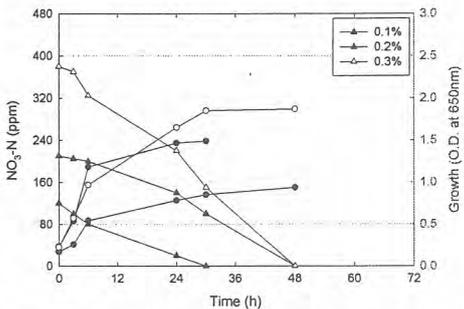


Fig. 4. Incubation with KUC-4 at different NH₄NO₃ concentration medium (△; NO₃-N and ○; O.D).

광섬유를 이용한 배관 내부 방사성 오염도 원격측정 기술 개발

박찬희 · 서범경 · 이근우 · 정종현 · 김계홍

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

chpark80@kaeri.re.kr

현재 연구용 원자로 1,2호기 및 우라늄변환시설의 해체작업으로 인해 발생하는 다양한 폐기물의 오염도 측정과 관리를 위하여 보다 안전한 방사선학적인 측정 및 평가가 필요하다. 특히 배관류와 같은 폐기물을 측정하기 위해서 국내외적으로 다양한 측정기술을 개발하고 있으며, 이미 국내에서는 배관 내부에 직접 적용하여 방사선 오염도를 측정할 수 있는 연구가 이루어진 바 있다[1].

본 연구에서는 광섬유를 이용하여 배관 내부에 방사성 오염도를 보다 안전하고, 간편하게 측정하기 위한 원격 측정기술을 개발하였다. 기존에는 배관 내부에 방사성 오염도를 측정할 때, PMT와 섬광체를 부착시킨 형태로 검출 시스템을 구성하였다. 이는 원거리 측정을 하기에는 측정거리가 짧고 측정장비의 크기가 크며 작업종사자가 방사선에 노출되기 쉬운 단점이 있다. 이러한 점을 보완하기 위해 광섬유를 활용해 측정장치를 개발하였는데, 실제로 PMT와 섬광체를 분리하여 광섬유를 통해 방사성 오염도를 측정하는 연구가 실행된 바 있다[2,3]. 광섬유를 활용한 방사선 계측방법은 센서부분을 매우 소형화할 수 있어서 연료봉집합체 사이와 같이 기존의 방사선 계측기로는 삽입이 곤란한 협소한 곳의 측정을 가능하게 할 수 있으며, 광섬유의 광전도성과 비교적 저렴한 장점을 활용하여 원자력발전소, 가속기, 방사성폐기물 처분장 등에 센서를 분산, 배치하여 여러 곳의 방사능을 한 곳에서 집중하여 감시하는데 유용하게 적용할 수 있다. 이미 광섬유는 방사선 계측방법으로 원자력분야에서 널리 활용되고 있다.

본 연구에서는 상용화되어있는 전송용 광섬유를 활용하여 섬광체와 PMT를 분리하여 검출시스템의 부피를 줄여 장치를 구성하였다. 검출시스템은 그림 1에 나타내었다.

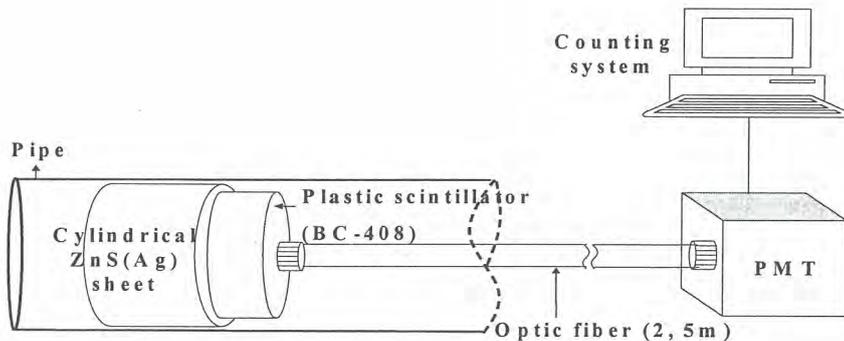


그림 1. 광섬유를 이용한 배관내부 방사능오염도 원격측정 검출시스템

검출 시스템에 성능 평가를 위해 사용된 베타선 검출용 플라스틱 섬광체는 발광파장이 최대 425 nm를 가진 Bicron사의 BC-408을 사용하였고, 알파선 검출용 ZnS(Ag) 무기섬광체는 최대 발광파장이 450 nm인 ELJEN Technology의 EJ-440을 사용하였다. BC-408과 EJ-440의 특성은 표 1에 나타내었다.

표 1. 배관 내부 알파 및 베타선 오염도 측정용 섬광체의 특성

	BC-408	EJ-440
Scintillator	Plastic	ZnS(Ag)
Density	1.32 g/cc	10 mg/cm ²
Light output, % Anthracene	64	300
Decay time, ns	2.1	200
Wavelength of Max. Emission, nm	425	450
Refractive index	1.58	-

원격측정을 위한 광섬유는 core가 silica로 구성된 다중모드 광섬유를 사용하였고, PMT와 섬광체의 광전송에 있어서 빛의 누출과 광손실을 막기 위해서 각각 케이스를 제작하였으며, 광섬유와 효과적으로 연결시키기 위해 SMA connector를 사용하였다. 광섬유의 기하학적 조건에 따른 검출 성능을 평가하였다.

- 참고문헌 -

- [1] 김계홍 외 4, "PSD 방법을 이용한 오염도 측정용 ZnS(Ag)/BC-408 phoswich 검출기의 알파/베타선 분리도 시험 및 성능 평가", 2006년 한국방사성폐기물학회 추계학술대회 논문요약집, pp. 23~24.
- [2] S. Yamamoto et al. "Development of an Underground Radon Detector Using on Optical Fiber". IEEE Transactions on Nuclear Science, Vol. 50, No. 4, pp. 987-990(2003).
- [3] K. Sakasai and M. Katagiri, "In-situ ex-core monitoring using optical fibers with scintillators", IEEE Transactions on Nuclear Science, Vol. 50, No. 4, August 2003.

흑연 구조체에 조사된 중성자 선속을 이용한 Wigner 에너지 분석

황정훈, 이동규, 이근우, 정종현, 정경환
 한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150 번지
hjhoon78@kaeri.re.kr

Wigner 에너지는 흑연내부에 중성자 조사로 인해 탄소결정들의 불안정한 구조적 변화로 발생 되는 열에너지이다. 이 에너지는 중성자 조사량에 따라 크게 영향을 받는다. Wigner 에너지의 방출로 인하여 저장용기의 손상 및 화재의 위험성을 조기에 감지하며, 중성자가 조사된 흑연의 안정적인 관리를 위하여 Wigner 에너지의 제거가 필요하다..

본 연구는 흑연내에서 조사되는 중성자 선속[1]에 의해 결정되는 Wigner 에너지의 관계를 예측하기 위해서 Wigner 에너지의 열적 특성과 흑연내에서 거리별 중성자 선속 계산이 수행되었다. 먼저 Wigner 에너지의 측정은 가열냉각의 영향으로 중성자의 영향을 받은 흑연에 축적되는 에너지가 다시 흑연 밖으로 방출되는 현상이 동시에 일어나는 특성을 이용하여 DSC(Differential Scanning Calorimeter)의 일정 온도 상승 방법(Linear Temperature Rise Method)으로 구하였고, MCNP-4C[2] 코드를 이용하여 Thermal Column에 분포되는 중성자 선속을 구하였다. 이 과정을 이용하여 Thermal Column 내의 조사된 중성자 분포에 대한 Wigner 에너지의 관계를 알아본다.

- 흑연내의 Winger 에너지 방출 및 방사성 기체 방출 특성 분석

중성자 조사에 의해 흑연 내에 축적된 Wigner 에너지의 양과 가열온도에 의한 에너지 방출량은 DSC(Differential Scanning Calorimeter)를 사용하여 측정하였다. 내부에너지는 분말화 된 흑연을 10 °C/min의 승온온도로 500 °C까지 가열하면서 측정하였다. Winger 에너지 방출을 위한 가열냉각 온도조건에서 방사성 기체 방출특성을 평가하기 위하여 분말화 된 흑연시료를 300 ~ 500 °C로 가열하면서 포집된 방사성 기체를 분석하였다. 그 결과를 그림 1 에 나타내었다. 온도가 120 °C에 도달하면 Wigner 에너지가 방출하기 시작하여 200~250 °C구간에서 가장 많이 방출되고, 500 °C이상 가열하면 대부분의 에너지가 방출되었다.

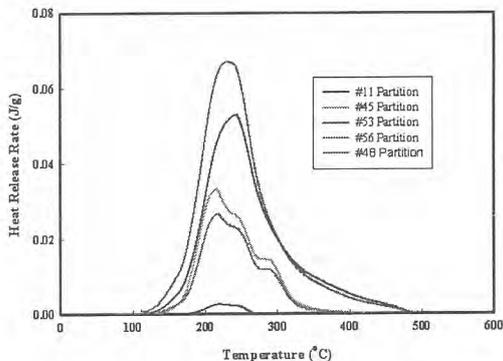


그림 1 온도에 따른 열방출 에너지의 관계

- MCNP-4C에 의한 Thermal Column의 모델링

MCNP-4C를 이용하여 연구로 2호기 내의 Thermal Column 내부에 위치되어 있는 흑연 구조체를 설계하였다. 연구로 노심에서 발생하는 평균중성자 선속은 $1.4 \times 10^{13} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 이며, Thermal Column은 그림 2 와 같이 Horizontal 구조와 Vertical 구조로 되어 있다. Horizontal 구조일 경우 가로 122 cm, 세로 122 cm, 깊이 335 cm의 크기로서 0.3 cm 두께의 Boral 및 5 cm 두께의 폴리에틸렌으로 라이닝된 구조체 안에 10.2 cm × 10.2 cm 크기의 흑연블록과 납벽돌이 채워진 형태이며, Vertical 구조는 가로 91.4 cm, 세로 91.4 cm, 깊이 86.4 cm의 크기를 같은 알루미늄 Basket에 78.7 cm 길이의 흑연기둥이 채워진 구조이다. 중성자 선속은 노심과 Thermal Column의 거리를 5, 10, 15, 20 cm 간격으로 계산을 하였다.

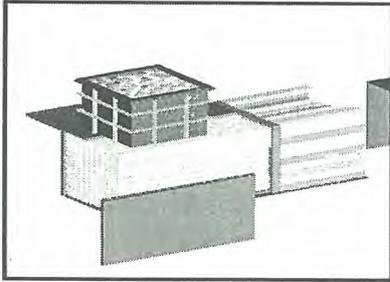


그림 2 Thermal Column의 구조

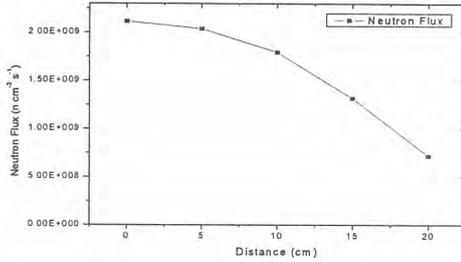


그림 3 흑연 구조체의 거리별 중성자 선속

그림 3 은 Thermal Column의 거리에 대한 중성자 선속의 분포를 나타내었다. 중성자 역시 거리에 따라 선속의 양이 줄어드는 것을 알 수 있었다. Wigner 에너지는 흑연내부로 조사되는 중성자 선속이 크거나 조사거리가 짧을수록 높은 온도가 보이는 것으로 분석되었다. 또한 각 거리별 중성자 선속값과 DSC의 측정결과를 근거로 흑연의 거리당 중성자 선속에 대한 Wigner 에너지 관계 정량적으로 제시할 것이다.

참 고 문 헌

1. Mahound M. IMAN, Thermal neutron flux distribution in ET-RR-2 Reactor Thermal Column. Nucler Technology & Radiation Protection 1-2 64-67 (2002)
- 2 J.F. Briesmeister for Group X-6 MCNP-A General Monte Carlo N-Particle version-4B, LAND, report LA-12626-M (1993)

다속성효용이론을 이용한 해체 시나리오 평가 방법론 연구

김성균, 박희성, 이근우, 정종현

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

sungkyun@kaeri.re.kr

다속성효용이론(MAUT)은 여러 속성의 가치로부터 전체적인 의사결정이 가능하도록 해주는 것으로 사람들이 느끼는 가치에 숫자를 적절하게 부여하고 이에 대한 조건들을 공리적으로 정의한 것이다. 다속성효용이론은 반복질문을 통하여 의사결정자의 효용함수를 산출하고 이에 근거하여 대안을 평가하는 방법으로 정량적인 자료뿐만 아니라 정성적인 요인들도 종합적으로 고려할 수 있다는 점에서 매우 유용하다.

본 연구에서는 해체 시나리오 평가를 위해 9개의 속성을 고려하였다. 고려한 속성은 다음과 같다: 준비비용, 주변비용, 폐기물처리비용, 작업자 피폭, 작업자 안전성, 작업 난이도, 기술의 독창성, 기술의 파급효과, 대국민 홍보, 대국민 이해도. 각 속성의 가중치는 AHP 방법을 이용하여 도출하였고 효용함수는 평가자에게 다양한 질문을 통해 산출된 결과를 기반으로 도출하였다. 그리고 MAUT의 적용성을 파악하기 위해 연구로 1호기 Thermal column을 대상으로 플라즈마 절단 시나리오와 Nibbler 절단 시나리오를 비교하여 평가하였다.

- 단일 효용함수 도출

단일속성 효용함수를 도출하기 위해 의사결정자들의 확실등가를 측정하는 방식으로 설문을 실시하였으며 개인별 효용함수는 기하평균으로 합성하였다. 분석결과 해체주변비용, 해체비용, 폐기물처리비용, 작업자 피폭, 작업난이도 등에서는 위험회피성향이 우세하게 나타났다. 반면에 기술의 독창성, 대국민 홍보와 대국민 이해도 측면에서는 위험선호형이 나타났다. 표 1은 효용함수 구성을 위한 선형 연립방정식의 해를 계산한 결과를 나타내고 있다.

- 다속성함수 구성

다속성함수는 해체 시나리오 평가 항목인 해체비용, 작업 안전성, 해체기술성, 사회적 수용성 등 4가지의 평가요소로 구성되어 있다. 따라서 전체 다속성함수는 식 (1)과 같이 표현할 수 있다.

$$U(x_1, x_2, x_3, x_4) = k_1 u_1(x_1) + k_2 u_2(x_2) + k_3 u_3(x_3) + k_4 u_4(x_4) \dots\dots\dots(1)$$

여기서 $\sum_{i=1}^4 k_i = 1$ 이며 다속성함수값을 구하기 위한 가중치이다. 가중치를 구하는 방법은 일반적으로 가장 선호되는 속성에 100의 점수를 주고 내림차순으로 점수를 매기는 스윙기법(swing weighting)을 이용하여 상대적 가중치를 결정하나 본 논문에서는 계층분석과정(Analytic Hierarchy Process)법을 이용하여 각 속성의 가중치를 산출하였다. 가중치 산출 결과는 표 2와 같다.

- 해체 시나리오 평가

Thermal column의 해체 시나리오에 대해 MAUT 방법으로 평가하기 위해 표 1의 수식에 시나리오별 입력자료를 대입하여 단속성 효용값을 산출하였다. 산출된 단속성 효용값과 표 2에서 산출한 가중치를 식 1에 대입하면 각 대안에 대해 0에서 1사이의 정량화된 총 효용을 얻을 수 있으며, 이에 따라 해체 시나리오별 우선순위를 결정하였다. 표 3은 두 시나리오에 대한 세부 속성별 단일효용값과 전체 다속성효용값의 결과를 나타내고 있다. 이 결과에 따라 두 시나리오의 순위를 결정하였다. 각 항목별로 보면 두 시나리오에 따라 비슷한 경향을 보였지만 해체기술성 항목에서 플라즈마 시나리오가 Nibbler 시나리오에 비해 더 높은 점수를 얻어 전체적으로 우선순위가 높게 나왔다.

표 1. 단일속성 효용함수 분석결과

속성	함수	단위	위험 태도	증감
해체주변 비용	$y=1.02686-0.03313e^{0.00684x}$	백만원	기피	감소
해체작업 비용	$y=1.01501-0.01108e^{0.01128x}$	백만원	기피	감소
폐기물 처리 비용	$y=1.09799-0.09569e^{0.01217x}$	백만원	기피	감소
작업자 피폭	$y=1.00228-0.01241e^{0.08814x}$	mSv	기피	감소
작업 난이도	$y=1.13865-0.13884e^{0.02052x}$	%	기피	감소
기술의 독창성	$y=-0.12258+0.15418e^{0.01955x}$	%	선호	증가
기술의 파급 효과	$y=0.02727+0.01009x$	%	중립	증가
대국민 홍보	$y=-0.55621+0.5876e^{0.00931x}$	%	선호	증가
대국민 이해도	$y=-0.3128+0.35083e^{0.01238x}$	%	선호	증가

표 2. 각 속성별 가중치 산출 결과

Criteria		Sub-criteria	
항목	가중치	세부항목	가중치
비용	0.2410	주변비용	0.199
		해체비용	0.336
		폐기물처리 비용	0.465
		계	1.000
작업 안전성	0.4162	작업자 피폭	0.642
		작업 난이도	0.358
		계	1.000
해체기술성	0.1599	기술의 독창성	0.326
		기술의 파급효과	0.674
		계	1.000
사회적수용성	0.1829	대국민 홍보	0.414
		대국민 이해도	0.586
		계	1.000
계		1.0000	

표 3 각 시나리오의 우선순위

Criteria	Sub-criteria		단일효용함수값		다속성효용값	
	세부항목	가중치	Scenario 1 (Plasma)	Scenario 2 (Nibbler)	Scenario 1 (Plasma)	Scenario 2 (Nibbler)
비용 (0.2410)	주변비용	0.199	0.9913	0.9905	0.2312	0.2317
	해체비용	0.336	0.9464	0.9681		
	폐기물처리 비용	0.465	0.9550	0.9442		
	단일효용값		0.9593	0.9614		
안전성 (0.4162)	작업자 피폭	0.642	0.9885	0.9892	0.3764	0.3866
	작업 난이도	0.358	0.7537	0.8212		
	단일효용값		0.9044	0.9290		
해체기술성 (0.1599)	기술의 독창성	0.326	0.2896	0.2327	0.0749	0.0594
	기술의 파급효과	0.674	0.5550	0.4389		
	단일효용값		0.4684	0.3717		
사회적수용성 (0.1829)	대국민 홍보	0.414	0.3823	0.3422	0.0596	0.0638
	대국민 이해도	0.586	0.2861	0.3534		
	단일효용값		0.3259	0.3488		
총 계					0.7421	0.7416
Rank					1	2

- 결론 및 향후 계획

본 연구는 그동안 해체시나리오 평가에 있어서 다분히 주관적인 평가를 통해 수행되어온 해체 시나리오 선정 작업을 합리적인 의사결정 방법을 통하여 신뢰성 있는 시나리오를 제시하였고, 의사결정에 있어서 고려해야 할 정성적인 요소들을 정량화시켜 의사결정자가 비교적 쉽게 비교·판단할 수 있는 시스템을 개발했다는 점에서 그 의미가 크다고 생각한다. 이번 연구는 2006년 하반기에 시작될 연구로 1호기 해체사업과 향후 원자력 시설의 해체 엔지니어링 측면에서 많은 기여를 할 것으로 기대한다.

Dismantling the Bio-shielding Concrete of the KRR-2

Seungkook Park, S.B. Hong, K.W. Lee, U.S. Chung, J.H. Park, K.W. Cho*

KAERI, Dukjin-dong 150, Yusong-gu, Daejeon

* Hanil Plant Service, 3F Dongyong venturistel 202-4, Anyang7-dong, Manan-gu, Anyang, Kyunggi-do

skpark2@kaeri.re.kr

1. Abstract

According to the KRR-1&2 decommissioning project, the KRR-2 bio-shielding concrete was dismantled. Total 1,913 tons of concrete, which both activated and non-activated concrete was raised than the estimation as volume of 650 m³ from the size of 9.7 m (W) × 17.4 m (L) × 7.8 m (H). The density of the normal concrete is around 2.4Ton/m³ and it's of heavy concrete is around 3.0 Ton/m³. Before the main activities, the radiation characterization was evaluated for making the mapping between the activated and non-activated concrete. For dismantling, the technologies of the core boring, diamond wire sawing and hydraulic crushing were applied. During 6 months, total 1,964 man-days were consumed. Among the dismantled waste, only 13.2 % of concrete waste was classified as radioactive waste than which were temporally store in the KRR-2 reactor hall as of 38 EA, 4m³ containers and 59 EA, 200 liter drums.

2. Radiation Characterization for Mapping

Before the dismantling performance the concrete, the radiation characterization was evaluated. This evaluation is needed to divide the area of the activated and non-activated zone of the concrete. To get the samples, two area were selected where the inside of the exposure room part (north) and around the thermal column and embedded the beam port area (south). Total 97 points of the cores was dry type bored as out diameter of 50 mm and as depth of 400 mm diamond core bit. All cored samples were manufactured by powder type specimen from the 1 cm of the core, each. As result, the maximum radioactivity was 4.68 Bq/g in the north part and 200 Bq/g in the south part as radionuclide Co-60, Eu-152 and Eu-154. The activation depth is to 15 cm under the 0.4 Bq/g and 30 cm under the 0.04 Bq/g in north part. But the activation thickness was decided as to 50 cm, which is considered the margin because of the structural safety. The activated south part was set up according to the partial activation boundary. This activated area was designed with 3D and the cutting line was marked directly on the surface of the concrete than was cut as follow the marked line.

According to this result, the technology, work procedure and protection system for the release of the radioactive material were decided. These all were considered many factors such as device cost, access condition, radiation condition, 2nd contamination, waste handling and embedded items, etc. To get the access of the south part, the embedded ten beam ports must be removed first because of it's highly activation.

3. Removal the embedded ten beam ports

After cut the nose part of the eight beam ports, residual part, which is embedded in the bio-shielding concrete with maximum size, 200 mm diameter, should be removed. This was all made by stainless steel so which was very highly irradiated as radiation dose, 56 mSv/h near the beam port. It is impossible to access through the inside route of the pool for the workers. The core boring method from the out side is selected for removal of these. This technology is the same case of the removal the beam port in Virginia University Reactor Decommissioning project in U.S. The hydraulic core boring machine, Hilti DD-LP32 and DD 750 and 400 mm of diameter diamond core bit was used. The segment of core bit is composed the diamond particles and bonding metal. Through the experimental test, the dry methodology which is used the compressor air for cooling the core bit is failed because that the air pressure for the vacuum for the removal the sludge is up, then the core bit could not go

forward more. Another cooling system using the water is selected. To be finished the core boring, the cut ten beam ports were pulled out from the concrete body. The pulled out beam port liners were remote controlled separated from the coated concrete and cut by small pieces for storage into the shielding container. Total 29.86 m of length core boring was cut in 30 days and 587 man-hours were consumed.

4. Dismantling Activities

The procedure of concrete dismantling activities was divided 4 steps according to the geometry and activation, both the activated and non-activated part. The dismantling performance was started by the non-activated part, first. The 3 steps for non-activated part, is top area, middle area and body area. The first activity is to dismantle the top area. In this step, before the dismantling, the decontamination work was needed because of this platform area was much contaminated when operation period. The scabblor was used to decontaminate the surface of the concrete. For concrete cutting, the core boring technology and the diamond wire cutting technology were applied. The 50 mm O.D. of diamond core bit and the 10 mm diameter of the diamond wire was used. To handle the cut pieces of concrete the overhead crane was used by capacity of 7.5 tons. This is disadvantage condition, which could not cut by large size of concrete. Total 48 pieces of concrete blocks were cut and treated as non-radioactive wastes and that are all temporally store in site, now than will be self disposed as an industrial wastes.

After dismantled the 1st and 2nd step concrete, the height of concrete body was became down to 4.2m, it is possible to handle the large size of concrete by using a high capacity of forklift with 25 tons. In this step, a piece of concrete has weight of the 20 ~ 25 tons was cut by more higher capacity of diamond wire sawing device. All the cut concrete pieces should be surveyed the surfaces of the contamination and than be treated to the waste according to the classification. During the 3rd step of concrete body dismantling, total 1,016 tons was cut as 82 pieces of concrete.

The two parts of activated concrete was dismantled by a hydraulic jackhammer and crusher within the temporally containment with the ventilation system. Total 253.1 tons of the activated concrete was generated and this cut small pieces of the concrete was put into the 4m³ containers and 200 liters drum, directly and now, all containers were temporally store in the KRR-2 reactor hall till the national repository operation than will be trans to there.

5. Conclusion

During the 5.3 months, the 1,659.7 tons of the non-activated concrete was cut and temporally be store in the site than will be treated as an industrial waste. Total 155 pieces, but be estimated by 130 pieces, was raised. The 328 points of the core was bored as length of 450m. The cut area is 940 m². The 1,920 man-days was consumed

The 263.1 tons of the activated concrete was generated then all was input to the 38 EA of the 4m³ containers and 59 EA of the 200 liters drums. The 44 man-days were consumed and 172 hours of the device operation time was needed in the 22 days of the dismantling operation. As result, the manpower consumption was evaluated by the preparation work 32%, core boring work 1.7%, cutting & handling work 50.2% and decontamination & surveying work 16.1% of the ratio. There is no dose exposure for the workers during the dismantling activities.

REFERENCES

- [1] 박승국 외, TRIGA 연구로 폐로를 위한 시설현황 및 방사선/능 조사보고서, KAERI/TR-1153/98, 한국원자력연구소, 1998
- [2] J.Lyons, K.Lowther, K.Riding, Reference Method Statements KRR-1/KRR-2, TRD-220-B-001 BNFL, 1998.
- [3] UNIVERSITY OF CALIFORNIA AT BERKELEY RESEARCH REACTOR DECOMMISSIONING PROJECT, IAEA, Biscrafti Northeast, Inc. (1990)
- [4] 박진호 외, 원자력시설 제염해체사업, KAERI/RR-2625/2005, 한국원자력연구소, 2006

Project Management System for the Decommissioning of Research Reactors

J. H. Park
 Korea Atomic Energy Research Institute
 jhpark1@kaeri.re.kr

[Abstract]

At the Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI), two research reactors (KRR-1 and KRR-2) and one uranium conversion plant (UCP) are being decommissioned. In 1997, a project was launched for the decommissioning of the reactors with the goal of a completion by 2008. A separate project for the decommissioning of the UCP was launched in 2001. The dismantling works were started from August 2004 and the entire project will be completed by 2007.

KAERI has developed a computer information system, named DECOMMIS, for the project management with the increased effectiveness of the decommissioning projects and the record keeping for a next decommissioning project. The management system consists of three parts, code management system, data input system (DDIS) and data processing and output system (DDPS). Through the DDIS, the data can be directly inputted at sites and the system can play roles of daily work reports to minimize the time gap between the dismantling activities and the evaluation of the data for project management. The DDPS provides useful information to the staff for more effective project management and this information include several fields, such as project progress management, man power management, waste management, radiation dose of workers and so on.

It is expected that the system would enable to maintain the decommissioning data, to prepare the source data for the R&D for development of planning tools and to give information to the staff for the decision on the progress of the projects. In this paper, the overall system will be briefly explained and several examples of the utilization, focused on the waste and manpower control, for the project management will be introduced.

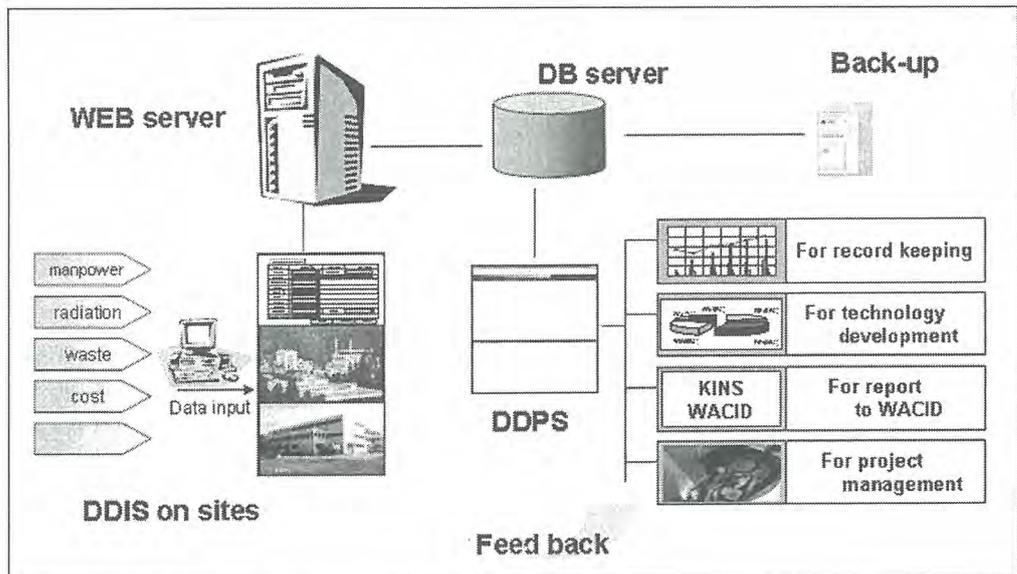


Fig. 1. The structure of the project management system: DECOMIS = DDIS + DDPS.

방사성오염부지 개방을 위한 유도농도참고준위(Derived Concentration Guideline Levels :DCGLs) 설정에 관한 연구

김정훈, 신상화, 김아름, 황주호
경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 서천동 1번지

원자력시설 또는 방사성핵종 사용시설 허가 종료와 제염 및 해체이후 청정구역 전환 혹은 부지 무제한 사용을 위해서는 방사선학적 기준에 따라 영향평가를 하여야 한다. 우리나라는 원자력 시설 사용허가 종료 이후 부지 무제한 사용을 위한 기준은 없다. 그러나 이를 준용 할 수 있는 것으로서 방사성폐기물 자체처분에 대한 일반기준으로서 개인에 대한 연간 피폭선량이 10 μ Sv미만이거나 집단 피폭선량이 1man-Sv미만(과기부 고시 제2001-30호)인 것을 제시하고 있으며, 과기부고시 제 2002-23호 별표5에 핵종별 규제면제 관련 수량 및 농도에 대하여 규제면제를 위한 농도를 제시하고 있다. 따라서 부지 무제한 사용을 위한 방사선량은 이 두 가지 고시가 유일 하다. 한편 미국은 부지개방을 위한 방사선량을, 10CFR 20.1402에 방사선학적 선량 기준을 0.25 mSv/y 로 규정하고 있다.

이에 본 연구는 감손우라늄을 촉매로 사용한 산업시설의 방사능 오염정도를 파악하고, 이를 토대로 부지개방을 위하여 RESRAD 6.3을 사용하여 방사선학적 영향 평가를 하였다.

사용시설의 총 면적은 102,000m² 이었으며, 방사능 오염정도 평가를 위한 시료 채취는 25곳으로 선정하였다. 선정된 25곳은 깊이별로 시료를 분리하여 감손우라늄의 방사능 오염정도를 파악 하였다.

이중 한 지점만이 감손우라늄으로 오염된 값을 보였다. (U-234 : 0.025 Bq/g, U-235 : 0.002 Bq/g, U-238 : 0.14Bq/g)

국내에는 방사성오염지역의 부지 개방에 관련된 선량 기준이 아직 설정되어 있지 않으나, 국내의 자체처분에 관련된 선량기준과 IAEA TECDOC-855 Clearance levels에서는 개인선량기준을 10 μ Sv로 규정하고 있다. 이를 기준으로 산출한 유도농도 참고 준위 값과 미국 NRC 기준인 0.25 mSv/y를 기준으로 산출한 결과와 비교해 보았다.

RESRAD 6.3을 이용하여 개인 선량과 유도농도 참고 준위를 산출한 결과, 첫째, 개인 선량의 경우 그림1과 같이 핵종별 각각 U-234: 4.162E-03 mSv/yr, U-235: 8.762E-04 mSv/yr, U-238: 2.204E-02 mSv/yr을 나타냈으며, 최고 선량은 607년 경과 후 2.708E-02 mSv/yr을 나타냈다.

둘째, 법적 규제에 따른 선량을 기준으로 유도농도 참고 준위를 표 1과 이 산출 하였으며, 국내 선량 기준과 미국 선량 기준과의 비교 결과 약 25배의 방사능농도의 차이를 나타내고 있다.

한편 U-238의 규제면제농도는 10Bq/g 로 국내는 규정되어 있다. 이미 앞서 계산한 바와 같이 현행 국내 자체처분에 따른 선량을 기준으로 했을 때, 본 부지는 청정구역으로의 전환 및 개방은 어려우나, 규제면제를 위한 최소농도를 제시한 국내 규정을 따른다 하여도 부지를 개방하는데 어려움은 없다. 이러한 모순을 없애기 위해 새로운 규제 기준치인 방사선량과 방사능 농도가 제시 되어야 할 것으로 사료 된다.

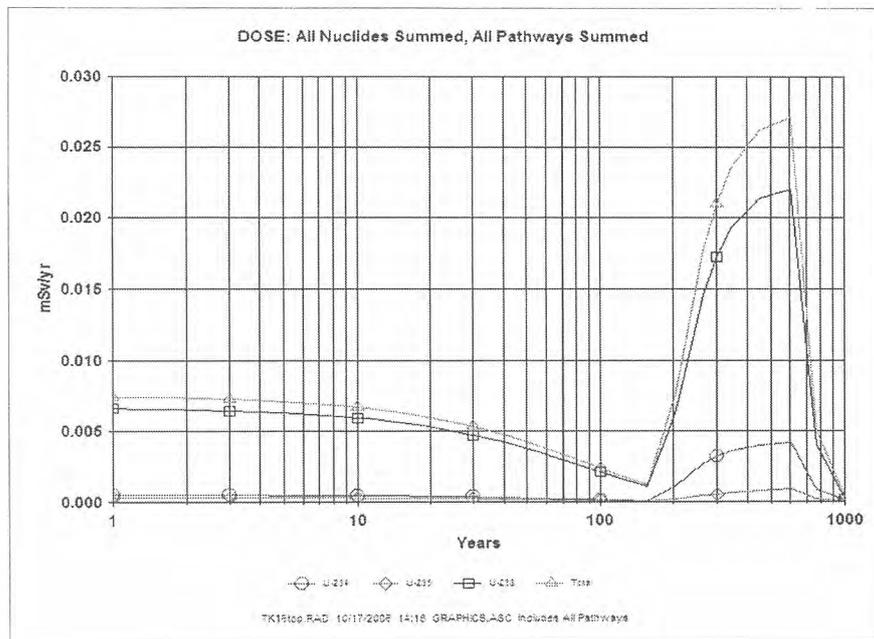


FIG 1. All Nuclides Summed, All Pathways Summed

표 1. 방사선량을 기준으로 산출된 DCGLs

Radionuclides	DCGLs (Unit: Bq/g)	
	0.25 mSv/y	10 μ Sv/y
U-238	1.5880	6.35E-02
U-235	0.5706	2.2826E-02
U-234	1.5017	6.0067E-02

Lagoon 내 우라늄 잔류 폐기물에 대한 안전조치 적용방안

김현조 · 이병두 · 박호준

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

keiki@kaeri.re.kr

연구소내 lagoon은 과거 IAEA 안전조치 대상시설인 중수로핵연료가공시설(CFFP, KOE-)의 부속시설이었던 UO_2 변환시설의 일부이다. 그러나 2003년에 중수로핵연료가공시설(KOE-)이 IAEA 안전조치 대상시설에서 제외되면서 UO_2 변환시설 및 lagoon은 DUF_4 변환시설(KOI-)에 포함되었다. 본 논문에서는 lagoon 내 저장된 우라늄 잔류 폐기물에 대한 계량관리 현황을 분석하였으며, 이들 물질에 대해 IAEA 안전조치 협정 및 양국간 원자력협력협정에 따른 의무사항을 검토하였다. 또한, 상기 물질에 대한 IAEA 안전조치 적용방안에 대해 IAEA와 협의한 내용 및 협의의 결과에 따른 후속조치 이행결과를 기술하였다.

UO_2 변환시설은 호주에서 수입한 yellow cake(U_3O_8)을 원료로 이산화우라늄(UO_2) 분말을 생산하였으며, 생산된 이산화우라늄 분말은 중수로핵연료가공시설에서 중수로용 핵연료로 제조되었다.

현재 lagoon에 저장되어 있는 우라늄 잔류 폐기물은 크게 다음과 같이 3가지 공정으로부터 발생되었다.

- ① Yellow cake을 UO_2 변환시 발생된 폐기물
- ② 중수로핵연료가공시설의 CANDU 핵연료제조공정 중 발생된 dirty pellets, sludge 및 scrap 등을 UO_2 powder로 recycle 하는 공정중 발생된 폐기물
- ③ Yellow cake을 UO_2 powder로 변환시 품질보증에서 불합격한 dirty powder를 recycle 하는 공정중 발생된 폐기물

이들 물질에 대한 안전조치 현황을 살펴보면 크게 한-호 원자력협력협정 및 IAEA 안전조치협정에 따라 나눌 수 있다.

첫째, 한-호 원자력협력협정에 따라 lagoon에 저장된 것으로 추정되는 핵물질은 한-호 협의에 의해 현재까지 연례보고 대상에 포함되어 매년 보고하고 있다. 연구소는 호주와 lagoon에 저장된 호주산 yellow cake 침전물에 대한 계량관리방안에 대해 지속적으로 협의하여왔다. 호주는 lagoon의 물이 모두 증발되어 침전물을 드럼으로 옮기면 이를 분석 또는 측정한 후 최종 처분시 재고에서 제거할 수 있음을 언급하였으며, 연구소는 상기 물질을 한-호 협정 대상물질로 계속 존속시키면서 저장상태 및 침전물의 형태가 변동되면 이를 호주로 통보하여 처리방안을 협의하여야 한다.

둘째, IAEA 안전조치협정에 따라 과거 UO_2 변환시설은 pre-safeguards 물질인 yellow cake을 처리하는 시설이므로 IAEA 안전조치 대상시설에 포함되어 있지 않았다. 따라서 중수로핵연료가공시설의 계량관리대상 폐기물(dirty pellets, sludge 등)을 안전조치 대상시설이 아닌 UO_2 변환시설에서 recycle 하기 위해 IAEA와 협의 후 retained waste(TW)로 보고한 후 recycle을 하였다. Recycle 후 생산된 UO_2 powder는 다시 중수로핵연료가공시설의 안전조치 대상물질로 보고(FW)하였으나 recycle 중 lagoon으로 흘러들어난 waste 및 공정중 발생된 process loss 양은 아직 중수로핵연료가공시설의 retained waste(TW)로 남아있다. 중수로핵연료가공시설이 2003년

IAEA 안전조치 대상시설에서 제외되었지만 1990년경 retained waste(TW)로 보고된 잔여량이 아직 중수로핵연료가공시설의 재고로 남아있기 때문에 IAEA는 중수로핵연료가공시설의 계량관리를 종결하지 못하고 있었다. 이에 따라 IAEA와 연구소는 2006년 3월 및 10월 2차례의 추가의정서 실무회의에서 retained waste(TW) 잔여량에 대한 계량관리 해결방안을 협의하였다. 회의 결과, 중수로핵연료가공시설에 대한 계량관리를 종결시키기 위해 재고로 잡혀있는 천연우라늄에 대한 retained waste를 다른 시설의 재고량에 포함시키기로 결정하였으며, 2006년 10월 retained waste(TW) 문제를 해결한 후 계량관리 보고서를 IAEA로 제출하였다.

따라서 lagoon에 있는 yellow cake 및 천연우라늄 화합물 형태의 슬러지들은 IAEA 안전조치 대상물질이면서 한-호 협정에 따라 관리되고 있으며 UO_2 변환시설의 제염해체 후 lagoon내 폐기물들은 드럼에 넣어 저장 및 관리될 예정이다.

A Game-theoretical Model For Selecting a Site of Non-preferred Waste Facilities

Seong Ho KIM, Tae-Woon KIM
Korea Atomic Energy Research Institute
well48@hanmir.com

In the present work, a game-theoretic model (GTM) as a tool of conflict analysis is proposed for multiplayer multicriteria decision-making problems in a conflict situation. The developed GTM is used for obtaining the most possible resolutions in the conflict among multiple decision makers. The GTM is based on directed graph structure and solution concepts. To demonstrate the performance of the GTM, using a numerical example, the GTM is applied to an environmental conflict problem, especially a non-preferred waste disposal siting conflict available in the literature. It is found that with GTM the states in equilibrium can be recognized.

The conflict under consideration is to select a site of non-preferred waste facilities. The government is to choose a site of installation for users of a toxic waste disposal facility. A certain time-point of interest is a period of time to select one of candidate sites that completely meet regular criteria of governmental body in charge of permitting a facility site. The facility siting conflict among multiple players (i.e., decision-makers, DMs) of concern is viewed as a multiple player-multiple criteria (MPMC) domain. For instance, three possible sites (i.e., site A, site B, and site C) to be selected by multiple players are characterized by the building cost, accessibility, and proximity to the residential area. Concerning the site A, the installation of a facility is not expensive, the accessible to a facility is easy, and the site A is located very near a residential area. Concerning site B, the facility is expensive to build, the facility is easily accessible, and the site is located near the residential area. Concerning site C, the installation cost is expensive, the accessibility is difficult, and the location of site is far from the residential area. In simple models, three main groups of players could be considered to be the government, users, and local residents. The government is to play a role as one of proponents or developers of the facility. Users are to use and maintain the disposal facility, if the government installs a facility. Local residents are concerning about the possible environmental impact of the facility on their health and properties. Furthermore, the options (i.e., courses of possible actions) should be identified for each player group. The main objectives of this work are firstly to propose a game-theoretic model for applying to a government-public conflict and secondly to demonstrate the applicability of the proposed method using a conflict case, the site selection of a toxic waste disposal facility among multiple participants in conflict [Fang et al. 1996].

Players: The set of DMs can be expressed by $DM=\{DM1, DM2, DM3\}$, where $DM1$ =government, $DM2$ =users of the facility, and $DM3$ =residents. **Options:** The set of options, $O=\{O1, O2, O3\}$ is composed of options for the government, users, and residents, respectively. Here $O1=\{\text{select site A, select site B, select site C}\}$ for government, $O2=\{\text{support the government's selection}\}$ for users, and $O3=\{\text{oppose the government's selection}\}$ for residents. Based on the modeled opinions for three players, each player's strategies are obtained. Using 1s and 0s, the strategies are represented. Here a 1 denotes that an option is taken by a player, whereas a 0 indicates that it is not taken. Therefore, an outcome is viewed as the situation where each of players selects a strategy. To identify feasible states out of possible states, the inspection method is used for this conflict problem. Among possible states, logically infeasible sets of outcomes for the government such as (110,-,-), (101,-,-), (011,-,-), and (111,-,-) are removed as the government cannot choose two or more sites for a facility. Here a dash means that the it does not matter whether a option is taken or not. **Preferences:** The ordinal scale for representing various levels of preference [Cook and Kress 1991] with respect to each DM is employed

to obtain a preference vector. In the preference vector for each player, the outcomes are ordered from most preferred on the left to least preferred on the right. The player's viewpoint is incorporated into each preference vector.

In the present work, the game-theoretic model, based on the solution concepts in the framework of directed graph structure [Fang et al.1993], is applied to a conflict situation. Here, the solution concepts such as Nash rationality (NR), sequential sanction (SEQ), general meta-rationality (GMR), and symmetric meta-rationality (SMR) are considered to define players' possible behavior in the decision-making conflict associated with multiple players. The GTM can be implemented according to three stages as follows: (1) the data processing stage, (2) the structure modeling stage, and (3) the stability evaluating stage. At the data stage, the preference information such as preference rating of alternatives is represented by payoff functions for each player. At the structure stage, directed graphs for all players are constructed using vertices representing feasible states as well as arcs indicating unilateral moves among states. At the stability stage, for each player, the stability of states is checked using different definitions of stability. The outputs are the individual stabilities of state for each player and the overall equilibriums for all players. The readers having interest in detail of technical procedure might refer to a book [Chapter 3, Fang et al. 1993].

It is found that the state 10, (001,1,0), that is, government selects site C, users support it, and residents do not oppose it, is Nash rational for each player. Regarding overall equilibrium, state 10 is an equilibrium under Nash, GMR, SEQ definitions. States 4/6/8/10 are equilibriums under GMR and SMR definitions. Therefore, state 10 is the most likely resolution to this conflict.

Using a game-theoretic model, waste disposal facility siting decision making is handled in the conflict among the installation government, users, and local residents. In evaluating a case example, the performance of the proposed GTM as a tool of the conflict analysis. It is found that with GTM the state 10 is equilibrium. For the future work, a real conflict problem of nuclear waste facilities will be modeled to demonstrate the applicability of the proposed game-theoretic model.

References

1. W. D. Cook and M. Kress (1991). A multiple criteria decision model with ordinal preference data, *European Journal of Operational Research*, Vol. 54, 191-198.
2. L. Fang, K. W. Hipel, and D. M. Kilgour (1993). *Interactive decision making: The graph model for conflict resolution*, New York, Wiley.
3. L. Fang, K. W. Hipel, and K. J. Radford (1996). *Environmental decision making: A multiple participant-multiple criteria approach*, *Proceedings of the International Conference on Water Resources and Environment Research: Towards the 21st Century*, Kyoto, Japan, October 29-31, 1996.

사용후연료 건식조밀저장시설에서의 안전조치 이행 방안

이상진, 강영곤, 최병일

한수원(주) 원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

sgirhee@khnp.co.kr

1945년 이후 핵무기의 위협을 경험한 세계의 각국에서는 원자력 이용과 관련된 의무사항의 준수 여부를 확인할 구체적인 방법의 구축 필요성을 절감하게 되었으며 이에 따라 평화적 목적의 핵물질 및 장비가 군사적 목적으로 전용되지 않았음을 입증하기 위한 안전조치 개념이 대두되었다. 안전조치란 원자력의 평화적 이용에 수반되는 핵물질, 장비, 시설 등이 핵무기나 기타의 핵폭발장치의 제조에 전용되지 못하도록 검증하는 일련의 활동을 의미한다. 안전조치를 행하는 구체적인 주요 수단은 사찰(Inspection)인데 이를 통하여 해당국가가 제공한 핵물질 보고서를 확인하고 검증한다. 이를 위하여 핵물질 계량(accounting), 격납(containment) 및 감시(Surveillance) 등이 이루어진다. 그리고 격납 확인을 위해서 봉인(sealing)을 하며, 봉인 상태나 핵물질의 이동을 감시하기 위하여 카메라 등을 설치한다. 이러한 활동들은 주로 해당 국가에서 실시되며, IAEA에서는 계량 데이터의 분석 및 확인, 봉인의 파손 여부 확인, 연구개발 활동정보에 대한 분석 등을 하게 된다.

한편, 국내 유일한 CANDU형 원자력발전소인 월성 원자력발전소에서는 소내 사용후연료의 저장 용량을 확보하기 위하여 사용후연료를 안전하게 저장할 수 있는 건식조밀저장시설을 건설 및 운영할 계획이다. 본 시설은 안전조치를 이행하여야 하는 시설로서 안전조치에 대한 구체적인 방안을 수립하여야 한다. 따라서 본 연구에서는 건식조밀저장시설에 이러한 안전조치를 실제적으로 이행하기 방안을 도출하였다.

- 저장모듈 개요

MACSTOR/KN-400 저장 모듈은 그림 1과 같이 월성원자력발전소에서 발생되는 CANDU형 사용후연료를 저장 하기 위한 모듈로서 하나의 모듈에는 4열씩 10줄로 배열된 총 40개의 저장 실린더가 설치되어 있으며, 저장 실린더에는 CANDU 사용후연료 60다발을 넣은 바스켓 10개를 저장 할 수 있다. 월성 원전에 사용후연료 조밀건식저장시설로 건설·운영될 MACSTOR/KN-400 저장 모듈은 총 7기로 168,000 다발의 사용후연료를 저장하게 된다. 저장 모듈의 냉각 시스템은 모듈 양쪽 벽의 바닥 근처에 위치한 10개의 공기 입구와 모듈 상부에 위치한 12개의 공기 출구를 통한 자연대류방법에 의한 냉각 방식이다.

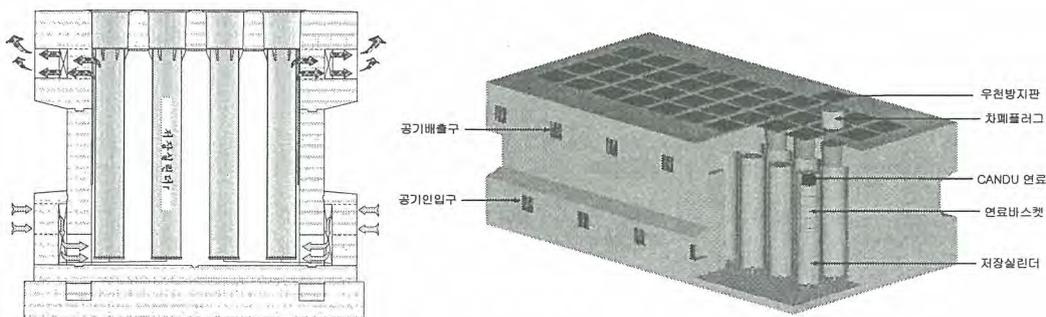


그림 1 MACSTOR/KN-400 개념도

- 안전조치 이행방안

안전조치를 이행하기 위한 구체적인 방안으로 봉인과 재검증관을 고려하였다. 첫 번째로 본 모듈에 그림 2와 3과 같이 사용후연료를 저장한 후에는 두개의 봉인을 적용한다. 두 개의 저장실린더가 채워진 후 한 개의 Cobra- Type 봉인이 이루어지며, 총 4개의 저장실린더가 채워지면 모듈 측면의 공기 입구 하단에 위치한 Junction Box 내에 Cobra- Type 봉인이 설치된다. 1열의 저장실린더(10개)가 채워지면 모듈 옆면의 Junction Box 내에서 E-Type 봉인이 이루어진다. 하나의 Junction Box는 총 20개의 저장 실린더에 대한 E-Type 봉인이 이루어진다. 본 모듈에는 양쪽으로 2개씩의 E-type 봉인을 위한 Junction Box가 설치되어 있다. 모든 봉인은 파이프관내에 설치되며 콘크리트 모듈 안에 묻힌다. 두 번째로 재검증관은 그림 4와 같이 사용후연료가 장전되어 있는 저장실린더내의 조사된 핵연료 바스켓 각각에 대한 감마선량율과 스펙트럼을 측정하기 위한 IAEA 안전 요건으로 Finger-Print를 취득, 비교하여 운영 중 저장실린더내 사용후연료의 존재 유무를 감시하거나 사용후연료의 장전 또는 인출시 무인감시를 위해 필요하다. 모듈내에 위치한 40개의 저장실린더 중 모듈 주변(벽면)에 위치한 24개의 저장실린더는 그림 5와 같은 주변부 재검증관을 설치하여 각각의 저장실린더로부터 선량율과 스펙트럼(Finger Print)을 측정할 수 있게 하였다. 그러나 모듈 내부 중앙의 16개의 저장 실린더에 대하여는 각각의 저장 실린더에 대한 선량율과 스펙트럼(Finger Print)을 측정하기위한 검증관의 설계 및 설치가 실제적으로 용이하지 않아서 다양한 방안을 구상하여 설계 및 설치에 대한 검토를 수행하여 모듈 내부 저장실린더의 사용후연료 바스켓의 선량율을 측정하기 위해 그림 6과 같이 4개의 저장실린더 중앙부에 독립 구조로 설치되는 사각형 모양의 콘크리트 차폐체내에 재검증관을 설치(총4개)하도록 하였다. 재검증관을 둘러싼 카본 스틸과 콘크리트 차폐체는 선량율을 감소시키는 차폐체 역할을 하고, Signal-to-noise를 최소화하고 방사선 신호를 최대화하기 위해 콜리메타가 설치된다.

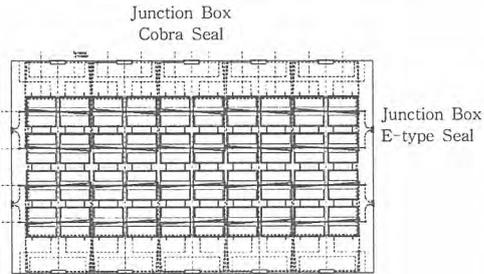


그림 2. 모듈 상부 봉인

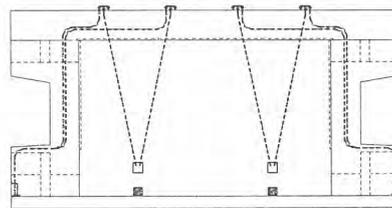


그림 3. 모듈 측면 봉인

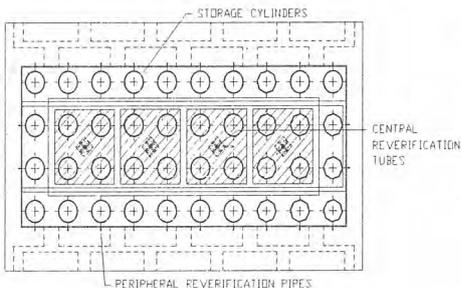


그림 4. 모듈 재검증관 배치도

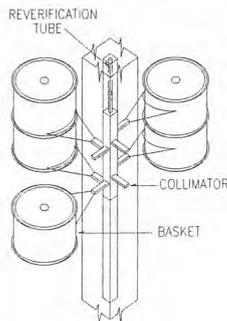


그림 5. 모듈 중앙부 재검증관

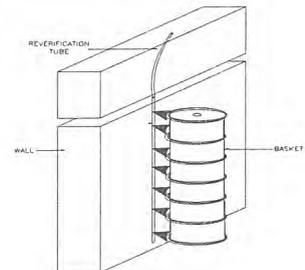


그림 6. 모듈 주변부 재검증관

ACPF 시설의 핵물질 이동 감시 시스템

송대용, 이태훈, 정정환, 고원일, 김호동

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

dvsong@kaeri.re.kr

민감 핵물질인 사용후핵연료를 취급하는 ACPF와 같은 시설에서의 핵물질 안전조치는 매우 중요한 의미가 있다. 이러한 시설을 이용한 연구 분야에서 IAEA 안전조치를 철저히 이행함으로써 국가 차원의 원자력 연구개발 활동에 대한 대외 신뢰도를 제고하게 되어, 우리나라의 제반 원자력 활동에 대한 국제적 제약 요인을 최소화할 수 있기 때문이다. 핵물질 안전조치의 목적은 핵물질을 평화적인 원자력 활동 이외의 목적을 위해 전용하지 않는다는 것을 국제사회에 보장하는 것이다. 안전조치의 기본적인 접근 방안은 계량관리이며, 중요한 보조적 수단으로 격납/감시 기법을 이용한다. 격납/감시 기법은 핵물질 계량관리를 보완하고 시설의 운전에 관한 간섭을 최소화하여, 효율적이고 효과적인 방법으로 안전조치의 목적을 달성하기 위한 수단이다.

이 연구에서는 ACPF 시설의 핵물질 이동 감시 시스템을 구축하기 위해 시설의 격납 특성 분석 및 격납 경계를 설정하고, 격납 구역 내에서의 전용 경로를 설정하였다. 또한, 각 전용 경로에서의 전용 가능성 수준을 분석하고, 이를 바탕으로 감시 시스템을 설계하고 개발하였다.

- 감시 시스템의 구성

ACPF 시설에는 핵물질 이동이 가능한 2개의 주요 경로, 즉 핵물질 및 폐기물의 반출입이 이루어지는 주 출입구(rear door)와 장비의 유지보수를 위한 출입구(side door)가 있다. 본 연구에서는 이들 출입구로의 접근을 감시하기 위해 시설 외부에 CCD 카메라를 설치하고, 핵물질의 출입을 검증하기 위해 중성자 모니터를 설치하였다. 전체적인 하드웨어의 구성은 3대의 CCD 카메라와 2대의 중성자 모니터(ASNM) 및 1대의 중성자 측정 장치(ASNC), 그리고 데이터 취득 장비(DAQ)로 구성되어 있다. 핫셀 내의 설치되어 있는 중성자 측정 장치(ASNC)는 시설의 핵물질 계량관리에 사용되는 장비로서 감시 시스템에서도 이용하고 있다. 카메라와 중성자 모니터 및 중성자 측정 장치로부터 취득되는 영상 및 방사선 신호는 데이터 취득 장비(DAQ)에 의해 실시간으로 동시에(time-synchronized) 수집되어 소프트웨어에 의해 처리, 시스템에 저장된다. 영상 신호는 motion detection을 수행하여 이전 영상과 비교, 변화된 영상만을 JPEG 형식으로 시간정보와 함께 저장하며, 방사선 신호는 5초 간격으로 텍스트 형식으로 저장된다.

- 소프트웨어의 구성

소프트웨어는 Windows XP를 기반으로 개발하였으며, 프로그램은 Microsoft Visual C++를 이용하여 개발하였다. 시스템의 주 화면은 <그림 1>과 같으며, 영상을 보여주는 창, 중성자 모니터에서 취득한 방사선 신호(중성자의 수)의 변화를 그래프로 그려 보여주는 창, 5초 간격으로 수집되는 중성자의 수를 보여주는 창 등으로 구성되어 있다.

- 결론 및 향후 계획

핵물질 취급시설에서 감시 시스템의 역할은 시설 운영에 영향을 최소화하면서 효과적으로 안전조치 목적을 달성할 수 있도록 핵물질의 이동을 실시간으로 감시하는 것이다. 이러한 조건에서 핵물질의 종류를 알아내거나 성분을 분석하는 것은 매우 어려우므로, 이 연구에서는 핵물질의 위치의 변화만을 고려하여 시스템을 개발하였다. 개발된 시스템은 여러 차례의 성능 시험을 거쳐 ACPF시설에 설치하여 안정적으로 운영되고 있다. 그러나 영상을 이용한 핵물질 이동 감시기능은

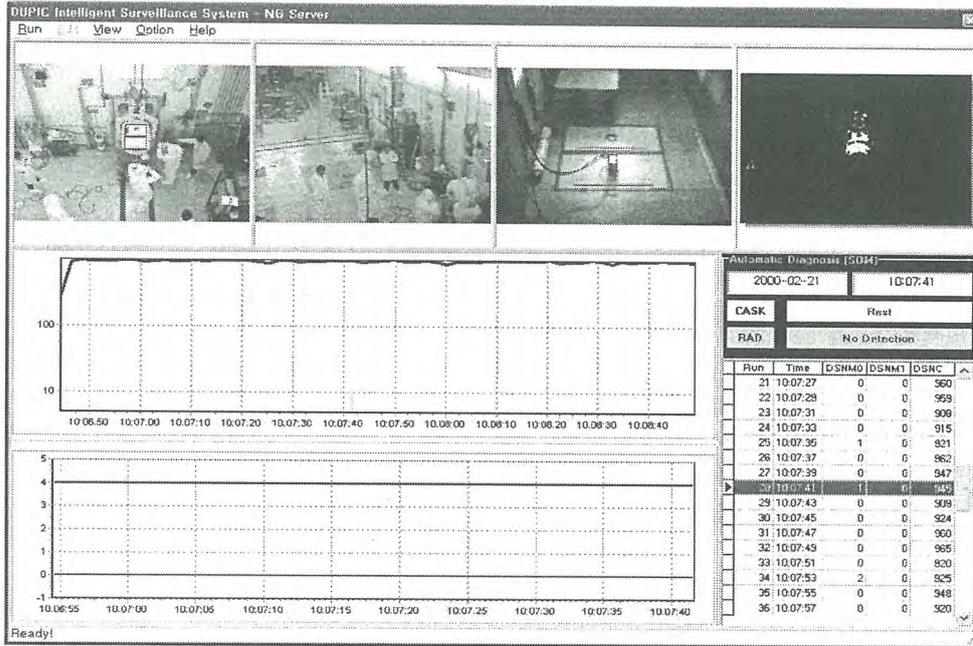


그림 1. 핵물질 감시 시스템의 주화면.

정상적인 조명 상태에 한해 적용이 가능하며, 조명이 흐리거나 상실될 경우 영상을 통한 핵물질의 움직임을 감시할 수 없는 문제점이 있다. 또한, 비정상적인 상황이 발생할 때에 시설운영자 및 유관 기관에 휴대전화나 전자메일을 통하여 자동으로 통보할 수 있는 비상대응 기능과 시설의 특성에 따른 감시 요소(온도, 전기적 신호 등)를 추가하여 감시기능을 보다 강화할 필요가 있다. 따라서 이러한 문제점 해결과 기능 보완을 위한 추가 연구가 필요하다.

평형핵연료주기 시스템분석

고원일, 권은하, 송대용

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

nwiko@kaeri.re.kr

에너지공급의 측면에서 원자력이 다른 에너지공급원보다 우수하다는 것은 이론의 여지가 없으나, '원자력'을 논의할 때 항상 거론되는 몇 가지 문제점이 있다. 즉, 첫째 유한한 우라늄자원을 어떻게 효율적으로 사용할 것인가? - 지속가능성 측면, 둘째 발생하는 폐기물을 어떻게 처리할 것인가? - 폐기물처분성 측면, 셋째 환경적으로 안전한가? - 환경친화성 측면, 넷째 핵무기의 확산을 어떻게 방지할 것인가? - 핵확산저항성 측면, 다섯째 타에너지원과 비교하여 경제성이 있는가? - 경제성 측면 등이다. 따라서, 핵연료주기에 관한 국가의 정책을 수립할 경우에도 이러한 측면에서의 평가를 통하여 원자력발전을 지속시킬 수 있는 방향으로 정책이 마련되어야 할 것이다.

핵연료주기에 관한 국가의 정책을 수립하기 위해서는 향후 우리나라에 적용 가능한 핵연료주기 시나리오를 설정하고, 이를 평가하는 작업이 선행되어야 한다. 본 연구에서는 우리나라의 원자력발전 현황 및 현재 추진되고 있는 원자력진흥종합계획 등을 고려하여 향후 우리나라에 적용 가능한 네 가지의 핵연료주기 시나리오를 설정하였는데, 즉, 첫째 PWR 사용후핵연료를 중간저장한 후 재활용하지 않고 영구처분하는 '직접처분주기', 둘째 PWR 사용후핵연료를 DUPIC 핵연료로 가공하여 CANDU에서 재이용하고 DUPIC 사용후핵연료는 영구처분하는 'DUPIC 핵연료주기', 셋째 PWR 사용후핵연료를 습식재처리(PUREX)한 후 분리된 플루토늄은 MOX 핵연료로 가공하여 PWR에 재이용하고 MOX 사용후핵연료는 영구처분하는 '열중성자 재활용주기', 넷째 고온전해분리(pyroprocessing)를 통하여 금속핵연료를 만들어 고속로(SFR)에서 재이용하면서 고독성 핵종을 소멸시키는 'GEN-IV 핵연료주기'가 그것이다.

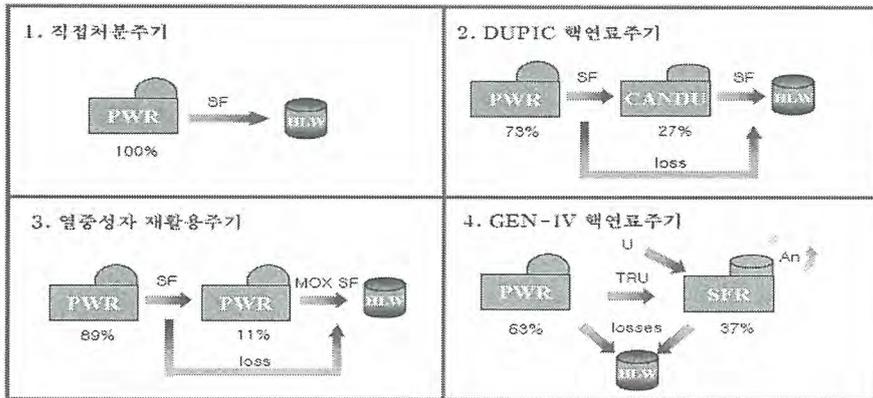


그림 1 핵연료주기 시나리오

각각의 시나리오를 지속가능성 측면, 환경친화성 측면, 핵확산저항성 측면, 그리고 경제성 측면에서 분석한 결과, 전체적으로 GEN-IV 핵연료주기가 지속가능성·환경친화성·장기적 핵확산저항성 측면에서 우수한 것으로 나타났다. 다만, 경제성 측면의 경우, 현재의 우라늄가격이 더욱 상승하던지 혹은 고온전해분리의 처리비용과 금속핵연료의 제조비용을 줄일 수 있다면 경제성이 확보될 것으로 예견된다.

ACPF의 격납감시체제에 대한 고찰

이성호, 김현숙, 이병두

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
shlee10@kaeri.re.kr

ACPF(Advanced Spent Fuel Conditioning Process Demonstration Facility)는 사용후핵연료내 열원과 방사선원을 제거하여 사용후핵연료를 부피의 감소와 안전성을 강화한 장기적인 사용후핵연료 저장방안을 모색하려는 연구시설이다. 현재 ACPF는 신연료만 취급하고 있으나 사용후핵연료 취급에 대비하여 보다 엄격한 IAEA 안전조치를 적용받게 될 것으로 예상된다. 안전조치는 핵물질계량관리의 이행 및 격납감시(Containment and/or surveillance)로 보완된다. ACPF는 ASNC(ACPF Safeguards Neutron Counter)를 활용한 핵물질계량관리방안을 제시한 바 있으며, IAEA는 계량관리의 미비점(고방사능 환경 및 NDA 특성상 발생하는 ASNC 측정오차 등)을 격납감시로 보완하게 될 것이다. 따라서, 본 문에서는 IAEA 격납감시체제의 운영목적 및 기능을 검토하고 ACPF에 격납감시체제 적용 시에 고려해야 할 사항들을 제시하였다.

1. IAEA 격납감시체제의 운영목적 및 기능

격납감시 수단(Containment/surveillance measures, C/S measures)은 핵물질계량관리를 보완하는 역할을 한다. 즉, 격납감시를 통하여 핵물질, 다른 물질, 장비 및 시료의 이동정보를 입증하거나 안전조치 관련 자료를 완전하게 보존하게 된다. 많은 경우에, 격납감시체제는 사찰관 부재기간 동안 지속적인 소식의 전달을 보장하면서도 비용절감의 효과가 있다.

격납감시체제는 격납감시수단들을 조합하여 안전조치 목적을 달성할 수 있도록 설계되며, 신뢰성을 증진시키는 목적 외에도 backup용으로 한 개 이상 여러 개의 격납감시 장비들을 이용할 수도 있다. 특히, 서로 기능이 독립적이어서 동시에 변질되거나 실패하지 않는 두 개의 격납감시 장비를 활용하는 이중 격납감시 체제(Dual C/S System)는 tampering이나 failure mode를 방지할 수 있으므로 통상 핵물질 검증을 수행하기 어려운 장소에 적용되어, 격납감시 결과로 신뢰성을 높이고 주기적인 재검증의 필요성을 줄이게 된다.

2. ACPF의 구조적 특징 및 핵물질 반출입 경로

격납감시와 관련된 ACPF의 구조적 특징을 살펴보면, IMEF 지하에 위치한 2개의 출입구(핵물질 반출입 및 장비보수)를 가진 핫셀이며, 출입구는 핵물질 반출입용 및 제염/장비 수리용으로 활용하게 된다. 또한 핫셀 운영에 필요한 간단한 소품을 주입할 수 있는(반출 불가능) Toboggan이 작업구역에 있다.

핵물질 반출입 경로(ACPF 핫셀과 타 시설간 핵물질이 반출입 경로)로는 IMEF 서비스구역에 있는 IMEF-ACPF충간 출입구를 통하여 핵물질을 담고 있는 Cask가 이동하게 된다.

3. ACPF 격납감시체제 결정시 고려사항

IAEA 격납감시체제의 운영목적과 ACPF 시설 운영을 고려해 볼 때, ACPF에 적용되는 격납감시체제는 IAEA 격납감시체제의 목적을 충족시키면서 ACPF의 정상적인 운영활동에 제약을 주지 않는 방향으로 적용되어야 한다. 최근 IAEA가 제안한 ACPF 격납감시체제(안)은 기본적으로

KAERI 전문가의 견해와 유사하다.

다만, ACPF에 격납감시체제 시행시, 시설 운영의 관점에서 두 개의 출입구에 모두 Metal seal을 적용하는 것 보다 개폐가 많은 출입구는 VACOSS seal을 적용하는 것이 바람직하며, 핵물질 전용가능성이 있는 경로를 명확히 선정하여 적정 수의 감시카메라 설치하여 IAEA 격납감시체제의 효율성을 제고할 수 있도록 고려되어야 할 것이다.

이상과 같은 ACPF 격납감시체제는 시설관점 뿐 만 아니라 IAEA 관점에서도 고방사능 환경 하에서 핵물질 검증이 어려운 ACPF에서 핵물질 전용에 대한 투명성을 높이고 안전조치 강화하는 최적의 방안이 될 것이다.

PWR 사용후핵연료 건식 저장 시설의 연소도 크레디트에 관한 연구

강경민, 제무성, 정재학*

한양대학교, 서울시 성동구 행당동 산 17

* 원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19

jac@hanyang.ac.kr

요 약

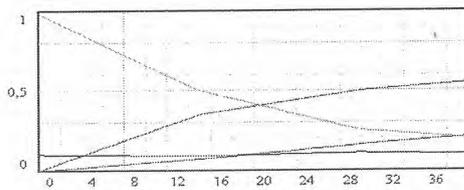
사용후 핵연료용 수송용기의 설계 안전평가에서는 이제까지 용기에 수납되는 연료는 미조사, 즉 신연료라 가정해서 보수적으로 임계안전설계를 수행하여 왔다. 이것은 연소에 따른 연료내의 핵연료 물질의 감소 및 생성의 의한 반응도의 변동을 계산 평가하는 것이나 또는 연소로 인해 생성되는 중성자 흡수 핵종의 조성 및 함유량 등을 정확히 계산 평가하는 것이 복잡해서 곤란했던 것으로 그 요인을 들 수 있다. 사용 후 핵연료를 신 연료로 가정하는 등의 불합리성을 해소하고, 안전성을 잃지 않고 사용 후 핵연료 운반용기 들의 경제성을 추구하는 기운이 높아지고, 관련 연구가 적극적으로 진척되게 되었다. 그 결과 연소에 따른 연료내의 핵연료 물질의 감소 생성과 핵분열 생성물 등에 의한 반응도의 저하, 즉 중성자 실효 증배율의 저하를 고려한 것을 사용 후 핵연료용 캐스크 설계 안전평가에 취할 수 있게 되었다.

연소도 크레디트를 채용함으로써 사용후 핵연료내의 핵연료물질량은 실제로 존재하는 양을 사용하는 것이 되므로 초기 농축도가 높은 고연소도 연료에서 그 효과가 보다 크게 될 것이다. 이것은 연소도 크레디트 채용에 따라 연료 바스켓의 중성자흡수제 사용량 감소가 가능해져 사용 캐스크의 수를 줄일 수 있어 경제성 향상이 기대되고 아울러 그이 취급 횟수 및 수송횟수가 감소됨에 따라 안전성의 향상도 기대된다.

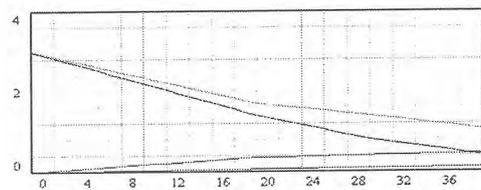
연소도 크레디트의 적용

사용 후 핵연료를 수송 또는 저장하는 용기 등의 임계안전설계는 이제껏 보수적으로 사용후핵연료를 신 연료로 가정해서 취급하여 왔다. 최근 핵연료 경제성을 높이기 위해서 고 연소도 연료의 사용이 실용화되게 되었다. 이에 따른 사용 후 핵연료의 수송 및 저장용기가 필요하게 되고 그 이 임계 안전 설계에 이제까지의 가정을 사용하는 것이 모순이 커지게 되었고 아울러 불합리성이 보다 명백하게 되었다. 이 모순 및 불합리성을 해소하기 위해서 연소도 크레디트 도입을 고려하게 되었다. 연소도 크레디트 도입은 고연소도 연료를 대상으로 할 때 특히 효과적임을 알 수 있으며 여기서는 PWR의 고연소도 연료를 포함 시킨 연료의 특성을 해석 평가한 결과를 바탕으로 연료의 연소도와 반응도와의 관계를 신연료의 그것과 비교한 결과를 표시한다.

연료에 있는 핵분열성 물질 농도 (U-235 + Pu-241 농도) 가 연소에 따라 변화하는 상태를 초기 농축도를 매개변수로 하여 PWR일 때 초기 농축도 4.6%의 핵분열성물질농도는 30 GWD/MT 에서 약 55% 50 GWD/MT 에서 약 30%로 감소함을 확인할 수 있다.



핵분열비 : U238
 핵분열비 : Pu241
 핵분열비 : Pu239
 핵분열비 : U235



핵분열성핵종농도 : 합계
 핵분열성핵종농도 : Pu241
 핵분열성핵종농도 : Pu239
 핵분열성핵종농도 : U235

그림 1. 핵분열비의 연소도에 따른 변화

그림 2. 핵분열성핵종 농도의 연소도에 따른 변화

그림 1은 핵분열성 핵종 U-235, Pu-239, Pu-241의 핵분열 비의 연소도에 따른 변화를 나타낸다. 이로부터 Pu-239 및 Pu-241이 연소에 따라 생성하는 비율 및 U-235가 연소에 따라 감소하는 비율을 알 수 있다. 또한 U-235, Pu-239, Pu-241의 핵분열성물질농도 각각이 연소도에 따라 감소 및 생성하는 상태를 그림 2에 나타내고 있다. 이 그림에서 연소도 약 30 GWD/MT에서 합한 핵분열성물질농도 (U-235+ Pu-239+ Pu-241 농도) 는 연소도 0 GWD/MT에서의 값의 약 1/2 이 된다는 것을 알 수 있다.

PWR 연료봉 (농축도 : 4.2%)에 대한 HI-STORM MPC68, 08x08 assembly의 신연료 30 GWD/MTU 및 40 GWD/MTU 연소연료봉을 비교 평가하여 중성자 실효증배율을 구한 예를 설명한다. 핵임계도 평가에 사용된 MCNPX 코드는 몬테카를로 방법론을 사용하여 수송방정식의 해를 얻으며, 기하학적 형태모사가 자유로와 상세 모델링이 가능하므로 실제 실험을 통해 데이터 산출이 어려운 경우 실험을 대체하는 결과로서 이용될 정도로 그 정확성을 인정받고 있다.

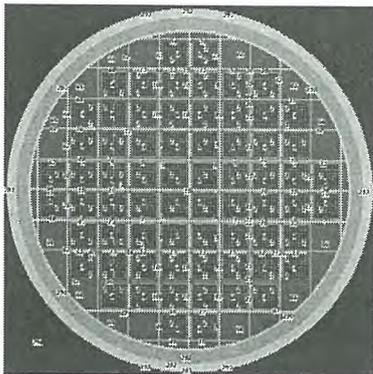


그림 3. HI-STORM MPC68에 대한 MCNPX 실험

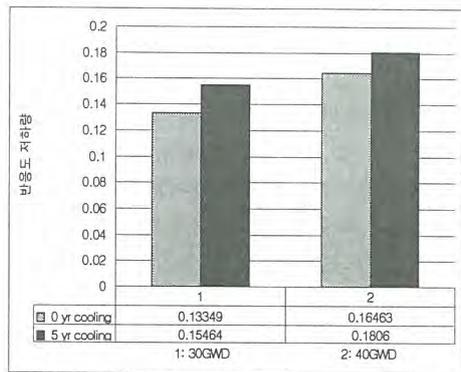


그림 4. 반응도 저하량의 계산

위 도표는 사용후핵연료에 대한 연소도에 따른 증배계수 변화가 나타나 있는데, 초기 농축도 4.2wt%, 방출연소도 30GWD/MTU인 핵연료의 반응도저하량은 0.13349로 나타났으며, 초기농축도 4.2wt%, 방출연소도 40GWD/MTU인 핵연료의 반응도 저하량은 0.16463로 계산된다. 또한 냉각기간이 같을 때에는 연소도가 높은편이 반응도 저하량이 크며, 연소도가 같을 때에는 냉각기간이 긴 편이 저하량이 크다는 것을 확인할 수 있다.

결론 및 향후 계획

이상의 검토에서 알 수 있듯이 사용 후 핵연료 캐스크 등의 설계에 있어 고연소도 사용후 핵 연료를 신연료를 가정하는 것은 연소에 따른 핵 분열성 물질농도가 변화(감소)하지 않는 다고 여긴 것이며 이 가정이 과도한 안전 여유를 갖고 있어 불합리한 것임을 알 수 있다. 연소도 크레디트를 도입하면, 수납연료집합체의 반응도를 신연료 가정으로 구한 값보다 작게 평가할 수 있고, 아울러 반응도를 작게 함에 따라 2차 중성자를 포함한 중성자방출율도 작게 평가됨으로 용기에 수납체수를 증가시킬 수 있다. 그러므로 수송횟수 감소에 따른 안전성의 향상과 앞에서 설명한 바와 같은 경제성의 향상이 기대된다.

참고문헌

- [1] 박광준 한국원자력연구소 KAERI/TS-52/98 임계안전과 연소도 크레디트 1998. 6
- [2] HI-STORM FSAR Rev. 3 REPORT HI-2002444, 2005
- [3] MCNPX General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 2.5d3, Los Alamos National Laboratory (Dec.2003)

Dynamic Analysis of the Multiple Thorium Fuel Recycle Scenarios by Using CANDU Reactors

Chang Joon Jeong and Hangbok Choi

Korea Atomic Energy Research Institute, P.O. BOX 150, Yuseong, Daejeon, 305-600

cjjeong@kaeri.re.kr

The thorium fuel recycle scenarios through the Canada deuterium uranium (CANDU) reactor have been analyzed for two thorium fuel types: homogeneous $(\text{Th,U})\text{O}_2$ and heterogeneous $(\text{Th,U})\text{O}_2$ -DUPIC fuels. The multiple recycling concept is modeled through the current dry process technology, which is a "thermo-mechanical process" developed for the direct use of spent PWR fuel in CANDU reactors (DUPIC) fuel cycle technology [1]. The thorium fuel cycle model was incorporated into the Korean once-through nuclear fuel cycle. The analysis was performed by the modified DYMOND code [2]. In the thorium fuel cycle, the thorium fuel CANDU reactor is deployed from 2020 at a capacity of 30%.

In the homogeneous fuel cycle model, a closed fuel cycle is achieved by a multiple recycle of the thorium fuel. The volume fraction of UO_2 in the $(\text{Th,U})\text{O}_2$ fuel is 9% with an initial ^{235}U enrichment of 20 wt%. The discharge burnup is estimated to be 14000 MWd/t. In the calculation, the 43-element fuel bundle is chosen. For the heterogeneous fuel cycle, two kinds of fuel rods are considered: the thorium fuel and DUPIC fuels. In the 37-element standard CANDU fuel bundle, the outer 30 fuel rods are loaded with the DUPIC fuel, while the inner 7 fuel rods are loaded with the thorium fuel for a multiple recycling. For this fuel cycle model, it is assumed that the uranium fraction in $(\text{Th,U})\text{O}_2$ is 10% and the rare earth fission products removal rate is 30% for the DUPIC fuel. The discharge burnup is 19000 MWd/t. In this case, natural uranium is used as a feed material.

For both thorium fuel cycles, the amount of annual natural uranium mining is compared in Fig. 1. The mined uranium for a homogeneous thorium cycle increases from 2030 to 2040, and it decreases rapidly once the recycling starts. The increase of the uranium mining is due to the use of enriched uranium in the homogeneous thorium fuel cycle. In the case of the heterogeneous thorium cycle, the uranium mining amount is always smaller when compared to the once-through cycle. The total amount of uranium mining until 2100 will be 389 and 380 kt for the homogeneous and heterogeneous thorium cycles, respectively. For the homogeneous thorium cycle, the thorium feed increases to ~ 100 t in 2040, but it decreases rapidly once the recycling starts. The amount of thorium feed for the heterogeneous cycle is very small when compared with that for the homogeneous cycle.

As shown in Fig. 2, the spent fuel of the homogeneous thorium cycle will be 59 kt in 2100, which is smaller by $\sim 9\%$ when compared with that of the once-through cycle. In the homogeneous thorium fuel cycle, there is in principle no spent fuel from the thorium-CANDU reactor since all the thorium-based spent fuel is recycled. The total spent fuel from the heterogeneous thorium fuel cycle is 53 kt in 2100, which is smaller by $\sim 18\%$ when compared with that of the once-through cycle.

In summary, when compared to the once-through cycle, the homogeneous thorium fuel cycle can save on the amount of uranium mining by 15% and reduce the inventories of the spent fuel, plutonium and minor actinides by 9, 9 and 8%, respectively. In the case of the heterogeneous fuel cycle, the amount of uranium mining can be reduced by 16%, and the amounts of total spent fuel, plutonium and minor actinides are reduced by 18, 24 and 25%, respectively. Consequently, both thorium fuel cycles can reduce the spent fuel, plutonium and minor actinides inventories. From the viewpoint of the material

flow, the heterogeneous thorium fuel cycle seems to be more feasible. It is recommended, however, that an economical analysis of this fuel cycle be performed in the future.

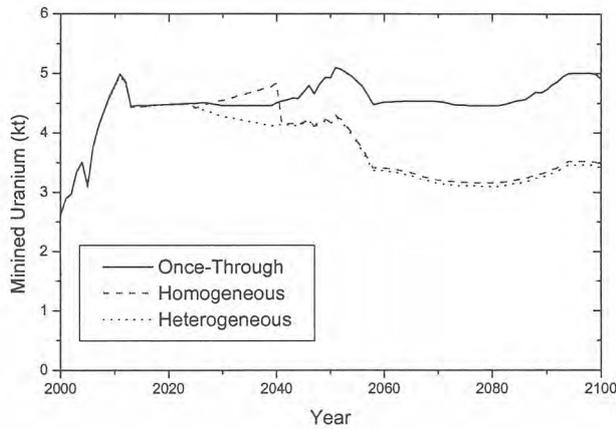


Fig. 1. Comparison of the amount of annual uranium mining

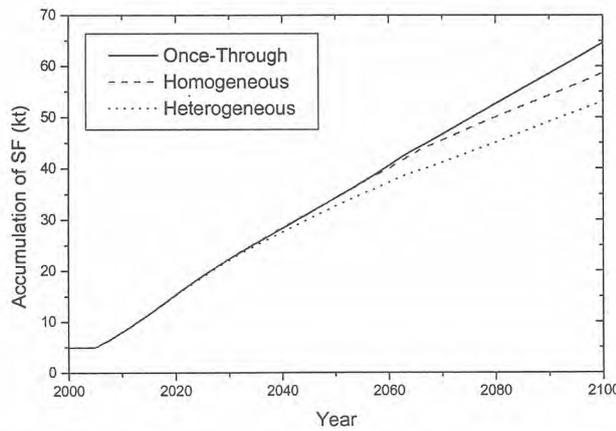


Fig. 2 Comparison of the spent fuel accumulation

References

1. M.S. YANG, H. CHOI, C.J. JEONG et al., "The Status and Prospects of the DUPIC Fuel Technology," *Nuclear Engineering and Technology*, **36**, 359, 2006.
2. J. H. PARK, C. J. JEONG and H. B. CHOI, "Implementation of a Dry Fuel Cycle Model into the DYMOND Code", *J. of Korean Nuclear Society*, **36**, 175, 2004.

PWR 사용후핵연료 건식저장기준 현황 및 국내 핵연료 적용성 평가

양용식, 김선기, 김대호, 방제건, 송근우
 한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
 yys@kaeri.re.kr

사용후핵연료의 중간저장방식은 크게 습식저장과 건식저장으로 나뉘며 현재 국내에서는 CANDU형 사용후핵연료를 제외한 핵연료가 습식저장방식으로 저장되고 있다. 1년동안 국내 원자력발전소에서 발생하는 사용후핵연료의 고리1호기와 같은 60만kW급에서는 매년 약 14톤, 100만 kW급에서는 매년약 19톤이 발생하고 있다. 국내 사용후핵연료 저장량은 2005년말 현재 합계 7,961톤(최대 저장용량의 81%)의 핵연료가 저장되어 있으며 각 site에 따라 차이는 있지만 대략 올진은 2007년, 고리 및 영광은 2008년에 현재 저장능력이 포화될 예정이다. 또한, 조밀렉 방법에 의한 시설확충이 고리 1,2호기의 경우에는 불가능하여 고리 3,4호기의 저장시설에 임시로 저장하고 있으며, 각 발전소의 조밀렉 확충이후에도 약 2016년에는 포화에 도달할 것으로 예상된다(표 1). 따라서, 핵연료 중간저장시설로서의 건식저장기술의 개발은 시급히 해결해야 할 문제이다.

표 1. 사용후핵연료 저장관리 현황 (2005년 12월 기준, 단위:톤) - 과학기술부 통계자료

구 분	저장용량	저 장 량	예상 포화년도	
			현 용량기준시	저장능력 확충시
고 리	1,737	1,475	2008	2016
영 광	1,696	1,249	2008	2021
올 진	1,563	949	2008	2018
월 성	4,960	4,287	2006	2017
계	10,035	7,960	-	-

- 사용후핵연료 건식저장의 현재 기준 및 체계

사용후핵연료의 건식저장은 영구처분이 아닌 중간저장이며 영구처분 혹은 재처리를 위해서 저장 핵연료는 반드시 다시 인출되어야 하기 때문에 건식저장 중 핵연료의 손상이 발생하지 않도록 하여야 한다. NRC에서 작성된 10CFR72는 저장기간동안 피복관의 건전성이 유지됨을 보이는 것을 의무화 하였으며 SRP(NUREG-1567)에서는 최소한 20년 이상 핵연료봉이 건전하기 위해서는 정상/비정상 상태시 각각 피복관 허용온도가 380°C/570°C이하로 유지되어야만 할 것과 40년간의 저장시 손상확률이 0.5%이하임을 보이도록 하고 있다. SRP에서 제시된 피복관 온도 기준은 건식저장 중 주요 핵연료 피복관 손상 메커니즘인 피복관 크립, SCC(Stress Corrosion Cracking), DHC(Delayed Hydride Cracking), Hydrogen re-orientation등에 대한 실험을 통해 설정되었다.

기준온도 설정을 위한 실험은 대부분이 PNNL에서 수행되었으며 1980년대 중반에 주로 사용되던 Zircaloy 피복관 핵연료를 대상으로 시험이 수행되었으며 최대 봉평균연소도는 약 40MWd/kgU까지 였다. PNNL에서 건전성 시험을 통해 제안한 기준은 핵연료 피복관 온도 및 저장되는 핵연료의 초기 hoop stress 로서 각각 400°C/90MPa을 기준으로 제시하였다. NRC에서는 보수성을 고려하여 PNNL에서 제시한 피복관 온도보다 낮은 380°C, 연소도는 28MWd/kgU을 인/허가 기준으로 삼았으며 이 이상의 연소도에서는 기준 온도를 변경하여야 함을 명시하였다. 단, 피복관에 가해지는 hoop stress는 당시 인출되던 핵연료의 봉내압이 매우 낮아 보수성이 매우 높아 제외되었다. 따라서, 현재 건식저장 방식의 기준을 종합하면 봉평균 연소도 28MWd/kgU, 저장기간 20년 내에서 피복관 온도 380°C/570°C(정상/사고시) 이하 및 최대 hoop stress 90MPa이라 할 수 있으며 연소도의 증가 혹은 저장기간의 연장시에는 새로운 건전성 기준의 제시 및 관련 시험자료/모델의 제출을 의무화하고 있다.

- 기존 건식저장 건전성 기준의 국내 사용후핵연료 적용성

핵연료 경제성의 향상을 위해 꾸준히 진행되어 온, 핵연료 연소도의 증가는 사용후핵연료의 발생량을 줄이는데에 큰 기여를 하였지만 연소된 핵연료의 건전성은 기존 저연소도 핵연료에 비해 매우 취약하게 되었다. 그림 1에 나타난 바와 같이 90년이후 인출된 대부분의 핵연료들은 봉평균

연소도를 고려할 때 이미 기존 건식저장 인허가 범위인 28MWd/kgU를 넘어서고 있기 때문에 기존 건식저장 기준의 적용에 제한을 받게 된다. 또한, 최근에 사용되기 시작한 Zirlo등과 같은 신합금과 기존의 Zircaloy는 조성이 다르기 때문에 이 역시 기존의 건전성 시험자료를 이용한 저장 기준의 적용은 불가능하다. 고연소도 핵연료는 저연소도 핵연료에 비해 건전성이 떨어지는 첫 번째 이유로는 붕괴열의 증가가 있다. 그림 1,2에 나타난 바와 같이 고연소도 핵연료는 저연소도 핵연료에 비해 약 1.4~1.6배까지 발열량이 큰 것으로 나타나고 있으며 이는 피복관 온도 상승에 큰 영향을 끼치게 된다.

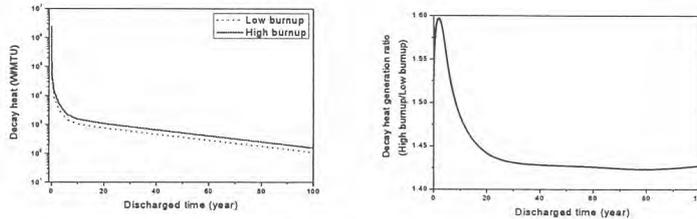


그림 1. 저장 기간에 따른 저연소도/고연소도 핵연료의 붕괴열 변화

두 번째로 연소도증가와 함께 수반되는 핵분열기체방출량의 증가는 인출된 핵연료의 봉내압을 증가시켜 creep, SCC등 압력에 민감한 파손기구들을 가속화 시킬 것으로 예상된다. 그림 2에 나타난 바와 같이 현재의 고연소도 핵연료들은 PNNL에서 제시한 90MPa 기준을 쉽게 초과할 수 있는 것으로 나타나고 있다.

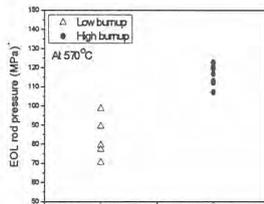


그림 2. 핵연료 연소도에 따른 봉내압 증가

마지막으로 고연소도 핵연료는 저연소도 핵연료에 비해 피복관의 산화 및 수소침투가 크기 때문에 작은 충격에도 쉽게 파손되는 특성을 가지게 된다. 그림 4에 나타난 바와 같이 고연소도 피복관은 저연소도 피복관에 비해 매우 큰 수소함량을 가지기 때문에 작은 변형에서도 파손이 쉽게 발생할 수 있다.

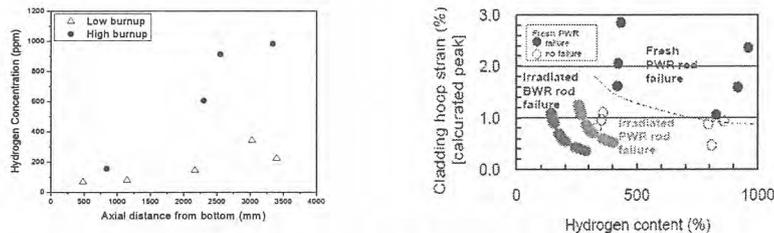


그림 4. 연소도 증가에 따른 피복관 수소함량 증가 및 피복관 건전성 감소 (Nakamura et al.,)

따라서, 고연소도 핵연료의 건식저장을 위해서는 고연소도 핵연료를 이용한 새로운 저장건전성 시험결과 및 관련 모델들에 대한 개발 및 새로운 건전성 기준 수립이 선행되어야 할 것이다.

프랑스의 사용후핵연료 처리시설 현황

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

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

yougil@kaeri.re.kr

우리나라와 같이 석유자원이 부족한 프랑스는 1945년 프랑스 원자력청(CEA)을 창설하여 원자력 전반에 대한 연구개발을 일관되게 추진하여 오고 있다. 프랑스는 원자력 개발 초기부터 Closed Fuel Cycle 정책을 채택하여 왔으며, 1991년 발효되고 2006년 개정된 방사성 폐기물법에서도 이를 확인한 바 있다.

프랑스는 1958년에 프로방스 지방의 Marcoule에 현재는 폐쇄된 플루토늄 생산로 G1, G2의 사용후핵연료를 처리하기 위해 UP1 공장을 가동하였으며, 1966년 및 1989년에는 노르망디 지방의 La Hague에 UP2 및 UP3 공장을 각각 가동한 바 있다. 1976년에 이러한 사용후핵연료 처리시설의 운영은 COGEMA사로 이관하였으나 원자력의 광범위한 연구개발 업무는 국책 연구기관인 CEA가 계속 수행하고 있다. 프랑스 정부는 1990년대에 들어와 고속로 핵연료를 포함한 모든 사용후핵연료 처리 연구는 Marcoule site에서 추진하도록 하였으며, 다른 곳에 위치한 관련 시설물들도 여기에 모두 이전하였다. 최근에는 사용후핵연료의 처리로부터 발생된 핵분열성 물질을 사용한 MOX 핵연료를 900 MWe PWR 원자로에 재순환하고 있으며, 2002년 10월 현재 18,000 톤 이상의 LWR 사용후핵연료 및 18,000 톤의 GCR 사용후핵연료가 처리되었다.

이 논문에서는 최근 미국의 GEN-IV 및 GNEP 프로그램 등을 통해 관심이 고조되고 있는 사용후핵연료 처리기술에 대한 현황분석 연구의 일환으로 세계 최고의 재처리기술을 보유하고 상업화에도 성공한 프랑스의 사용후핵연료 처리시설들에 대한 기술현황을 분석해 보았다.

빈 면

제2-1분과

방사성폐기물 처리 (Oral)

빈 면

삼중수소 선원제조장치 설계

김광신, 이숙경, 송규민, 김경숙, 손순환

한국전력공사 전력연구원, 대전광역시 유성구 문지동 103-16번지

kimk@kepri.re.kr

삼중수소에서 나오는 베타선의 에너지를 이용하여 장기간 작동이 가능한 저전력 초소형의 전지를 개발하는 과제가 진행 중에 있다. 삼중수소를 기체상태로 사용했을 때보다 전지의 단위부피당 발생 전력을 높이고 기체의 누출 가능성을 없애기 위해 분말 또는 박막형태의 수소저장금속을 사용하기로 하였다. 삼중수소화 금속의 삼중수소 밀도는 기체 상태 일 때보다 높지만 베타선의 투과력이 약한 관계로 분말의 크기가 매우 작아야 하고 박막의 두께도 매우 얇아야 한다. 이러한 분말의 제조와 삼중수소를 분말 및 박막에 흡장하기 위한 장치를 설계하였다. 저장금속 들의 특성을 조사한 결과 본 연구에 가장 적합한 금속은 티타늄인 것으로 판단되었다.

본 장치의 기능은 크게 세 가지이다. 첫째, 삼중수소를 저장하기 위한 금속 분말을 제조하는 것이고 둘째, 제조된 분말과 다른 방법으로 제조된 금속 박막에 삼중수소를 흡장하는 것이고 마지막으로 분말제조와 전단계로서 원료가 되는 금속의 표면에 흡착되어 있는 불순물을 제거하여 활성화하는 것이다. 각 기능에 대한 구체적인 설명은 다음과 같다.

활성화 - 용기에 금속을 집어넣고 Ar으로 purge 한 후 10^{-6} Torr 까지 진공배기하여 용기 내 불순물의 양을 최소화한다. 진공배기 후 약 1기압 정도로 고순도 수소를 주입하고 온도와 압력을 정확히 기록한다. 용기를 500℃로 2시간 정도 유지하며 압력의 변화를 측정한다. 압력 감소 속도가 증가하면 가열을 중지하고 용기가 상온이 될 때까지 기다린다. 이때의 온도와 압력으로부터 금속 내에 흡장된 수소의 양을 계산하고 이 값이 이론치와 근사하면 충분히 활성화 된 것으로 간주한다.

분말 제조 - 티타늄과 같은 금속은 원소상태일 때와 금속수소화물일 때의 밀도가 달라 수소가 흡장, 탈장됨에 따라 팽창, 수축을 하게 되어 점차 분말로 변하게 된다. 분말 제조는 저장금속의 수소 흡장 특성을 조사하는 방법을 응용하였다. 저장금속의 흡장 특성을 조사하는 방법은 세 가지가 있는데 수소와 금속을 집어넣은 용기를 밀폐하고 용기의 가열, 냉각을 반복하여 수소의 흡장 및 탈장을 반복하여 분말을 제조하는 밀폐형 열 사이클링 방법, 일정한 온도에서 수소를 주입했다 진공배기하는 작업을 반복하는 개방형 압력 사이클링 방법, 밀폐된 용기의 압력을 피스톤 등으로 변화시키는 밀폐형 압력 사이클링 방법이다. 개방형 압력 사이클링 방법은 반복적으로 주입되는 수소에 포함된 미량의 불순물이 분말에 누적되어 성능을 저하시키므로 바람직하지 않으며 밀폐형 압력 사이클링은 피스톤의 제작이 쉽지 않아 채택하지 않았다. 밀폐형 열 사이클링 방법은 저장금속이 합금인 경우 가열 과정에서 disproportionation에 의한 성능저하가 일어날 수 있으나 본 연구에서 선택한 티타늄은 합금이 아닌 단일 금속이므로 이러한 우려가 없어 본 연구에 채택하였다.

삼중수소 흡장 - 삼중수소의 흡장은 원리적으로 수소의 흡장과 다르지 않다. 활성화된 티타늄 분말이나 박막은 상온에서 자발적으로 빠른 속도로 삼중수소를 흡장하므로 용기 내부를 Ar로 purge하고 진공배기하여 불순물을 제거한 후 삼중수소를 계통 내에 주입하면 된다. 분말은 공기에 오염되었으면 다시 활성화과정을 거치면 되지만 박막의 경우는 전지의 기능을 하는 반도체 위에 코팅되어 있는 상태이므로 활성화가 불가능하므로 표면이 오염되지 않도록 주의해야 한다. 삼중수소 주입 후 용기 내 잔여 삼중수소는 최대한 회수하고 회수가 불가능한 미량은 삼중수소 회수 계통을 통과한 후 진공배기 함으로써 삼중수소의 대기 방출을 최소화한다. 삼중수소 흡장과정에서 온도 및 압력을 정확히 측정하여 삼중수소의 양을 정확히 관리해야 한다.

장치의 구성 - 장치는 크게 기체 주입계통, 진공배기 계통, metering tank, 시료 용기 등으로

구성되며 온도와 압력 측정 센서, 시료 용기 가열 계통 등이 부착된다. 장치 제작에서 주의할 점은 제조과정에서 분말이 계통 내에 비산되지 않도록 기체의 주입속도 및 진공배기 속도를 조절해야 하는 것이다. 기체 주입 계통은 purge를 위한 Ar 과 수소, 삼중수소를 공급할 수 있는 배관과 기체 내 수분 및 산소를 최소화하기 위한 수분/산소 filter로 구성된다. 진공 배기 계통은 10^{-6} Torr의 진공을 유지할 수 있도록 dry pump와 turbo molecular pump로 구성된다. metering tank는 주입되는 기체의 양을 정량하기 위한 것으로서 온도, 진공 센서 등이 부착되고 metering tank를 포함한 계통 배관 및 시료 용기의 부피는 정확하게 사전에 정량되어야 한다. metering tank와 연결되는 시료 용기는 시료를 넣고 꺼내기 쉽도록 제작되고 계통과 쉽게 분리될 수 있어야 한다. 또한 분말 제조를 위하여 온도와 압력센서가 부착되어 있어야 하며 가열을 할 수 있는 가열 계통은 선원제조장치로부터 분리될 수 있도록 제작되어야 한다.

향후 계획 - 현재 본 장치는 설계가 완료되어 제작 중에 있으며 분말 제조용으로 먼저 제작하여 사용한 후 발견된 문제점을 보완하여 삼중수소 흡장용을 제작할 예정이다. 다시 제작되는 부분은 metering tank와 시료 용기 및 배관으로서 본 장치는 대기 중에서 사용할 수 있으나 삼중수소를 사용할 때는 glove box 안에서 사용해야 하므로 삼중수소 흡장용 제작에는 이점이 고려될 것이다.

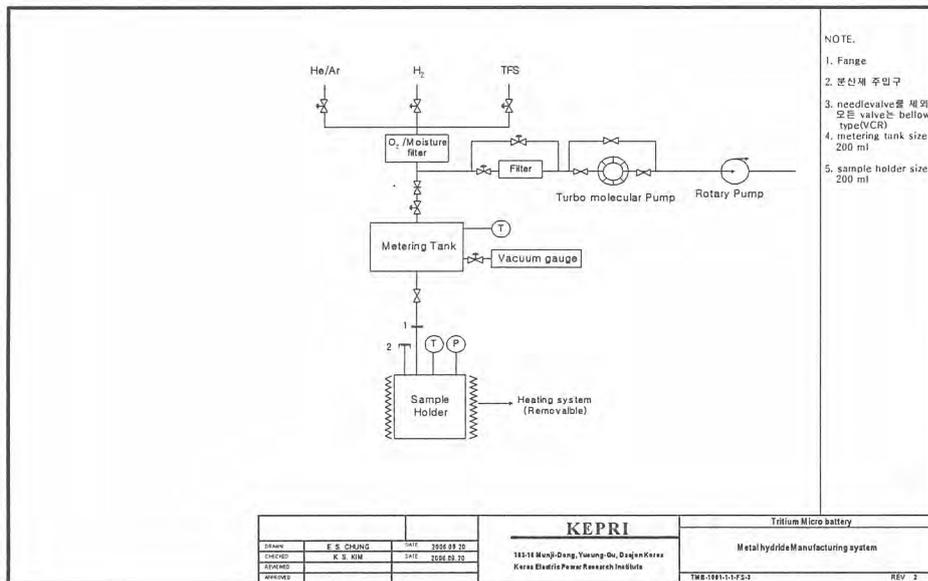


그림 1 삼중수소 선원제조장치

금속 우라늄 부스러기의 안전한 산화처리에 관한 연구

이돈배, 김창규, 김정도, 신원철, 이운상, 오석진, 김기환
 한국원자력 연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
 dblee@kaeri.re.kr

금속 우라늄은 공기 중의 산소와 친화력 커서 마찰열을 동반하는 가공 중에는 쉽게 발화되며, 발생된 부스러기 저장 중에서도 자연 발화되는 사건이 빈번히 발생하고 있다. 감손 우라늄 금속의 절단, 기계가공, 분말 제조 실험 등에서 발생하는 부스러기 또는 분말은 열적으로 불안정하여 자연발화의 위험성을 항상 내포하고 있다. 따라서 이것을 안전한 상태로 보관하거나 처리하는 문제가 주요하게 대두되고 있다. 본 연구에서는 우라늄 금속 부스러기를 안전한 우라늄 산화물 형태로 변환 시켜 보관하는 방법을 모색하기 위하여 수중에서 공기를 주입하여 산화반응 시키는 방법과 진공 중에서 가열하여 산소를 공급하면서 반응시키는 방법에 대해 실험을 수행하였다. 실험 결과 진공 분위기에서 가열하여 산소 주입량을 조절하면서 반응 시키는 방법이 작업성도 안전하고 배출 가스에 의한 환경오염도 적은 산화처리 방법임을 확인하였다.

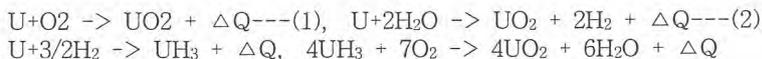
- 실험 방법

수중에서 공기를 주입하면서 반응시키는 장치를 제작하여 공기 주입속도 0.5 liter/min, 교반 회전수 1000 rpm으로 3 개월 동안 상온에서 반응시켰다. 한편 공기의 영향을 알아보기 위하여 공기 주입 및 교반 없이 같은 조건으로 반응시험을 수행하였다. 3 개월 반응시킨 후 고액 분리하여 고체를 건조시킨 후 현미경 관찰 및 조직분석을 수행하였다.

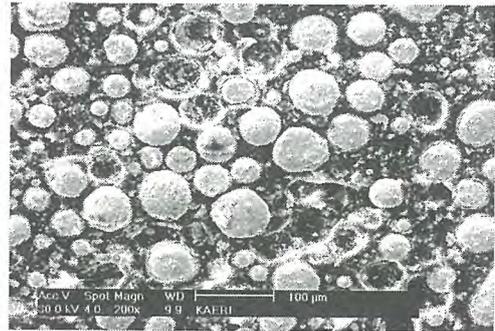
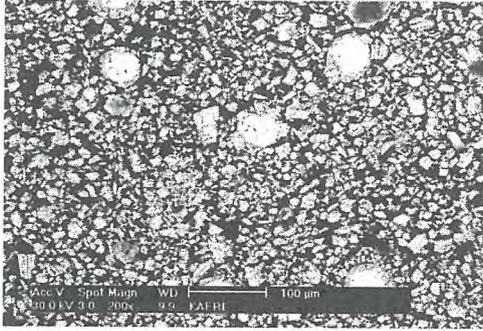
또한 수냉 jacket의 원통형 진공 chamber, PID 제어 방식의 가열장치와 온도 기록 장치, Dry pump를 갖춘 진공 시스템, 산소 공급 system으로 구성된 진공 산화 처리로를 제작하여 산화 실험을 수행하였다. 실험에 사용한 시료는 연구용 원자로 핵연료 개발에 사용된 순수한 감손우라늄 분말과 기계톱에서 발생한 감손 우라늄 부스러기를 사용하였다. 시료의 양은 각각 100 g 또는 50g을 사용하였다. 산소를 주입하는 동안 heater의 온도는 각각 400 °C를 유지하도록 하였다.

- 실험 결과 및 고찰

우라늄 금속 원심분무 분말을 수중에서 반응시킨 고품질을 그림 1에 나타냈다. 공기 주입 없이 90일 동안 반응 시킨 고품질 잔물은 10-20 μm 크기로 잘게 부스러진 입자로 변화하였다. 공기를 주입하면서 반응 시킨 고품질 잔물은 거의 구형의 입자로 존재하였고 입자 크기도 크게 감소되지 않은 것으로 나타났다. 각 고품질 잔물에 대한 EDX 분석을 한 결과 미세 입자는 U₃O₈ 인 것으로 나타났고, 구형의 큰 입자는 반응되지 않은 우라늄 금속 분말로 판명되었다. 우라늄 금속에 대하여 물속에서 일어나는 반응을 다음과 같이 보고하고 있는데, 공기가 주입된 경우는 발생한 수소를 배출함으로써 산화가 완만하게 일어난 결과로 생각된다.



한편 진공 분위기에서 약 150 torr 까지 산소를 주입하고 온도를 서서히 상승 시켜 반응을 관찰한 결과, 160-170 °C에서 착화 되어 격렬하게 화염을 발하면서 산화되었다. 이 경우 기록된 최고 온도는 약 1200 °C 정도 되었다. 우라늄 분말을 진공 분위기에서 가열하여 착화 온도 이상인



a) 공기 주입 없이 반응시킨 경우

b) 공기를 주입하면서 반응시킨 경우

그림 1 원심분무 분말 시료에 대하여 90일 동안 반응 시킨 결과를 나타낸 SEM 사진

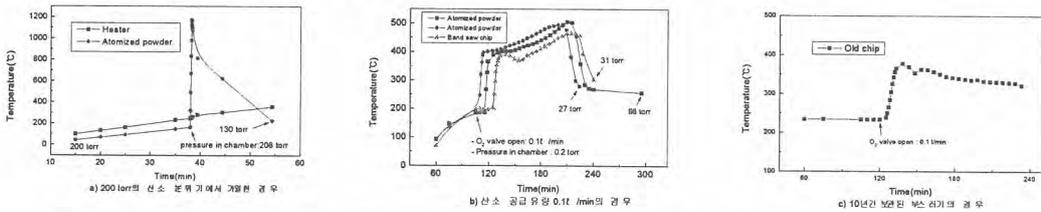


그림 2 감손 우라늄 분말 및 부스러기의 산소 주입량에 따른 산화 반응속도 및 온도 변화

189 °C에서 0.1 l/min의 속도로 산소를 주입한 경우 산소 주입이 시작되고 약 5분이 지난 후에 착화되어 약하게 발광하면서 산화되었으며 반응 최고 온도는 494°C 였다. Band saw에 의한 절단 작업에서 발생되어 2-3일 정도 경과된 우라늄 부스러기를 시료로 하여 위와 같은 산화 시험을 한 결과도 거의 같은 산화 거동을 나타냈다. 반면 장기간 보관된 우라늄 부스러기의 산화실험에서는 빛을 발하며 연소되는 상황은 발생되지 않고 서서히 반응이 진행되는 것으로 나타났다. 온도 상승 폭도 약 150 °C 정도로 fresh한 우라늄 부스러기 인 경우의 온도 상승폭 약 300 °C보다 월등히 작았다. 반응 완료 시점으로 생각된 온도 하강 시점까지의 경과시간이 약 20 분 정도로 fresh한 우라늄 부스러기인 반응 시간 90보다 보다 매우 짧았다. 이 결과는 수중에서 오랫동안 보관하면서 서서히 물과 반응하여 우라늄 부스러기 대부분 산화된 때문인 것으로 생각된다.

- 결론

수중에서 공기를 주입하면서 반응 시키는 방법은 산화 속도가 완만하였다. 이것은 주입 공기가 우라늄 금속이 물과 반응하여 생성되는 수소를 축출하는 현상에서 기인하는 것으로 추정된다.

산소 가스로 산화시키는 실험을 통하여 순수한 우라늄 분말이 산소와 반응하여 착화되는 온도는 약 160-170 °C인 것으로 측정되었다. 산소가 충분히 공급되면 화염을 동반하는 격렬한 연소현상을 나타내지만 산소 공급 속도를 억제함으로써 완만하게 연소되는 현상을 나타냈고 온도 상승 폭도 대폭 감소되었다. 장기간 물속에서 보관된 우라늄 부스러기는 대부분 산화가 상당히 진행되어 완만한 반응을 보였으며 온도 상승폭도 작았고 반응시간도 보관 시간이 짧은 우라늄 부스러기의 반응시간 보다 월등히 짧았다.

따라서 진공분위기에서 건조 후 착화 온도 이상으로 가열시켜 산소 주입량을 조절하여 서서히 산화 시키는 방법이 안전하고, 배출 연소 가스로 인한 환경오염 우려가 없는 우라늄 부스러기 산화처리 방법인 것으로 생각된다.

경수로 사용후핵연료 폐피복관 내면의 방사능 오염층 제거방안

정인하, 전중익, 이호희, 박장진, 송기찬, 양명승
 한국원자력연구소, 대전시 유성구 덕진동 150
 nihjung@kaeri.re.kr

미국 ORNL에서 발표한 자료에 따르면, 1968년부터 2002년까지 미국에 보관된 PWR 및 BWR의 사용후핵연료 다발중 폐피복관(hull)이 차지하는 비율은 그림 1과 같다. 이 중 폐피복관이 차지하는 비율은 중량을 기준으로 25.2 wt.%에 이르고 있으며 이를 부피로 환산하면 약 40 vol.%에 달한다. 미국은 사용후핵연료 다발을 해체하여 피복관 및 구조재를 제외한 사용후핵연료를 UREX-plus 혹은 pyro-processing 등의 기술로 재활용을 함으로써, 고준위 방사성폐기물 부지의 사용기간 연장을 시도하고 있다. 사용후핵연료에 함유된 장반감기 핵종 (TRU) 및 열발생량이 높은 핵종 (Cs, Sr) 등을 99.9 % 회수할 수 있다면, 미국이 최근에 지정한 Yucca mountain의 사용기간을 약 225배 증가시킬 수 있다는 결과가 최근 발표되었다[Nucl. Tech., Vol. 24, No. 95 (2006)].

상용화 재처리 공정인 chop & leach 공정을 거친 폐피복관에는 우라늄이나 플루토늄 등의 핵연료 잔재물 외에도 피복관 원료금속 중에 포함되어 있는 원소의 방사화에 의한 방사화생성물 (예컨대, Sb-125, Co-60, Mn-54 등) 및 핵분열생성물 등이 포함되어 있어 미국, 일본의 방사성폐기물 분류기준에 따르면 TRU 폐기물로 프랑스 분류기준에 따르면 Category B 폐기물로 분류되어 심지층 처분한다.

또한 zircaloy-4 피복관에는 초기 불순물로 U이 약 0.005 ppm 함유되어 있다. Hull 내면에 부착되어 있는 핵연료 잔재물 및 핵분열생성물이 제거되었다는 가정 하에, 핵종붕괴 계산코드인 ORIGEN-II를 이용하여 농축도 3.2 wt.% 연소도 32,000 MWd/tU으로 3 cycle 연소시킨 후 50년 냉각시킨 PWR 사용후핵연료 피복관을 대상으로 초기 U 불순물로 인한 방사능을 계산한 결과, 원자로 방출 후 30년이 경과했을 때 불순물 U로 인하여 생성된 총 TRU의 방사능은 0.003 Ci/ton ~ 0.008 Ci/ton (= 3~8 nCi/g)의 범위를 나타내었다. 이는 미국의 TRU 폐기물 기준인 100 nCi/g 이하의 값에 해당되므로 피복관 재료 불순물 U로 인한 방사능은 TRU 분류 기준치 이하임을 나타낸다.

우리나라의 경우 폐피복관은 α -activity 기준으로는 고준위폐기물에 해당되나, 열발생율도 함께 규정하고 있으므로, 열발생율이 특별히 높은 Cs 및 Sr 등의 핵분열생성물이 다량 오염되어 있지 않는 한 폐피복관은 현행법상으로 중저준위 폐기물에 해당되는 문제점을 내포하고 있다. 따라서 가까운 시일 내에 우리나라도 폐피복관에 대한 폐기물 인수기준 혹은 포장기준 등을 현실에 맞도록 수정할 필요가 있다고 사료된다.

사용후핵연료의 처리·처분관점에서 우리나라의 경우 확정된 정책은 없으나, 직접 처분보다는 미국 등과 같이 사용후핵연료의 부피감축 처리 혹은 사용후핵연료의 재활용 등을 선택할 가능성이 높다. 이 경우 사용후핵연료의 해체로 인하여 폐피복관 발생이 불가피하다.

I.H. Jung 등 [Sep. Sci. and Tech. Vol. 41, No 10(2006)]의 실험결과에 의하면, 핵분열생성물의 피복관 내면 침투 두께는 연소도 32,000 MWd/tU hull의 경우 4~5 μ m, 65,000 MWd/tU hull의 경우에는 6~8 μ m의 범위인 것으로 관찰되었다. 침투된 핵분열생성물의 주요 핵종은 Mo가 0.2~0.3 wt.%, Pd, Ru, Nd, Ce 및 Cd 등이 0.1~0.2 wt.%를 나타내었으며 미량의 Y, La, Ba 등도 관찰되었다. 피복관 내면 약 10 μ m를 제거할 수 있다면 피복관에 부착된 핵연료 잔재물은 물론 핵분열생성물도 제거되므로 폐피복관의 방사능은 Class C의 LLW 수준으로 감소시킬 수 있음을 확인하였다.

본 논문에서는 기계적 탈피복방법으로 분리한 폐피복관의 방사능적 특성을 SEM 및 EPMA를 통하여 분석하였고, 폐피복관 내면 오염층을 제거하기 위하여 Ion-gun, Nd-YAG Pulse Laser, Nd-YAG C.W Laser, Dry ice 분사, SUS 브러시 및 SUS wheel 브러시, 사포 그리고 염소기체

반응법 등의 건식방법으로 hull 표면에 잔재되어 있는 TRU, 핵분열생성물 등을 제거하여 현재 TRU 폐기물로 분류되고 있는 hull의 방사능을 Class C LLW의 수준으로 방사능을 저감시키는 방안을 제시하고자 한다.

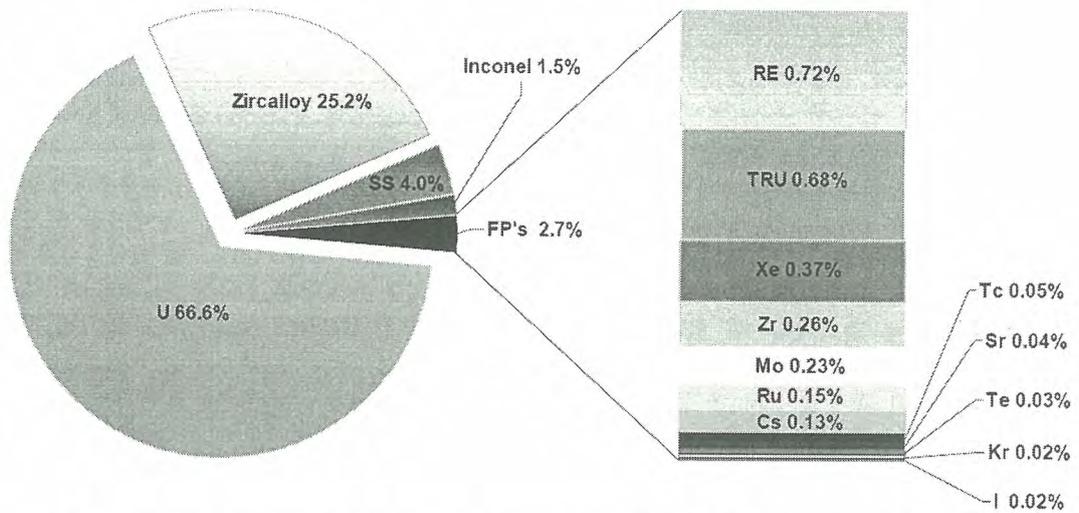


그림 1. Average composition in weight percent, PWR and BWR accumulated so far 1968 to 2002 and calculated on the basis of 40 years of cooling. -by ORNL.

One-through 장치를 이용한 원전 폐수지 내 C-14 제거 특성

최 영구, 원 장식, 양 호연

원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 149번지

kmvp09@hotmail.com

월성원자력 발전소와 같은 CANDU형 가압 중수로에서 발생하는 폐수지는 Co-60, Cs-137 등의 방사성 핵종들 이외에 상당한 양의 C-14를 함유하고 있다[1]. C-14는 반감기가 길고, 유동성이 크며, 유기물과 쉽게 혼합될 수 있기 때문에 폐수지를 처분하는데 있어서 주 관심 핵종이다. 이들 폐수지들은 C-14의 농도가 처분 제한치인 0.22 TBq/m^3 보다 대부분 높아 기존 처리방법으로 처리가 곤란하여 최적 처리방안이 도출되기 전까지 대형 저장탱크에 보관한다[2]. 폐수지에 흡착되어 있는 C-14 핵종들은 대부분 $\text{H}^{14}\text{CO}_3^-$ 형태로 존재하며, 이들 이온들은 이온교환 선택도가 더 큰 탈착용액을 이용하면 선택적인 분리가 가능하며, 그 결과 잔류 폐수지를 저준위폐기물로 분류할 수 있으므로 추가 공정이 쉬워진다[3]. 폐수지로부터 선택적으로 분리된 C-14 핵종은 이차폐기물 발생량을 최소화 하면서 안정한 형태의 고정화 생성물로 농축시킬 수 있어야만 한다. 폐수지로부터 분리된 C-14 핵종 처리기술은 크게 $^{14}\text{CO}_2$ 형태로 기체화한 후 고체매질을 이용하여 제거하거나 탈착용액 내 함유된 C-14 이온을 기체화하지 않고 고체 슬러리를 이용하여 제거한다. 본 연구에서는 On-through 시스템을 이용하여 약산성 용액인 $\text{NH}_4\text{H}_2\text{PO}_4$ 탈착용액과 고체매질인 Soda-Lime의 C-14 핵종에 대한 흡/탈착 특성을 연구하였다.

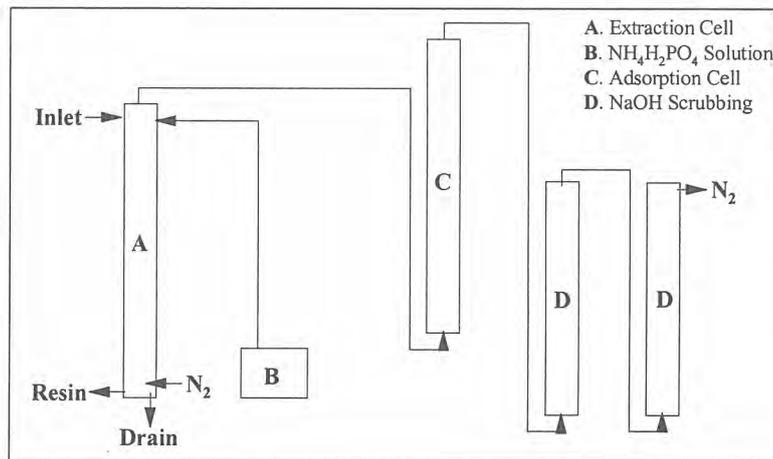


그림 1. C-14 흡/탈착 특성연구를 위한 on-through 장치

$\text{NH}_4\text{H}_2\text{PO}_4$ 탈착용액을 이용한 기체화 특성을 알아보기 위해서 IRN-78 음이온수지 250g과 0.3mol NaHCO_3 용액 1L를 CO_2 추출용기(A)에 주입하고 24시간동안 충분히 반응시킨다. 질소기체를 사용하여 추출용기 내부를 purging 하고 탈착용액 저장용기(B)로부터 탈착용액을 추출용기에 주입한다. 이때 질소기체를 계속 흘려주어서 추출된 CO_2 기체가 NaOH scrubbing 용기(D)로 이동할 수 있도록 하여준다. 사용된 각 용액들의 반응전과 반응후의 탄소농도를 측정하기 위해서 TOC를 이용하였다. 탈착용액의 농도와 부피에 따른 탈착특성을 살펴보았으며 최적 탈착조건을 얻을 수 있었다.

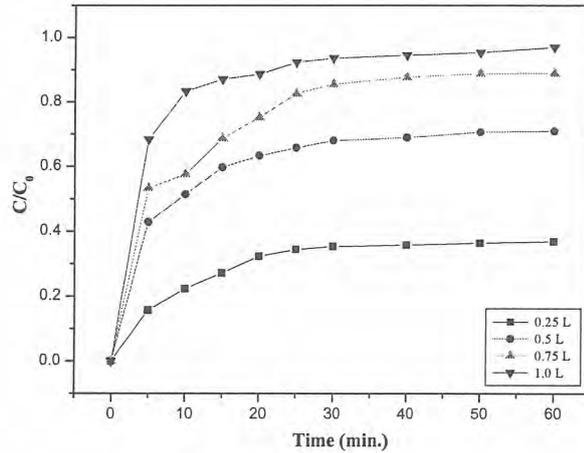


그림 2. 1M NaH₂PO₄ 용액의 부피에 따른 탈착효율

Soda-Lime을 이용한 CO₂기체의 흡착특성을 알아보기 위해서 10% CO₂ 기체 (N₂ balance)를 사용하였으며 흡착용기(C)에 충전된 흡착제의 양과 높이, 그리고 CO₂ 기체의 유속에 따른 흡착특성을 살펴보았으며 흡/탈착 공정에 대한 최적 조건을 도출하기 위해서 IRN-78 음이온수지 250g과 0.3mol NaHCO₃ 용액 1L를 사용하여 흡/탈착 실험을 동시에 진행하였다.

참고문헌

1. M. Adam Habayeb, "Carbon-14 Releases from Solified IRN-150 Moderator Resin Wastes", Nucl. & Chem. Waste Management, 351, 5, 1985
2. C. F. Wong and S. Vijayan, "Pre-Disposal Management of 14C-Bearing Organic-Resin Wastes", Waste Management '04, Proc. of the Symposium on Waste Management, Tucson, Arizona, USA, Feb. 29-Mar. 4, 2004, 1-10 (2004)
3. IAEA Technical Report, "Application of Ion Exchange Processes for the Treatment of radioactive Waste and Management of Spent Ion Exchangers", IAEA Tech. Report No. 408, IAEA, Vienna, 2002.

중·저준위 잠고체 방사성폐기물 방사능 평가를 위한 측정방법 분류 및 분석방법 도출

김태욱, 강기두

한국수력원자력(주) 원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

taewook@khnp.co.kr

중·저준위 방사성폐기물 처분시설 건설에 따라 빠르면 2009년부터는 원자력발전소에서 발생되는 방사성폐기물을 처분시설로 인도할 수 있게 될 것으로 전망된다. 중·저준위 방사성폐기물을 처분시설에 인도하기 위해서는 과학기술부 고시인 중·저준위 방사성폐기물 인도규정과 곧 제정될 처분사업자의 인수기준을 만족하여야 한다. 중·저준위 방사성폐기물 인도규정에는 인도되는 폐기물이 만족하여야 할 물리화학적 특성, 생물학적 특성 및 방사선적 특성 기준에 대하여 명시하고 있으며, 처분시설 설계에 따라 결정될 인수기준에서는 이 보다 구체적인 기준이 설정될 것으로 예상되고 있다.

처분시설로 인도되는 폐기물은 전체 방사능의 95% 이상에 해당하는 핵종에 대하여 방사능을 규명하도록 하고 있으며 여기에는 ^{60}Co , ^{137}Cs 등의 감마선 방출 핵종 외에 ^3H , ^{14}C , ^{55}Fe , ^{59}Ni , ^{63}Ni , ^{90}Sr , ^{94}Nb , ^{99}Tc , ^{129}I 등의 베타 방출 핵종과 전알파 방사능이 포함된다. 감마선 방출핵종은 RAS(Radioactive waste Assay System), ISOCS(In-Situ Object Counting System) 등의 핵종분석장치 또는 DTC(Difficult-To-Measure) 방법 등을 이용하여 분석 가능하며, 알파 및 베타 방출핵종은 ^{60}Co 또는 ^{137}Cs 과의 상관관계인 척도인자를 사용하여 분석 가능하다.

- 감마선 방출핵종의 방사능 분석방법

감마선 방출 핵종의 방사능 분석방법은 드럼 종류, 폐기물 종류, 방사선량 등에 따라 달라진다. 드럼 종류는 200리터 및 320리터 표준 드럼의 경우에는 RAS를 이용하여 분석할 수 있으며, 그 외의 드럼은 RAS 또는 ISOCS 및 DTC 방법을 사용하여 분석할 수 있다. 재포장 드럼의 경우에는 DTC를 사용한 분석이 불가능하기 때문에 RAS나 ISOCS를 사용하여야 한다. 폐기물 종류는 폐수지와 같이 분포가 균질한 경우에는 DTC 방법을 사용하여 분석할 수 있으며, 분포가 균질하지 않은 경우에도 DTC 방법을 사용할 수는 있으나 보수적인 가정으로 인하여 방사능이 과대평가될 수 있다. 따라서 과대평가되어도 안전성 평가에 큰 영향이 없는 방사능이 낮은 잠고체 폐기물에 적용성이 높다. 방사선량은 DTC 방법의 경우 드럼 표면의 방사선량이 높은 경우 직접 측정하는 과정에서 측정자의 방사선피폭이 수반되므로 측정을 위한 별도의 차폐시설을 설치하거나 RAS나 ISOCS를 사용하는 것을 고려할 필요가 있다. 또한 콘크리트 차폐드럼과 같이 선량이 낮아 DTC 방법을 적용할 경우 방사능이 너무 과대평가되는 경우에도 ISOCS를 사용하는 것이 필요할 수 있다. 또한, 200리터 및 320리터의 드럼의 경우에도 드럼의 방사능을 RAS를 이용하여 분석하면 높은 정밀도로 방사능을 구할 수 있지만 방사능 측정에 많은 시간이 소요되므로 기존에 발생된 모든 폐기물을 일시에 처리하기에는 좋은 방법이 아니다. 따라서 기존에 발생된 폐기물의 경우에는 가능하면 DTC 방법이나 ISOCS를 병행하여 효과적으로 방사능을 측정하는 것이 필요하다.

RAS를 이용할 때 높은 밀도의 드럼이 방사능이 높을 경우 검출기 앞에 감쇄기를 설치하여야 하며 이 경우 드럼의 밀도 측정을 위해 사용하는 투사선원에서 발생하는 낮은 에너지의 감마선을 검출할 수 없으므로 ISOCS 방법과 감쇄기를 사용하지 않은 교정 측정결과를 이용하여 교정한다.

- 알파 및 베타 방출핵종의 방사능 분석방법

알파 및 베타 방출핵종의 방사능 분석을 위한 척도인자의 경우 2005년말에 도출되었다. 척도인자를 발전소별로 도출할 경우에는 측정시료의 방사능이 분석시스템의 MDA 미만인 경우가 많아 잠고체를 제외하고는 유효한 데이터가 아직 부족한 실정이다. 표 1에 현재 도출된 고리1호기 잠고

체 폐기물에 대한 MDA(Minimum Detectable Activity) 값을 제외한 척도인자 결과의 LMD(Log Mean Dispersion)값과 데이터 수를 나타내었다.

표 1. 고리1호기 참고체폐기물의 척도인자

Type	waste	plant	key nuclide	DTM nuclide	LMD	no. of data
PWR	DAW	KR 1	^{60}Co	^3H	5.8	12
				^{14}C	5.5	12
				^{55}Fe	1.8	12
				^{59}Ni	5.1	3
				^{63}Ni	6.8	12
				^{94}Nb	3.6	12
			^{137}Cs	gross α	3.7	12
				^{90}Sr	1.5	2
				^{99}Tc	6.2	7
				^{129}I	9.5	3

표 1에서 보듯이 고리 1호기의 경우에는 대체적으로 수집된 시료 수도 충분하고 LMD도 10 이하이어서 양호한 척도인자가 도출되었다고 판단된다. 다만 ^{59}Ni , ^{90}Sr , ^{129}I 의 경우에는 현재 추진 중인 적정시료 수 5개와 비교할 때 부족하므로 추가 분석이 필요하다고 보인다. 반면 다른 발전소의 경우에는 시료 수가 다소 부족한 곳으로 평가된다.

1, 2 호기는 어느 정도 필요한 수의 데이터를 확보한 것으로 판단되며, 3호기는 좀 부족한 것으로 판단된다. 영광본부는 1,2호기 정도가, 울진본부는 5,6호기를 제외한 대부분의 발전소가, 월성본부는 1,2호기가 어느 정도 필요한 수의 데이터를 확보한 것으로 판단된다.

핵종별로는 ^{59}Ni 를 제외한 ^3H , ^{14}C , ^{55}Fe , ^{63}Ni , ^{94}Nb 등 ^{60}Co 를 key 핵종으로 하는 방사화학생성 핵종에서 많은 데이터 수를 보였으며, gross α 및 ^{137}Cs 를 key 핵종으로 하는 ^{90}Sr , ^{99}Tc , ^{129}I 등 핵분열 생성핵종의 경우는 조금 적은 데이터 수를 보였다.

이와 같이 부족한 척도인자 데이터는 2년마다 실시되는 주기적 검증과정을 통해 확보될 것으로 예상되며 2008년말까지는 드림 내 감마선 방출핵종 및 알파베타 방출핵종의 분석방법이 도출되고 이러한 분석을 통하여 원자력발전소에서 발생되었던 중·저준위 방사성폐기물을 처분시설로 인도하기 위한 방사선적 특성자료가 생산될 수 있을 것으로 전망된다.

국내 원전 특성에 따른 드림핵종 재고량 평가

안홍주, 송병철, 이창헌, 표형열, 한선호, 지광용

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

ahjoo@kaeri.re.kr

국내 원전은 1971년 8월 미국 Westing House사에 의한 고리 1호기 착공을 시작으로 현재까지 총 20기의 원전을 보유하고 있으며, 신고리 1호기 등을 포함한 6기의 원전이 건설 중에 있다. 국내 원전은 1980년대 말까지는 주로 외국의 기술에 의존하여 설계 시공되었지만, 1990년대 중반이후부터는 국내 원전기술이전 및 기술개발로 한국형원전을 설계 시공함에 따라 현재는 국내의 다양한 기술로 시공된 원자력 발전소가 운전 중에 있다. 이들 원전으로부터 발생하는 중저준위 방사성폐기물은 현재 원전 임시저장소에 약 67,000여 드림이 보관되고 있고 2008년 울진원전을 시작으로 포화상태에 이를 것으로 예상되고 있다. 이에따라 2005년 6월 중저준위 방사성폐기물 인수기준이 마련되면서 방사성폐기물 내 규제대상 핵종 재고량을 평가하기 위한 척도인자가 도출되고 있다. 일반적으로 척도인자 도출을 위해서는 원자력 발전소별(호기별) 또는 폐기물스트림별로 방사화학적으로 분석된 개별핵종결과와 통계적기법을 이용하여 개별핵종별 척도인자가 산출하고 있다. 원자력선진국에서는 이미 1980년대초부터 드림핵종 예측방식인 척도인자를 도출하고 있지만, 척도인자 도출기준은 국가별로 다양하게 적용하고 있다. 예를 들면, 1987년에 발간된 미국 EPRI NP-5077 보고서에서는 원자로 형태 구분과 폐기물스트림별로 단순 분류하여 척도인자 도출한 바가 있으며, 일본의 ISO 규격에서 부식생성물에 대해서는 원자력발전소 특성구분과 폐기물스트림 구분없이 척도인자 도출한 사례가 보고되고 있다. 따라서 원자력발전소에서 발생하는 중저준위 방사성폐기물로부터 방사화생성 핵종 또는 부식생성 핵종을 방사화학적으로 분리하였고, 유사특성을 갖는 원자력 발전소별로 지표핵종과의 상관성과 척도인자 도출 가능성을 평가하였다.

- 시료전처리 및 방사화학적 핵종분리

핵종 상관성을 평가하기 위하여 국내 경수로형 원전으로부터 잡고체, 폐필터, 농축폐액, 고방사능 폐수지, 저방사능폐수지 및 슬러지 방사성폐기물에서 각각 대표적 방법에 의해 현장시료를 채취하였으며, 방사화확실험실에서 시료를 일정량 취한 후 극초단파 산분해법 및 침출법을 적용하여 시료 용액화를 유도하였고 방사화학적 기술을 적용하여 방사화생성 또는 부식생성 핵종을 분리하였다. 휘발성이 강한 C-14 핵종의 경우는 산화법을 적용하여 직접 분리하였다. 분리된 핵종은 GPC(Gas Proportional Counter), LSC (Liquid Scintillation Counter, Packard)을 이용하여 방사능을 계측하였다.

- 원자력발전소 분류

원자력 발전소 설계사, 시공사, 및 상업운전시기 등의 이력을 바탕으로 유사특성을 갖는 원자력 발전소별로 동일그룹으로 설정하였고, 방사화 또는 부식생성물에 대해서는 폐기물스트림별로 구별하지 않고 척도인자 도출 가능성을 평가하였다.

- 핵종 상관성

척도인자 도출에서 가장 중요한 과정은 지표핵종과 대상핵종과의 상관성이다. ISO에서는 국제표준 방법으로 TC 85/SC 5 /WG5 (ISO/DIS 21238)를 통하여 신뢰성 확보에 대한 기준을 마련하였다. 개별핵종별 척도인자를 도출하기 위해서 산술평균, 선형회귀, 기하평균과 로그스케일의 선형회귀방법 등의 4가지 통계적 방법이 일반적으로 적용되고 있지만, 예측핵종 방사능의 보수성과 과소평가에 대한 제한성이 강조되면서 방사성폐기물 처분 선진국에서는 기하평균과 로그스케일의 선형회귀 방법을 주로 선호하고 있다. 로그스케일의 선형회귀 방법에서 개별핵종별 척도인자는 지표핵종과의 상관계수 (r)와 시료 수(n)에 의해 산출되는 t-분포를 통하여 다음과 같은 식으로 신뢰도를 표현할 수 있다.

$$t = \frac{|r|\sqrt{n-2}}{\sqrt{1-r^2}} \quad (1)$$

식 (1)에서는 특정 신뢰구간에서 상관계수(r)와 시료수(n)은 서로 반비례하는 것으로 알 수 있지만, 상관계수(r)에 대한 명확한 기준이 없기 때문에 지표핵종과의 상관성에 따라 필요한 유효데이터수는 달라질 수 있다. 방사화학적 분석된 개별핵종분석결과를 바탕으로 원자력발전소 특성별 분류에 따라 대부분의 원전그룹에서는 지표핵종인 Co-60 핵종과의 상관계수는 주로 0.8 ~ 0.95의 범위였으며, 일부 발전소그룹 및 핵종에 대해서는 척도인자 신뢰도 확보에 다소 미흡한 데이터 수를 보이기도 하였지만, 대부분의 발전소그룹에서는 척도인자 도출에 적합한 데이터수를 가진 것으로 확인되었다.

Table 1. Characteristics of Domestic NPPs

NPP (or Unit)	Output (10 ³ KW)		Commercial Operation (Year)	Architect Engineer	Reactor System Supplier
	Net	Gross			
A	55.6	58.7	1978	WH/GILBERT	WH
B	60.5	65.0	1983	WH/GILBERT	WH
C	89.5	95.0	1985-1986	BECHTEL	WH
D	92.0	95.0	1988-1989	FRAMATOME	FRAMATOME
E	95.0	100.0	1998-1999	KOPEC/S&L	HANJUNG/ABB-CE
F	95.0	100.0	2004-2005	KOPEC	DOOSAN
G	90.0	95.0	1986-1987	BECHTEL	WH
H	95.0	100.0	1995	KOPEC/S&L	HANJUNG/ABB-CE
I	95.0	100.0	2002	KOPEC/S&L	DOOSAN/WH

Table 2. Correlation Properties of C-14 and Ni-59 with Co-60 in Radwastes of each NPP

NPPs	C-14/Co-60		Ni-59/Co-60	
	Correlation Coefficient, r	No. of Data	Correlation Coefficient, r	No. of Data
A	0.764	114	0.921	24
B				
C	0.901	102	0.823	33
G				
D	0.882	52	0.916	13
E	0.913	108	0.882	33
H				
F	0.936	67	0.904	20
I				

- 결론 및 향후계획

원자력발전소에서 발생하는 중저준위 방사성폐기물로부터 방사화생성 또는 부식생성 핵종을 화학분리방법으로 분리하고 방사능을 측정하였다. 척도인자 도출 가능성을 평가하기 위하여 유사특성을 갖는 원자력 발전소별로 개별분석핵종의 상관성을 평가한 결과 상관계수는 주로 0.8 ~ 0.95의 범위였으며, 이때 대부분의 발전소그룹에서는 척도인자 도출에 적합한 데이터수를 확보하였지만, 일부 발전소그룹 및 핵종에 대해서는 척도인자 신뢰도 확보에 다소 미흡한 데이터 수를 확보한 것으로 확인되었다. 향후 방사성폐기물 처분안전성 확보를 위하여 추가 데이터 수 보완으로 신뢰도를 갖는 개별핵종별 척도인자가 도출될 것으로 예상되었다.

제2-1분과

방사성폐기물 처리 (Poster)

빈 면

「하나로」 액체 방사성 폐기물량 분석 및 저감 노력

김형욱, 최호영, 박주훈, 한재삼, 안국훈,
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동150번지
hwkim2@kaeri.re.kr

하나로는 시설 운영 중 발생하는 모든 액체 방사성 폐기물이 저준위 방사성 폐기물이 모이는 12톤 용량의 원자로실 배수조(Reactor Hall Sump)와 극저준위 폐기물이 모이는 3톤 용량의 핫샤워 배수조(Hot Shower Sump)에 분리·수집된다. 하나로 안전성분석보고서(SAR)와 운영기술지침서에 의하면 저준위 검출 상한치는 3.7×10^9 Bq/m³ 이고, 핫샤워 배수조의 극저준위 검출 상한치는 1.85×10^9 Bq/m³ 이다. 본 논문에는 하나로 운영·실험 등으로 발생하는 모든 액체 방사성 폐기물량 현황을 정리하고, 이에 따른 저감 대책 및 핫샤워 배수조의 삼중수소 관리 기준에 대해 기술하였다.

1. 개요

하나로 시설에서 발생하는 모든 액체 폐기물은 원자로실 배수조(Reactor Hall Sump)에 수집되며 방사능 농도를 측정·분석하여 그 결과에 따라 동위원소 건물에 있는 저장시설의 해당 준위에 맞는 저장조로 이송된다. 동위원소 건물로 이송된 폐기물이 저장탱크 용량의 80%에 이르면 이송장치를 통해 연구소내 액체 폐기물 처리부서로 이송된다.

원자로실 배수조의 액체 방사성 폐기물의 화학적 성분 분석은 분기에 1회 이상 또는 동위원소 건물로 이송하기 전에 수행하며, 핫샤워실 배수조(Hot Shower Sump)의 폐기물은 이송 직전에 분석한다.

원자로실 배수조에 수집되는 액체 방사성 폐기물의 주요 발생 원인은 아래와 같다.

- 1차 냉각계통 기계실에 있는 열교환기, 냉각펌프, 밸브류 등의 누수 및 보수 작업시
- 1차 정화계통 이온교환 수지 및 필터 교체 시 이온교환기와 필터 하우징 내부의 냉각수 배수 시
- 새 핵연료의 세척, 원자로 수조에 들어가는 실험 장비 및 구조물의 세척, 조사된 NTD(Neutron Transmutation Doping) ingot의 제염 시
- 실험 후 반출되는 각종 장비의 제염 작업이나 원자로실 청소 시

핫샤워 배수조의 액체 폐기물 발생 원인은 원자로 계통의 운전이나 유지 보수 작업 후 오염된 부위 제염, 세척에 사용된 물로 인한 것이다.

2. 연도별 액체 방사성 폐기물량 발생 현황 및 저감 조치

그림 2.1은 하나로 운영 중 발생한 연도별 액체 방사성 폐기물의 발생 현황이다. 1996년부터 2006년 8월까지 발생한 액체 방사성 폐기물의 총량은 358 m³이고, 이를 배수조 별로 분류하면 원자로 배수조가 319 m³이고, 핫샤워 배수조가 39 m³이었다.

발생량 통계로부터 특이사항을 살펴보면, 원자로 배수조의 폐기물은 1995년 최초 임계에 도달한 이후 2년이 경과된 1997년부터 2000년까지 매년 약 20%씩 감소하였다. 이는 원자로 운영이 안정되어 폐기물 발생을 초래하는 계통 보수 작업이 줄었고, 펌프 및 계통 작업으로 발생하는 폐기물을 작업수조로 회수하도록 조치하였기 때문으로 판단된다.

1997년에 발생한 액체 방사성 폐기물의 총 양은 55.5 m³이었다. 1996년에 비하여 폐기물이 증가한 요인은 1차 냉각 계통 열교환기 및 스트레이너의 분해 세척 작업을 수행했기 때문이다. 1997년부터 매년 20%씩 감소하던 원자로 배수조 폐기물량은 2001년에 38 m³로 증가하였다. 이는 수조 덮개 설치 작업 시 설비의 세척, 열교환기 전열판의 제염 작업 등으로 인하여 폐기물이 발생하였기 때문이다. 2003년도 원자로 배수조의 폐기물량은 48 m³으로 NTD 상업 서비스의 개시에 따른 실리콘 ingot 세척·제염 작업이 폐기물량 증가의 직접적인 원인이었다. 2004년도의 경우 전년 대비 원자로 배수조의 양이 감소한 이유는 NTD로 인하여 발생하는 액체 폐기물을 현저하게 감소시키는 조치를 수행하고, 원자로도 안정되게 운영되었기 때문이다. 2005년에는 하나로 시설 정기검사와 물리적 방호인 보안문 설치 작업으로 약 5개월 동안 운전을 실시하지 못하여 원자로 계통 관련 작업이 줄어든 것이 폐기물의 감소요인으로 작용하였다.

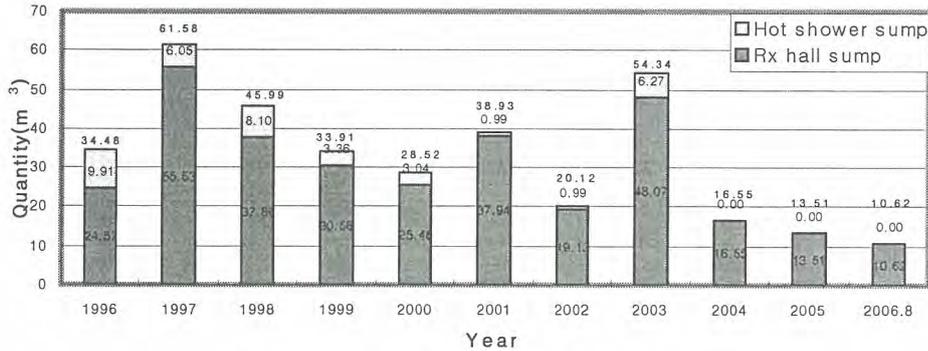


그림 2.1 연도별 액체 방사성 폐기물 발생 현황

핫샤워 배수조의 경우도 운전 횟수가 거듭될수록 폐기물량이 감소하고 있다. 하나로 운전 초기인 1996년에서 1998년 사이에 핫샤워 배수조 폐기물량이 증가한 이유는 원자로실내 1차 냉각 및 반사체 계통 작업 등 유지 보수 업무가 많아져서, 이로 인한 출입자의 제염 및 세척량이 늘어났기 때문이었다. 그 이후 폐기물 배출량이 서서히 감소하다가 2003년 NTD 설치 및 조사 작업 등의 이유로 작업자의 출입이 핫샤워 배수조 증가의 직접적인 원인이었다.

2003년 이후 핫샤워 배수조의 방출량이 없는 것은 2005년에 배수조의 성분 분석을 실시한 결과 삼중수소가 극저준위 저장조 상한치를 넘는 1.34×10^7 Bq/m³이 검출되어 직접 이송하지 못하고 원자로실 배수조로 이송하였기 때문이다. 하나로 SAR 및 운영기술 지침서에 의하면 핫샤워 배수조에서는 삼중 수소는 극저준위 검출 상한치 이하가 되어야 한다. 핫샤워 배수조 삼중수소 증가 원인은 반사체 냉각 계통의 유지 보수 작업 시 작업자는 얼음 물통이 달린 공기 호흡 장치를 착용하고 퇴실하면서 핫 샤워 배수조에 이를 배수하였다. 이로 인하여 배수조의 삼중수소 농도가 증가한 것으로 확인되어 중수 계통 작업시 사용한 얼음물은 반드시 원자로 배수조에 버리도록 조치하였다. 현재는 핫샤워 배수조를 정상 상태로 유지 관리하고 있다.

액체 방사성 폐기물을 저장하기 위해 열교환기, 펌프, 정화계통 수지 및 필터 등 계통 작업으로 발생하는 1차 냉각수를 원자로실 배수조로 수집하던 것을 작업수조로 회수하여 재사용토록 조치하였다. 그리고 NTD 실리콘 ingot 조사 전 세척은 원자로실내에서 순수를 사용하여 원자로실 배수조로 버렸던 것을 일반 관리구역에 세척실을 만들어 세척하였고, 실리콘 ingot를 조사 후 원자로실내에서 세척 할 때는 사용한 순수를 사용후 핵연료 저장조로 회수하여 폐기물 발생량을 줄였다.

3. 결론

액체 방사성 폐기물의 양을 줄이기 위해 열교환기, 펌프, 역지밸브의 보수 작업, 각종 정화계통 수지와 필터 교체 시 배출되는 1차 냉각수를 작업수조로 회수하였다. NTD 실리콘 ingot의 경우 실리콘 ingot 조사 전에는 일반 관리구역에 실리콘 세척실을 만들어 세척하고, 실리콘 ingot의 조사 후 제염 작업 시 사용한 세척물은 사용후 핵연료 저장조에 붓도록 하여 폐기물량을 줄였다. 그리고 원자력 고시(2002-23) 방사선 방호등에 관한 기준(별표 3)에 따르면 삼중수소가 혼합된 물의 경우 배출 관리 기준이 4×10^7 Bq/m³으로 기술되어 있는데, 현재 극저준위 탱크의 삼중수소 검출 상한치가 1.85×10^5 Bq/m³로 낮게 설정되어 있어 이를 조정할 예정이다.

수처리 공정의 이온교환 수지탑의 제염계수 특성

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

1. 서론

사용후 핵연료 저장수 중 방사능을 띤 성분들은 이온교환수지에서 제거가 가능한 이온 형태의 성분 및 분말형 이온교환수지로 코팅한 프리코트 필터에 의해서 주로 제거되는 입자성 물질로 존재한다. 이러한 이온성분과 입자성 물질 제거를 위하여 조사후시험시설의 풀에서는 원자력 발전소로부터 핵연료가 반입되면 풀과 풀 사이의 수문을 닫고 방사성물질 오염도가 가장 높은 풀부터 법정 규제치 이하 수준으로 떨어질 때까지 3개의 풀을 번갈아 처리하여 수조내 방사능이 10^{-3} ($\mu\text{Ci/cc}$) 이하가 되도록 정화 작업을 수행하고 있다.

2. 이온교환수지의 제염계수 특성

정화 장치에 사용된 이온교환수지는 필요에 따라 재생해 주거나 교체하게 된다. 재생 및 교체 시기는 제염효율로써 알 수 있는데 수지의 정화 장치에서 배출된 정화된 물(Effluent)의 방사능을 정화 장치로 들어가는 풀 물(Feed)의 방사능과 비교하여 제염효율(Decontamination Efficiency : DE)을 구하는데 다음 식과 같이 계산한다.

$$DE = \frac{\text{Feed} - \text{Effluent}}{\text{Feed}} \times 100$$

여기서 제염효율이 음의 값을 나타낼 때는 정화된 물의 방사성 물질 오염도가 정화되기 전 물의 오염도 보다 높은 것을 의미하며 이것은 이미 수지에 흡착된 이온이 다른 이온(친화력이 높은 이온)에 의해 탈착되는 것을 의미한다. 따라서 DE가 음의 값을 나타낼 때는 이온교환수지를 재생하거나 신수지로 교체해야한다. 본 공정에서는 제염계수가 10 이하일 때 수지를 교체하도록 되어있다. 본 공정의 운전 경험에 의하면 새 수지 충전 후 얼마 사용하지 않은 이온교환수지의 제염계수가 이온교환수지에 완벽한 제거가 어려운 입자성 부식생성물과 부유물로 인해 10 이하로 나타낼 때가 있었다. 이것은 사용후핵연료 저장수의 방사능을 띤 성분 중에 이온교환수지에서 제거가 가능한 이온성분과 함께 프리코트 필터에 의해 제거되는 입자성 물질이 함께 존재하는 것에 기인하는 것으로 이온교환수지 제염계수 측정시 입자성 물질 및 부유물을 배제한 후 측정하도록 하고 제염계수 측정은 분말형 이온교환수지로 코팅된 프리코트 필터로 여과된 여액의 방사능 농도를 측정하는 절차를 도입하는 것이 바람직하다고 여겨진다. 이는 프리코트 필터로 여과된 여액으로 방사능 농도를 측정하지 않을 시에는 마치 이온교환수지의 제거능이 낮은 것으로 오판될 수 있기 때문이다. 이러한 측정 오차 인자를 고려하여 수처리 공정의 이온교환 수지의 교환 시점을 정확히 판정함으로써 이온교환수지 절감과 폐액 감용 효과 등의 효과를 기대할 수 있을 것이다.

3. 사용후핵연료 저장조 정화 장치의 이온교환수지 특성 및 제거용량

가. 수지특성

본 수처리 공정에 사용하는 이온교환수지는 일반 용수처리에 사용되는 수지와는 다른 Nuclear Grade 로써 양이온수지인 경우 H^+ 형, 음이온수지인 경우 OH^- 형을 사용함으로써 수조내로 유입될 수 있는 Na^+ 와 Cl^- 를 엄격히 제한하고 있다. 본 시설 사용후결합핵연료 저장수조의 수처리에 사용되는 핵등급 강산성 양이온수지와 강염기성 음이온수지 사양은 다음과 같다.

표 1. 수처리 수지 사양

수 지 명	양이온수지	음이온수지	비 고
수지형태	H^+	OH^-	Mono Bed
교환용량	1.8(meq/ml)	1.2(meq/ml)	
수지 충전량	500 ℓ	670 ℓ	
이온 제거량	17.4kg(^{58}Co 기준)	105.32kg(^{131}I 기준)	

나. 제거능력에 근거한 이온교환수지의 사용시간

사용후핵연료 저장수의 정화는 연속적으로 일정양의 방사능을 함유한 저장수가 이온교환수지와 프리코트 필터를 거치면서 방사성 물질과 화학적 불순물이 제거되는 공정이다. 저장수내에는 방사성 물질과 많은 양의 비방사성 물질이 공존한다. 방사능 농도 기준으로 이온교환수지를 어느 정도 사용 할 수 있는지 살펴보면 다음과 같다. 방사능으로 오염된 저장수를 비방사성 농도를 환산하는 식은 다음과 같다.

$$A(\mu\text{Ci/cc}) = 37000(\text{dis/cc}) \frac{T_1(\text{sec})}{\text{Ln}2} \times \frac{M.W(\text{g/mole})}{\text{Avogadro수}(\text{dis/mole})} \times 10^9 \frac{(\text{ppb})}{(\text{g/cc})}$$

위의 식을 활용하면 ^{58}Co 의 비방사능($1\mu\text{Ci/cc}$)는 ^{58}Co 무게농도로 0.0315ppb이고, ^{131}I 의 비방사능($1\mu\text{Ci/cc}$)는 ^{131}I 무게농도로 0.000807ppb에 상당한다. 그러나 저장수 중의 비방사능 기준이 10^{-3} ($\mu\text{Ci/cc}$)이기 때문에 일반적인 방법으로 측정이 불가능하다. 이 기준을 기준으로 평가하면 낮은 비방사능 물질의 질량 농도로 인해 이온교환 수지의 사용 수명은 본 공정의 정화 유량이 $20(\text{m}^3/\text{hr})$ 인 것을 고려할 때 양이온, 음이온 수지의 사용 예측 시간은 각각 2.4×10^7 시간, 1.4×10^8 시간 정도이다.

나. 제거능력에 근거한 입상형 이온교환수지와 분말형수지 필터의 제염효율 비교
 제염효율의 실제적인 예로써 표 1에 나타내었다. 입상형수지인 경우의 제염효율은 Co-60에 대해서는 거의 미소한 변화를 보였으나, Cs-137에 대해서는 서서히 떨어지는 경향을 보여주고 있다. 이것은 Co^{+2} 이온의 이온교환수지에 대한 친화력이 Cs^{+1} 이온 보다 크기 때문이다. 그리고 입상형수지+프리코트 필터로 처리된 제염계수는 전도도 $20(\mu\text{S/cm})$ 이하의 폐액에서는 표1에서 볼 수 있듯이 Co-60에 대해서는 약10, Cs-137에 대해서는 약 30 이상임을 알 수 있었다.

표 2. 수처리 이온수지와 프리코트 필터의 제염효율 비교표

Time 06(year) (months)	Radionucl ides	Radioactivity (Bq/mℓ)		Decontamina tion Efficiency
		Feed	Effluent	
3/24	Co-60	1.98×10^{-5}	8.63×10^{-8}	0.996
	Cs-137	5.27×10^{-5}	5.97×10^{-7}	0.989
4/24	Co-60	4.88×10^{-6}	2.42×10^{-7}	0.950
	Cs-137	1.91×10^{-5}	2.38×10^{-6}	0.885
6/24	Co-60	4.59×10^{-6}	8.99×10^{-7}	0.840
	Cs-137	7.76×10^{-6}	5.58×10^{-6}	0.281

Time 06(year) (months)	Radionucl ides	Radioactivity (Bq/mℓ)		Decontamina tion Efficiency
		Feed	Effluent	
6/24	Co-60	5.96×10^{-6}	4.53×10^{-7}	0.924
	Cs-137	5.34×10^{-6}	2.40×10^{-6}	0.623

다. 제염효율 비교시험시 저장수조의 수질현황

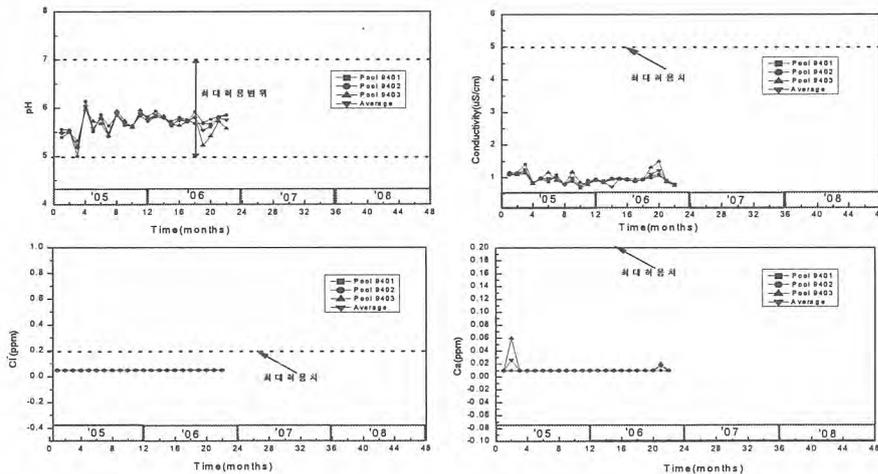


그림 1 제염효율 비교시험시 저장수조의 수질현황

4. 결 론

- 콜로이드나 비이온성 핵종도 방사능을 가지고 있으며 이온교환에 의해서는 제거되지 않고 프리코트 필터에 의해서 제거되는 것으로 추측 된다.
- Crud 및 콜로이드, 비이온성 핵종 등은 수지 오염 및 제염 계수의 감소를 가속화 시킨다.
- 현 공정에서 쓰이는 수지의 제염계수 측정시 저장수조에 방사능을 띤 성분 중에는 이온교환 제거가 가능한 이온성분과 입자성 물질이 함께 존재하므로 탈염기의 제염계수 측정은 입자성 물질을 제거한 후 측정해야 하며 특히 수지 교체시 제염계수 측정은 여과된 여액으로 방사능을 측정하는 것이 바람직하다.

액체 방사성폐기물에서 Co와 Cs 제거가 가능한 여과 필터의 처리 및 활용에 관한 연구

나경원, 주광태, 이대수

고려공업검사(주), 서울시 용산구 서계동 224-21

indoor@hanafos.com

액체 방사성폐기물의 처리과정은 먼저 여과 장치에서는 여과 필터의 사용을 통해 부유 입자를 제거하고 처리 장치에는 용해성, 핵종 특성을 고려하여 복합적인 농축 방법으로 방사성 폐액의 부피를 줄이거나 방사능을 최소화한다. 농축 방법에는 크게 증발, 이온 교환, 응집침전으로 나눌 수 있으며, 증발 방법은 주로 붕산이나 불용성 방사성 물질을 처리하는 데 효과적이고, 이온 교환 법은 이온 교환 수지를 사용하여 용존된 방사성 물질을 농축하며, 침전 방법은 응집제를 가하여 방사성 물질을 슬러지로써 침전시킨다. 그러나 증발 방법에서는 농축되지 않은 방사성 물질을 재 처리해야 하며, 이온 교환 방법은 방사성 물질의 방사선에 의한 수지의 파손과 부식을 가져오고, 침전 방법은 처리하고자하는 방사성 물질의 양과 처리 침전된 폐 슬러지 양이 비례하기 때문에 슬러지의 처리 문제가 발생하게 된다. 이런 처리 공정의 문제점을 보완하기 위하여 여과 장치에서 부유 물질을 제거하는 동시에, 방사성 물질을 선택하여 처리하는 연구가 활발히 이루어지고 있다.

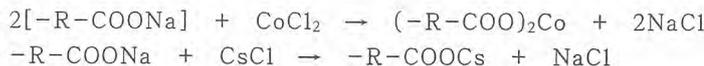
본 연구에서는 보통 부직포(Polyester Matrix)라 불리는 저급 섬유 필터인 여과필터를 화학 처리 하여, 경제적이면서도 탈착에 의한 2차 오염 없이, 여과제의 역할과 Co와 Cs의 제거가 가능한 양이온 교환 여과필터를 적용 하였으며, Co, Cs의 제거율을 바탕으로, 여과필터의 적합한 처리 인자들을 실험을 통해 평가하였다.

1. 여과필터의 화학적 처리 및 제거 원리

이온 교환이 가능한 여과필터로 처리하는 기본적인 기술적 공정은 NaOH와 Hydrazine염을 혼합하여 Polyester로 이루어진 필터에 적절한 온도와 시간으로 활성화 시켜 화학 처리하는 것이다. 이때의 화학반응식은 다음과 같이 나타낼 수 있다.



화학처리된 여과필터는 양이온 교환능을 가지게 되며 $-R-COONa$ 그룹에서 Na 이온과 폐액 내의 Co, Cs이 양이온 교환 반응을 하게 되고, 그 화학 반응식은 다음과 같다.



액체방사성폐기물 내에서 $CoCl_2$ 형태를 지니고 있는 Co 이온은 2개의 $-R-COONa$ 그룹에서 Na 이온과 자리바꿈을 하게 되고, 빠져 나온 Na 이온은 $CoCl_2$ 에서 Cl 이온과 결합하여, 2개의 NaCl을 형성하게 된다. CsCl 형태에서 Cs은 $-R-COONa$ 그룹의 Na와 일대일 교환을 하게 되어 $-R-COOCs$ 형태로 존재하게 되고, Na 이온은 CsCl의 Cl과 결합하여 NaCl을 취하게 된다. Co와 Cs이 이온 교환 되면서, 형성되는 NaCl은 별도의 처리 과정을 거치지 않고 방출할 수 있으므로 2차 오염이 없게 된다.

2. 여과필터의 화학적 처리공정

자체적으로 고안한 양이온 교환 여과필터 장치를 이용하여 Polyester 여과필터를 화학처리 하였다. 먼저 Polyester 여과필터를 필터 고정 장치에 일정 크기로 잘라서 고정시키고, 필터 고

정장치를 혼합용액과 반응할 수 있는 용기에 넣었다. NaOH·Hydrazine염 혼합액 20ℓ 를 순환 펌프를 이용하여 Polyester 섬유 필터가 담겨져 있는 곳으로 이동시켰다. Polyester 여과필터와 NaOH·Hydrazine염 용액이 골고루 반응이 일어나게 하기 위하여 Polyester 여과필터의 중심에서 주변으로 흐르도록 하였다. 흘러나온 NaOH·Hydrazine 혼합용액은 열 교환기에서 일정 온도를 유지되었으며, 설정 시간 동안 순환 공정을 하게 되었다. 이 순환 공정이 끝나면 화학 처리된 Polyester 여과필터를 꺼내어 증류수로 세척을 반복하여 불순물을 제거하였고, 이를 오븐에서 50℃로 4시간 동안 건조시켜 제작하였다.

3. 여과필터의 제거율 실험 및 평가

Co와 Cs의 농도를 원자력 발전에 의해 발생하는 유사 농도 Co 1ppm과 Cs 2ppm, 농축을 고려한 Co 100ppm, Cs 200ppm으로 모의 액체 방사성폐기물을 제작하였다. Cobalt Chloride Hexahydrate (CoCl₂ ·6H₂O) 순도 95%와 Cesium Chloride (CsCl) 순도 99.999% 시약을 취해, 1000ml Volumetric Flask에 넣고 5차 증류수로 녹여 Co 100ppm, Cs 200ppm으로 모의 액체 방사성폐기물을 제작하였고, 이를 희석시켜 Co 1ppm과 Cs 2ppm이 되게 하였다.

Polyester 여과필터, Hydrazine을 첨가하지 않고, 설정된 NaOH의 농도와 열 교환기의 온도, 처리 시간으로 화학 처리한 Polyester 여과필터. 적절한 NaOH·Hydrazine 농도와 열 교환기의 온도, 처리 시간으로 공정한 Polyester 여과필터를 각각 Co 1ppm, 100ppm, Cs 2ppm, 200ppm 150ml로 여과 시켜 그 처리율을 알아보았고, 각각의 필터에 대한 Co와 Cs의 제거율을 통해 화학처리된 Polyester 섬유 필터가 양이온 교환 여과필터로의 기능을 평가하였다.

4. 실험 결과 및 결론

실험 결과를 통해 설정한 5% NaOH·Hydrazine 농도와, 70℃ 2시간 처리한 양이온 교환 섬유 필터와 화학 처리하지 않은 Polyester 필터, 5% NaOH 용액으로 70℃ 2시간 처리한 Polyester 필터에 Co, Cs을 여과 시켜 제거율을 실험한 결과, Co 1ppm, 100ppm의 제거율은 99.7%, 96%이었고, Cs 2ppm, 200ppm의 제거율은 53.7%, 35.1%이었다. 화학 처리하지 않은 Polyester 필터에서도 1~9% 정도의 제거율이 나타났는데, 이것은 단순한 여과나 필터의 수분 흡수에 의한 제거로 여겨진다. 5% NaOH로 처리하였을 경우에 양이온 교환 여과필터의 절반 정도의 제거율을 보였는데, 이는 NaOH 처리만으로도 Polyester 필터에 교환이 가능한 Na 이온을 포함할 수 있는 것을 의미한다. 그리고 Co와 Cs의 제거율이 크게 차이가 나타난 것은 이온 교환 과정에 영향을 미치는 전기 음성도차이 때문이다.

표 1. Co와 Cs의 제거율

여과필터 조건	Co 1ppm 제거율 (%)	Co 100ppm 제거율 (%)	Cs 2ppm 제거율 (%)	Cs 200ppm 제거율 (%)
필터 없음	-	-	-	-
Polyester 여과필터	3.7	3.1	9.7	1.2
5% NaOH	50.0	13.4	16.0	6.0
5% NaOH · Hydrazine	99.7	96.0	53.7	35.1

실험 결과를 바탕으로 여과필터인 Polyester Matrix는 화학 처리 공정을 거쳐, 경제적이면서도 2차 오염물 생성 없이, 액체 방사성폐기물 처리의 주요 핵종인 Co와 Cs 이온을 여과 장치에서 미리 제거 할 수 있기 때문에 이온교환수지층의 수명 연장 등 액체 방사성폐기물 처리공정의 단점을 보완할 수 있을 것이다.

실리콘 세척수 여과장치에 의한 액체폐기물 절감

배상훈, 최영산, 김영철, 이성효, 박상준, 정환성

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

shbae@kaeri.re.kr

하나로 반사체에는 중성자 도핑(NTD: Neutron Transmutation Doping)용 조사공 2개(NTD1, NTD2)가 마련되어 있고, NTD2 조사공을 이용한 실리콘 도핑을 수행하고 있다. 이 조사공 내에서 중성자에 조사된 실리콘은 반출허용치 이하로 방사능 표면오염도를 낮춰 외부로 반출되어야 한다. 기존의 방사능 표면오염도를 낮추는 방법으로는 제염재를 실리콘 표면에 살포한 후 매직블럭을 사용해 표면을 닦고 용수로 씻어내는 방식을 택하였으나, 세척시 발생하는 오수가 모두 액체폐기물로 처리되어야 하는 문제점이 있었다. 이를 해결하기 위해, 순수를 이용한 실리콘 세척수 여과장치를 고안 및 제작하여 사용하여 세척수를 재활용할 수 있었고 액체폐기물 처리비용 등을 절감할 수 있었다.

본 논문에서는 실리콘 세척수 여과장치의 구성 및 기능과 실리콘 세척 후의 세척수 분석 결과를 토대로 재활용 방안을 도출했으며 절감한 액체폐기물 양에 대해서도 기술하였다.

- 실리콘 세척수 여과장치의 구성 및 기능

이 장치는 원자로 수조상부에서 시용해야 하는 제약조건으로 인해 우선적으로 이동 및 보관이 용이 해야 하고 취급 또한 번거롭지 않아야 하는 점을 고려하여 설계하였다. 그림 1에서처럼 전체적인 구성은 누름판, 세척수통, 여과지 및 거름망으로 되어있다. 조사된 실리콘은 그림 2의 세척통 위에 얹어져서 순수로 세척되고, 남은 세척수는 거름지가 놓여있는 여과장치 상부로 들어가게 된다. 각종 이물질들을 포함하고 있는 이 물은 여과지와 거름망을 통하면서 이물질이 걸러지게 되고 여과장치 바닥에 고인 물은 핵종 분석 후 사용후 핵연료 저장조의 냉각수로 재활용한다.

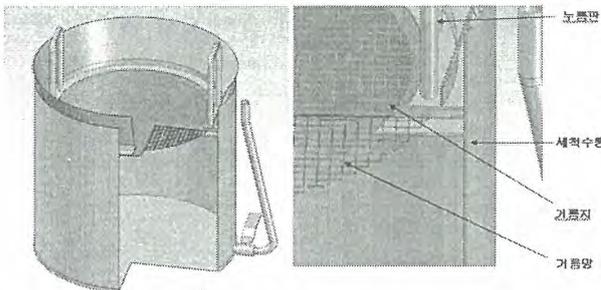


그림 1. 세척수 여과장치의 구조

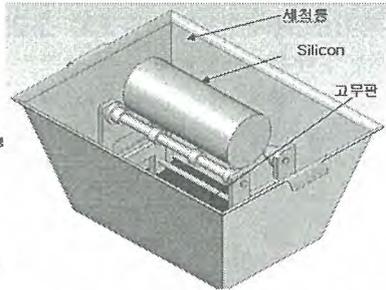


그림 2. 세척통에 구조

사용된 여과지는 섬유조직들이 뒤엉켜 있는 종이로 지름 0.005~0.006mm 정도의 작은 구멍이 수없이 뚫려있는 구조이다. 세척수에 들어있는 순수는 여과지의 구멍을 통과할 수 있지만 입자크기가 상대적으로 큰 이물질들은 이 구멍 사이를 통과하지 못하는 원리이다.

- 액체폐기물 절감 및 세척수 재활용

기존에는 세척수의 양을 가능한 줄이기 위해 매직블럭을 사용하여 표면을 세척하는 방법을 적용하기도 하였다. 하지만 매직블럭은 연마력이 너무 강하고 잘 부서리지는 단점이 있었어서 방사능 표면오염도가 반출허용치 이하로 잘 낮아지지 않는 문제점이 있었다. 현재 사용중인 방법은 극세사 타올을 이용하여 순수로 표면을 세척하는 방법이다. 이 극세사 타올은 첨단 섬유소재로 실

리콘 표면 세척이 보다 잘되는 장점이 있으며, 세척수에 침전물이 생기지 않고 세탁 후 재사용이 가능한 장점이 있었다.

2006년 초부터 약 7개월 간 이 방법을 사용하여 절감한 액체 폐기물의 양은 약 2.7 톤으로 이로 인해 액체폐기물 처리 비용을 어느 정도 줄일 수 있었다. 아래 그림 3은 운전 주기별 폐기물의 절감량을 그래프로 나타낸 것이다.

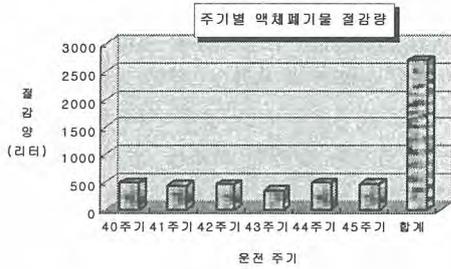


그림 3. 운전주기별 폐기물 절감량

핵종	비고
HF-181	원자로 구조물
Zr-95	원자로 구조물
Nb-95	Zr-95의 감마 붕괴
Co-60	1차냉각수

표 1. 세척수 핵종분석 결과

표 1은 세척수를 재활용하기 위해 핵종분석을 실시한 결과를 나타내었다. 분석 결과, 발견된 핵종 모두는 원자로 일차냉각계통 냉각수에 포함된 핵종들이었고 실리콘에서 발생한 핵종들은 반감기가 매우 짧아 검출되지는 않았다. 따라서 세척수에 들어있는 침전물이나 불순물들이 여과장치를 통해 모두 걸러지게 되면 그후 세척수 전량은 핵연료 냉각수로 재활용하게 된다.

- 결론 및 향후 계획

이 논문에서는 하나로 NTD2에서 중성자에 조사된 실리콘의 세척시 발생하는 액체 폐기물을 절감할 수 있는 방법을 기술하였고 요약된 내용은 아래와 같다.

- . 액체 폐기물 절감을 위한 세척수 여과장치를 새로이 제안하였다.
- . 실리콘 세척 후 세척수의 핵종 분석 결과를 토대로 재활용 방안을 도출하였다.
- . 세척수 여과장치의 사용으로 상당량의 액체폐기물을 절감하였고 그로 인해 폐기물 처리비용을 절감할 수 있었다.

이 방법은 현재 실리콘 세척시 적용하고 있으며, 앞으로 방사능 표면오염도를 반출허용치 이하로 낮추는데 드는 세척 시간을 현격히 줄일 수 있는 또 다른 방법을 찾기 위해 노력하고 있다.

Resin Bead를 이용한 우라늄 흡착특성 및 동위원소 비 측정

전영신, 표형열, 조기수, 박용준

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150 번지

ysjeon@kaeri.re.kr

핵 비확산 규제조치와 관련하여 비 선언 핵물질 사용여부를 알아내고 이를 통제하기 위하여 핵 관련 시설은 물론이고 주변 환경으로부터 얻어진 시료에 대한 우라늄 및 플루토늄 동위원소 비를 정확히 측정하는 것은 매우 중요하다. 본 실험은 시설 및 시설주변으로부터 얻어진 극미량 우라늄 시료(swipe sample)에서 우라늄입자를 감지해 내고 이를 선택적으로 이온교환수지 알갱이에 흡착시킨 후 직접 질량분석을 통하여 동위원소 비를 측정하는 실험을 하였다.

- 이온교환수지 알갱이를 이용한 우라늄 흡착

이온교환 수지 알갱이에 우라늄을 선택적으로 흡착시키고 이를 직접 질량분석을 위한 필라멘트에 적용하기 위해서 고려되어야 할 조건들이 있다. 즉 이온교환수지 종류의 선택과 수지 알갱이 사이즈 그리고 흡착실험 등의 실험환경으로부터 우라늄 오염을 차단해야 한다. 특히 극미량 우라늄시료 취급은 사용하는 산 용액이나 실험용기 자체에 함유된 우라늄 량을 무시할 수 없다. 이온교환수지는 Dowex anion 50-100 mesh를 이용하였다. 알갱이 입자가 클수록 우라늄 흡착량은 많았지만 질량분석에서 사용되는 필라멘트에 올리고 가열 건조시키는 과정에서 수지알갱이가 떨어지는 등 부적합함을 보였다. 또한 너무 작은 알갱이를 이용할 경우 취급하는데 어려움이 컸다. 우라늄을 흡착시키는데 적당한 산 용액 농도는 9M HCL에서 제일 많이 흡착되는 것으로 나타났다. 50-100 mesh Dowex 음이온교환수지에 흡착된 우라늄 량은 1ug-U/10uL 부피에서 평균 60 ng-U/bead이 흡착되는 것을 알 수 있었다.

- 질량분석 바탕 값 영향

질량분석에서 사용되는 레늄필라멘트를 진공 중에서 전류를 흘려 약 1700° C에서 30분간 가열한 후 사용한 필라멘트에 대한 우라늄 질량영역을 mass scan한 결과 U-238을 제외한 mass 위치에서 작은 쪽으로 약간 치우쳐진 유령 피크들을 볼 수 있었으며 이를 그림 1에 보였다.

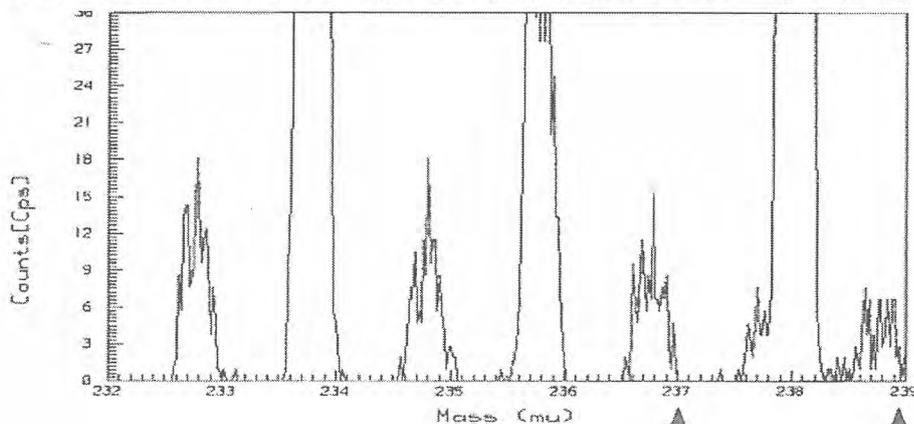


그림 1. 레늄 blank filament에 대한 우라늄 동위원소들에 대한 스캐닝 결과

시료취급과정에서 우라늄이 오염될 수 있는 정도를 알아보고, 또한 사용되는 필라멘트로부터 나타나는 불순물 우라늄을 스파이크로 ^{233}U 을 사용하여 IDMS 방법으로 정량하여 바탕 값 영향을 검토하였으며 이들 결과를 표 1에 나타내었다. 또한 mass scan을 통해 알고 있는 U-233량의 피크 크기를 U-238 피크크기와 비교하여 0.03 ng-U이 들어 있음을 알 수 있었다.

표 1. IDMS에 의한 레늄 블랭크 필라멘트가 함유하고 있는 우라늄 정량결과

	None baked filament	Baked filament	Baked & Nitric acid
	U(ng)	U(ng)	U(ng)
1	0.15	0.02	0.07
2	0.02	0.08	0.06
3	0.82	0.07	
4	0.55	0.04	
5	0.02	0.05	
Ave.	0.31	0.05	0.07

- 우라늄 흡착 이온교환수지 알갱이를 직접 질량분석에 이용

우라늄이 흡착된 이온교환수지알갱이를 직접 질량분석을 하는데 따른 장점으로 가열에 의한 이온교환수지 자체가 카본이 되고 환원제 역할을 하기 때문에 UO , UO_2 등의 생성을 억제시키는 장점이 있다. 극미량시료를 빠르고 쉽게 준비 할 수 있으며, 작은 시료를 좁은 영역에 올려놓음으로 (pin point) 효율적 질량분석이 가능하다. NIST U-005 동위원소 표준물은 U-235 0.5% 농축도를 갖으며 이를 이용하여 이온교환수지에 흡착 질량 분석한 결과 좋은 값을 얻을 수 있었다. 천연우라늄 U-235는 0.72% 이고, 이런 우라늄이 혼입되었다면 검정 값보다 높은 값을 보일 수 있지만 본 실험결과 검정 값보다 높게 나타나지 않았다. 따라서 주변 환경오염으로부터 영향을 받지 않았음을 알 수 있었다. 우라늄 약 60 ng 정도가 흡착된 수지 알갱이를 이용한 질량분석 결과를 표 2에 나타내었으며 검정 값과 약 0.3 % 범위에서 일치함을 보였다.

표 2. 이온교환수지 알갱이를 이용한 NIST U005 동위원소 표준물에 대한 질량분석 결과

	U-235/U-238
certified value(NIST, U005)	0.004 9194
1	0.004 8767
2	0.004 9121
3	0.004 9201
4	0.004 9113
Average	0.004 9051 ± 0.000 0193

끝

중·저준위 방사성 폐기물 유리화설비의 고온필터 시스템에서 사용한 금속필터의 표면특성 연구

황태원, 조강욱, 박승철, 박병철, 양경화

한국수력원자력(주) 원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

twhwang@khnp.co.kr

1. 서론

산업현장의 여러 공정에서 발생하는 배기체(Off-Gas)로부터 먼지를 제거하기 위하여 통상 필터(Filter)는 섬유상 물질을 직포 또는 부직포 형태로 제작한 여재를 사용한다. 여과포를 이용한 입자의 포집 및 제거는 높은 집진 효율을 얻을 수 있는 장점이 있으나 열적·화학적 내구성이 약하다. 플라이트($3Al_2O_3 \cdot 2SiO_2$) 재질 및 SiC 재질의 세라믹 필터 element가 산업현장에서 사용된다. SiC element의 경우 플라이트 재질의 element보다 고온 및 고압에서 운전이 가능하며 역세정에 의한 탈진효율도 매우 높으나 분진 특성에 따라 급격한 압력손실 및 기계적 충격, 열적충격에 의한 기공막힘 및 필터파손의 가능성이 있고, 장시간 안전운전 및 필터수명 예측이 어려워 이를 극복하는 것이 궁극적인 과제로 인식되고 있다. 한편 반면에 금속소결 필터는 열적·화학적 물성이 우수하며 높은 내구성을 가지며 온도에 의한 성능의 저하가 현저히 낮다. 금속필터에 관한 연구는 뛰어난 입자제거 효율과 낮은 압력손실 및 재사용을 위한 역세정 공정의 최적화 방향에서 진행되고 있다. 본 논문에서는 중·저준위 방사성 폐기물 유리화설비에서 발생하는 분진을 제거하기 위한 고온필터시스템에 금속필터 element를 적용하기 위한 일련의 실증시험을 모의 방사성폐기물을 이용하여 실시하고, 기공막힘 등 표면특성을 파악하여 개선점을 제시하고자 하였다.

2. 실험 및 방법

배기체 발생을 위해 유리 용융로에 투입한 폐기물은 원자력발전소에서 발생하는 잡고체와 폐수지의 성분분석을 통해 실제와 유사한 발생비로 혼합한 모의폐기물을 사용하였다. 고온필터시스템에 장착한 필터 element는 19개(AISI 316L 7개, AISI 904L 3개, Inconel 600 9개)였다. 실험 후 기계적 인장강도시험(Ring Tensile Test) 및 주사전자현미경(SEM-EDS)를 이용하여 금속필터 element의 membrane 및 support layer의 표면 및 단면에 대한 미세조직 및 화학적 조성을 분석하였다. 필터표면 및 단면의 화학특성은 에너지 분산 X-선 분광분석기(Energy Dispersive X-ray Spectrometer)를 이용하여 성분분석을 실시하였다.

1) 금속 고온필터 element에 대한 기계적 인장강도시험(Ring Tensile Test) 결과



Fig. 1. Dark Spots on the Surface of Metal Filter Elements.

금속필터 element를 인출하여 육안 검사를 수행한 결과 Fig. 1에서 보는 것처럼 금속필터 element 표면에서 갈색반점이 관찰되었다. 금속필터 element 표면에서 갈색반점의 생성원인이 부식에 의한 것인지 침적물에 의한 기공막힘(plugging)인지에 대한 분석을 위해 기계적 인장강도시험(Ring Tensile Test)을 ring 모양 금속필터 element 시편에 대해 수행하였다. 결과 Table. 1에서와 같이 시험에 사용한 금속필터 element들의 강도가 정상값(60 Mpa) 이상으로 나타나서 금속필터 element에는 부식이 없고, 갈색반점은 침적물에 의한 기공막힘으로 판명되었다.

Table 1. Ring Tensile Strength Test

Base Material	Cross section [mm ²]	Fm [N]	Σmax [Mpa]	Specification
AISI 316L(1.4404)	113,05	9402	83	
AISI 904L(1.4539)	107,18	8780	82	> 60 Mpa
Inconel 600(2.4816)	127,35	9257	73	

2) 필터 element 표면 및 단면에 대한 SEM-EDS 분석결과

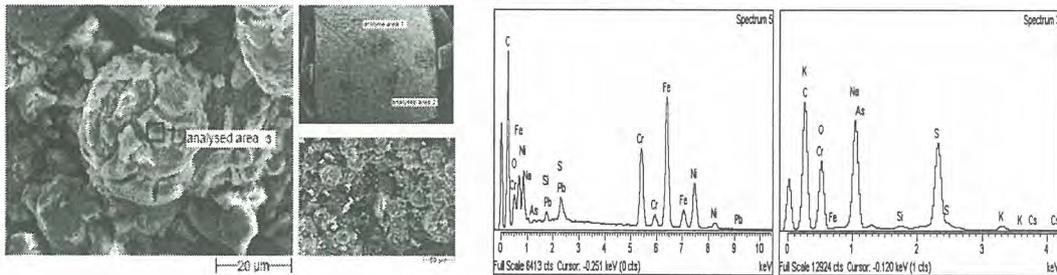


Fig. 2. SEM Micrograph of Dark Spot Area of Membrane Surface(AISI 316L, left). EDS Analysis Spectrum of the Sintered Metal Filter(AISI 904L, right).

그리고 금속필터 element의 표면조직을 분석한 결과 Fig.2에서와 같이 일반적인 stainless steel의 조성인 Fe, Cr, Ni 등 전형적인 AISI 재질의 특성을 보였으며 표면에 침적된 물질의 주요 구성성분은 폐기물에서 발생된 sodium 및 sulfur와 미량의 silica 등으로 이루어진 결정체였다.

3. 결 론

중·저준위 방사성 폐기물 유리화 시설에서 발생하는 배기체 중 분진의 제거를 위해 고온필터 시스템에서 기존 세라믹 재질을 대체하여 금속필터의 적용 시험결과 필터시스템 운전에 특별한 문제점은 발견되지 않았다. 다만, 일련의 시험을 수행한 후 필터 element를 인출하여 관찰한 결과 필터 element 표면에서 갈색반점들이 관찰되었다. 특히 AISI 316L에서 많이 나타난 반점은 국부적 부식이라기보다는 배기체 중 응축물질의 침적에 의한 부분막힘(plugging)으로 판단된다. 이런 침적의 생성은 운전 중단시 공기 중의 수분이 필터 표면에 응축되고, 이 수분에 운전 중 생성되는 ash 성분 중에서 수용성 물질이 용해되어 필터 wall로 모세관현상에 의해 스며들어 건조된 것으로 추정된다. 이러한 금속필터 element의 침적은 운전 중 발생하는 배기체가 제공하는 조건 즉 200~300 °C이상의 고온, 산성가스, steam, 산소 분위기 등에 의한 직접 발생하는 것은 아닌 것으로 판단된다. 실험결과 금속필터 element의 침적을 방지하기 위해서는 element 재질보다는 element 표면에서 수분이 응축되지 않도록 하는 것이 중요함을 알 수 있었다. 특히 유리화운전을 중단한 시기에도 필터 하우징 내부의 온도를 이슬점 이상으로 가열할 필요가 있다. 하우징 내부를 질소로 채운 후 공기의 유통을 차단하는 방법을 고려할 수 있는데 이 경우 시험전에 차가운 금속필터 element의 예열이 필요하다.

방사성폐기물의 방사분해가스량 측정에 의한 G 값 계산

곽경길, 유영걸, 제한경*, 김동호*, 김기홍

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

*한일원자력(주), 안양시 만안구 안양 7동 202-4 동양 벤처스텔

nkkkwak@kaeri.re.kr

모든 방사성폐기물은 처분장에 처분되어질 때, 300 년간의 처분 관리기간 동안에 방사성 폐기물 내에 함유된 방사성 핵종으로부터 $\sim 10^8$ rads 정도를 피폭 받게 된다[1,2]. 이러한 방사선 피폭의 결과로 팽윤, 방사분해가스 및 휘발성물질의 발생으로 방사성 고화체는 구조적 안정성에 영향을 받게 되며, 궁극적으로 처분장의 안전성에 영향을 미치게 된다. 따라서 이러한 고화체로부터 영향을 배제하기 위하여 처분되기 전에 방사성 고화체에 대한 방사선 영향을 평가하여야 한다. 따라서 본 연구에서는 발전소 등의 원자력관련시설에서 발생량이 비교적 많은 폐기물, 그리고 널리 이용되고 있는 고화매질들을 선정하여 이들 폐기물의 소량을 pyrex 유리관 넣어 5.43×10^6 rads/h (Co-60)로 조사시켰다. 그리고 발생된 가스의 화학종을 측정하기 위하여 각 발생 가스의 분압을 측정할 수 있는 Finnigan MAT 271 정밀가스 질량분석기(precision gas mass spectrometer)를 이용하여 각 가스종의 분압을 측정하였다. 이때 시료로부터 발생된 수분이 질량분석기 측정을 방해할 수 있으므로 수분을 제거하기 위하여 -60°C cryogenic trap을 이용하였다(그림 1). 가스 발생량은 밀봉 유리관을 부피를 알고 있는 진공챔버에 넣고 주변을 진공으로 만든 후 대상 시료의 유리관을 깨서 압력변화를 교정된 baratron 압력측정기로 측정하였다.

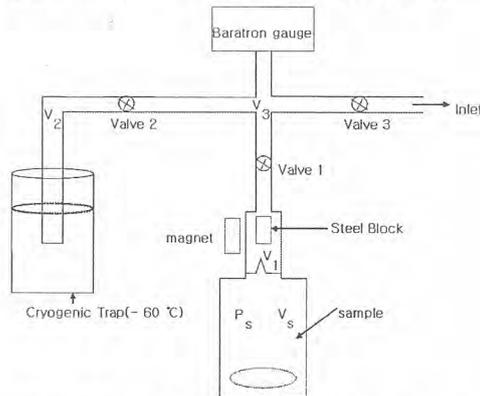


그림 1. 방사분해가스 발생량 측정을 위한 장치

- 그림 2에 폐기물 종류별로 발생된 가스의 총 발생량, 그림 3에 폐기물 종류에 따라 발생된 가스종류별 총 발생량을 나타냈다. 그림 2에서 보듯이 방사선 조사에 의해 발생된 가스의 총 발생량은 이온교환수지와 제염지에서 가장 높았고, 봉산 농축폐액을 함유한 시멘트 고화체에서 가장 낮았음을 알 수 있다. 그러나 폐수지-시멘트 고화체와 제염지에서 발생된 가스의 양은 비슷하지만 발생된 가스의 화학종은 매우 다름을 알 수 있었다. 이는 고화체내에 함유된 폐기물 종류의 차이에 기인하기 때문이며, 제염지에서는 발생가스중의 수소가 대부분을 차지한 반면에 폐수지-시멘트 고화체에서는 비교적 화학결합이 약한 음이온교환수지의 관능기에서 발생된 질소가스가 대부분이었다. 그리고 그림 3에서 보듯이 모든 폐기물중에서 수소가 대부분을 차지하고 있음을 알 수 있으며 전체 중의 18 ~ 98%를 차지하고 있다. 그리고 아민류는 폐이온교환수지를 함유한 고화체에서만 발생되었는데 이는 혼합이온교환수지중의 음이온수지의 관능기로부터 발생된 것으로 판단된다.

- G 값 또는 G(가스)는 매질에 조사된 100 eV 당 발생된 가스의 분자수를 나타내는 것으로 값이 적을수록 방사선에 안정하다는 의미를 부여하여 준다. 본 연구에서 방사선 조사에 의해서 발생된 가스 종들의 G-value를 계산한 결과를 표 1에 나타냈다.

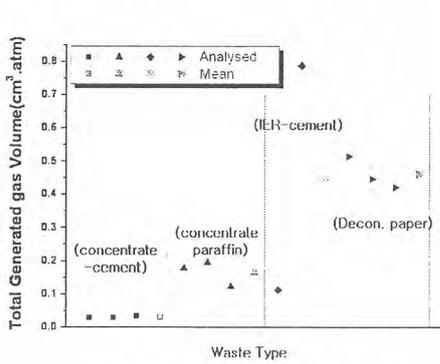


그림 2. 폐기물 종류별로 발생된 가스의 총 발생량

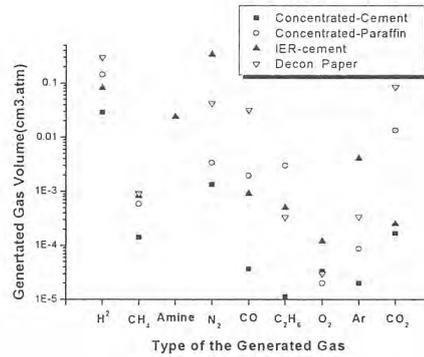


그림 3. 폐기물 종류에 따라 발생된 가스종류별 총 발생량

표 1. G-Value of the Generated Gas in Various Wastes

	Concentrate-Cement	Concentrate-Paraffin	IER - Cement	Decon. Papers
H ₂	0.011554	0.057795	0.031464	0.118553
CH ₄	0.000056	0.000236	0.000317	0.000363
Amine	-	-	0.009266	-
N ₂	0.000531	0.001364	0.130239	0.016645
CO	0.000015	0.000783	0.000347	0.012553
C ₂ H ₆	0.000005	0.001215	0.000193	0.000132
O ₂	0.000013	0.000008	0.000046	0.000012
Ar	0.000008	0.000035	0.001552	0.000134
CO ₂	0.000066	0.005401	0.000097	0.033553

표 1에서 보듯이 발생된 동일한 가스의 G값들에 차이를 보이는데 이는 고화매질과 폐기물의 종류에 기인하는 것으로 판단되는데, 즉 폐수지-시멘트 폐기물에서의 G(H₂)는 0.03으로써 0.058의 농축폐액-파라핀 G(H₂)보다 낮은데 이는 수소를 발생할 수 있는 폐수지가 포화탄화수소 화합물인 파라핀보다 안정할 뿐만 아니라 시멘트 매질이 차폐역할을 하였기 때문으로 판단된다. 그리고 순수한 유기물질인 제염지에서의 G(H₂)가 0.12로 매우 크다는 사실이 이를 입증하여 준다.

폐이온교환수지-시멘트 폐기물인 경우, 질소화합물의 G 값(아민; 0.009, 질소; 0.13)이 매우 큰 것으로 나타났고, SO_x가 측정되지 않은 것으로 보아 시멘트 고화체내의 혼합수지층의 음이온교환수지의 관능기가 분해되었음을 알 수 있으며, 또한 방사선에 취약함을 알 수 있다.

- 본 연구의 결과, 방사선조사에 의해 발생된 주요 분해가스로는 H₂, CH₄, N₂, C₂H₆, O₂, CO 및 CO₂ 등이다. 이들 가스중 H₂의 발생이 대부분(~ 98%)을 차지하였으며, 외부 방사선 조사에 의해 발생된 가스의 양은 폐기물과 고화매질의 종류에 따라 0.029 ~ 0.788 cm³.atm/ 1.1g으로 상당한 차이를 보였고, 폐이온교환수지를 함유한 고화체에서 가장 높은 분해가스 발생량을 보였다. 그리고 수소가스는 제염지 폐기물에서 가장 많이 발생하였다. 동일한 가스의 G 값도 폐기물과 고화매질의 종류에 따라 차이를 보였으며, 폐수지-시멘트, 농축폐액-파라핀 및 제염지 폐기물에서의 G(H₂)는 각각 0.03, 0.05 그리고 0.12 이었다.

중·저준위 슬러지 방사성폐기물 특성에 따른 처리방법 연구

윤정환, 박호점, 이창준, 권오일, 장동철

한일원자력(주), 전남 영광군 홍농읍 홍농우체국 사서함 4호

jh3764@nate.com

1. 서론

본 연구는 원자력발전소에서 발생하는 중·저준위 방사성폐기물 중에서 염분이 함유된 슬러지, 폐유가 혼합된 슬러지 및 폐윤활유를 고화처리하기 위한 고화방법 개발을 목적으로 진행하였다.

과학기술부고시 제2005-18호 “중·저준위 방사성폐기물 인도규정”에서는 처분요건에 따라 폐기물이 갖추어야 하는 특성 항목으로 핵종별 농도의 제한, 폐기물의 형태, 포장물의 조건, 침출율, 유리수, 부식, 폭발성물질 등, 유해성물질, 임계안전, 표면오염, 선량제한, 포장물 표지, 폐기물의 운반등의 포괄적 내용이 명시되어 있다. 본 연구에서는 폐기물의 형태, 고형화의 조건, 유리수 기준에 부합되도록 하는데 중점을 두어 연구를 진행 하였으며, 시료는 원자력발전소 운영 중 발생된 방사성 슬러지를 대상으로 고화제를 혼합하여 벤치테스트를 시행하였다.

2. 실험 및 결과

사용된 고화제는 토양에서 추출한 천연광물로 결정형 석영분에 실리카가 혼합된 것으로 Sepiolite ($H_6Mg_8Si_{12}O_{30}[OH]_{10} \cdot 6H_2O$)로 불리는 물질이다. 고화공정은 고화제 제작사인 미국 Fluid Tech, INC.의 프로그램에 따라 진행하였고, 압축강도 측정기는 KSU-10MD(용량 10ton, 경성시험기)를 이용하여 측정하였다.

고화시편 제작은 KSF-2405 규정을 참고 하였으며, 시편의 크기는 높이가 지름의 두 배인 원통형으로 제작하였다. 또한 각각 슬러지 특성에 맞는 고화제와 중화제를 혼합하여 고형화하고, 공시체의 수는 3개 이상 제작하여, 72시간 양생 후에 유리수 및 압축강도를 측정하였다. 각각의 시료에 대한 결과 값은 다음과 같다.

가. 염분을 함유한 방사성 수용성 슬러지 고화

시료의 특성 및 고화제 종류

<ul style="list-style-type: none"> ○ 물리적 조성 : 물(40%), 고형물(50%), 염분(1%), 기타(9%) ○ 주요핵종 : Co-60, Cs-137 ○ 밀도 : 1.3g/cc ○ pH : 8.0 ○ 고화제의 종류 : Aquaset II-H

실험결과

시료No	시편크기 (mm)	단면적 (cm ²)	최대하중 (kgf)	압축강도 (kgf/cm ²)	유리수 (유/무)
S-01	φ 50	19.6	306	15.6	무
S-02	φ 50	19.6	254	12.9	무
S-03	φ 50	19.6	339	17.3	무

표1. 염분 함유 슬러지 실험결과

나. 물과 오일이 혼합된 수용성 방사성폐기물 슬러지 고화

시료의 특성 및 고화제 종류

<ul style="list-style-type: none"> ○ 물리적 조성 : 물(40%), 오일(3%), 고형물(50%), 기타(7%) ○ 주요핵종 : Co-60, Cs-137 ○ 밀도 : 1.4g/cc ○ 고화제의 종류 <ul style="list-style-type: none"> - Petroset II 및 Aquaset II-H - 중화제 메탄올(CH₃OH)

실험결과

시료No	시편크기 (mm)	단면적 (cm ²)	최대하중 (kgf)	압축강도 (kgf/cm ²)	유리수 (유/무)
S-04	φ 50	19.6	340	17.3	무
S-05	φ 50	19.6	452	23.0	무
S-06	φ 50	19.6	357	18.2	무

표2. 오일함유 슬러지 실험결과

다. 농축 폐윤활유 고화

□ 시료의 특성 및 고화제 종류

- 물리적 조성 : 폐윤활유(100%)
- 주요핵종 : Co-58, Co-60, Cs-137등
- 고화제의 종류
 - Petroset II 및 Aquaset II -H
 - 중화제 메탄올(CH₃OH)

□ 실험결과

시료No	시편크기 (mm)	단면적 (cm ²)	최대하중 (kgf)	압축강도 (kgf/cm ²)	유리수 (유/무)
S-07	φ 50	19.6	29	1.5	무
S-08	φ 50	19.6	31	1.6	무
S-09	φ 50	19.6	27	1.4	무

표3. 농축 폐윤활유 실험결과

라. 시료 고화시편 및 압축강도 그래프

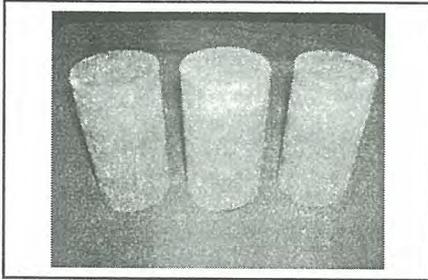


그림1. 염분함유 슬러지 고화시편

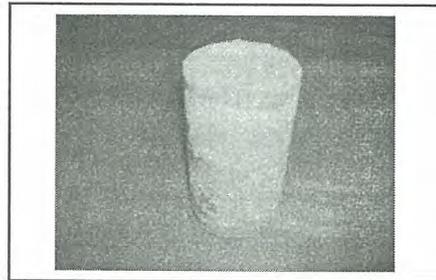


그림2. 오일함유 슬러지 고화시편

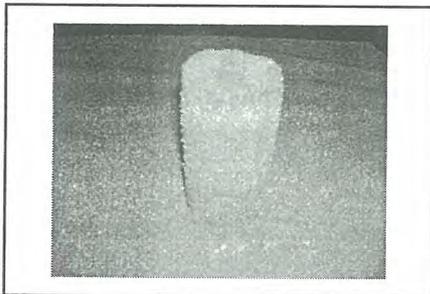


그림3. 농축 폐윤활유 고화시편

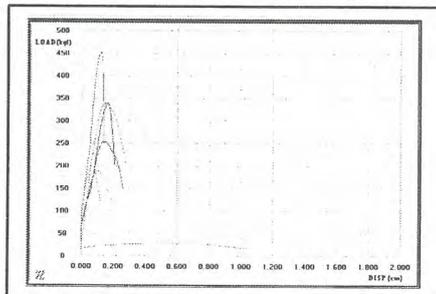


그림 4. 압축강도 그래프

3. 결론

본 실험결과에 따르면 각 슬러지에 대한 유리수는 모두 만족하였고, 압축강도 측정에 대한 평균값은 염분이 함유된 방사성슬러지는 216psi(15.2kg/cm²), 오일이 함유된 슬러지는 277psi (19.5kg/cm²)이며, 폐윤활유는 21psi(1.5kg/cm²)이었다. 고형화 폐기물의 강도는 과기부고시에 규정되어 있는데 “취급시 예상되는 상황과 처분시 예상되는 압력 및 온도 변화에서 그 구조적 건전성을 유지할 수 있도록 충분한 기계적 강도를 가져야 하며...” 라고 되어 있으며, 구체적인 수치는 없어 세부적인 관련 규정이 있을 때 까지 본 연구를 기초로 더욱 심층 분석을 통해 최적의 고화처리방안을 도출할 것이다.

참고문헌

1. 중·저준위 방사성폐기물 인도규정(과학기술부고시 제2005-18호)
2. 고화공정 프로그램(Fluid Tech, INC.)
3. 원전슬러지 및 EDTA 처리기술개발(최종보고서). 2003년 12월

Management of Radioactive Organic Wastes Generated during Decontamination and Decommissioning Activities

Young-Gerl Ryue, Kyung-Kil Kwak, Ki-Hong Kim

Whan-Gyeong Je*, Dong-Ho Kim*

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

*Hanil Nuclear Co., Ltd., 3F, Dongyoung Venturustel, 202-4, Anyang7-dong, Manan-gu, Anyang

ryuyg@kaeri.re.kr

During the decontamination and decommissioning activities of nuclear installations and facilities, a large amount of organic wastes including EDTA, citric acid, oxalic acid which contain metal ions and radionuclides are generated. These complex compounds present a difficulty for a solidification, a possibility of a gas evolution due to a decomposition of the organic matter and a promotion of an underground migration of radionuclides.

The treatment process for organic wastes must have options such as a complete destruction, reduction of the offgas volume and associated contaminants and dioxin, free toxic gas, and a low operating time [1, 2]. So we decided on the MEO (Mediated Electrochemical Oxidation using Ce(IV), Ag(II) as a catalyst) system as an alternative for an incineration process (Fig. 1) [3 ~ 6].

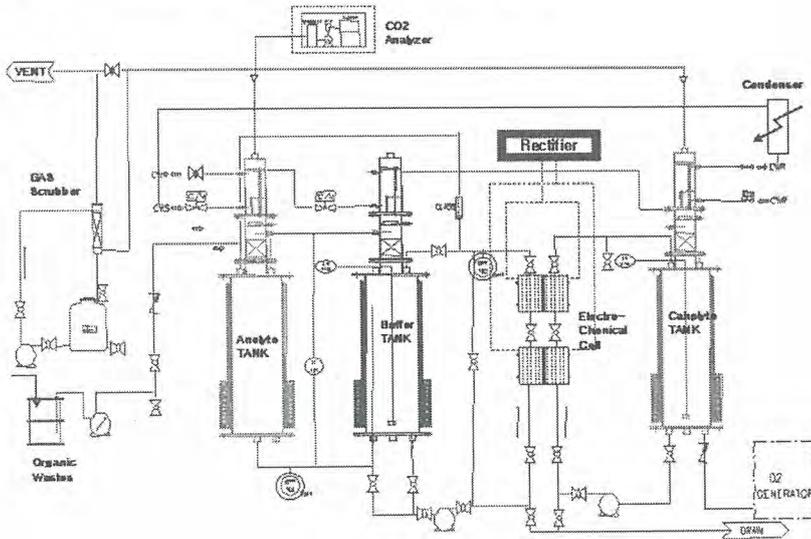


Fig. 1. Schematic diagram of MEO where using a catalyst Ce(IV), Ag(II)

- The concentration of EDTA generated during a decontamination of the nuclear installations of a Nuclear Power Plant was 16 wt.%, its solid contents (ash) of which the main metals were Fe, Cu, Mn, and Ni, was 3 wt.%, and its activity was very low (Co; 1.24×10^{-1} , Cs; 1.14×10^{-3} Bq/ml).

To establish the operating conditions of the pilot-scale system, under a constant concentration of Ce(0.1 M) and HNO_3 (3 M), some experiments by changing the operating temperature and current density were carried out. The EDTA wastes were transported into the reactor at a constant rate for 40 minutes. The dissolved organic carbons instead of the EDTA concentrations during the oxidation were analyzed by a TOC analyzer (LACHAT IL500 TOC-TN).

It is necessary to decrease their concentrations due to a high concentration of EDTA for a treatment by the MEO system, so decreased concentrations of EDTA by changing the mole of HNO_3 by considering the concentration of HNO_3 in anolyte were studied.

- Fig. 2 and Fig. 3 show the concentration of TOC (total organic carbon) remaining in the solution (EDTA + anolyte) during the oxidation of the EDTA. The initial concentration of EDTA as a TOC was 254,000 ppm. The figures show that the EDTA was destroyed at the same time as its' supply, and after a completion of the EDTA supply the destruction rate of the EDTA (or other organic materials)

decreased slowly. In Fig. 2, according to an increase of the operating temperature with a constant current density (3 A), the oxidation of the EDTA progressed rapidly. The conversion ratio from EDTA to an inorganic at 60 °C, 80 °C and 90 °C was 76.5 %, 86.8 % and 85.6 %, respectively. Also, according to an increase of the current density with a constant operating temperature (80 °C), the oxidation of the EDTA progressed rapidly. The conversion ratio from the EDTA to an inorganic in 3 A, 5A and 10A was 86.8 %, 85.6 % and 90.2 %. As a result, the current density was more important than the temperature for the destruction of the organic wastes because of the production of oxidants.

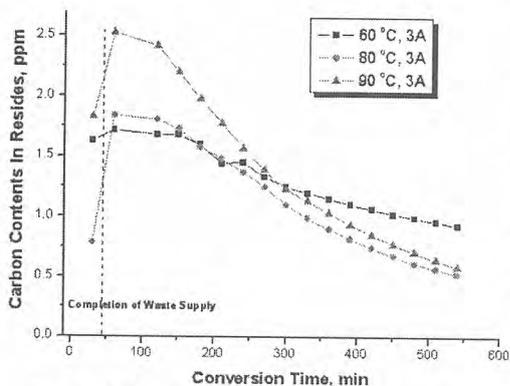


Fig. 2. Concentration (TOC) of the residues as a function of the destruction time according to the temperature

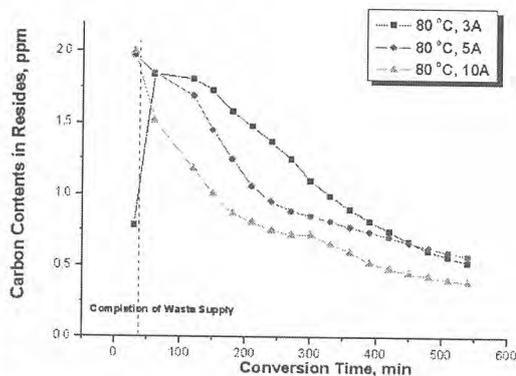


Fig. 3. Concentration (TOC) of the residues as a function of the destruction time according to the current density

On the other hand, it would take a long time to destruct 16 wt.% of the EDTA of which the concentration is too high for the MEO system. So the concentration of the EDTA by using 3.5 ~ 7.5 M-HNO₃ could be lowered from 16 wt.% to 2.4 ~ 2.1 wt.%. This means that we could reduce the treatment time by 1/6 times.

- A waste treatment system by using an electrochemical oxidation (MEO, Mediated Electrochemical Oxidation) was installed at KAERI(Korea Atomic Energy Research Institute) for a treatment of the radioactive organic wastes (EDTA, TBP/Dodecane, etc.) generated during the decontamination activity of the nuclear installations in a Nuclear Power Plant.

As a results, by analyzing the dissolved organic carbons with a TOC analyzer, the conversion ratio of the EDTA to an inorganic and CO₂ was 76.5 % at 60 °C and 3 A, and 90.2 % at 80 °C and 10 A, respectively. It was found that we could lower the concentration of EDTA from 16 wt.% to 2.4 ~ 2.1 wt.% by using 3.5 ~ 7.5 M-HNO₃ to reduce the treatment time by 1/6 times.

References

1. IAEA Technical report Series No. 427, Predisposal management of Organic Waste, 2004.
2. Alternative Nonflame Technologies for Destruction of Hazardous Organic Waste, INEL/EXT-97-00123, April 1997.
3. N.Nelson, et al., The ceRox process: New Technology for Organic Hazardous Waste Destruction, the Symposium on Emerging Technology: Management in the 21st century, 2000.
4. N. Nelson, Electrochemical Destruction of organic Hazardous Wastes, Platinum Metals rev., 2002, 46, (1), 18-23.
5. A.D.Turner, Mediated Electrochemical Oxidation – Silver II, National Pesticide Stewardship Alliance Conference 2001, Memphis, November 27-30, 2001.
6. Z.Chiba, B.Schumacher, P.Lewis, and L.Murguia, Electrochemical Oxidation as an Alternative to Incineration for Mixed Wastes, UCRL-JC-119133, 1995

아미드추출제에 의한 방사성 모의폐액 함유 금속이온의 분배거동에 미치는 방사선 영향

양한범, 임재관, 문제권, 이일희
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
nhbyang@kaeri.re.kr

용매추출 방법으로 방사성폐기물에 함유되어 있는 방사성 핵종의 분리 및 회수시 방사능 준위가 높은 경우에 방사선분해(radiolysis)가 일어나게 되어 추출제의 추출성능을 저하시킬 뿐만 아니라, 생성된 방사선 분해생성물은 금속이온과 반응하여 부반응(side reaction)과 제 3상 생성 현상을 일으켜 용매추출 효율을 저하시키는 작용을 하는 경우도 발생하므로 방사선 분위기하에서 추출제 및 상보조제의 열화현상과 내방사선 특성에 대한 방사화학적 특성시험이 요구된다. 본 연구에서는 아미드 추출제 DMDBTDMA와 상보조제 DHOA에 대해 인위적인 방법으로 ^{60}Co γ -방사선을 조사시킨 시료를 대상으로 GC-MS 및 FT-IR 스펙트럼을 측정하여 몇가지 방사선분해생성물 성분에 대한 정성 및 정량분석하고, 방사선 분해생성물과 금속이온과의 반응성과 제 3상 형성에 미치는 영향을 고찰하고 금속이온의 분배거동에 미치는 DMDBTDMA 및 DHOA의 방사선 조사 영향을 시험하였다.

시험재료의 방사선조사 : 시험재료 DMDBTDMA, DHOA, NDD 및 HNO_3 는 한국원자력연구소 방사선조사시설에서 선원 ^{60}Co 을 사용하여 $1 \times 10^5 \sim 2 \times 10^8$ rad 범위에서 조사하였다.

시험재료의 방사선안전성 평가 : DMDBTDMA, DHOA 및 NDD의 방사선조사에 의한 물리적 변화는 육안검사 결과 DMDBTDMA, NDD는 2×10^8 rad에서도 액체상태의 단일상을 유지했으나 DHOA는 7×10^7 rad부터 젤라틴형의 고체가 형성되면서 고-액상의 불균일한 상이 형성되었다. 그리고 방사선 분해생성물의 정성 및 정량분석은 GC-MS 및 FT-IR 기기분석 방법, HNO_3 는 전위차 적정법으로 분석하였다.

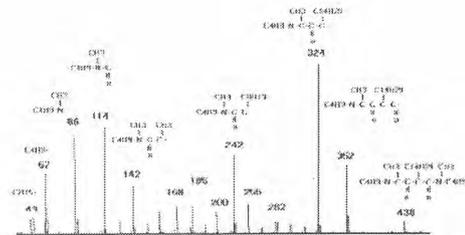
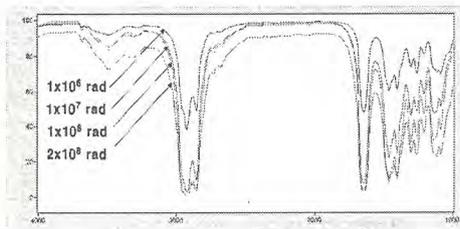


Fig. 1. IR spectra of γ -ray irradiated DMDBTDMA Fig. 2. GC/MS spectrum of γ -ray irradiated DMDBTDMA

FT-IR 스펙트럼에서 DMDBTDMA [Fig. 1]와 DHOA에서 아미드 고유 특성 흡수띠 (1088 cm^{-1} (C-C), 1468 cm^{-1} (C-N), 1640 cm^{-1} (C=O)와 3470 cm^{-1} 에서 새로운 2차 아민 방사선 분해생성물에 의한 흡수띠가 측정되었다. 그리고 Fig. 2~3의 GC-MS 분석에서 DMDBTDMA는 n-methylbutyl amine (2차아민)과 1-tetradecane, DHOA는 Dihexylamine (2차아민)과 octanoic acid 검출되었다.

금속이온의 분배거동에 미치는 방사선영향 평가: DMDBTDMA와 다성분계(Am, Eu, Nd, Ce, Y, Sr, Cs)에서 Ans(+3), Lns(+3)의 회분식 공추출과 역추출에 미치는 γ -방사선조사 영향평가를 위하여 아미드 추출제인 DMDBTDMA 단독으로 사용한 추출계[Fig. 4]와 아미드 추출제에 상 보조제인 DHOA를 사용한 (DMDBTDMA + DHOA) 추출계 [Fig.5~6]로 구분하여 실험하였다. 상 보조제로 사용하는 DHOA의 내 방사성이 DMDBTDMA 보다 약하며, DHOA의 방사선 분해생성물의 일부 성분이 젤라틴 형태의 고형물을 만들면서 DHOA와 불균질한 상태를 만들므로 5×10^7 rad 이상의 고준위 방사선 흡수선량 영역에서는 용매추출 실험 후 시료채취상의 장애로 인해 정확한 분석을 하기 어려운 문제가 발생하기 때문이다. Metal ion(Am, Eu, Nd, Ce, Y, Sr, Cs) - 4.5M HNO₃ - (0.5M DMDBTDMA + 0.5M DHOA)/NDD 추출계에서 5×10^7 rad로 조사시킨 (0.5M DMDBTDMA+0.5M DHOA)/NDD 추출제에 대한 금속이온의 추출 및 역추출 분배거동을 도시하였다. [Fig. 5~6] 그리고 방사선조사에 의한 질산 농도 변화 영향, DMDBTDMA 농도 영향, DHOA 농도 영향, 추출온도 영향, 추출시간 영향 및 역추출 특성에 대하여 실험하였다.

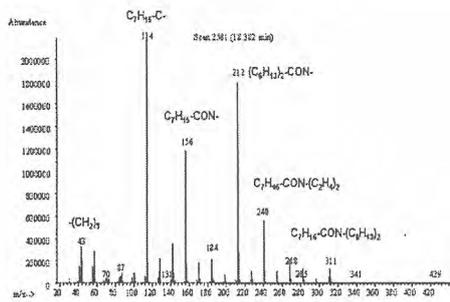


Fig. 3. GC/MS spectrum of γ -ray irradiated DHOA

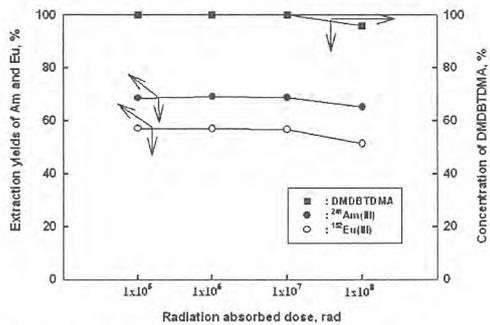


Fig. 4. Comparison of extraction yields of Am, Eu and DMDBTDMA concentration change according to the radiation absorbed dose

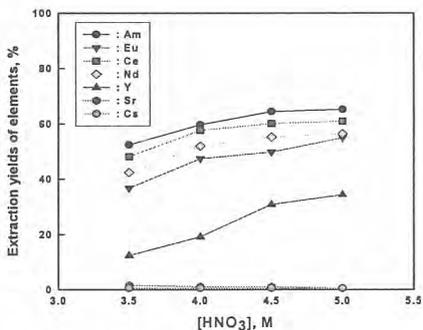


Fig. 5. Extraction yields of each element with [HNO₃]

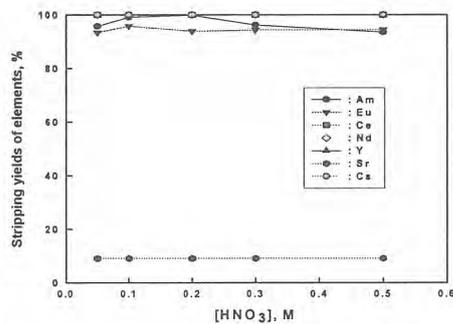


Fig. 6. Stripping yields of each element with [HNO₃]

혼합폐수지의 양이온 및 음이온 수지 분리 및 핵종분포특성

박 순 달 • 김 정 석 • 김 중 구 • 지 광 용
 한국원자력연구소 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
 nsdpark@kaeri.re.kr

원자력발전소에서는 원자로의 냉각재, 감속재 및 열수송계통 등의 일차계통과 기타 이차계통의 수처리를 위해 많은 양의 유기합성 이온교환수지를 사용하고 있다. 원자력발전방식 및 원자로의 계통에 따라 사용하는 이온교환수지의 종류가 다르다. 예를 들면 CANDU형 원자력발전소의 감속재계통에는 H형의 강산성양이온교환수지와 OH형의 음이온교환수지가 혼합된 Amberlite IRN-150 L/C 이온교환수지를 사용한다. 또한 열수송계통에는 Li형의 강산성양이온교환수지와 OH형의 음이온교환수지가 혼합된 IRN-154 L/C 이온교환수지를 사용하며 LiOH에 의해 pH 10.0-10.5로 유지된다. 이온교환수지는 일정시간 사용후 폐수지로 방출되며 폐수지의 발생량은 잡고체를 제외한 중저준위방사성폐기물의 약 60% 이상이 된다. 폐수지에는 수처리과정에서 제거된 여러 가지 종류의 미세고형물질 및 이온성물질이 흡착되어 있다. CANDU형 원자력발전소에서 핵연료를 제외한 중저준위방사성폐기물의 연간 총방사능의 약 80%가 폐수지에 기인하는 것으로 보고되어 있다. 폐수지의 발생원에 따라 핵종분포의 특성이 달라진다. 원자로의 냉각재 수처리에 사용된 폐수지의 핵종분석결과에 의하면 ^{14}C 이 20 Ci로 가장 높았으며 반감기 20년 이상의 핵종중 ^{90}Sr 3.2 Ci, ^{137}Cs 2.1 Ci, ^{151}Sm 0.041 Ci 및 기타 알파핵종(>Pb)이 0.081 Ci 함유되어 있었다.

^{14}C 은 반감기 5370년의 초장반감기 핵종이며, 환경중 이동성이 높고 먹이사슬에 용이하게 유입될 수 있는 주요 내부피폭핵종이다. 따라서 고농도의 ^{14}C 이 흡착되어 있는 폐수지의 영구처분시 단순 매립처분 방식은 고려되지 않고 있다. 폐수지의 보관비용을 줄이고 처분의 경제성을 높이기 위해 폐수지의 감용화 및 ^{14}C 을 제거하여 처분하기 위한 연구가 진행되고 있다. 폐수지의 감용화 방법으로는 건조, 기계적인 압축, 산농축, 폐수지의 재이용 및 연소 등이 있다. ^{14}C 은 원자로의 일차냉각재와 감속재 등의 수화학 환경에서 주로 CO_3^{2-} 및 HCO_3^- 의 음이온으로 존재하며 90% 이상의 ^{14}C 이 음이온교환수지에 의해 제거된다. 따라서 폐수지를 양이온과 음이온교환수지로 분리함으로써 고농도의 ^{14}C 을 함유한 폐수지의 양을 그만큼 줄일 수 있을 것이다. 또한 폐수지의 재이용시에는 양이온 및 음이온교환수지를 완전히 분리해야 이온누설에 의한 오염을 방지할 수 있다. 따라서 폐수지의 재이용시 선행공정으로 혼합폐수지의 양이온 및 음이온수지 분리공정이 요구된다. 혼합수지의 양이온 및 음이온수지로의 분리방법에는 역세법, 부유침강법 등이 있다. 이중 부유침강법은 적절한 비중의 전해질 혹은 비전해질 용액을 사용하여 양이온수지(1.28 g/Cm³)와 음이온수지(1.08 g/Cm³)의 비중차로 분리하는 방법이다. 전해질용액으로는 NaOH 혹은 H₂SO₄ 등을 사용하며 비전해질용액으로는 설탕물이 사용된다.

본 연구에서는 연구용 원자로의 일차냉각재에 사용된 폐수지를 양이온 및 음이온 분리실험에 사용 하였으며 분리된 양이온 및 음이온교환수지의 핵종분포 특성을 조사하였다. 본 연구에 사용한 분말형 혼합이온교환수지 Amberlite IRN 150L/C의 사양을 표 1에 나타내었다. 사용하지 않은 혼합수지를 15 wt% NaOH(1.15 g/Cm³), 40 wt% 설탕물(1.16 g/Cm³) 및 50 wt% 설탕물(1.20 g/Cm³)로 분리한 결과 원심분리하지 않은 상태에서 잘 분리되었다. 50 wt%의 설탕물을 사용하여 연구용 원자로의 일차냉각재에서 발생된 폐수지를 분리한 결과 양이온 44%, 음이온 56%로 이온교환수지의 사양과 비슷하였다. 혼합 및 양이온, 음이온수지로 분리한 폐수지의 핵종 분석결과를 표 2에 나타내었다. 표 2에서 보는 바와 같이 양이온수지에는 ^{137}Cs 이 가장 높은 농도로 검출되었으며 음이온수지에는 ^{65}Zn 이 가장 높은 농도로 검출되었다. ^{125}Sb 은 음이온수지에서만 검출되었으며 연구용 원자로의 일차냉각재 수화학 환경에서 Sb이 음이온으로 존재하는 것으로 추정된다. 혼

합 및 양이온, 음이온으로 분리한 폐수지의 ^{14}C 및 ^3H 분석결과를 표 3에 나타내었다. 표 3에서와 알 수 있는 바와 같이 ^{14}C 은 대부분 음이온교환수지에 흡착되어 있었다.

Table 1. Specification of Amberlite IRN 150L/C mixed ion exchange resin

특성	양이온수지(IRN77)	음이온수지(IRN78)
작용이온	H^+	OH^-
교환기	$-\text{SO}_3\text{H}$	$-\text{CH}_2\text{N}(\text{CH}_3)_3\text{OH}$
총이온교환량	$>1.9 \text{ eq/L}(\text{H}^+)$	$>1.2 \text{ eq/L}(\text{OH}^-)$
단위용량당부피	1.25 mL/g dry	1.51 mL/g dry
혼합비(Vol)	4	6
밀도	1.28 g/mL	1.08 g/mL

Table 2 Gamma spectrometry analysis results of spent ion exchange resin

Nuclides	Mixed(Bq/g)	Cation(Bq/g)	Anion(Bq/g)
^{144}Ce	1.72E3	4.30E3	3.19E2
^{60}Co	3.04E3	8.15E3	1.69E2
^{134}Cs	4.67E2	1.31E3	6.16
^{137}Cs	3.90E3	1.09E4	4.58E1
^{54}Mn	1.84E2	5.23E2	1.36E2
^{125}Sb	ND	ND	4.14E2
^{65}Zn	8.29E2	2.22E3	5.58E2

Table 3 ^{14}C and ^3H analysis results of spent ion exchange resin

Sample	$^{14}\text{C}(\text{Bq/g})$	$^3\text{H}(\text{Bq/g})$
Mixed resin	751	26
Cation resin	88	
Anion resin	1058	

Removal of TcO_4^- with Extractant Impregnated Resin

Jei-Kwon Moon, Ji-Young Kwon, Han-Bum Yang, Jae-Kwan Lim, Eil-Hee Lee
Korea Atomic Energy Research Institute, P.O.BOX 105 Yuseong, Daejeon, 305-600, Korea
njkmoon@kaeri.re.kr

Removal of Tc-99 has long been an important issue due to its long half-life and radiotoxicity. It exists in an aqueous solution as a pertechnetate ion, TcO_4^- , which is very mobile in soil, ground and surface waters. In this study, an adsorptive separation of rhenium which is a chemical analogue of technetium and rhodium by using a jacketed glass column packed with the EIR (XAD-4 Resin Impregnated with Aliquat 336) was tentatively performed. Breakthrough behavior for the single and mixed component solutions was investigated. The breakthrough curves were modeled mathematically to understand the mass transfer resistances in the column.

Breakthrough curves for the mixed solutions of the rhenium and rhodium ions showed the breakthrough volume of about 122 BV for rhenium when 0.8 % of an initial concentration is considered as a breakthrough point. Within this volume, a very pure rhodium of more than 99 % is recovered. The breakthrough curve reaches its saturation point at about 270 BV and then the loading capacity for rhenium becomes about 1.30 meq/g. On the other hand, the breakthrough curve of rhodium starts at about 0.6 of an initial concentration and reaches its saturation point at a bed volume of less than 150 with a loading capacity of about 0.09 meq/g. As we described in our previous research [1], it is due to the fact that the rhodium ion in a nitric acid solution exists mainly in the form of oligomers with a positive charge which is hard to be adsorbed onto anion exchangers.

The breakthrough curves for the rhenium and rhodium ions were modeled to evaluate the effective diffusivities for the EIR column. Modeling examples for the single and the two component systems are shown in Figs. 1 and 2, respectively. For the single component system shown in Fig. 1, the model predicts the experimental data quite well. The diffusion time constant for rhenium obtained by the modeling is $9.0 \times 10^{-4} \text{ min}^{-1}$. Since the particle radius is 0.027 cm, the effective diffusivity for rhenium is $6.6 \times 10^{-7} \text{ cm}^2/\text{min}$. The modeling results for the two component system, as given in Fig. 2, also show a successful simulation for the breakthrough curve of rhenium. The diffusion time constant is almost the same as that for the single component system. However, in the case of rhodium, the model does not predict the experimental data. This might be caused by an inaccurate estimation of the equilibrium parameters due to an unfavorable adsorption of rhodium. The effective diffusivities obtained for an adsorption of rhenium and rhodium with the EIR column are rather new ones so they could not be compared with other results directly.

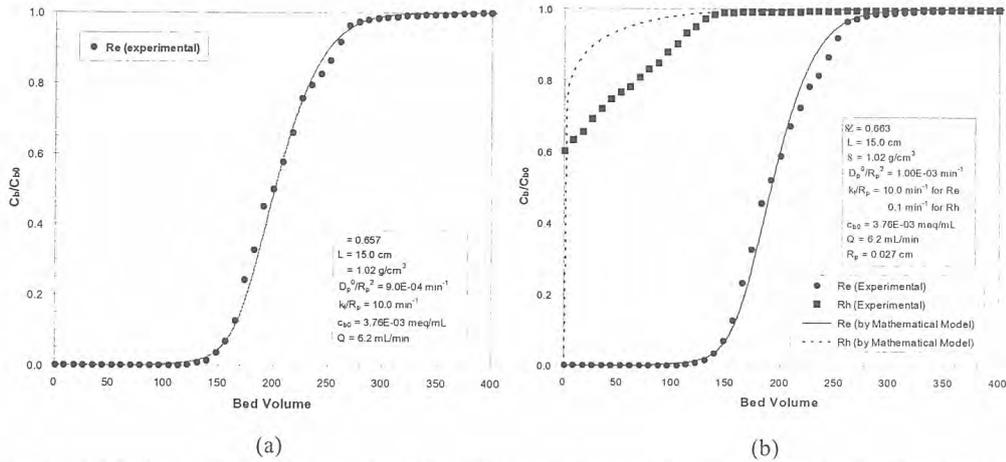


Fig. 1. Modeling example for the breakthrough curves of the rhenium and rhodium ions in the single component (a) and Multi-component (b) Systems with an EIR column

The saturated bed was eluted fractionally with nitric acid solutions. The relation between the purity and recovery for the rhenium is summarized in Table 1. As shown in the table, the total recovery for rhenium is about 98 % and the purity is 97.5%. The recovery, however, can be controlled by fractionally collecting the elution volume depending on the desired purity. Thus, if the recovery is reduced to 94.6 %, the purity becomes more than 99 %. These results, although they are the results for a chemical analogue of Tc, show the possibility for a recovery of radioactive technetium from a nuclear stream. On the other hand, rhodium, due to its complex chemical forms in a nitric acid solution, would require other methods for a selective separation.

Table 1. Relation between recovery and purity of rhenium for the desorption steps

1 st step (desorption with 0.5 M nitric acid)		2 nd step (desorption with 1 M nitric acid)		Total	
Recovery (%)	Purity (%)	Recovery (%)	Purity (%)	Recovery (%)	Purity (%)
64.5	99.4	33.0	95.2	97.5	98
62.3	99.9	30.1	98.9	94.6	99.2
60.9	99.9	27.0	99.9	91.5	99.5
51.3	99.9	17.9	100.0	89.3	99.9

Acknowledgments

This work has been carried out under the Nuclear R&D program by MOST.

The Direct Dissolution of Ion-Exchange Resin by Fenton's Reagent

Kil Jeong Kim, Il Sik Kang, Jong Sik Shon, Kwon Pyo Hong

Division of Nuclear Fuel Cycle Examination Facility, Korea Atomic Energy Research Institute
nkjkim@kaeri.re.kr

1. 서론

우리나라의 원자력발전소의 이용수는 2006년 현재 20호기에 달하며 이들 발전용 원자로의 운영 및 연구용 원자로를 이용하는 원자력시설등에서 각종 방사성 폐기물이 다량 발생하고 있다. 이들 방사성폐기물중 액체폐기물을 처리하는 방법중 하나로 이온교환수지를 사용하고 있으며 최종적으로 폐수지가 발생되고 있다. 이들 다량으로 발생되고 있는 폐수지에 대한 처리기술은 이미 개발되어 있으며 주로 시멘트로 고화처리하는 방법을 사용하고 있다.

한편 이들 폐수지의 시멘트고화체는 고화체중 폐수지의 함유량이 20%에 지나지 않으며 방사능이 높고 처리시 수지와 시멘트의 밀도차에 의한 불균일 고화등의 문제점이 있어 폐수지를 액체형태로 전환하는 기술이 시도되었으며, 그중에서도 Fenton시약에 의한 유기물의 분해기술이 개발되어⁽¹⁾, 이를 폐수지의 분해에 적용하는 기술들이 보고되어 있다.⁽²⁻³⁾

Fenton 화학은 황산제2철 및 과산화수소의 반응에 의해 과산화수소로부터 발생하는 수산화라디칼을 이용하여 탈수소화 또는 불포화 탄화수소에 수소를 첨가하여 유기물을 CO₂와 H₂O로 분해시키는 산화반응이다.

본 연구는 Fenton 시약을 이용하되 상온에서 수지를 반응시키며 물을 첨가하지 않으므로 최종 폐기물의 발생량을 줄일 수 있는 방법을 강구하였다. 실험에 사용한 수지는 현재 양이온교환수지로 널리 사용되고 있는 IRN-77을 사용하였으며, 촉매의 농도 및 과산화수소의 양 등에 따른 수지의 분해율을 측정하였다.

2. 결과 및 고찰

가. 실험방법의 특징

Fenton 화학에서 사용하는 시약인 FeSO₄와 H₂O₂는 혼합시 화학반응이 매우 격렬하여 직접 혼합할 수 없으므로 수지에 물을 첨가한후 FeSO₄를 첨가하고 다시 H₂O₂를 서서히 첨가하는 방법을 사용해 왔다⁽⁴⁾.

본 연구의 특징은 수지를 먼저 건조하여 수분을 증발시키고 건조수지에 FeSO₄ 용액을 흡수시키는 방법을 적용하르로서 FeSO₄와 H₂O₂와의 직접 반응을 피하고 H₂O₂가 수지내부로 소량씩 흡수되면서 FeSO₄와 점차적으로 반응하여 분해반응이 수지내부에서 직접 효율적으로 일어나는 효과를 기하였다.

나. 실험 결과

양이온 교환수지인 IRN-77을 2g씩 사용하고 FeSO₄ 및 H₂O₂의 사용량을 변화시키면서 수지의 분해율에 미치는 영향을 측정하였다.

실험에 사용한 수지의 수분 건조량은 수지의 65% 수준이었으며 수지내 잔유 수분 함유량은 15% 수준으로 단위 수지당 단위 부피의 FeSO₄ 용액을 충분히 흡수시킬 수 있었다. 이와 같은 방법에 의한 수지 분해반응의 특징은 일정량의 H₂O₂를 주입한후 분해반응이 즉시 일어나지 않고 일정한 시간의 반응 유도시간이 필요하다는 사실이다. 수지의 양을 2g으로 고정하고 FeSO₄ 및 H₂O₂의 양에 따른 반응 유도시간을 표1에 요약하였다.

반응유도시간은 FeSO₄의 농도가 낮은 경우 7시간 이상이 소요되었으며 적정 농도범위에서는 약 1시간정도의 시간이 소요되었고, 전반적으로 FeSO₄의 영향이 크며 H₂O₂의 영향은 크지 않은 것으로 나타났다.

Table 1 Lag Time for the Dissolution of IRN-77 depending on the different Amount of Fenton Reagents

FeSO ₄ g/ml	Lag Time, Hours				
	H ₂ O ₂ , ml				
	4	8	12	16	20
0.0684	-	8.0	6.5	8.0	7.4
0.1368	5.5	1.2	1.1	1.1	1.1
0.2736	0	0	0	-	-

또한 IRN-77수지는 표 2에서 보는 바와 같이 완전 액체상태로 분해되었으며, 분해시간은 H₂O₂의 첨가가 종료됨과 거의 동시에 종료되므로서 FeSO₄의 적정농도인 0.1368g/ml 에서 1시간 반 이내에 완전 분해가 가능하였다.

Table 2 Dissolution Rate of IRN-77 from the different Amount of FeSO₄ and H₂O₂

FeSO ₄ g/ml	Induction	H ₂ O ₂ , ml				
		4	8	12	16	20
0.0684	Total	-	20	20	16	20
	%		100			
0.1368	Total	20	32	32	24	-
	%	100				
0.2736	Total	30	32	32	-	-
	%	91.4	-	91.1		

3. 결론

양이온교환수지인 IRN-77을 건조시켜 Fenton 시약중 FeSO₄를 먼저 흡수시킨후 H₂O₂를 첨가하는 방법으로 수지를 분해시킨 결과, FeSO₄ 농도, 0.1368g/ml에서 수지의 12~16배율의 H₂O₂를 사용하여 약 1.5시간 이내에 최종폐액의 발생량을 최소로 유지하며 수지를 완전히 분해시킬 수 있는 최적반응 조건을 도출하였다.

참고문헌

1. Fenton, H.J.H., "Oxidation of Tartaric Acid in Presence of Iron", J. Chem. Soc., 65:899(1984)
2. Geng, Z., Wu, J., Yun, G., and Wu, T., "A Study on Free Radical Oxidation of Spent Ion-Exchange Resins", L/ILW Management & Final Disposal, Proc. of Sino-French Sem.(1993)
3. Srinivas, C., Ramaswamy, M., and Theyyunnal, T.K., "Wet Oxidative Destruction of Spent Ion-Exchange Resins Using Hydrogen Peroxide", BARC/1994/E/-41, India(1994)
4. 김진웅, 박성원, 김준형, 김환영, 김인태 등, "사용후 핵연료이용 기반기술개발", pp177-238, KAERI-NEMAC/RR-173/96, KAERI(2006)

원자력연구소 내 가연성폐기물의 발생현황 및 처리방안 연구

홍대석, 안섭진, 손종식, 이영희, 배상민
 한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
 dshong@kaeri.re.kr

- 가연성폐기물의 발생 및 보관현황

원자력연구소의 방사성폐기물 저장시설에 저장하고 있는 중·저준위 방사성폐기물의 종류별 분포를 그림 1에 나타내었다[1]. 그림에서와 같이 가연성폐기물은 전체 폐기물의 약 27.4%를 차지하고 있으며 200리터 드럼 기준으로 약 3,400여 드럼을 보관하고 있다. 주요 가연성폐기물 발생시설은 변환시설, 하나로, 조사재시험시설, 조사후시험시설, 방폐처리시설과 동위원소생산시설 등으로 폐기물의 발생량 및 오염핵종 측면에서 일정한 경향을 나타내지 않고 있다. Co-60, Cs-137, I-131, U-238, Mo-99 등을 함유한 폐기물이 주로 발생되며 Ho-166, Ir-192, Tc-99m, Mn-54 등을 함유한 폐기물도 소량 발생되고 있다.

가연성폐기물은 그림 2에 나타낸 바와 같이 방사선 작업과정에서 발생된 폐지 및 제염지 등의 종이류, 장갑과 방호복 등의 면류, P.E. 등의 플라스틱류 및 비닐류가 주종을 이루고 있다. 이들 가연성폐기물은 대부분 향후 소각 등의 방법으로 감용 처리되기 전에 발생상태 그대로 임시 보관되고 있으며 일부 방사능 오염 가능성이 희박하고 오염핵종이 명확히 규명된 폐기물만이 압축되어 보관되고 있다. 가연성폐기물의 연간 발생량은 그림 3에서와 같은 증가추세를 나타내고 있으며 각 시설별 발생량의 연간 변동은 크기만 전체 연 평균 186 드럼이 발생한다.

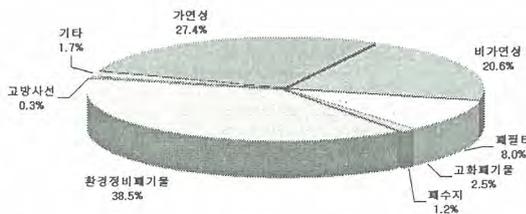


그림 1. 저장 중인 방사성폐기물의 분포

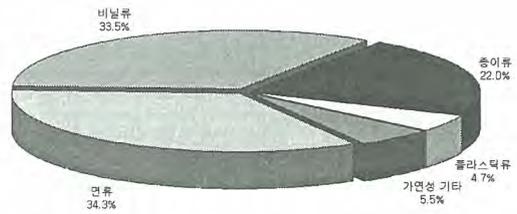
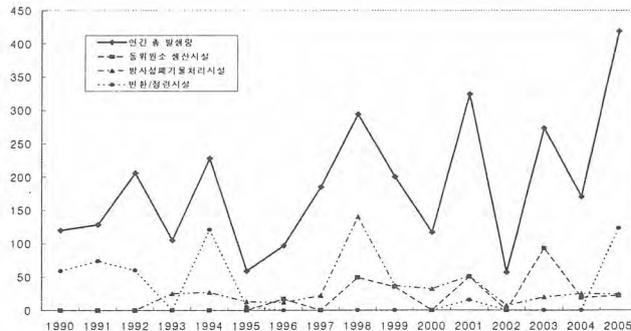


그림 2. 가연성폐기물의 종류별 분포



- 가연성폐기물의 처리방법

최근 IAEA는 원자력발전소에서 발생하는 폐기물의 처리를 위한 방법을 제시하였다[2]. 여기에서는 가연성 고체폐기물의 주된 처리방법으로 소각을, 혁신적인 처리방법으로 Cold crucible vitrification, 고온소각, molten metal, plasma arc melting 등을 고려하였으며 이 중 부피감용비가 큰 처리방법에 대하여 부피감용비 및 적용대상 폐기물을 표 1에 정리하였다. 그 중 소각은 캐나다, 프랑스, 인도, 일본, 러시아, 슬로바키아, 영국, 미국 등에서 사용하는 반면 cold crucible

vittrification은 우리나라에서, 고온소각은 일본에서 개발되어 사용되는 것으로 알려져 있다. 방사성 폐기물의 처리를 위해서는 안전성 및 경제성 측면을 고려하여야 하므로 범용적인 시설의 운영이 필요하다. 따라서 가연성폐기물의 처리를 위한 상용시설로는 소각시설의 운영이 연구소 폐기물의 처리에 보다 타당할 것이다.

- 외국의 소각로 운영경험

소각로를 운영하고 있는 몇몇 국가에서의 소각로 운영경험을 정리하면 다음과 같다.

- 일본의 Hamaoka 원전 : 1981년도 소각로 설치. 1/100이하로 가연성폐기물의 부피감용을 수행하였으며 1993년 이후로 저장 중인 가연성 잡고체 폐기물이 없음.
- 스위스의 Zwilag : 고출력 플라즈마 연소기로 발전소, 산업체, 의료기관, 연구기관 등에서 발생된 방사성폐기물을 처리. 가연성 물질의 처리, 금속성분과 콘크리트의 융합, 무기물과 유리물의 유리화 등에서 사용.
- 프랑스의 CENTRACO : 금속폐기물의 용융을 위한 소각로와 고체 및 액체폐기물의 소각을 위한 소각로를 1999년부터 운영 중.
- 벨기에의 Belgoprocess : 고체폐기물 외에도 유기화합물 및 복합제를 포함한 유기 및 수성용액 등이 고체폐기물과 같이 소각되며 저준위 수지도 소각 가능.
- 스웨덴의 Studsvik : 원전, 원전연료 제조공장, 병원, 연구 기관등에서 발생된 폐기물을 소각.

표 1. 가연성폐기물 처리방법별 비교

처리방법	부피 감용비	적용대상폐기물
소각	7:1~100:1	건조고체폐기물:종이, 천, 플라스틱, 고무, 급수필터
		습성폐기물:이온교환수지 및 관련매질, 카트리지 필터, 유류
Cold crucible vitrification	50:1~100:1	건조고체폐기물:가연성, 비가연 압축성, 소각재
		습성폐기물:이온교환수지 및 관련매질, 카트리지 필터, 증발 농축액
고온소각	3:1~5:1 ¹ ~100:1 ²	건조고체폐기물:가연성, 비가연 압축성, 금속, 공기필터, 절연체
		습성폐기물:일반적으로 적용불가

- 1 : 경금속, 공기필터, 절연체에 대한 부피감용비
 2 : 기타 다른 가연성폐기물에 대한 부피감용비

- 결론

연구소에서 발생하는 가연성폐기물은 발생형태 및 오염핵종이 다양하며 처분비용의 절감을 위해서 이러한 방사성폐기물의 부피감용은 필수적이다. 가연성폐기물의 경우 외국 및 IAEA에서의 권고에서도 소각 후 소각재의 고화가 가장 효율적인 방법으로 제시되고 있다. 따라서 연구소에서도 폐기물의 처리를 위해서 소각로의 도입이 검토될 수 있다. 그러나 소각로의 도입을 위해서는 소각대상 폐기물의 종류 및 범위, 환경영향 평가, 주민수용성의 확보 등에 대한 사전검토가 수행되어야 할 것이다.

참고문헌

1. 손종식 외, “방사성폐기물 처리시설 운영”, KAERI/MR-438/2005, 2005
2. IAEA, “Innovative Waste Treatment and Conditioning Technologies at Nuclear Power Plants”, IAEA-TECDOC-1504, International Atomic Energy Agency, 2006

유도가열식저온로 열유동 모사 컴퓨터 코드 개발

박종길, 맹성준, 황태원

한수원(주) 원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

gospel77@khnp.co.kr

유도가열식저온로(CCM)는 중·저준위 및 고준위 방사성폐기물을 유리화(vitrification)하는데 적용하기 위해 최근에 프랑스 SGN사와 한수원(주)이 공동으로 개발한 용융로이다. CCM은 수냉각 유도가 있는 긴 사다리꼴 형태의 스테인레스 격자(reactor)를 수십개 조합하여 원형의 용융로를 만들고 용융로 외부에 고주파전류가 흐르는 유도코일(inductor)을 설치하여 용융로 내부의 유리를 가열하는 용융로이다. 한수원(주)은 CCM을 이용하여 중·저준위 방사성폐기물을 유리화하기 위한 공정을 개발해 왔는데 중·저준위 방사성폐기물의 물리, 화학적 특성이 다양하기 때문에 용융 유리를 혼합하고 충분한 산소를 공급하기 위하여 산소 버블러를 설치하였다. 이로 인해 CCM내 용융유리의 열유동 현상이 매우 복잡하게 되었고 CCM의 크기나 운전변수가 변경되었을 때 용융 유리내 온도 및 점도변화를 예측할 수 있는 컴퓨터 코드를 개발하게 되었다[1].

본 연구에서는 CCM의 제반 운전변수인 고주파발생기 출력 및 주파수, 버블러 유량, 유리 조성 등이 변화할 때 용융유리의 온도 및 점도 변화를 모사할 수 있는 컴퓨터 코드를 개발하였다. 용융 유리의 열유동에 영향을 미치는 변수의 다양성으로 인해 계산시간이 길어지는 문제점을 해결하고자 사전 검토를 통해 계산 결과에 크게 영향을 미치지 않는 요소들을 단순화하여 격자수를 최적화하였다. 본 연구에 사용된 상용 소프트웨어는 전자기 해석을 위한 Maxwell과 열유동 해석을 위한 Fluent이다.

- 모델링

실제 CCM의 크기에 맞추어 모델링을 실시하였다. 용융유리만이 내부에 존재하는 원형 실린더 형태의 CCM과 외부의 코일을 모사하였으며, CCM의 코일 형태가 고리형태이므로 Maxwell의 해석시 전체 코일을 하나의 코일로 가정하고 모델링을 실시하였다(그림 1 참조). 용융로 지름은 550mm이고, 외부코일 두께는 10mm로 설정하였다. CCM과 외부코일 사이의 거리는 50mm이기 때문에 모델링 총 지름은 670mm이다. 모델 생성시 코일 부분은 제외하였으며, 코일에 흐르는 전류에 의한 영향은 경계조건에서 입력해주는 방식을 선택하였다.

Fluent 계산을 위한 모델링은 Maxwell의 치수와 동일하다. Fluent의 경우 격자생성 및 계산 시간의 단축을 위하여 sparger 부분을 연장하여 용융유리 높이와 같다고 가정하였는데, 이렇게 해도 CCM 내부 열유동에 미치는 영향이 거의 없는 것으로 검토되었기 때문이다. 또한 버블러의 입구 지름을 21.5mm로 설정한 후 유량에 맞게 주입 기체의 속도를 조절하였다.

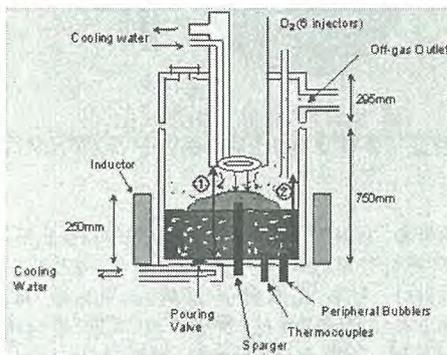


그림 1. CCM 개략도

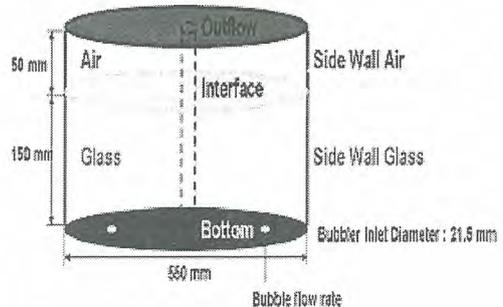


그림 2. 경계조건

- 경계조건

본 연구에서 사용된 물성치 및 경계조건은 표 1 및 2와 같다. Maxwell에 입력되는 경계조건은 CCM 내부 전자기장 분포를 계산하기 위한 것이다. Maxwell로부터 power-loss 결과를 source 형태로 UDF를 사용하여 Fluent에 입력하여 온도분포 및 버블링을 모사하였다. CCM 외부의 냉각 조건은 주어진 온도에 따른 열전달 계수를 계산하여 입력하는 방식으로 열유동 모사에 영향을 주게 된다. 벽면의 냉각색터의 단순화를 통해 계산 시간 및 비용의 절감효과를 얻을 수 있다. 표 2에서 유리 표면(interface)의 열전달계수는 폐기물이 연소될 때 용융유리에 전달되는 열량계산에 사용된다.

표 1. 물성치

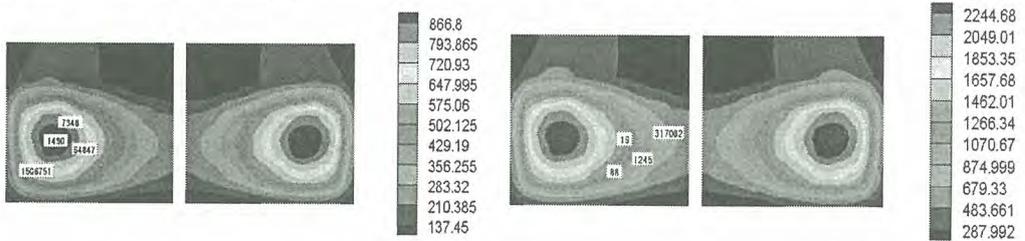
구분	밀도 (kg/m ³)	Cp (j/kg-K)	열전도도 (W/m-K)	점도 (kg/m-s)	분자량 (kg/kg · mol)
공기	1.225	1006.43	0.0242	1.7894e-5	28.966
유리	2350	1290	3.0	4.278	69.62

표 2. 열전달계수(W/m²-K)

Interface	Bottom wall	Side Wall Air	Side Wall Glass
80	300	80	30

- 시뮬레이션 결과

그림 3은 버블링을 고려하지 않고 입력 주파수를 270kHz(현재 CCM 운전 조건)로 고정시킨 상태에서 출력 변동에 따른 CCM 내부 온도 분포를 모사한 결과이다. 유리는 잠고체와 지방산성 폐수지를 동시 공급하여 유리화할 때 사용하는 AG8W1 유리[2]를 사용하였다. 결과로부터 알 수 있듯이 동일 주파수 상에서 출력이 증가함에 따라 CCM내부의 최고 온도가 증가하지만 전체적인 온도 분포의 경향은 매우 유사하다. 그림에 나타나 있는 숫자는 해당 지점에서의 점도값을 나타낸다. 점도는 유리조성과 온도를 변수로 유도된 관계식에 의해 계산되었다.

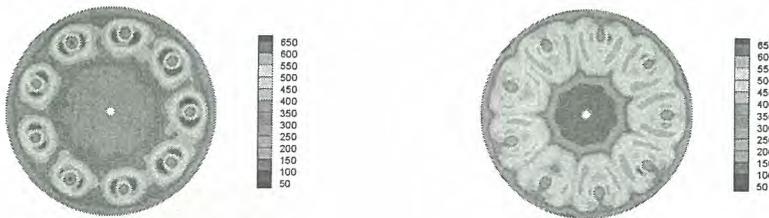


(a) 150kW, 270kHz

(b) 300kW, 270kHz

그림 3. 출력 변동에 따른 용융유리 표면(CCM 바닥에서 15 cm 높이)의 온도 및 점도 분포

그림 4는 버블링 효과를 고려하여 시뮬레이션한 결과이다. 출력과 주파수를 일정하게 고정시키고 버블러 유량을 변화시켰을 때 CCM 바닥으로부터 100 mm 높이 단면에서의 온도분포를 계산하였다. 계산결과 유량이 많아지면 수평방향의 열유동이 활발해져 온도분포의 폭이 커짐을 알 수 있다.



(a) 버블러 유량 0.5 Nm³/h

(b) 버블러 유량 1.0 Nm³/h

그림 4. 버블러 유량변화에 따른 수평 단면 온도 분포 (출력 : 100 kW, 주파수 : 270 kHz,)

- 결론 및 활용방안

본 연구에서 개발된 컴퓨터 코드는 CCM에서 버블링을 고려한 용융유리의 온도와 점도분포를 모사하기 위하여 최초로 시도된 것이다. 난이도가 큰 과제이었지만 실제 상황과 매우 유사한 온도 및 분포를 모사할 수 있는 컴퓨터 코드를 개발하게 되었다. 향후 입력변수 등의 정확도를 제고하여 계산 결과의 정확도를 높일 예정이다. 본 컴퓨터 코드는 CCM내에서 발생하는 제반 현상에 대한 이해도를 높일 수 있어 운전원의 교육훈련, 대용량 CCM 개발 등에 활용할 예정이다.

참고문헌

1. 김천우, 최관식, 박종길, 신상운, 송명재, 이병철, 류봉기 “고주파 유도가열에 의한 방사성폐기물의 유리화,” *Ceramist*, 5[1], pp. 49-55, 3월 (2002).
2. Cheon-Woo Kim, Ji-Yean Kim, Sung-Jun Maeng, Jong-Kil Park, Tae-Won Hwang, “Evaluation of Chemical Durability of Vitriified Forms for Simulated Radioactive Waste Using Product Consistency Test(PCT) and Vapor Hydration Test(VHT),” *J. Kor. Rad. Waste Soc.* 4[3], pp. 227-234, (2006).

반사체 중수증류 승급해석

김광락, 안도희, 임성팔, 백승우, 이민수, 정홍석, 정환성

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

krkim1@kaeri.re.kr

연구용 원자로 노심을 둘러싼 반사체 탱크에는 중수(D₂O)가 있으며, 노심에서 발생한 고속 중성자의 감속과 외부로의 탈출을 막아 높은 열중성자속을 유지시키는 감속재 및 반사체 역할을 한다. 이를 위해 중수는 원자로급 순도인 99.8 mol% D/(H+D)이상으로 유지되어야 한다. 이러한 중수는 장기간 사용함에 따라 커버그스중의 수분이나 정화계통 수지탑의 초기 함유된 미량의 경수 성분 유입에 의해 원자로급 순도 이하로 희석될 가능성이 있어 노심에서 요구되는 중성자 관리가 어려워질 수 있다. 원자로급 중수 순도유지를 위해 새 중수를 주입하면 그 만큼 삼중수소로 오염된 중수 폐기물이 발생할 수 있다. 중수로에서는 원자로급 이상의 중수순도 공급방법으로 다단 물 증류 공정이 주로 사용된다. 이 공정은 공정조작이 간단하고 분리 효율을 높이기 위하여 진공으로 운전되기 때문에 방사능 누출의 우려가 없는 신뢰성이 확보된 공정이다. 물 증류법은 액상 쪽으로 중수 성분이 미소하게 이동하여 기-액간의 평형을 이루는 원리로써 소정의 분리를 위해 다단 평형조작으로 이루어지는 공정이다. 물 증류공정은 그림1과 같이 저등급 중수의 급수로 고효율 기-액 접촉장치인 충전물(그림 2)로 채워진 증류탑을 통하여 상부에는 경수성분이 하부에는 승급된 중수와 더불어 삼중수소도 회수하여 계통으로 되돌려지므로, 새 중수 주입에 의한 순도 유지보다 효과적이다.

본 연구에서는 순도가 원자로급 이하로 저등급화된 중수의 승급조작으로 물 증류공정을 적용할 때 중수순도와 처리유량에 따른 소요 이론단수, 농도분포 그리고 중수증류 승급거동을 평가하였다. 연속-정상상태 다단 물 증류공정 해석을 위해 증류탑의 각 이론단에서 기-액 접촉을 통하여 상승하는 증기와 향류로 내려오는 물과 기-액 평형을 이루면서 이웃 단으로 유입되어, 전체적으로 경수와 중수가 분리되는 모델을 설정하였다 (그림 3). 모델은 각 이론단에서 물질수지식, 상평형 관계식, 기-액 조성의 합 관계식 그리고 열수지식으로 구성된다. 계산은 각 단에서 압력강하가 고려된 일정한 압력에서 bubble point 알고리즘을 이용하여 기-액의 평형조성과 온도를 구하고 그리고 엔탈피 값이 포함된 에너지 및 물질수지 선형 식들부터 향류 기-액 유량을 단계적으로 반복 계산하는 수식처리법을 사용하였다.

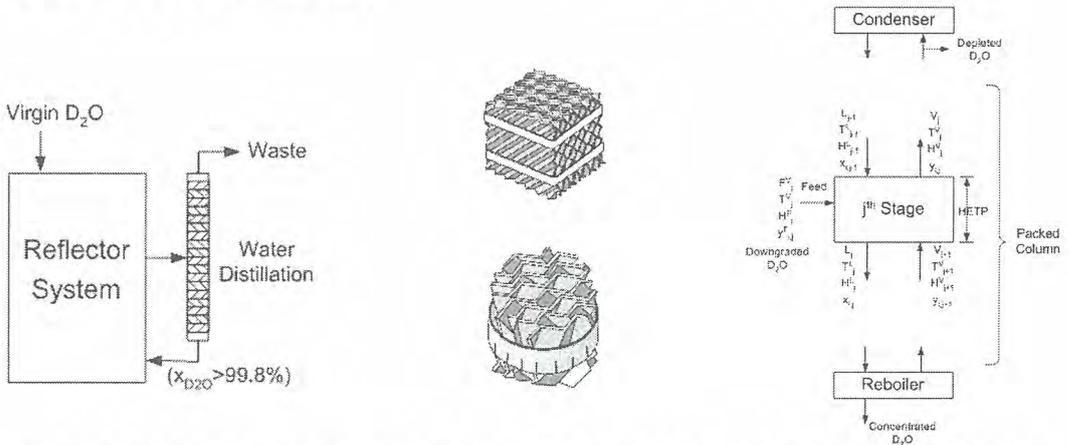


그림 1. 반사체 중수증류 승급 개념도

그림 2. 기-액 접촉장치 (충전물)

그림 3. 중수증류 승급 해석모델

표1은 중수증류 승급거동을 예측하기 위하여 소용량 처리 유량을 가정한 운전 조건을 나타내었다. 증류탑은 상부 압력이 100 torr인 진공에서 운전되며 각 단마다 일정한 압력손실을 가정하여 각 이론단에서 주어진 압력에 따라 평형 온도와 증수의 기-액 성분조성 그리고 유량을 계산하였다. 그림 4는 순도가 물분율로 0.94로 저등급화된 중수가 0.1 kmol/hr의 급수조건으로 공급될 때 증류탑의 각단에서 정상상태 증수 농도분포를 보여주고 있으며, 이때 소요 이론단수는 332단으로 계산되었다. 증류탑을 통하여 상부는 증수 성분이 회수되어 경수성분이 많고 그리고 하부 쪽으로는 증수성분이 농축되면서 분리가 이루어진다. 저등급 증수의 급수 지점은 예측된 농도분포 정보로부터 동일한 농도 단에 공급되어 분리효율을 극대화한다. 그림 5는 주어진 증수순도 승급을 위해 재비기에서 비등되는 Boil-up rate 변화에 따른 증류탑의 규모를 알 수 있는 소요 이론단수를 나타내었다. Boil-up rate의 증가로 상부의 환류비가 커지기 때문에 탑의 이론단수는 감소하나 재비기에 공급되는 에너지 부하는 그만큼 증가하게 된다. 최근에 개발된 상용 기-액 접촉장치는 규모가 작은 컬럼에도 장착하여 효율적인 기-액 평형을 유도하며, 또한 10cm이하의 충전 높이에서 평형단을 구현하는 성능(HETP, Height Equivalent to a Theoretical Plate)을 나타내기 때문에 증류탑의 규모를 획기적으로 줄일 수 있다.

표 1. 중수증류 승급해석을 위한 운전조건

	Notation	Values
Top pressure	P_1	100 Torr.
Pressure drop per stage	ΔP	0.5 Torr
Bottom product concentration (Concentrated D_2O)	$x_{D_2O}^B$	0.998 D/(H+D)
Top product concentration (Depleted D_2O)	$x_{D_2O}^T$	0.01 D/(H+D)
Feed concentration (Downgraded D_2O)	$x_{D_2O}^F$	0.90 - 0.94 D/(H+D)
Feed rate	F_j	0.1 kmol/hr
Boil-up rate	R_B	2-4 kmol/hr

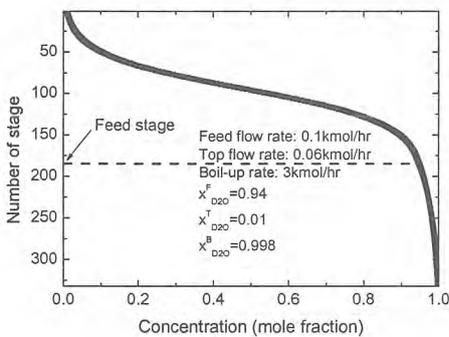


그림 4. 중수증류 승급탑의 증수 농도분포

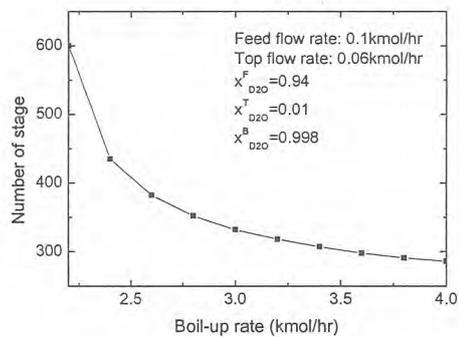


그림 5. Boil-up rate 변화에 따른 소요 이론단수

방사성폐기물 시료 내 핵종분석 방법의 측정불확도 산출 및 평가

손 세철, 안 홍주, 한 선호, 지 광용

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150

nscsohn@kaeri.re.kr

측정불확도는 측정결과에 대한 불확실한 정도, 즉 측정결과에 대한 신뢰도를 나타내는 정량적인 지표를 의미한다. 따라서 측정결과를 이용하는 사람들이 측정결과를 어느 정도 믿고 사용해도 되는지에 대한 신뢰성을 평가할 수 있도록 신뢰도를 나타내는 어떤 정량적인 값을 측정결과와 함께 표현해야 한다. 이와 관련하여 국제표준화기구(ISO)는 1993년 측정불확도 표현에 관한 지침서를 발간한 바 있으며, 이 지침서는 불확도 평가와 표현에 있어 가장 적절한 접근 방법으로 널리 인정받아 각국이 자국의 기준으로 모든 측정현장에서 적용하고 있다.

시험방법의 측정불확도는 일반적으로 다음과 같은 4 단계 과정을 거쳐 산출한다. 측정불확도 산출과정의 첫 번째 단계는 측정량(measurand)을 정하는 단계로, 측정불확도를 계산하는데 필요한 파라미터가 어떤 것들이 있는지, 즉 상수, 표준물 그리고 각 단계 측정항목이 무엇인지를 조사하고, 최종 측정항목과 이들 파라미터들과의 관계를 수식으로 명확히 기술한 다음 이 파라미터들이 서로 독립적인지 또는 상관관계가 있는지를 확인하는 것이다. 두 번째 단계는 측정불확도에 영향을 미치는 요소들을 확인하는 단계로 이들 요소에는 측정기기적 요인, 시료 채취 및 보관조건, 시약의 순도, 측정자 요인 등이 포함된다. 세 번째 단계는 불확도 성분들을 정량화 하는 단계로 불확도 요소들을 그룹화 해서 단순하게 재편한 후 그룹화 된 불확도 요소들을 정량화 하고, 그 외 나머지 불확도 요소들을 정량화 한 다음 각각의 불확도 요소들을 표준편차로 전환하는 과정이다. 네 번째 단계는 합성된 표준불확도를 산출하고 그 결과로부터 상대표준불확도 및 확장불확도를 최종적으로 계산하는 단계이다.

본 연구에서는 원전 방사성폐기물 핵종분석 방법의 측정불확도 평가와 관련하여, ^{14}C 측정방법의 경우를 사례로 선정하여 측정불확도 요소 각각을 산출하고 감응계수, 유효자유도 및 확장불확도 등을 계산하는 과정에 대해 평가하였으며 그 결과를 보고하고자 하였다. 측정불확도 평가결과, ^{14}C 측정방법의 경우는 ^{14}C 바탕값 시료, 시료 중 ^{14}C 회수, 방사성 표준시료로부터 ^{14}C 회수 시료 및 방사성 표준시료에 대한 ^{14}C 방사능량 측정, 표준시료의 ^{14}C 회수율 측정, 원전 시료 중 ^{14}C 방사능량 측정 등에서 오는 불확도가 주요 불확도 요소인 것으로 평가되었다. 이 측정방법에 대해 합성 상대표준불확도를 산출한 결과 2.58 %인 것으로 계산되었다. 합성 상대표준불확도 산출결과에는 표준물질의 회수율 측정 및 바탕시료의 계측에서 오는 불확도의 기여가 가장 큰 것으로 평가되었다. 이와 같은 시험방법의 측정불확도 산출결과는 방사성폐기물 시료 내 방사성 핵종 시험방법에 대한 신뢰도 및 유효성을 평가하기 위한 하나의 지표로 활용하였다.

한국표준원전 증기발생기 전열관 검사의 방사성폐기물 발생량 분석 및 처리방법에 대한 고찰

심은섭, 진정화

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

usschim@sae-an.co.kr

증기발생기 전열관 와전류탐상검사(Eddy Current Testing of Steam Generator Tubes)는 원자력발전소의 가동기간동안 시간의 경과에 따른 안전관련 설비의 취약화 정도를 감시, 평가하기 위한 가동중검사(In-Service Inspection)[1]의 하나로 원자력발전소의 매 차수 계획예방정비시마다 수행되고 있다.

와전류탐상검사는 전자기 유도현상을 응용한 비파괴검사법으로 증기발생기 전열관 와전류탐상검사는 증기발생기의 전열관 속에 교류전류가 흐르는 탐촉자(Probe)를 삽입하고 움직이며 전열관에 유도된 교류전류의 변화량을 측정하여 전열관의 건전성을 평가하는 검사이다. 검사의 대상이 되는 증기발생기 전열관은 원자로 1차 냉각수가 순환하는 계통설비의 일부로서 타 계통에 비하여 상대적으로 방사능오염도 및 방사선준위가 높으며, 증기발생기 전열관의 와전류탐상검사에 사용된 후 폐기되는 탐촉자도 높은 방사능오염도와 방사선준위를 띠고 있다.

본 연구에서는 우리나라에서 가동중인 20개호기의 원자력발전소 중 40%(8개호기)를 차지하며, 증기발생기 1대당 전열관의 수가 8,214개 또는 8,340개로 타 모델의 원자력발전소 보다 상대적으로 많은 전열관의 수를 갖고 있는 한국표준원전(Korea Standard Nuclear Power plant)의 증기발생기 전열관 와전류탐상검사를 대상으로 하였다.

증기발생기 전열관 와전류탐상검사에는 Bobbin 검사, TTS MRPC 검사, U-Bend MRPC 검사 및 Freespan MRPC 검사 등의 여러 가지 검사가 있으나, 본 연구에서는 그 중 방사성폐기물의 발생량이 가장 높은 Bobbin 검사에 대한 검사 전열관수와 탐촉자 폐기량과의 관계를 분석하고 폐기되는 탐촉자의 방사선준위와 형태를 고려한 드럼 처리방법을 고찰하였다.

Bobbin 검사에 대한 검사 전열관수와 탐촉자 폐기량과의 관계를 분석하기 위하여 2001년부터 2006년 6월까지 세안기술(주)가 수행한 6회의 한국표준원전 증기발생기 전열관 와전류탐상검사의 결과[2, 3, 4, 5, 6, 7]를 자료로 하여 방사성폐기물 발생률을 분석하였다. 본 연구에서 분석한 방사성폐기물 발생률은 검사 전열관수 1,000 tubes 당 폐기되는 탐촉자의 수를 의미하며 그 분석 결과는 표 1.과 같다.

표 1. 한국표준원전 Bobbin 검사에 대한 방사성폐기물 발생률

발전소	검사차수	Bobbin 검사 전열관수 (tubes)	탐촉자 폐기량 (개)	방사성폐기물 발생률* (개 / 1,000 tubes)
영광3호기	2주기 2차	16,383	45	2.75
영광5호기	1주기 3차	16,799	49	2.92
영광6호기	1주기 2차	16,597	40	2.41
울진3호기	1주기 4차	16,383	30	1.83
울진5호기	1주기 1차	16,701	73	4.37**
울진6호기	1주기 1차	16,680	43	2.58
평균수량		16,568	41	2.50

* 검사 전열관수 1,000 tubes 당 폐기되는 탐촉자의 수

** 평균수량의 계산에 적용하지 않음

표 1.의 분석 결과 중 방사성폐기물 발생률이 특히 높은 울진5호기 1주기 1차의 경우는 비정상적인 검사 환경 때문인데, 그 원인을 분석한 결과 이는 증기발생기 전열관 와전류탐상검사 수행시 증기발생기 전열관의 표면결로(Surface condensation) 때문에 탐촉자의 수명이 단축되었기 때문인

것으로 확인되었다.

따라서, 이는 비정상적인 검사 환경에서의 방사성폐기물 발생물이므로 평균수량의 분석에 적용하지 않았으며, 나머지 5회의 증기발생기 전열관 와전류탐상검사 자료로 분석된 발전소 1개호기의 Bobbin 검사 전열관수는 16,568 tubes이고, 검사 수행시 폐기되는 탐촉자의 수는 평균 41개였으며, 이로부터 전열관수 1,000 tubes 당 폐기되는 탐촉자의 수가 2.50개임을 산출할 수 있었다.

탐촉자의 평균 폐기량인 41개를 200ℓ 용 방사성폐기물 일반드럼을 이용한 처리 양으로 환산하면 2드럼에 해당하며, 이는 폐기되는 탐촉자의 형태가 그림 1.과 같이 원형으로 말린 형태이기 때문에 드럼 처리시 원형 그대로 드럼 내부에 쌓는 방식을 적용한 경우이다.

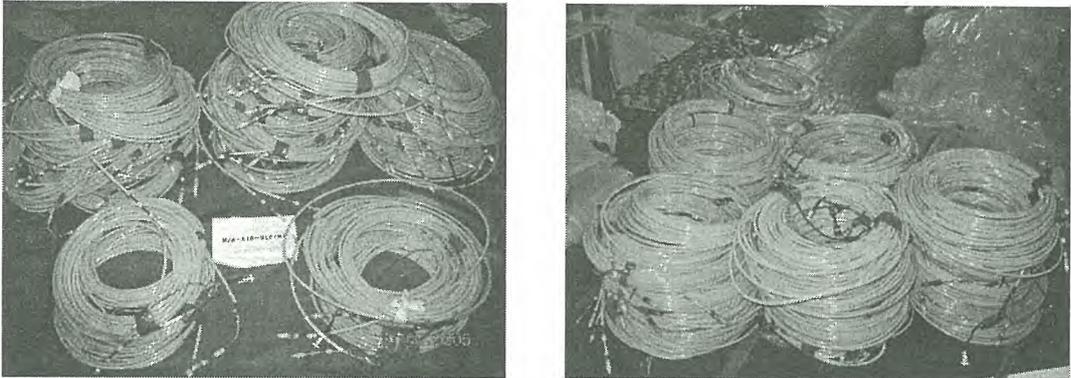


그림 1. Bobbin 검사 후 폐기되는 탐촉자의 형태

그러나, 폐기되는 탐촉자를 원형 그대로 드럼 처리시에는 드럼 내부에 공동(Hole)이 많이 형성되어 드럼의 발생량을 줄이는데 비효율적이며, 폐기 탐촉자와 같이 대부분이 플라스틱으로 된 폐기물은 압축처리를 할 경우 스프링백 효과가 커져 실제로 감용율이 크지 않다[8]. 또한, 높은 방사선준위의 탐촉자를 차폐드럼을 이용하여 드럼 처리할 때 그 현상은 더욱 증가한다.

폐기 대상이 되는 탐촉자의 대부분을 차지하는 샤프트(Shift) 부분이 플라스틱 재질로 제작되어 있음을 고려하여 이 문제의 해결을 위하여 샤프트를 절단하여 드럼 처리하는 방법을 생각할 수 있으며, 이는 샤프트의 재질이 플라스틱으로 쉽게 절단되고 절단 작업시 그 생성물이 공기중으로 비산되지 않기 때문이다.

현재 월성원자력 1발전소와 2발전소에 폐기물 분쇄기가 도입되어 있으며, 이와 같은 장비를 이용하여 탐촉자를 작게 분쇄하여 드럼 처리를 하면 드럼내 공동을 더욱 줄일 수 있다. 이와 같이 분쇄하여 처리하면 기존의 처리 방법보다 약 30~50% 정도 드럼 생성량을 줄일 수 있을 것으로 보이며, 이 방법을 통한 생성 드럼의 감소 효과는 높은 방사선준위의 폐기 탐촉자를 차폐드럼에 처리할 때 더욱 크게 나타날 것으로 기대된다.

참고문헌

1. “원자로서설의 가동중 검사에 관한 규정”, 과학기술부 고시 제2004-13호
2. 세안기술(주), “영광3호기 2주기 2차 증기발생기 전열관 와전류탐상검사 최종보고서”, (2006)
3. 세안기술(주), “영광5호기 1주기 3차 증기발생기 전열관 와전류탐상검사 최종보고서”, (2005)
4. 세안기술(주), “영광6호기 1주기 2차 증기발생기 전열관 와전류탐상검사 최종보고서”, (2005)
5. 세안기술(주), “울진3호기 1주기 4차 증기발생기 전열관 와전류탐상검사 최종보고서”, (2003)
6. 세안기술(주), “울진5호기 1주기 1차 증기발생기 전열관 와전류탐상검사 최종보고서”, (2005)
7. 세안기술(주), “울진6호기 1주기 1차 증기발생기 전열관 와전류탐상검사 최종보고서”, (2006)
8. 양송열 외, “방사성고체폐기물의 감용을 위한 처리방법”, 2006년도 한국방사성폐기물학회 학술논문요약집, pp.126-127, 2006.06.15-16

삼중수소 제거를 위한 CECE공정의 충전 촉매탑 설계

백승우 · 안도희 · 김광락 · 이민수 · 임성팔 · 정홍석

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

swpaek@kaere.re.kr

액상의 물중에서 삼중수소를 제거하기위한 공정으로써 소수성 촉매가 충전된 CECE (Combined Electrolysis Catalytic Exchange) 공정이 선정되었다. CECE 공정은 수소생산을 위한 전기분해공정과 수소기체와 액체 물 사이의 중수소 교환을 위한 향류형 충전탑으로 구성되어 있다. 물과의 접촉 조건에서도 활성을 유지하여 증기상 교환 공정에 주로 이용되는 분리형 촉매탑보다 trickle-bed의 설계를 단순화하는 소수성촉매가 충전된 촉매교환탑이 이 공정의 핵심공정이다. CECE 공정은 3개의 단위공정이 연계되어 구성되며, 주요장치는 수소동위원소교환 촉매탑, 전기분해장치 및 투과막 분리장치이다. CECE 공정의 실증은 방사선 관리 문제로 삼중수소를 직접 사용할 수 없으므로 중수처리를 기준으로 한다.

수소-물 사이의 수소동위원소 교환반응은 다음과 같이 두 단계로 진행된다.



첫 번째 반응은 촉매 상에서만 일어나며 두 번째 반응은 기체-액체 계면에서 일어나고, 소수성 촉매가 충전된 trickle bed 형 반응기에서는 위의 두 가지 반응이 동시에 일어난다.



기체 수소와 액체 물이 촉매층을 향류로 흐를 때 기체수소 중의 중수소는 액체 물로 이동하며 이때 같은 몰수의 수소가 물로부터 수소 기체로 이동하여 물질수지가 유지된다. 총괄 물질전달계수 $K_y a$ [$m^3(STP)/s/m^2$] 로 나타내는 trickle bed 형 충전 촉매탑의 촉매성능은 다음과 같은 식으로 나타낼 수 있다.

$$K_y a = \frac{V}{ZS} NTU$$

여기서, V는 수소유량[$m^3(STP)/s$], Z는 촉매탑 높이[m], S는 촉매탑 단면적[m^2] 이다. 수소동위원소 교환반응은 두 상간에 같은 몰수가 서로 반대편으로 확산하는 현상으로 해석되므로, NTU는 다음과 같이 정의된다.

$$NTU(N_{OG}) = \int_{y_t}^{y_b} \frac{dy}{y - y^*} = \frac{y_b - y_t}{\Delta y_L} = \frac{y_b - y_t}{(y_b - y_b^*) - (y_t - y_t^*)} \ln \frac{y_b - y_b^*}{y_t - y_t^*}$$

여기서, y는 기체중의 중수소 몰 분율이며, y^* 는 중수소 몰 분율이 x^* 인 중수와 평형을 이루는 수소의 중수소 몰분율이고, 첨자 b와 t는 촉매탑의 하부와 상부를 나타냄. 중수소농도가 낮을 때, 평형선과 조작선이 직선이므로 이 식은 다음과 같이 로그평균 값으로 간단히 나타낼 수 있다.

총괄물질전달계수의 식으로부터 HTU (Height of an overall exchange Transfer Unit)는 다음과 같이 정의된다.

$$HTU(H_{OG}) = \frac{V/S}{K_y a}$$

따라서 촉매탑 높이는 HTU와 NTU로부터 계산될 수 있다.

$$Z = HTU \cdot NTU (= H_{OG} \cdot N_{OG})$$

이 식을 이용하면, 촉매층 높이(Z)인 향류흐름 trickle-bed 반응기를 이용하여 특정한 반응조건에

서 얻어진 실험 자료로부터 이들 조건에 대한 HTU를 구할 수 있다. 여러 가지 반응조건에서의 trickle-bed 실험에 의하여 측정된 총괄물질전달계수들의 자료를 축적하면, 요구되는 분리 농도에 대하여 같은 조건에서의 촉매탑 높이를 설계할 때, HTU 값의 총괄물질전달계수를 이용하여 계산할 수 있다.

CECE 요소공정 실증장치는 중수의 유입량은 4 l/day 이상이고 중수소제거율은 10이상으로 설정되었다. 이와 같은 설계기본 자료에 의해 trickle-bed형 충전 촉매탑의 물질수지를 그림 1에 나타내었다. 각각의 물질수지식으로부터 촉매탑을 통과하는 물과 수소기체의 유량 및 농도가 결정되었다. 수소기체 중 중수소농도로부터 NTU가 계산되었음. 촉매탑의 Enriching section과 Stripping section에서의 각각의 NTU는 2.61과 2.87이었다.

일정한 반응조건 즉 반응온도와 기체의 유속이 일정한 조건에서 실험에 의해 측정된 Kya 값으로부터 촉매탑 높이를 계산할 수 있다. 그림 2에 측정된 Kya 값에 따른 촉매탑 높이의 계산 결과를 나타내었다. 표 1에 1.0wt% Pt/SDBC 소수성 백금촉매(KAERI/KEPRI 촉매)와 친수성 충전물(Dixon gauze ring wire-mesh, 6mm x 6mm) 혼합체를 충전한 촉매탑에서 얻어진 실험결과를 이용하여 계산된 촉매탑 설계 자료를 나타내었다. 따라서 반응온도와 수소유속에 따라 촉매탑 높이를 결정할 수 있다. 반응온도 50℃와 수소유속 0.5m/s의 설계조건에서 Kya는 0.43/s 로 측정되므로 촉매탑의 높이는 1.42 m로 산출되며, 수소유속에 맞는 촉매탑의 직경은 약 1.6cm이었다.

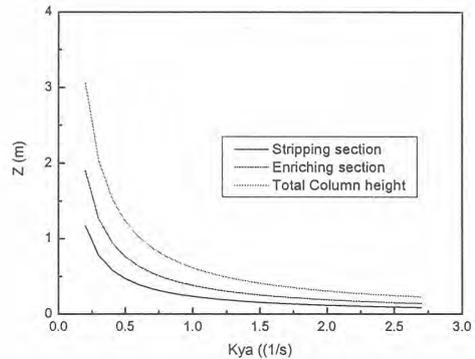
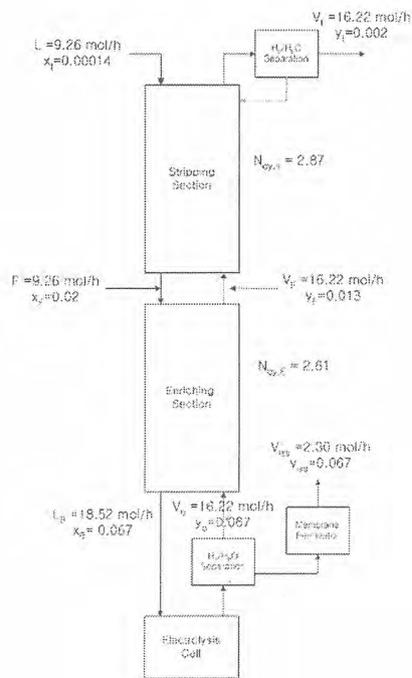


그림 2. Kya 값에 따른 촉매탑 높이의 변화

표 1. 운전조건(온도, 수소유속)에 따른 촉매탑 설계자료

온도 (°C)	유량(m/s)	Kya (1/s)	stripping section (m)	enriching section (m)	Z(m)
60	0.5	0.62	0.37	0.61	0.98
	1.0	0.65	0.36	0.58	0.94
	1.5	0.69	0.34	0.55	0.89
50	0.5	0.43	0.54	0.88	1.42
	1.0	0.46	0.51	0.83	1.34
	1.5	0.48	0.49	0.79	1.28
40	0.5	0.31	0.76	1.24	2.00
	1.0	0.34	0.69	1.11	1.80
	1.5	0.37	0.63	1.01	1.64

그림 1. 수소동위원소 교환반응을 위한 CECE 공정의 기본 설계

감사의 글: 본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었음.

비휘발성 핵종분석을 위한 방사성 폐기물 시료의 전처리 방법

표형열, 안홍주, 송병철, 지광용

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

nhypvo@kari.re.kr

국내 가압경수로 및 가압중수로 원전으로부터 발생된 중 저준위 방사성폐기물 내 주요핵종의 방사능을 평가하기 위해 방사 화학적 방법을 이용하여 주요핵종을 분석하였다. 이를 위하여 대표 시료채취, 분석시료 소분, 시료전처리, 개별핵종분리 및 방사능 측정 등 일련의 과정이 순차적으로 진행되었다. 이와 같은 과정 중 시료 용액 화 또는 핵종침출의 시료전처리는 핵종분리 과정에서 다른 핵종 또는 매질의 간섭으로 원활한 핵종분리가 이루어지지 않을 수 있기 때문에 시료유형 및 분석 대상핵종의 특성이 우선적으로 고려되어야 한다. 일반적으로 방사성물질 중 핵종분리를 위한 시료전처리 방법은 회화 법, 혼산 침출 법, 알칼리 용융 법, 극초단파 산분해법 및 Acid Digestion Bomb 등으로 구분하고 있지만, 시료의 형태 및 분석 대상핵종에 따라 소개된 방법이 선택적으로 적용되고 있다. 본 연구에서는 분석 대상핵종 침출 또는 시료용액화하고자 다양한 시료유형과 대상핵종 방사능 준위를 감안하여 혼산 침출 법(Leaching)과 극초단파 산분해법(Microwave Digestion)을 병행하여 적용하였다. 주로 회화된 잡 고체와 폐수지, 활성탄소, 농축폐액 및 슬러지는 혼합산 용액에서 극초단파 산 분해 처리하여 시료를 분해하였고, 시멘트 또는 파라인 고화체 시료는 혼합산에서 가열하여 침출하는 방법을 적용하여 시료전처리 방법을 확립하였다.

- 시료유형별 시료전처리

1. 가연성 잡고체 (면류, 비닐류, 종이류, DAW)

가연성 잡고체는 시료 상태에 따라 수분이 다양하게 함유되어 있기 때문에 분석시료 일정량을 120 °C에서 6시간 건조하여 수분함량을 측정하였고, 고온로에서 200 ~ 400 °C에서 단계별로 승온한 후 최종적으로 450°C에서 12시간 유지하여 시료를 회화하였다. 회분무게 0.1 ~ 0.3 g을 취한 후 TFM vessel에 넣고 질산 6 mL, 염산 3 mL, 그리고 불산 1 mL를 첨가하여 열판위에서 저온가열 후 극초단파 산 분해 처리로 시료를 완전 용액 화 하였다. 특히, 회화 및 시료용액화의 과정에서 분석 대상핵종 손실 확인 요인이 발생할 수 있으므로 대표적으로 휘발성이 강한 Re 표준용액을 회화과정 초기부터 시료에 합침하여 회수율을 측정하였다.

2. 활성탄

건조된 시료 0.1 g 정도를 취한 후 질산 12 mL, 과산화수소 2 mL의 혼산 용액을 TFM vessel에 넣고 열판 위에서 저온가열 후 극초단파 산분해 처리하여 시료를 용액화 하였다.

3. 폐수지(spent resin)

건조된 고방사능 수지는 질산 12 mL 용액에서 0.1 g을 취하여 TFM vessel에 넣고 저온가열 후 극초단파 산분해 처리하여 시료를 용액화 하였고, 저 방사능 수지는 5 ~ 6 g의 시료를 취하여 4 M 질산과 10 M 염산을 이용하여 수지에 붙어있는 분석대상핵종을 탈착 후 여과하여 용액을 농축하였다.

4. 제올라이트

건조시료 0.1 ~ 0.2 g과 질산 3 mL 및 불산 0.25 mL를 TFM vessel에 첨가하고 극초단파 산분해 처리하여 시료를 용액화 하였다.

5. 슬러지(원심분리기 및 셉프)

건조시료 0.1 ~ 0.2 g을 염산 3 mL 및 불산 0.25 mL와 함께 TFM vessel에 첨가하고 극초단파 산분해 처리하여 시료를 용액화 하였다.

6. 시멘트 및 파라핀 고화체

5 ~ 6 g의 시료와 질산 10 mL 및 염산 20 mL의 혼합 산용액을 유리비커에 첨가하고 열판에서 저온 가열하여 분석 대상핵종을 침출하였다.

7. 농축폐액(CB)

시료 5 mL을 취한 후 질산 3 mL, 염산 2 mL 및 불산 1 mL를 TFM vessel에 첨가하고 극초단파 산분해 처리하여 시료를 용액화 하였다.

8. 폐필터

시료 0.1 ~ 0.5 g을 취하여 질산 6 mL와 염산 3 mL을 TFM vessel에 첨가하고 극초단파 산분해 처리하여 시료를 용액화 하였다.

Table 1. Acid mixture for acid digestion

Sample	sample weight (g)	Mixed acid (mL)	Final volume (ml)	Remark
DAW	ash, 0.1 ~ 0.3	HNO ₃ 6 HCl 3 HF 1	20	Re carrier: 3 mg Cross-vessel
Spent resin(H)	Dry, 0.1 ~ 0.25	HNO ₃ 12	20	Cross-vessel
Spent resin(L)	Dry, 5 ~ 6	4 M HCl 50 10 M HNO ₃ 50	20	Column
Sludge	Dry, 0.1 ~ 0.25	HNO ₃ 6 HCl 3 HF 1	20	Cross-vessel
CB	5ml (5 ~ 6 g)	HNO ₃ 3 HCl 2	20	Cross-vessel
Spent filter	0.1 ~ 0.5	HNO ₃ 10 HCl 15	20	Leaching
Cement	5 ~ 6	HNO ₃ 15 HCl 30	50	Leaching Centrifugation
Paraffin	5 ~ 6	HNO ₃ 10 HCl 20	50	Leaching Filtration

- 결론

원자력 발전소에서 발생된 잡고체, 폐수지, 제올라이트, 활성탄, 농축폐액, 슬러지 등과 같은 방사성 폐기물 내 핵종을 방사 화학적으로 분석하기 위하여 밀폐형 극초단파 산분해법 또는 침출법을 적용하였다. 각 방법들은 유사성을 갖는 모의시료로 수회의 시행착오와 반복적인 실험으로 혼합산 비, 시료량, 산분해 온도조건 설정과 Re 표준물을 이용한 회수율 확인으로 핵종분석을 위한 시료전처리 방법을 확립하였고, 이를 실제 동종 시료에 적용하였다.

- Reference

- Alexandra Tsolakidou, Jaume Buxeda I Garrigos, Vassilis Kilikoglou, *Analytica Chimica Acta* 474 (2002) 177-188.
- D.N. Papadopoulou, G.A. Zachariadis, A.N. Anthemidis, N.C. Tsirlganis, J.A. Stratis, *Analytica Chimica Acta* 505 (2004) 173-181.
- Paul J. Lamothe, Terry L. Fries, and Jerry J. Consul, *Anal. Chem.*, Vol. 54 (1986) 1881p.
- A. Agazzi and C. Pirolab, *Microchem. J.*, Vol. 67, (2000) 337p.

Development of Plasma Torch Melter for Treatment of Noncombustible Radwaste

S.J. Maeng, Y. P. Moon, T. W. Hwang

Korea Hydro and Nuclear Power Co., Ltd(KHNP), 150 Dukjin-dong, Yuseong-gu, Daejeon Korea
sjmaeng@khnp.co.kr

Plasma technology was first developed in the 19th century and has been extensively applied to various fields of industry such as metallurgy and chemical industry. In 1980s increase in environmental concerns and disposal cost took an important role in applying the plasma torch to treatment of hazardous waste. At the end of 1990, KHNP launched a vitrification research program for treatment of low-level radioactive waste with a view to reduction of waste volume and enhancement of its disposal integrity. A first phase of the research led to the conclusion that "combined process" which is to treat combustibles with cold crucible melter(CCM) and noncombustibles with plasma melter would be appropriate in economic and technological point of view. Thereafter, CCM technology was successfully developed and the first CCM is under construction in Ulchin Nuclear power site and expected to operate in 2008. As for development of noncombustible radioactive waste treatment, a 200kW plasma torch melter was built at KHNP and series of pilot tests have been performed. Based on the pilot tests, a commercial-scale 500kW plasma torch has been decided to be installed in order to enhance reliability of design data, and help licensing. This paper describes major findings of the KHNP's pilot tests, recent status of plasma melting technology development and core technologies for its commercial application. An appropriate type of the commercial-scale plasma torch melter is also suggested.

◦ Pilot tests using a 200kW plasma torch melter

Based on a small-scale melting tests, a 200kW plasma melting system comprising a convertible plasma torch(500V/400A) and a refractory melter(30 ϕ ×40cm) was constructed at KHNP in 1999. Pilot tests was conducted for various type of simulated wastes often found in nuclear power plants. Concretes were observed to be fully melted after 20 minutes of torch operation at power level of 150kW but its viscosity was found to be somewhat high. Internal temperature of the melter was measured to be in the range of 1,500 ~ 1,600°C. Volume reduction ratio of cements, soil and the filter casing was evaluated to be 1.74, 1.19 and 26.9 respectively and dependent on their shape and bulk density. Associated leaching tests showed that slag was in compliance with TCLP limits. Retention ratio of Co was analyzed to be 76.4% after 30 minutes of melting whereas retention of Cs in slag was quite low.

To evaluate effective thermal energy used for melting wastes, a thermal energy transfer model was set up and a melting test showed that 11% of the total energy applied to the torch was utilized for heating waste. In one hand, the tilting method was identified to be ineffective in pouring slag because the torch could not be operated and thus, its viscosity increased during the pouring period because the pouring port was shared by the offgas exit.

In consideration of the pilot test results, a water cooling melter(59 ϕ ×68cm), a 3 D torch movement system, and a water-cooled pouring port were added to the existing system in order to enhance pouring capability, evaluate the concept of disposal melter and increase thermal efficiency and nuclide retention in slag. Pilot tests showed that continuous feeding was more effective in melting and dust generation than batch type feeding. Melting characteristics were, as expected, dependent on the size of waste with good performance for 1cm or less. Heating efficiency was also measured to be around 9.5% which is a little lower than that of refractory melter and the melting around the cooled wall was required to be improved. Initiation of pouring by oxygen torch was inappropriate for future commercial application because of dispersion of contaminated slag. Cs retention in slag was found to decrease with time due to the dust carryover to the offgas and comprehensive evaluation of the nuclide attached on dust and

the facility needs to be performed for quantitative analysis in the future.

◦ Status of the plasma torch melting system for treatment of radioactive wastes

The plasma torch melting system is composed of the torch and melter. There are 3 types of torch such as transferred, non-transferred and dual mode whereas 2 types of melter, fixed and rotational melters. Non-transferred torch operates stably regardless of waste characteristics with lower heating efficiency. On the other hand, transferred torch capable of utilizing Joule heat of waste itself transfers more energy to the waste than non-transferred one and its electrode lasts longer. However, its dependency of arc stability on the electric resistivity of the melt is main disadvantage. Recently, Retech and MSE have developed several dual type torches generating transferred arc which is covered by non-transferred arc to enhance stability of transferred arc and those torches are being used at Tsuruga nuclear power plant and Zwilag melting facility for treatment of low-level radioactive wastes.[1]

Although erosion problem of refractory for fixed melters was raised in the past, refractory life has been extended to 3000h or longer in case of Radon's and Retech's melters. Since they have no moving parts in the melter, the maintenance could be easily facilitated. The centrifugal melter used at Tsuruga power plants is reported to have less refractory problem and enhance throughput by increasing contact area and reaction time of arc flame with waste. It was also investigated that various pouring devices are available such as the cooling plug, centrifugal force, inductors, and disposal melters eliminating pouring process. Optimum device could be selected for waste characteristics, and specific purposes.

Reduction of volatility of nuclides present in waste is one of the core technologies. Retention of Co, an activated corrosion product, is reported to be relatively high regardless of wastes whereas Cs retention especially for metal is very low due to its high vapor pressure and less chemical affinity to iron(table 1). It was investigated that Cs retention could be enhanced by melting metal with inorganic waste or by recondensing volatilized Cs at the sacrifice of heating efficiency. It could be captured in the offgas treatment filters and then recycled to the melter or melted with low-melting temperature glass.

Table 1. Nuclide Retention

Facility		Zwilag ^[2]	Pluton ^[3]	Infanite ^[4]
Wastes		Metal+Organic+Inorganic		Metal
Nuclides	Cs	86.7%	88%	4%(slag)
	Co	89.8%	97.5%	90%

◦ Conclusion and future work

Based on the analysis of KHNP's pilot tests and recent status of plasma application, core technologies for commercialization were defined to be heating efficiency, minimum maintenance, component durability and maximum nuclide retention. In conclusion, a commercial-scale 500kW plasma melting system of dual mode torch with fixed refractory melter was suggested. In the future, series of pilot tests with the plasma melter to be newly installed at NETEC are required to be conducted for process optimization for Cs retention, evaluation of life time for major components and production of reliable design data development of commercial plasma torch melter.

References

1. M.W. Shuey, P.P. Ottmer, "Operational Experience using a Plasma ARC Centrifugal Treatment," Proceedings of WM '06, Tucson, Arizona, 2006.
2. W. Heeper, "Zwilag Incinerator and Melting Furnace," Proceeding of Global 2005, Tsukuba, Japan, 2005
3. S.A. Dmitriev, "Development of Plasma Technology of Mixed Radioactive Waste Treatment," Proceedings of IRSRM, Nov. 2-4, 2005, Daejeon, Korea.
4. G. Imbard, "Melting of Cs contaminated Ferritic from G2/G3 Reactors," Seminar on Melting and Recycling of Metallic Waste Materials from Decommissioning, " Krefeld, Germany, October 27-29, 1993.

동적막을 활용한 액체 방사성 폐기물 제거 효율에 관한 연구

강혜련, 신진성, 박현균

케이엔디티앤아이(주), 서울시 구로구 구로동 170-5번지

schio306@nate.com

1. 서 론

원자력시설 가동 또는 해체 시 코발트, 세슘, 스트론튬, 우라늄 등의 방사성핵종이 발생된다. 이런 방사성 핵종 등은 환경 및 인체에 치명적인 영향을 미치기 때문에 이들을 취급하는 데에는 큰 주의가 요구된다. 또한 원자로 정지 시 냉각계통 내 정화능력의 부족으로 인해 오랫동안 방사능의 준위가 감소하지 않고 지속되면 그만큼 작업공기도 지연되게 된다. 그러므로 원자로 정지 초기에 피폭기여도가 큰 방사성 핵종 등을 효과적으로 제어하는 방법이 요구되고 있다. 문제가 되고 있는 방사성 핵종 중 Co, Cs은 노심 부분에 침적된 부식생성물들의 방사화 반응으로 생성되는 것으로 알려져 있다. 따라서 방사성 핵종의 준위를 감소시키기 위해서는 궁극적으로 계통 내 존재하는 부식생성물들의 제거가 필수적이다. 방사성 핵종을 제거하는 공정으로는 응집 및 침전을 이용한 화학처리법, 건조법, 이온교환법, 역삼투압법, 증발농축법, 건조법, 결정화법 등 다양한 방법이 있다. 본 연구에서는 분리막 공정을 사용하며 기존 분리막 공정보다 효율적으로 제거하는 동적막을 사용하여 연구하였다.

2. 동적막 여과기술

동적막은 공급 원수에 함유되어 있는 유기, 무기물질 입자가 상대적으로 기공이 큰 지지막에 의해 여과되어 지지막 위에 코팅되어 형성된 일시적인 막이다. 기존의 고분자 막이나 세라믹 소재의 막은 막 자체의 세공을 통해 여과하는 메커니즘으로 막 표면에 형성된 오염층은 여과현상을 방해하여 처리되는 유량이 줄어들어 막의 수명이 쉽게 감소하는 경향을 보여주고 있다. 동적막은 그림 1과 같이 표면여과와 지지막 세공보다 작은 입자는 초기에 지지막의 공극 사이로 빠져나가고 점차적으로 표면 여과에 의해서 지지막 표면 위에 형성된 코팅층의 미세세공에 배제되거나 흡착되어 정밀 여과범위의 미세입자(0.1~10 μ m)까지 제거되는 심층여과의 메커니즘을 이용하여 설계되었다.

공급 원수의 입자가 지지막에 부착되려는 속도와 전단력에 의해 이탈되려는 속도가 평형을 유지할 때 적절한 두께의 동적막이 형성된다. 동적막의 형성은 공급 원수의 현탁고형분의 농도에 따라 달라지는데 공급액의 농도가 낮으면 동적막의 형성이 잘 안되어 처리 수질이 나빠지게 되므로 이때에는 동적막을 형성시키는 물질(활성탄, 석회석, 점토 등)을 공급 원수에 주입해 주어야 한다. 그리고, 동적막 형성 정도에 따라 처리능력이 달라지게 되는데, 동적막의 형성이 불균일하고 동적막의 두께가 얇게 형성되면 지지막의 세공보다 작은 입자가 지지막의 세공으로 빠져나가는 비율이 높아 처리 수질이 나빠지며, 동적막의 형성이 잘 되었으나 동적막의 두께가 너무 두꺼우면 처리 유량이 감소하게 되므로 동적막의 두께를 정상 수준의 처리 유량 및 처리 수질 범위에서 적절히 형성해 주어야 한다.

3. 동적막의 Co, Cs 제거 특성

본 연구에서는 동적막을 형성시키는 물질로 제올라이트를 사용하였으며, 공정상의 제올라이트 양을 결정하기 위해 Jar-tester를 사용하였다. Co, Cs의 농도를 10ppm으로 고정된 후 제올라이트 양을 1g~30g으로 변화하여 실험하였다. Co와 Cs 용액의 양은 500ml이며, 반응시간은 60분으로 하였다. 실험결과 제올라이트 투입량을 3 g으로 하였을 때 약 80%의 Co, 약 99%의 Cs이 제거되는 것을 알 수 있었다.

동적막 시스템은 그림 3과 같으며, 동적막 모듈, 펌프 및 흡착제 투입 탱크로 구성되어 있다. Jar-tester에서 실험한 결과를 바탕으로 제올라이트 양을 결정하여 실험하였으며, 그림 4는 Co와

Cs 제거율 결과를 보여주고 있다. 실험조건으로는 주입유량은 500 ml/min, 폐액의 양은 5 l, 모듈내의 압력은 1.5 bar로 고정하였으며, 제올라이트 양을 50 g 으로 실험한 Co의 제거율은 최고 90%, Cs의 제거율은 최고 99%가 제거되는 것을 알 수 있었다.

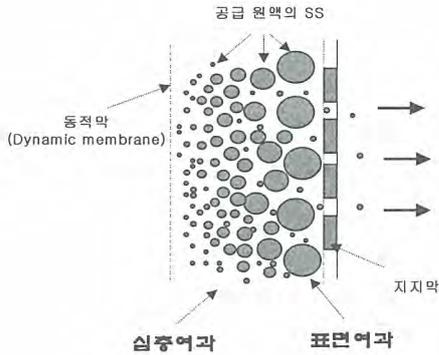


그림 1. 여과 메커니즘

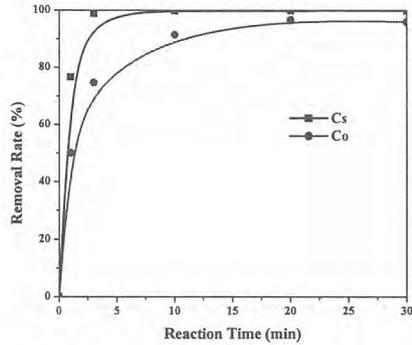


그림 2. Jar-tester에 의한 Co와 Cs 제거율

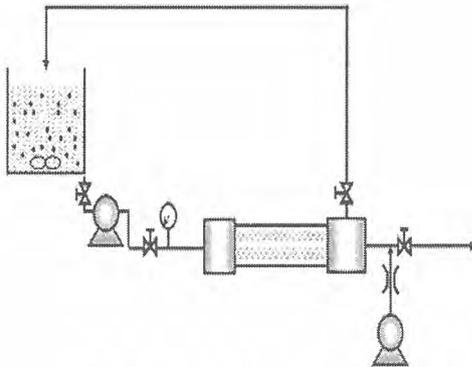


그림 3. 동적막 시스템 구성

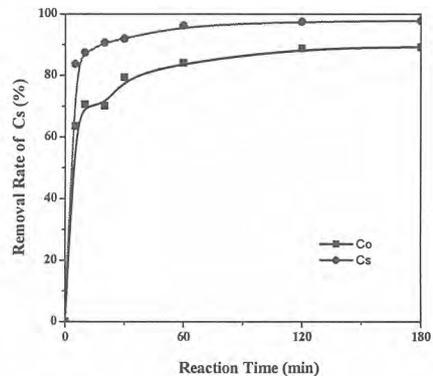


그림 4. 동적막을 사용한 Co와 Cs 제거실험

4. 결론 및 향후계획

본 연구에서 방사성 동위원소를 제거하기 위한 흡착제로 제올라이트를 선택 하였으며, 대표적인 방사성 동위원소인 Co와 Cs에 적용하여 실험하였다. Co와 Cs의 농도조건이 10 ppm일 때 Co는 최고 90%, Cs는 최고 99%까지 제거되었다. 본 결과를 살펴보면 2가 원자인 Co에 비해 1가 원자인 Cs이 쉽게 흡착되는 것을 알 수 있었다. 동적막을 시스템의 사용한 Co의 감용율이 90%, Cs은 감용율이 99%로서 매우 높은 감용율을 보여주고 있다. 또한 기존의 NF 분리막 처리유량은 유입유량의 10% 정도만 정수되었지만 동적막은 처리유량이 242 ml/min으로 처리유량이 유입유량의 약 50%로 5배 정도 증가하였다. 동적막 시스템은 방사성 동위원소를 제거하는 상용막의 종류 중에 하나인 NF 분리막과 비교하여 볼 때 제거율(90%이상)은 비슷하며 처리유량은 5배 이상 향상시킨 시스템이다. 이와 같이 동적막은 방사성 동위원소를 제거하는데 효과적이며 전처리 시스템이 간단하여 합성막에 비해 장치비가 저렴하다. 또한 역세정을 이용하여 내파울링성을 높여 모듈 수명도 증가하는 것을 확인하였으며 복잡하고 비효율적인 기존 공정을 대체할 수 있어 산업분야에도 파급효과가 클 것으로 예상된다.

화학적 처리에 따른 국내산 천연제올라이트의 Cs^+ 및 Sr^{2+} 이온 제거능 변화

박재우, 김덕수, 김신, 김용호
제주대학교, 제주도 제주시 아라동 1
iwpark@cheju.ac.kr

천연제올라이트는 실리카(SiO_2)와 알루미나(Al_2O_3)가 주성분이 되어 삼차원적인 그물구조를 이루는 광물질로서 결합구조내에 잘 발달된 동공과 채널이 있고, 양이온 교환이 가능한 이온 교환처가 있어 액체폐기물내의 양이온과 입자성 물질을 흡착하는 성질을 가지고 있다. 또 천연 제올라이트는 합성 제올라이트에 비하여 적은 비용으로 대량 생산할 수 있기 때문에 성능이 좋으면 그 활용가치는 매우 높다고 볼 수 있다. 이로 인하여 천연제올라이트를 활용하여 수질개선용 소재로 활용하는 방안이 꾸준히 연구되고 있다[1]. 국내의 경우 경북 영일군과 월성군에 천연 제올라이트가 다량 부존하고 있어 이들을 효과적으로 활용하는 방안에 대한 전문가 세미나가 개최된 바 있다[2]. 원자력 발전소에서 발생하는 액체폐기물에는 반감기가 길어서 환경으로 방출될 경우 유해성이 높은 핵분열 생성물 이온인 $^{137}Cs^+$ 과 $^{90}Sr^{2+}$ 이온이 존재하고 이들은 현재 이온교환법을 사용하여 제거한다. 앞으로 건설될 방사성폐기물 처분장의 경우 침출수의 발생량이 많기 때문에 이를 처리하는 데 천연제올라이트를 활용하는 것도 유효한 수단이 될 수 있다. 천연제올라이트의 경우 그 자체로 이온교환제로 사용될 수 있지만 화학적 처리를 하는 경우 그 성능에 어떤 변화가 발생하는 지가 중요한 관심의 대상이고 이는 또한 이온 제거 특성을 분석하는 중요한 수단이 될 수 있다. 이온교환 수지의 경우 일반적으로 화학적 처리를 하는 경우 이온 교환처가 처리 시약의 이온으로 대체되어 이온 교환력의 변화가 초래된다. 본 연구는 방사성 액체폐기물을 천연제올라이트를 활용하여 처리하는 방안을 다각도로 검토하기 위하여 경북 영일군 2곳(매암산, 상정1동 산)에서 산출되는 천연제올라이트 시료를 확보하여 KSL-3120 규격 및 KSE-3066 방법에 의하여 주요 성분을 확인하였고 이들에게 몇 가지 화학적 처리를 하여 액체속의 Cs^+ 과 Sr^{2+} 이온을 제거하는 성능을 분석한 결과를 제시한다.

- 재료 및 실험방법

천연제올라이트 시료는 경북 영일군 지역 2곳인 구룡포 매암산과 동해면 상정1동 산 정상에서 산출되는 것을 사용하였다. 표 1은 분석에 사용된 2종류의 시료의 산지, 화학적 처리 여부에 따른 분류 기호를 나타낸 것이다. 재료는 250mesh(직경 0.063mm) 이하로 분쇄하여 화학적 처리 시약 100ml에 시료 10g을 넣고 80°C에서 2시간동안 반응시킨 후 여과하였다. 이 과정을 3회 반복후 증류수로 3회 세척하였다. 0.5N-NaOH → 0.5N-HCl처리의 경우 NaOH 처리후 세척하고 난 후 HCl 처리를 하였다. 이온 제거능 실험은 각 이온의 농도가 5ppm인 수용액 10ml를 취한 후 여기에 각 시료 0.025g을 넣고 20°C로 유지한 상태에서 진탕기로 2시간동안 교반하면서 반응시킨 후 이를 원심분리하여 상등액에 잔류한 이온의 농도를 원자흡광분광기로 정량하였다. Cs^+ 용액과 Sr^{2+} 용액은 $CsNO_3$ 와 $Sr(NO_3)_2$ 을 증류수에 용해하여 제조하였다. 혼합 이온 용액은 각 이온의 농도를 5ppm 되게 제조하였다.

- 결과 및 고찰

표 2는 2가지 시료에 대한 화학분석을 통하여 얻은 주요 성분비율을 나타낸 것이다. Si/Al값은 두 가지 시료간에 상당한 차이를 보이고 있으며 다른 고 실리카 천연 제올라이트의 Si/Al 값인 4.35-4.75에 비해서는 상당히 낮은 값을 나타내었지만 합성제올라이트의 비율보다는 높은 값을 나타냈다. 표 3은 화학적 처리를 하지 않은 경우와 처리를 한 경우에 대한 천연제올라이트의 Cs^+ 와

Sr²⁺ 제거능 분석 결과를 나타낸 것이다. 제거율(%)은 (1 - 잔존농도/초기농도)x100이고 비제거능(mg/g)은 천연제올라이트 단위 질량당 제거된 이온의 질량이다.

화학적 처리를 하지 않은 경우 Cs⁺ 제거능은 2가지 시료가 거의 비슷한 값을 보였으며 합성제올라이트 보다 약간 성능이 나은 결과를 보였다. Sr²⁺ 제거능은 상동1동 산에서 채취한 시료가 매암산 시료보다 우수하였으며, 두 시료 모두 합성제올라이트 보다 성능이 다소 낮게 나타났다. 화학적 처리를 한 결과를 살펴보면, Cs⁺ 이온의 경우 0.02N-Ca(OH)₂ 처리를 한 경우(Mc, Ac) 전반적으로 성능이 향상된 반면 다른 화학적 처리를 한 경우는 약간 감소하였다. Sr²⁺의 경우 0.02N-Ca(OH)₂ 처리를 하거나 0.5N-NaOH -> 0.5N-HCl 연속 처리한 경우 이온 제거능이 매우 감소하였다. 0.5N-NaOH -> 0.5N-HCl 연속 처리한 경우 원래의 시료에 존재하는 이온교환처의 양이온들은 Na⁺나 H⁺로 대체된다고 가정할 수 있다. 이온 선택성의 일반적 법칙은 이온의 전하가 클수록 크기 때문에, Na⁺과 H⁺의 선택성은 매우 낮다. 즉 Na⁺나 H⁺이 결합되어 있는 이온교환처에 다른 양이온이 접촉하면 이온교환이 쉽게 일어나 폐액에 존재하는 이온의 제거가 잘 된다고 볼 수 있다. 그럼에도 불구하고 0.5N-NaOH -> 0.5N-HCl 연속 처리한 경우 Sr²⁺이온 제거능이 크게 감소한 것은 천연제올라이트의 이온 제거가 단순한 이온교환이 아닌 다른 현상에 지배되는 것으로 간주할 수 있다.

표 1 분석에 사용된 시료와 화학처리 방법에 대한 기호

화학처리에 사용된 시약	기 호	
	구룡포 매암산 시료	동해면 상경1동 산 시료
처리 없음	M	A
2N-NaOH	Mb	Ab
0.02N-Ca(OH) ₂	Mc	Ac
0.5N-NaOH -> 0.5N-HCl	Mba	Aba

표 2 화학분석을 통하여 구한 천연제올라이트 시료의 화학적 조성

시료	SiO ₂	Al ₂ O ₃	CaO	Na ₂ O	K ₂ O	Si/Al
M	60.70	20.52	0.95	0.94	0.38	2.51
A	62.97	15.14	4.78	0.63	1.24	3.5

표 3 천연제올라이트의 화학처리에 따른 Cs⁺과 Sr²⁺이온 제거능 비교

시료	이온	Cs ⁺		Sr ²⁺	
		제거율(%)	비제거능(mg/g)	제거율(%)	비제거능(mg/g)
M		98.34	1.97	83.72	1.67
Mb		91.74	1.83	92.24	1.94
Mc		99.16	1.98	47.48	0.95
Mba		97.66	1.95	35.18	0.70
A		98.62	1.97	95.46	1.91
Ab		82.58	1.65	94.66	1.89
Ac		99.2	1.98	41.6	0.83
Aba		96.5	1.94	30.44	0.61

참고문헌

- [1] 노진환 외, 천연 제올라이트의 수환경 개선용 기능성 소재로의 활용에 관한 연구 (I): 국내산 제올라이트의 양이온 교환 특성, 한국광물학회지 16권 제2호 통권 제37호, 2003. 9, pp.201-213.
- [2] 천연 제올라이트와 그 응용, 제2회 산업광물 심포지움, 강원대학교 부설 산업광물은행 발간, 2001. 4. 21.

CECE 공정을 위한 물 전기분해장치

이민수, 백승우, 김광락, 임성팔, 정홍석, 안도희
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
minm@kaeri.re.kr

핵확산저항성 핵연료주기공정과 트리튬 활용산업 등에서 발생하는 트리튬 폐기물은 기체, 액체, 고체 등의 다양한 형태로 배출된다. 이렇게 배출된 트리튬 폐기물은 방사성 폐기물로서, 사회적 문제가 될 수 있다. 따라서 트리튬 폐기물 중의 트리튬 성분만을 제거하기 위해 각종 트리튬 폐기물은 산화과정을 거쳐 HTO 형태로 수집된다. 이렇게 수집된 액상의 트리튬 산화물을 농축하고, 감용 및 방사선위해도가 적은 HT 형태로 전환할 수 있는 CECE(Combined Electrolysis Catalytic Exchange) 공정이 필수적이다. CECE 공정은 크게 HTO를 농축하는 촉매교환탑과 농축된 HTO를 HT로 전환하는 전기분해조로 구성된다. 본 연구에서는 CECE 공정의 실증을 위한 전기분해조의 개발을 연구하였다.

이를 위하여 본 연구에서는 수전해 장치의 기본 처리용량을 8L-water/day로 설정하고 고분자 전해질 방식의 수전해 장치를 설계하였다. 고분자 전해질로서는 Nafion 117을 사용하고, 전해 촉매로 양극에는 부식 저항성이 강한 IrO₂, 음극에는 Pt 촉매를 전해질 표면에 처리하였다. 전해질과 맞닿는 부분에는 Porous Ti mesh를 사용하여 전기를 공급하고, 생성된 기체가 빠져나가도록 하였다. 설계 사양은 수소발생량 0.5Nm³/hr, 수소 순도 99.99%, 발생 수소 압력 1~3bar이었다. 이렇게 제작된 고분자 전해질 방식의 전기분해장치는 476cm² 크기를 가지는 전해셀 4개로 구성되었으며, 전압-전류에 따른 수소 발생 시험을 수행하였다.

지난 연구에서 고분자 전해질 방식(PEM type)으로 제작된 전기분해조의 제반 사양 및 기본적인 특성에 대해 보고한 바 있으며, 본 연구에서는 충분한 전해능력 확보를 위해 4개 전해셀이 직렬로 연결된 고분자 전해조를 병렬로 2개 연결하는 작업을 수행하였다. 전해조에서 발생된 수소 및 산소 기체를 위한 응축기를 금속재질로 설치하였으며, 응축수의 순환을 위한 순환 공정을 완성하였다. 한편, 제작된 전기분해 장치는 촉매교환탑과의 연계 공정 구축을 위한 작업을 수행 중에 있다.

방사성 폐기물처리시설의 세탁처리공정운영

이영희, 조한석, 손종식
 한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150
 nyhlee@kaeri.re.kr

방사성폐기물 처리시설에서는 연구소내 각 시설 및 연구실의 작업에서 발생된 방사성오염 피복을 세탁의뢰 받아서 세탁처리 하고있다. 또한 대민협조의 일환으로 연구소 부지 내에 있는 외부기관이나 업체에서 의뢰해 오는 오염피복에 대하여도 세탁처리를 하고있다.

세탁처리 대상물중 베타(β), 감마(γ)선 방출 핵종 오염피복의 경우, 표면오염도는 400 kBq/m^2 이하, 알파선 방출 핵종오염 피복의 경우 표면오염도는 40 kBq/m^2 이하인 것을 대상으로 하였다.

접수한 세탁물은 방사선오염도 측정결과를 첨부하여 방사선작업허가를 득한 후, 아래 기준에 따라 세탁처리 하고있다. 세탁은 무세제 세탁처리를 원칙으로 하고 있다.

세탁처리공정에서 발생된 세탁폐액은 방사성폐기물 처리시설 밖으로 직접 배수하지 않고, 세탁폐액 저장탱크에 임시 저장한 후 여과공정을 거쳐 폐액내의 불순물을 제거한 다음 폐액의 방사능농도에 따라서 자연증발처리공정 또는 액체증발농축처리 공정으로 이송하여 처리한다.

이때, 세탁폐액의 방사능 농도가 $1.85 \times 10^2 \text{ kBq/m}^3$ ($5 \times 10^{-6} \text{ Ci/m}^3$)이하인 경우에는 자연증발시설로 수송하여 자연증발처리하고, 방사능 농도가 $1.85 \times 10^2 \text{ kBq/m}^3$ 이상인 경우에는 저준위 방사성 액체폐기물 저장탱크로 수송하여 증발농축 처리한다.

<세탁처리 관련기준> (단위 : 표면오염도 kBq/m^2 , 표면선량률 $\mu\text{Sv/h}$)

	RWTF 운영지침서				방사선안전 관리절차서				과기부고시				한수원(영광) 처리기준			
	α	β	γ	선량률	α	β	γ	선량률	α	β	γ	선량률	α	β	γ	선량률
반출기준 (허용오염도)					0.4<	4<		2<	4<	40<						
접수거절 (폐기기준)	40	400			4<			10<					400<			
7일 담금후 세탁	200~ 400												40~ 400			
48시간 담금후 세탁	40~ 200															
즉시 세탁	4~40												4~40			
세탁 또는 그냥 인도	4>												4>			
세탁후 인도기준	0.4>	4>														

빈 면

제2-2분과

방사성폐기물 처분 I (Oral)

빈 면

지하처분연구시설 건설 전·후의 수리지질학적 특성

조성일, 배대석, 김경수, 고용권, 김건영, 박경우

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

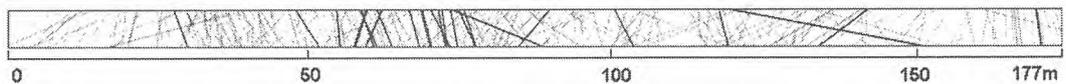
chosi@kaeri.re.kr

한국원자력연구소는 고준위방사성폐기물 한국형처분시스템의 공학적 방벽 및 천연방벽의 성능을 실제의 처분지질환경과 유사한 조건에서 실증하기 위한 지하처분연구시설(KURT) 건설을 완료하였다. KURT는 단면적 $6\text{m} \times 6\text{m}$ 이고 10% 경사의 177m 연장을 갖는 직선형 진입터널과 막장부의 좌측(27m)과 우측(43m)의 연구터널로 구성되며, 향후 KURT에서 계획된 각종 현장시험을 수행하기 위해서는 초기조건 및 굴착단계 별 수리지질학적 특성을 파악하는 것이 매우 중요하다. 따라서 본 연구는 터널굴착 전 지표조사단계에서 예측한 수리지질학적 특성과 KURT 건설 후 단열분포 특성 및 지하수체계 변화를 해석해 보고자 하였다.

지하수유동모델링 수행 시 암반은 단일 암종(화강암)의 다공성 연속체매질로 가정하였고, 계산에 사용된 모델은 Visual Modflow이다. 입력자료는 KURT 조사·설계단계에서 이루어진 부지조사 자료 및 주변의 기존 조사자료에 근거하였다.

- 단열분포특성

KP-1번공에서 조사된 단열을 진입터널 위치에 일치하도록 연장하여 예측한 결과는 NS계열의 단열군이 우세한 반면, 실제 KURT 내에서 확인된 단열의 방향은 EW계열이 우세하게 분포한다(그림 1, 2). 이러한 결과는 조사면적 크기의 차이에 의한 결과로, KP-1번 시추공(3")은 시추방향과 비교적 평행하게 발달하는 $N40 \sim 70^\circ W$ 계열의 단열은 교차가능성이 높지 않은 반면, 터널 내 막장 조사 시에는 조사가 가능하기 때문에 판단된다.

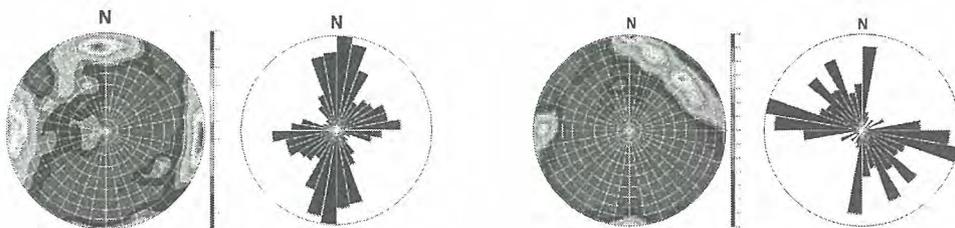


[KP-1번공 BHTV 자료에 의해 예측된 터널 내 단열분포도]



[터널 내에서 mapping에 의해 확인된 단열분포도]

그림 1. KURT 진입터널 내 예측 및 확인된 단열분포도



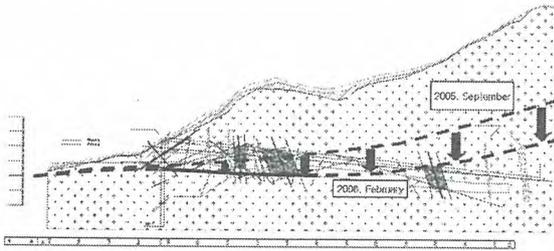
[KP-1]

[KURT]

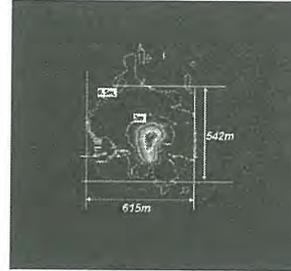
그림 2. KP-1번공 및 KURT에서 조사된 단열의 방향성

- 지하수유동체계

터널 굴착 중 실제측된 지하수 유입량은 17 ~ 25 ton/day이며, 좌측모듈에 설치된 세 개의 관측공으로부터 계측된 압력으로부터 환산된 지하수두는 터널 바닥으로부터 약 10 ~ 16m 상부에 분포한다. 부지규모의 지하수유동모델링 의해 예측된 연구지역의 함양량은 65 mm/year로 연 강수량의 4.8%로 계산되었고, 터널굴착으로 인해 터널 중심부로부터 반경 약 300 m 범위에 걸쳐 지하수위가 강하한 것으로 예측되었다.



[단면도]



[평면도]

그림 3. KURT 굴착 전·후의 수위강하 분포도

지하공간 건설 전·후의 부지수리지질특성 비교 및 평가방법

조성일, 김천수, 배대석, 김경수, 고용권, 박준형

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

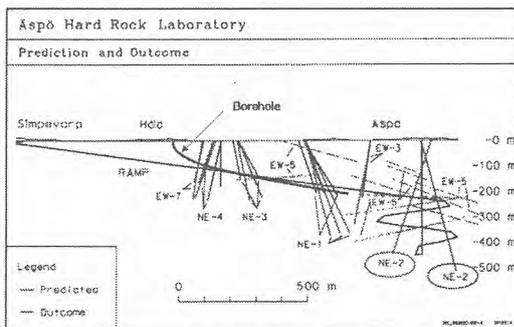
chosi@kaeri.re.kr

결정질 암반 내 지하수유동체계는 지하매질의 불균질성 및 이방성에 의한 불규칙한 특성과 제한적인 조사범위 및 조사/해석방법의 오차에 의하여 불확실성의 수반은 불가피하다. 이러한 불확실성은 국외의 경우 지하시험시설을 이용한 시행착오 연구를 통해 최소화하고자 하는 연구가 수행되고 있다. 한 예로 1990년대 중반에 시작한 스웨덴의 ÄSPÖ HRL 프로젝트는 고준위방사성폐기물 처분장을 위한 부지선정, 설계, 건설 및 운영에 대한 기술기반을 확립하기 위하여 실시하였으며, ÄSPÖ HRL의 연구사례는 지표조사에서 예측하고 지하공동에서 확인해 보는 과정을 통해 지하 지질구조 및 지하수유동 과정에 대한 이해도 및 예측기술을 한 단계 높이는 계기를 마련하였고 자료도출 및 해석방법에도 많은 발전을 기여하였다(Rhén, I. et al., 1997). 국내에서는 지하시험시설을 이용한 연구는 현재 한국원자력연구소에서 지하처분연구시설(KURT)을 이용한 연구가 진행 중에 있으며, 지하시험시설의 대안으로 지하유류비축시설을 이용한 연구사례(조성일, 2005)가 보고된바 있다.

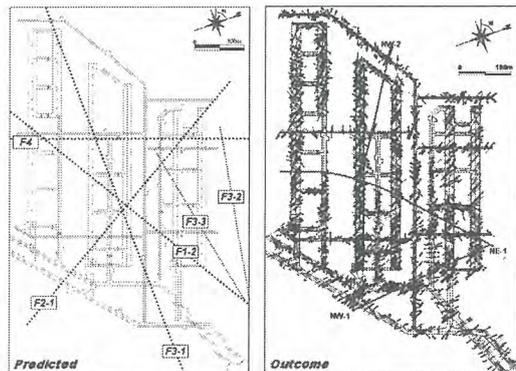
본 연구는 스웨덴의 지하시험시설을 이용한 연구사례 및 국내의 2개 지하유류비축시설과 지하처분연구시설을 이용한 연구사례를 비교·분석하여 지하수의 주유동로 및 방벽역할을 하는 투수성구조영역(HCD : Hydraulic Conductor Domain)과 지하수유동체계에 대한 예측신뢰도를 재고하고, 이를 효과적으로 해석할 수 있는 평가방법을 도출해 보고자 하였다.

- 투수성구조영역

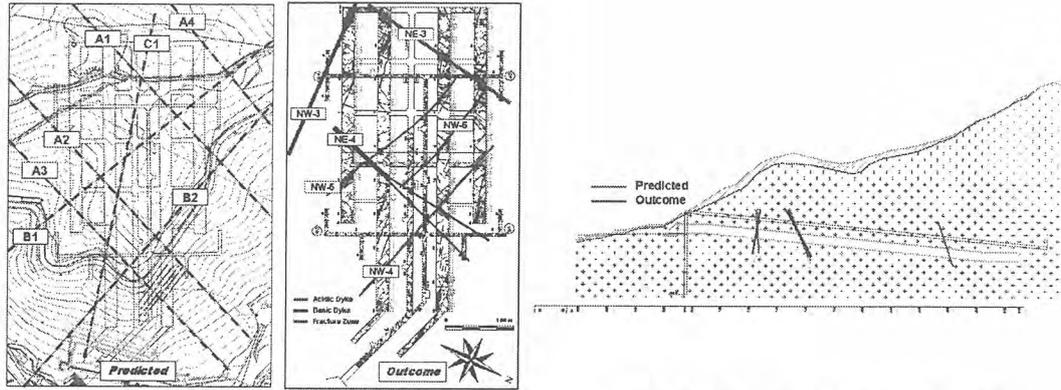
투수성구조영역의 예측신뢰도는 단열대와 교차하는 하나 이상의 시추공에 대한 정보, 단열대와 비교적 직교하는 방향으로의 시추조사 여부, 조사심도, 지구물리탐사에서 나타나는 이상대와 단열대의 중요도 사이의 상관관계에 따라 좌우되는 것으로 보고되었다(Rhén I. et al., 1997). 스웨덴의 ÄSPÖ HRL과 KURT는 터널과 평행한 방향으로의 시추조사를 통해 수직에 가까운 단열대와 직교함으로써 비교적 높은 예측신뢰도를 도출하였다. 반면, 여수 및 거제 지하비축시설은 단열대와 평행에 가까운 시추조사로 인해 예측신뢰도가 비교적 낮으나 거제 지하비축시설은 지구물리탐사에서 나타나는 이상대와 단열대의 중요도 사이의 상관관계가 높아 여수보다는 높은 예측신뢰도를 나타내었다.



[스웨덴의 ÄSPÖ HRL(Rhén, I. et al., 1997)]



[여수 지하유류비축시설(조성일, 2005)]



[거제 지하유류비축시설(대림산업(주), 2005)]

[한국원자력연구소 지하처분연구시설]

그림 1. 투수성구조영역에 대한 예측 및 확인 결과

- 지하수유동체계

지하수유동모델링을 통한 지하수유입량의 예측은 굴착초기에는 실제측값과 예측값의 차이가 큰 경향을 나타내지만, 굴착이 진행된 후의 결과를 이용한 모델교정 후의 예측값은 실제측값과 큰 차이를 나타내지 않았다(표 1). 또한 여수 지하비축시설의 경우 투수성구조영역이 지하수의 주유동로보다는 상·하부의 수리적 연결성이 다른 영역의 방벽역할이 우세하였고, 소규모의 저경사투수성단열이 지하수의 주 유동로 역할을 하고 있었다. 거제 지하비축시설의 경우 불확실성이 많은 경계조건을 모델에 반영하였을 경우보다 경계조건 대신 수리전도도와 함양량을 다르게 입력하여 예측한 신뢰도가 높게 나타났다.

표 1. 지하수유동모델링을 통해 예측한 지하수 유입량과 실제측값의 비교

	지하수유입구간	예측(ton/day)	실계측(ton/day)
스웨덴 ÄSPÖ HRL	700 ~ 1475(m)	1745	1253
	700 ~ 2265(m)	2385	2246
	700 ~ 2875(m)	2480	2808
거제 지하유류비축시설	Gallery 굴착 후	86	28.6
	Bench-3 굴착 후	111	86.5

- 예측신뢰도 향상을 위한 평가방법

투수성구조영역은 지구물리탐사에서 나타나는 이상대와 단열대 사이의 중요도에 따라 해석결과의 신뢰도에 차이가 발생할 수 있으므로 추정단열대와 직각방향으로의 시추조사가 요구되며, BHTV와 시추코아와의 대비를 통한 정량적인 해석을 통해 방향성 및 연장성을 정확히 예측해야 할 것이다. 지하수유동모델링은 투수성구조영역의 수리특성이 모델 내에 반영되고 불확실한 경계조건은 제외되는 것이 모델링 결과의 신뢰도 향상에 기여할 수 있을 것으로 판단된다.

참 고 문 헌

1. Rhén, I(ed), Bäckblom, G(ed), Gustafson, G., Stanfors, R., Wikberg, P., ÄSPÖ HRL-Geoscientific evaluation 1997/2 : Results, from pre-investigations and detailed site characterization, SKB TR 97-03, 1997.
2. 대림산업주식회사 시공감리단, 공동기밀성 평가 종합검토 보고서, 2003.
3. 대우엔지니어링(주) 시공감리단, OO 추가비축기지공사 평가보고서 제 3권, 2003.
4. 조성일, 지하저장공동 건설을 위한 단열암반의 지하수체계 평가방법 연구, 충남대학교 대학원 박사학위논문, 2005.

고준위방사성폐기물 한국형처분시스템 개발을 위한 심부지질환경특성연구 현황

배대석

한국원자력연구소, 대전유성구덕진동 150번지

ndsbae@kaeri.re.kr

고준위방사성폐기물(이하 폐기물) 처분방식 중 국제적으로 가장 선호하는 방법은 심지층처분 방식이다. 심지층처분의 기본개념은 발생 폐기물을 원래 태생지의 환경조건과 유사한 장소에 격리시키는 것이 근본 철학이다. 폐기물 발생 국가 내 처분원칙에 따라 자국의 인문사회·자연환경 여건에 가장 적합한 처분시스템을 개발하고 이의 실증과정을 거쳐 상용화로 연계하여야 할 것이다.

심지층환경은 나라마다 고유한 특성을 가지고 있으므로 자국의 실정에 부합되는 대표적인 처분지질환경이 평가·정의·제시되어야 한다. 선진국들은 이미 이 부문에 관한 연구를 50여 년 이상 해왔으며, 자국의 고유한 처분개념을 개발·제시하고 개발된 개념을 계속 수정·보완해 가고 있는 중이다. 일부 국가에서 상용처분사업 단계로 진입하여 건설인허가 업무의 일환으로 후보부지 선정 및 부지특성평가 업무 수행 중에 있다.

우리나라는 1997년부터 원자력증장기연구개발계획 내에 고준위폐기물처분기술개발 과제를 계획 수립·착수하여 2007초에 한국형처분시스템을 개발·제안할 계획이며, 현재 마무리단계에 있다. 한편, 심부지질환경특성연구 분야는 아래와 같은 목표 하에 총 3 단계로 나누어 추진하였다.

- 심부지층의 지질·수문학적 특성 평가기술 확립
- 국내 안정된 지질환경 지역 도출

심부지질환경특성연구는 한국형기준처분시스템 개발을 위한 처분환경의 주요 설계파라미터 평가·도출과 처분시스템의 종합성능평가를 위한 처분유동경로 정의 및 입력인자 생산을 위한 수행 방향으로 전략을 수립하였다. 1, 2 단계 업무는 근계영역(near-field)을 중심으로, 3 단계 수행업무는 원계영역(far-field)으로 계획하였다.

처분장영역(repository domain)과 함께 처분유동경로(RRP: Reference Release Pathway) 전반에 걸쳐서 지질환경특성에 대한 단순화하고 개념화하는 방향으로 골격을 설정하였다. 처분유동경로는 가상 처분장에서 지상생태계에 이르는 전체 지하수 유동경로로 잠정 정의하고, 다시 아래와 같이 크게 두 개 영역으로 임의로 구분하여 각각 지질환경 특성을 평가·정의하였다.

- 가상 처분장영역에서 처분공에서 주단열대의 경계까지의 근계영역에 해당하는 유동경로를 근계유동경로(RCP: Conductive Pathway in Repository domain)라 하고
- 가상 처분장영역과 주단열대의 경계지점에서 지상생태계에 이르는 원계영역의 주단열대 구간을 주유동경로(MCP: Main Conductive Pathway)로 구분하여

가상 처분장영역 경계유동경로에 대한 평가는 추계론적 및 결정론적 개념을 동시에 적용하였다. 즉, 단열망체계(fracture network system)의 모사와 공동과 교차하는 허용최대 규모 단열대 특성의 정의를 통하여 잠재 처분유동경로를 도출하고, 이 영역의 지질구조·수리·지화학적 인자의 특성을 정의하였다. 처분공에서 지상 생태계에 이르는 전체 처분유동경로 전반에 걸쳐서 유동경로의 pattern을 수 개의 특성으로 분류 단순화한 reference pathway case에 대한 integrated condition

로 정의되는 모형을 제시하였다. 이 결과는 지하수문체계의 다양한 거동특성을 수리·지화학적인 제반 현상을 연계 해석하여 비교함으로써 생산결과의 신뢰성을 제고하는데 주력하였다. 자료의 부족이나 기타 여건으로 인하여 대표적인 특성 도출이 어려운 경우, expert elicitation 접근법에 의하여 평가하였다. 한편, 한국형기준처분시스템 개발을 위한 근계영역의 설계인자는 2 단계의 결과에 열-수리-역학적 연계 해석을 위한 물성자료의 확보로 업무범위를 확대하였다.

이러한 처분유동경로 중 주유동경로 영역의 제반특성에 대한 정량적 자료도출을 위하여 연구대상 대표적인 암종 및 단열대를 선정하고, 「Deep Drilling Program」을 추진하였다. 대상지역은 결정질심성암류 분포지역을 우선적으로 설정하고 국내 여건을 감안하여 단계적으로 결정질편마암과 괴상화산암류 분포지역도 그 대상으로 확대·고려하기로 하였다.

Deep drillhole 내에서 원위치시험(logging, fracture mapping, hydraulic test, mechanical test 등)이 완료된 시추공은 장기 monitoring을 위해서 MP(Multi-packer)를 설치한 후 지하수시료채취 및 수두측정 등을 지속적으로 수행하였다. 시추 코아에서 채취된 암석 및 단열층전광물과 함께 지하수 시료 등을 토대로 동위원소 및 지구화학적 성분특성을 분석하였다. 또한, 시추코아를 이용하여 단위 암석의 역학적, 열적, 수리적 특성을 실내시험으로 도출하였다.

불안정 지질환경지역 도출을 위하여, 지질학적인 요소 중 화산·지진활동, 단층운동 및 용기·침강현상 등 장기적인 평가인자를 예비평가에 의해 도출하고, 국내 현황에 대한 특성을 정리하고 향후 중점 연구대상 분야·항목들을 제시하였다.

취득한 모든 지질환경 관련 자료들은 한국형처분시스템의 개발과정 및 이 시스템의 실증시험 단계에 적용할 수 있도록 체계적인 정보관리시스템을 구축 중에 있다. 이러한 접근방향 하에 중장기 연구결과를 통해 정리된 처분시스템 개발을 위한 국내 자연환경 특성을 아래와 같이 요약 정리하였다.

- 단열분포 특성에 의하면 지하 지표하 100m 내외에서 단열분포 양상은 상하부로 크게 구분
- 수리지질특성은 지표하 150m 내외에서 그 특성이 크게 구분되며 일부 조사자료는 지표하 50m 내외에서 특성이 전이하는 경향을 보인다.
- 수평최대/최소 응력의 이상대를 나타내는 구간은 없으며, 예상 지열경사 2.6℃/100m, 지하 500m 심도 추정 온도는 25~30℃/500m
- 지하수의 pH-Eh 및 제반 화학성분을 토대로 한 산화-환원 전이영역은 지표하 200~250m 부근에서 형성
- 지하수내 동위원소 성분에 의한 수리지질특성은 지표하 200m 내외에서 상하부 특성이 구분
- H-3 존재 확인 영역: 지하 지표하 300m 하부에서 무 H-3 영역 확인
- 용기·침강특성: 추정 용기율, 0.5m/KY 이하(동해안); 침강율, 0.056m/KY이하

이 외에도 지하수연령, 건설용이성, 열적특성의 생태계영향 예측 및 장기적지질안정성 관련 요소 등, 적정처분심도를 결정하는데 필요한 충분, 필요조건들이 종합·평가되어야 할 것이다. 이 결과는 후속 실증연구를 통해서 기술 및 database 축적을 통해서 장기적으로 평가·정의하여야 하며, 이러한 과정을 통해서 한국형처분시스템이 수정·보완되어야 할 것이다.

군열암반 매질 내 방사성 폐기물 처분장 인근의 지하수 유동 특성 평가를 위한 현장 조사 기법

김태희, 김구영, 오준호, 전철민, 성기성, 김용제
한국지질자원연구원, 대전광역시 유성구 가정동 30
katzura@kigam.re.kr

일반적으로 고준위 방사성 폐기물 처분의 가장 큰 목적은 방사성 핵폐기물을 격리하여, 생물권(biosphere)으로의 회귀를 최대한 지연시켜 그 위해성을 최소화 하는 데 있다. 이를 위해 다양한 고준위 방사성 폐기물 처분에 관한 방법이 제안되었으나, 현재 전세계적으로 널리 검토되고 있는 방법은 지중처분이다. 통상적으로 지중 처분을 통해 방사성 폐기물을 생물권으로부터 격리 혹은 생물권 회귀 시간을 지연시키고자 할 때, 크게 두 가지의 개념적 방벽을 이용하는 데(구조물 자체의 안정성에 관한 문제는 제외함), 1) 공학적 방벽, 2) 지질학적 방벽이 이에 해당한다. 이 중 지질학적 방벽은 공학적 방벽의 붕괴로 이후 누출된 방사성 폐기물이 즉각적으로 생물권으로 노출되지 않도록 만들어 주는 지질학적 조건을 지칭하는 것으로 이는 주로 매질의 열적 변형 특성을 고려한 지하수의 물리적 순환 속도와 누출된 핵종의 자연적 흡착 능력에 해당하는 매질의 수리지구 화학적 특성에 관계된다. 본 연구에서는 이러한 분야들 중 지질학적 방벽, 특히 지하수의 물리적 순환 속도의 규명 및 이를 통해 방사성 폐기물의 생물권으로의 회귀에 필요한 시간을 평가하기 위하여 어떠한 현장 조사가 어떤 과정을 거쳐 수행되어야 하는가를 다양한 현장 실험 결과를 통해 제시하고자 한다.

- 현장 특성화를 위한 IAEA Safety Guide

국제원자력기구(IAEA)의 Safety Series No. 111-G4.1 「Siting Geological Disposal Facilities」(1994)에서는 Site Selection Guide는 총 10가지 항목에 대해 가이드라인과 이에 필요한 data를 제시하고 있다. 이 중 사회·인문학적 조건을 제외한 항목은 Geologic Setting, Future Natural Change, Hydrogeology, Geochemistry 등의 4가지 항목으로 구성되어 있다. 이 중 Hydrogeology에 해당하는 항목은 (a) 지역적/광역적 지질학적 unit에 대한 수리지질학적 평가; aquifer와 aquiclude에 대한 충분히 상세한 규명, (b) 중요한 수리지질학적 unit에 대한 규명, (c) 지역적/광역적 수리지질학적 unit 내에서의 지하수의 함양과 배출(위치와 물수지), (d) 모암의 수리지질학적 특성(공극율, 수리전도도, 수리구배의 분포), (e) 지질 환경 내 모든 대수층에서의 지하수의 흐름(평균 유속 및 우세한 유속 방향), (f) 지질 환경 내에서 지하수 및 모암의 물리적 화학적 특성으로 규정되고 있다. 상기에 제시된 6개의 항목은 개별 항목별로도 이미 수많은 연구논문에서 제출될 정도로 광범위한 내용을 포괄하고 있다. 물론 이러한 규정은 엄밀한 의미에서 Sweden Stripa Mine의 성과가 체계적으로 정리되거나, 미국 Yucca Mountain Site에서의 조사 성과가 제출되기 전에 작성된 것으로 상당한 정도의 추상적 내용을 포함하고 있는 것은 사실이다. 그리고, 이러한 추상성을 구체성으로 전환하는 작업은 수리지질학 연구자의 역할이다. 본 연구는 이 중 (b)와 (d) 항목의 구체적인 방법론에 해당하는 것이다.

- 현장 시험 내용 및 결과, 개별 실험 방법 간의 연관성

본 연구를 위해 수행된 현장 시험방법은 크게 단공시험(single hole test)과 양공시험(cross-hole test)으로 구분된다. 단공시험으로 우선 수직적 수리지질학적 분포 특성 파악을 위한 시험으로 지구물리검층, 시추 코아 조사, 심도별 packer 시험, 1차원 flowmeter test 등을 수행하였으며, 양공시험으로는 cross-hole flowmeter test, 심도별 열추적자 시험, 전기비저항 토모그래피 등을 수행하였다. 이 때 각각의 조사 결과는 그림 1 ~ 5에 제시된 바와 같다.

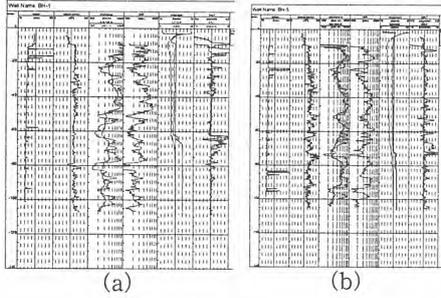


그림1. 지구물리검층결과: (a) GS-1, (b) GS-5

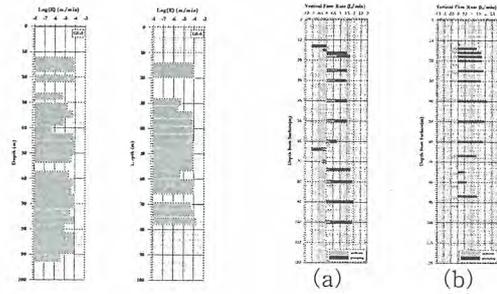


그림2. 수리전도도의 수직분포: (a) GS-5, (b) GS-6

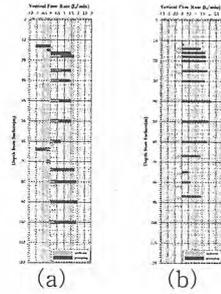


그림3. 1-D Flowmeter Test: (a) GS-1, (b) GS-5

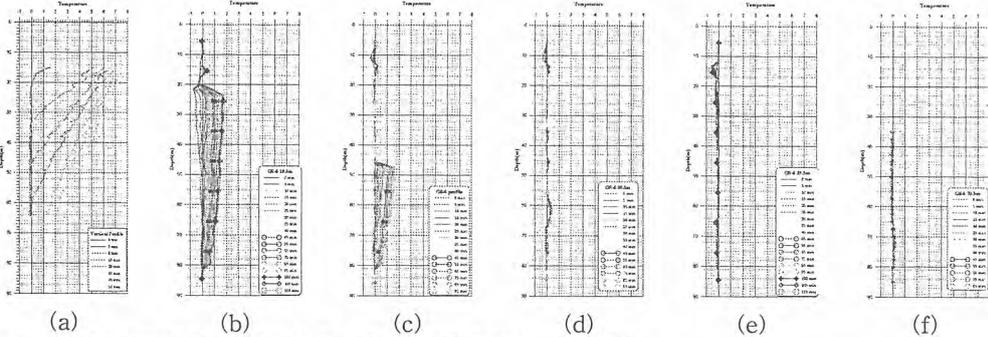


그림 4. 다중심도 열추적자 시험시 GS-6호공에서의 온도 모니터링 결과 :

(a) 12.5~15.3m, (b) 18.5~21.3m, (c) 45.5~48.3m, (d) 50.5~53.3m (e) 33.5~36.3m, (f) 70.5~73.3m

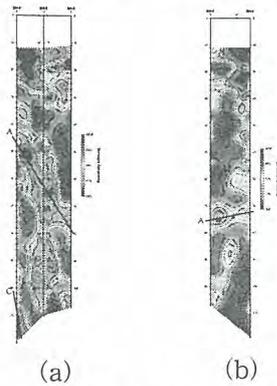


그림 5 BH-3-BH-1-BH5(a) 및 BH-5-BH-2(b) 전기비저항 토모그래피 해석 단면.

과정이 요구된다고 할 것이다.

참고문헌

IAEA, 1994, Siting Geologiccal Disposal Facilities

이상의 조사 결과를 통해 확인된 균열암반 매질의 특성은 절대다수의 불투수성 영역과 소수의 투수성영역이 명확히 구분되는 형태로 나타난다는 것이다. 이는 균열암반 매질 내 수직적으로 명확히 구분되는 다수의 수리지질학적 unit 이 존재함을 의미하며, 그 수리적 연결성을 해석하는 데는 매우 세심한 조사가 필요함을 의미한다.

- 결론

이상의 조사결과는 수리지질학적 조사 시 균열암반 매질 내 수직적 수리지질학적 특성에 대한 정밀한 조사와 그 유로의 연결성에 대한 조사 과정이 있어야 함을 지시한다. 이 뿐만 아니라 현재 중저준위 방사성 폐기물 처분장 부지 평가를 위해 제안된 바와 같이 개별적이고, 산발적인 조사가 아닌, 보다 체계적이고 세밀한 조사의 기법과

대수층내 고준위/중저준위 방사성핵종의 거동 예측을 위한 Am, 희토류원소, Co 흡착특성 비교: 화장암질 매체를 중심으로

이승구, 이길용, 윤윤열, 조수영, 김용재
한국지질자원연구원, 대전광역시 유성구 가정동 30
sgl@kigam.re.kr

1. 서언

희토류원소는 그 유사한 물리적·화학적 특성으로 인해 지질시료(물, 암석)의 생성 및 분화과정을 설명하기 위한 지구화학적 연구도구로서 지난 40여년간 매우 유용하게 사용되어져 왔다. 또한 희토류원소와 액티나이드 원소는 물리적/화학적 특성이 매우 유사하기 때문에 방사성폐기물 선정 지와의 관련연구에 있어서 유사체(analogue)로서 매우 활발하게 연구되어 왔다 (Krauskopf, 1986; Johannesson et al., 1996). 본 연구팀은 중/저준위 핵종인 Co와 고준위 핵종인 Am의 지질매체내 흡착특성을 비교하고, 액티나이드 계열원소와 유사한 물리적·화학적 특성을 갖는 희토류원소가 액티나이드의 최적 유사체임을 증명하기 위한 batch 실험을 수행하였다. 이 발표에서는 1) 희토류원소와 액티나이드 원소의 이온반경, 배위수 등의 상호비교와 2) 응집력(cohesive energy)의 유사성과 물리적/화학적 특성 그리고 3) 희토류원소 지구화학의 연구결과를 토대로 하여, 이를 방사성 폐기물처분후의 지질매체내에서 발생할 수 있는 고준위 방사성핵종의 거동을 예측함에 있어서 희토류원소의 유용함에 대한 실험결과를 보고하고자 한다. 특히 이 발표에서는 동일한 암석학적 특성을 갖는 화장암이라 할지라도 핵종의 흡탈착특성에 있어서는 서로 간에 차이가 있음을 토의하고자 한다.

2. 실험방법

2.1. 지질매체 및 암석/지하수의 전처리

핵종원소의 지질매체별 흡착특성을 밝혀내기 위해서 금번 실험에서는 암상별 지질학적/지구화학적 특성을 고려하여 우리나라의 기반암중 대표적인 주 구성암석이며 전국적으로 분포하고 있는 화장암을 흡착실험대상 암석으로 사용하였다. 흡착실험에는 pH 6.7전후의 값을 갖으며 Ca-Na-HCO₃형의 수질특성을 보여주는 한국지질자원연구원의 지하수를 사용하였다.

각 암석시료 10g을 500mL PP bottle에 넣고 지하수 200mL씩을 혼합한 후, 20±2°C의 항온 실험실에서 50 strokes/min 조건으로 6주간 교반하여 실험에 사용할 암석/지하수계를 pre-equilibrium상태에 도달시켰다. 교반이 끝난 후 0.45μm pore filter를 이용하여 암석과 지하수를 여과분리하고 암석분말은 열에 의한 변화를 방지하기 위하여 동결건조(Freeze drying)한 후 분리한 지하수와 같이 4°C 냉장실에 보관하였다.

2.2. 추적자용 방사성핵종

실험용 핵종으로서 고준위 핵 폐기물처분에서 중요한 액티늄계 핵종으로는 ²⁴¹Am을 선택하고, 액티늄계열의 흡착특성을 예측할 수 있는 희토류성분으로는 ¹⁵²Eu 이외에 ¹⁶⁰Tb와 ¹⁶⁹Yb을 선택하였다. 그리고 중/저준위 핵종으로는 ⁶⁰Co를 선택하였다. ²⁴¹Am과 ¹⁵²Eu은 미국의 Isotope Products Laboratory에서 구입하였고, ¹⁶⁰Tb, ¹⁶⁹Yb과 ⁶⁰Co은 한국원자력연구소의 Hanaro reactor를 이용하여 생성하였다. 흡착실험에 사용된 핵종의 농도는 각각 ¹⁵²Eu은 7.9×10⁻⁸ mol/L, ²⁴¹Am은 1.8×10⁻⁶ mol/L, ¹⁶⁰Tb는 7.3×10⁻⁴ mol/L, 그리고 ⁶⁰Co는 3.0×10⁻³ mol/L이다.

2.3. 흡착 실험 및 흡착특성 산출

암석분말과 접촉을 통하여 전처리 후 보관중인 각각의 지하수 20mL를 50mL 원심분리용 polypropylene tube 넣고, 각 방사성추적자용액을 넣은 후 역시 전처리하여 보관중인 암석분말 1g 썩을 넣고 빛을 차단시킨 후 50strokes/min조건으로 교반하였다. 계획에 따라서 주기적으로 교반을 멈추고 원심분리기에서 20,000g의 조건에서 20분 동안 분리한 후 상층액 5mL를 취하여 각 방사성핵종의 비방사능을 측정하였다.

각각의 암석에 대한 방사성핵종들의 흡착특성은 아래의 식과 같이 지속적인 교반 중 주기적으로 측정된 상층액과 초기의 비방사능의 비율로 산출하였다.

$$R = A/A_0$$

여기에서, A는 지속적 교반 중, 상층액의 비방사능(cps/mL)이며, A₀는 흡착실험 직전 초기의 비방사능(cps/mL)값이다.

3. 결과 및 토의

그림 1은 국내에 분포하는 화강암류에 대한 방사성 핵종의 흡착력을 보여주는 그림이다.

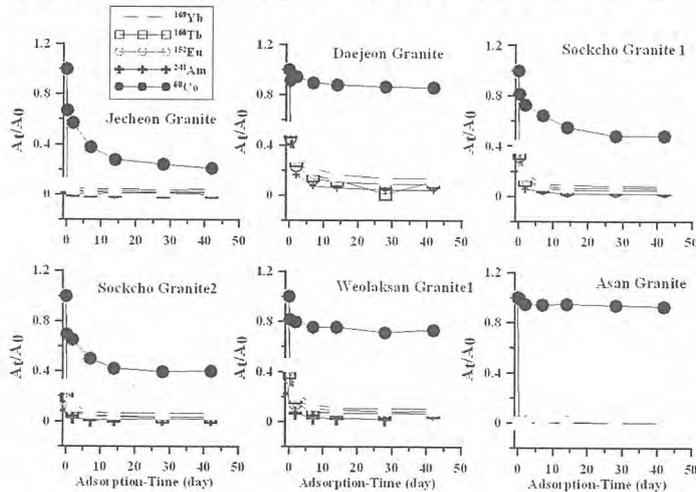


그림 1. 국내에 분포하는 화강암류에 대한 ²⁴¹Am, ¹⁵²Eu, ¹⁶⁰Tb, ¹⁶⁹Yb과 ⁶⁰Co의 흡착특성

그림1에서 각종 핵종의 흡착특성은 다음과 같이 정리될 수 있다. 첫째 ²⁴¹Am, ¹⁵²Eu, ¹⁶⁰Tb과 ¹⁶⁹Yb은 대체적으로 서로 유사한 흡착특성을 보여주는 반면에 ⁶⁰Co은 이들과는 다른 흡착특성을 갖는다. 둘째 ²⁴¹Am, ¹⁵²Eu, ¹⁶⁰Tb과 ¹⁶⁹Yb은 대전화강암을 제외하고는 실험시작 후 5일 이내에 거의 모두 흡착되었음을 알 수 있다. 셋째로 ⁶⁰Co은 앞의 핵종들에 비해 화강암의 종류에 따라 서로 다른 흡착력을 보여준다. 제천화강암과 속초화강암2에서는 7주(42일) 경과 후 60%이상이 흡착된 반면에 아산화강암과 대전화강암의 경우 7주가 경과한 후에도 거의 흡착이 되지 않았음을 보여준다. 따라서 그림 1의 흡착실험결과는 다음과 같은 사항을 지시해준다고 볼 수 있다. 액티나이드계열인 ²⁴¹Am과 희토류원소인 ¹⁵²Eu, ¹⁶⁰Tb, ¹⁶⁹Yb은 암상의 변화, 암석의 광물조성 혹은 화학조성에 관계없이 지질매체에 항상 유사한 흡착력을 지닌다는 것을 지시해주는 것이다. 반면에 ⁶⁰Co과 같은 2가의 중/저준위 핵종은 동일한 화강암이라 할지라도, 암상 특히 광물조성 및 암석의 화학조성에 따라 흡착력이 다를 것을 지시해주는 것이다. 현재의 실험결과로 최종결론을 내리기는 어려우나, 적어도 화강암지역에서의 중/저준위 핵종의 흡착력이 서로 큰 차이를 가지고 있으며, 이는 ⁶⁰Co과 같은 핵종이 지하수내에 유입된다면 경우에 따라서는 대수층구성암석에 흡착되어 없이 장기간 지하수와 더불어 이동될 수 있음을 지시해주는 것이다.

4. 참고문헌

- Johannesson, K., Stetzenbach, K. J., Hodge, V. H. and Lyons, W. B., 1996, Rare earth element complexation behaviour in circumneutral pH groundwaters: Assessing the role of carbonate and phosphate ions. *Earth and Planetary Science Letter*, 139, 305-319.
- Krauskopf, K.B., 1986, Thorium and rare earth metals as analogs for actinide elements. *Chemical Geology*, 55, 323-335.

지질매체내에서의 Eu과 Am의 흡착특성 비교: 대수층내 고준위 방사성핵종의 거동 예측을 위한 유사체로서의 Eu

이승구, 이길용, 윤윤열, 조수영, 김용제
 한국지질자원연구원, 대전광역시 유성구 가정동 30
 sgl@kigam.re.kr

1. 서언

최근에 Lee et al. (2003)은 충청남도 청양지역에서의 균열암반내 균열면을 포함하는 시추코어에서의 희토류원소 분포도변화를 토대로 고지하수환경변화를 추적할 수 있다고 제시하였다. 그리고 마찬가지로 Lee et al. (2004)은 앞서의 자료를 토대로 하여, 경기도 남양주에서의 편마암지역내에 발달된 균열면에서의 희토류원소 분포도 변화 특히 Eu의 이상을 가지고, 지질매체에서의 Eu의 변화는 지하수내에서의 액티나이드 계열 중 Am의 거동을 예측하기에 좋은 유사체로서 활용할 수 있다고 주장하였다.

이 발표에서는 1)희토류원소와 액티나이드 원소의 이온반경, 배위수 등의 상호비교와 2) 응집력 (cohesive energy)의 유사성과 물리적/화학적 특성 그리고 3) 희토류원소 지구화학의 연구결과를 토대로 하여, 이를 방사성 폐기물처분후의 대수층내에서 발생할 수 있는 고준위 방사성핵종의 거동을 예측함에 있어서 희토류원소의 유용함 특히 Eu과 Am의 유사성에 대한 지질학적/지구화학적/방사화학적 실험결과를 보고하고자 한다. 특히 지질매체에서의 희토류원소의 거동과 본 연구팀의 흡착실험결과와의 상호 연관성에 대해 토의하고자 한다.

2. 실험방법

금번 학회의 이승구 의(2006)에서 서술한 과정과 동일하다.

3. 결과 및 토의

그림 1과 2는 화강암류와 변성암류에서의 Am과 Eu의 흡착력을 보여주는 그림이다.

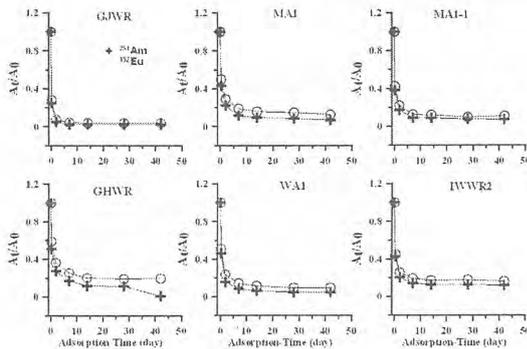


그림 1. 화강암류 암석에서의 ²⁴¹Am과 ¹⁵²Eu의 흡착특성

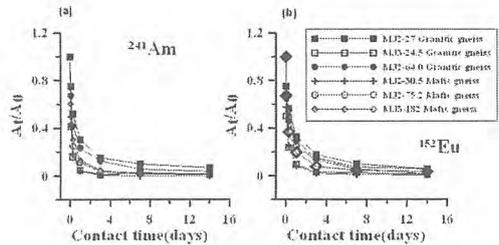


그림 2. 화성기원 변성암류에서의 ²⁴¹Am과 ¹⁵²Eu의 흡착특성

그림 1은 GHWR을 제외하고는 다른 모든 화강암류가 Am과 Eu에 대해 동일한 흡착력을 가지고 있음을 보여준다. GHWR의 경우에도 4주(28일째)까지는 거의 유사한 흡착특성을 갖는다. 그림 2의 변성암류에서도 Am과 Eu은 거의 동일한 흡착특성을 보여준다. 이는 Am과 Eu이 지질학적 매체의 변화에 관계없이 모든 종류의 지질매체내에서 거의 동일한 지구화학적 거동을 갖는다는 것을 지지해주는 것으로 볼 수 있다.

서언에서 언급한 바와 같이, Lee et al. (2003, 2004)은 균열암반의 대수층을 형성하고 있는 균열면에서의 희토류원소의 분포도 변화 특히 Eu의 분포도 변화(Eu 이상의 변화, 그림 3과 4 참조)를 토대로, Eu의 분포도변화가 고지하수 환경변화의 지시자로서 활용될 수 있다고 보고하였다. 그리

고 Lee et al. (2003, 2004)은 그림 3에서 관찰되는 시료 B2-53, B3-54, B4-57에서 관찰되는 Eu의 정(+)³의 이상은 그림 4에서 볼 수 있는 바와 같이 고지하수환경변화와 연관되어 생성된 것으로 해석하였다. 즉 과거 지하수 유동중에 발생한 지구화학적 환경변화(산화/환원적 환경변화)에 의해 방해석이 침전되면서 이와 함께 Eu도 방해석에 치환/흡착됨으로써 균열면에서의 농도변화를 일으켰다는 것이다. 또한 Lee et al. (2004)은 균열암반에서의 희토류원소 분포도 변화 특히 Eu의 변화를 조사함으로써, 균열암반 대수층에서의 Am의 거동을 추적할 수 있다고 주장하였다. 금번 연구결과(그림 1과 2)와 Lee et al. (2003, 2004)의 연구결과를 서로 통합하여 해석하여보면, 그림 3에서의 B2-53, B3-54, B4-57와 같은 조건을 갖는 대수층에서의 Am과 Eu은 방해석과 같은 광물의 침전과 더불어 비교적 짧은 시간에 지하수내로부터 균열면상으로 이동이 되겠지만, B2-53, B3-54, B4-57와 같은 조건이 아닌 다른 심도내 대수층에서는 지하수내의 Am과 Eu의 함량감소가 쉽게 일어나지 않을 수도 있음을 지시해준다고 볼 수 있다. 이는 대수층을 형성하고 있는 지질매체와 지하수와의 반응에 의해 지하수내의 희토류원소 특히 Eu의 함량변화가 일어날 수 있는 것과 같이, 지하수내에 Am이 함유되어 있다면 이 Am 역시 Eu과 거의 동일한 거동을 가져올 것이라고 예측할 수 있음을 지시해주는 것이다. 현재까지의 연구결과만으로, 지질매체에 대한 Am과 Eu의 흡착력 및 활용도를 단정하기는 무리일지도 모른다. 그럼에도 불구하고, 현재까지의 연구결과에 의하면 Am과 Eu이 대부분의 지질매체내에서 매우 유사한 흡착특성을 갖고 있음을 확인할 수가 있었다. 이는 각종 지질매체별 지하수내에서의 Eu의 거동변화가 지하수내에 녹아있는 Am의 거동변화를 예측할 수 있는 지시자임을 시사해준다고 볼 수 있다. 이와 같은 연구결과는 Eu과 Am이 지질매체의 변화에 관계없이 거의 항상 동일한 지구화학적 특성을 갖고 거동한다는 것을 지시해주는 것이다. 그러나 현재 암석가루가 아닌 대수면과 접촉하는 암석면과 핵종의 직접적인 접촉에 따른 연구결과는 현재 거의 없다. 향후 자연계에서의 지질매체의 조건과 유사한 상태에서의 각 핵종의 흡착력의 정량화에 대한 많은 연구가 필요하다고 본다.

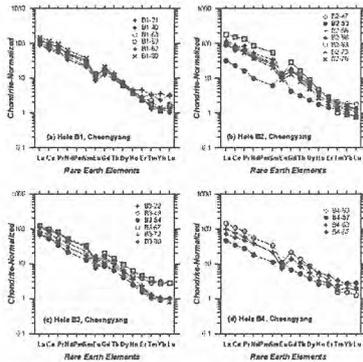


그림 3. 화강암질 편마암지역내 시추코어에서의 희토류원소 분포도 변화(Lee et al., 2003)

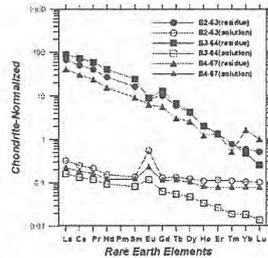


그림 4. 그림 3b, 3c, 3d의 균열면 방해석과 잔류물의 희토류원소 분포도 변화도. 그림 3b, 3c, 3d에서의 시료 B2-53, B3-54, B4-57에서 관찰되는 Eu의 정(+)³의 이상은 균열면을 따라 성장한 방해석의 존재에 의해 만들어진 것임

4. 참고문헌

Lee, S. G., Lee, D. H., Kim, Y., Chae, B. G., Kim, W. Y. and Woo, N. C. (2003) Rare earth elements as an indicator of groundwater environment changes in a fractured rock system: Evidence from fractured-filling calcite. Applied Geochemistry. 18, 135.

Lee, S. G., Kim, Y., Chae, B. G., Koh, D. C. and Kim, K. H. (2004) The geochemical implication of a variable Eu anomaly in a fractured gneiss core: application for understanding Am behavior in the geological environment. Applied Geochemistry 19, 1711-1725.

Interactions of Multivalent Nuclides through a Fractured Granite under Reducing Alkaline Conditions

Park C.K. and Cho W.J.

Korea Atomic Energy Research Institute, Daejeon, Korea
ckpark@kaeri.re.kr

An experimental study has been carried out for some multivalent nuclides in a naturally fractured granite in order to understand their retarding properties under reducing alkaline conditions. The nuclides investigated in these tests were *U*, *Th*, and *Eu*. By adding a certain amount of hydrazine, reducing alkaline conditions were made in the experimental setup. The interaction characteristics of the nuclides have been observed by changing the Eh and pH values of the solutions. The experimental conditions are arranged in Table 1.

A fundamental concern in safety assessments of radioactive waste disposal is the potential release of nuclides to the accessible environment as dissolved constituents in groundwater. The important mechanism of retarding is sorption and diffusion onto minerals present along groundwater flow paths. Thus, a quantitative understanding of nuclide sorption behavior is important in evaluating the suitability of proposed repository sites. However, this understanding is complicated by the possible dependence of sorption processes on various geochemical parameters, including aqueous solution properties such as pH, Eh, temperature, ionic strength, nuclide concentration, and complexing ligands as well as sorptive phase characteristics such as composition, surface area, sorption site density and surface charge. The dependence of sorption on various parameters makes it difficult to describe and predict nuclide retardation and transport in geochemical systems of variable and composite mineralogical composition and changing aqueous speciation. In this study, we are focused on the effects of reducing and alkaline conditions in a fractured system.

The fractured rock was sampled in a domestic quarry. This rock has an interconnected porosity of 0.37 % with the specific gravity of 2.55. Before the migration experiment, the granite block have been sink in the water for more than 3 months to make the block saturated with water.

Table 1 experimental conditions and concentrations of the nuclides

	Solution					Initial Conc. (ppm) of		
	Eh(mV)	pH	DO(mg/l)	HCO ₃	CO ₃ (mg/l)	U	Th	Eu
Exp.1	-400±100	8.9±0.3	<1.5	<1900	<610	12	9	5.5
Exp.2	+200±50	8.2±0.2	<2.8	<35.1	-	278	251	127
Exp.3	+400±50	7.3±0.2	2.6	-	-	2374	459	880

Fig.1 shows the experimental setup with a block of fractured natural granite with dimensions of 100x60x40 (cm). Nine boreholes were drilled in the upper block, orthogonal to and ending at the fracture surface. Before the migration test, the rock blocks are submerged in the water container to be saturated with water. The water in the container has kept almost a constant temperature of 20°C. Through the nine boreholes hydraulic test was performed to estimate the transmissivity and aperture distribution. After completing the hydraulic characterization, GM tubes were placed in the seven

boreholes to measure the radioactivity of the radionuclide migrating through the fracture. The signal of the detectors can be stored in the data acquisition system.

The aperture distribution in the fracture was characterized by hydraulic tests with a variable aperture channel model. Transport processes of nuclides were simulated with a particle tracking method. By comparing the simulated results to the experimental elution curves, it was checked not only the effects of matrix diffusion and geochemical conditions, but also the validity of static sorption data from the viewpoint of retardation.

The experimental results are shown in Figures 2, 3, & 4. A large portion of uranium was sorbed little on the fracture surface and transported with the nonsorbing tracer under aerobic condition. Europium were sorbed strongly on the rock surface and did not eluted out. Very small portion of thorium moved faster than the expected from the batch data, and it seemed that some portion of thorium moved in the form of chemical complex, colloid, without sorption. Generally the retardation factors obtained from the migration tests showed lower values than those obtained from the static sorption data due to sorption kinetics and contact time.

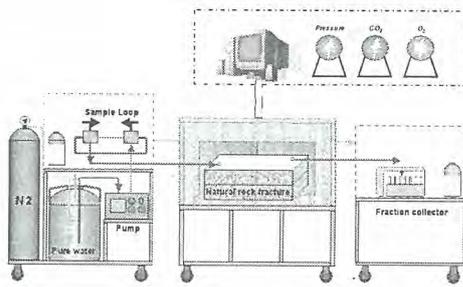


Fig.1. Experimental setup

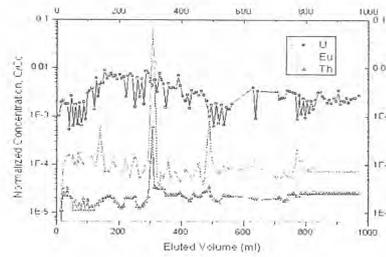


Fig.2. Elution curves U, Th & Eu under reducing conditions

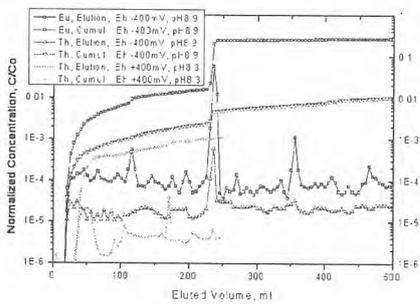


Fig.3. Elution of Th & Eu under various cond.

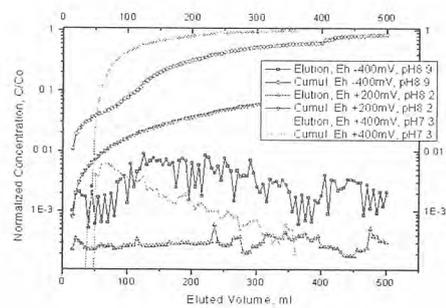


Fig.4. Elution and cumulative curves of U

방향족유기산이 산화물의 Eu(III) 이온 흡착에 미치는 영향

박경균, 권태리, 정의창, 조혜륜, 박영재, 김원호
 한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
 nkkpark@kaeri.re.kr

1. 개요:

방사성핵종의 지하수/광물질 계면에 대한 흡착은 지하수 내에서의 침전생성과 함께 이들이 지하수를 통하여 이동하는 것을 저지하는 주요 화학거동 중의 하나이다. 이 거동들은 지하수 내에서 방사성핵종이 형성하는 화학종의 지배를 받는다. 중성에 가까운 지하수 내에서 악틴족원소들은 주로 가수분해 및 탄산염착물생성반응의 결과로 생성된 화학종으로 존재한다. 그리고 지하수를 포함한 모든 자연수에 흔히 존재하는 흡산과의 착물도 무시할 수 없는 화학종이다. 일반적으로 착물생성은 금속이온의 용해도를 증가시키고 흡착을 방해하여 지하수를 통한 금속이온의 이동을 증가시킨다. 그러나 리간드가 유기물이며, 계면에서 표면삼성분착물을 형성할 수 있으면 소수성 효과에 의하여 흡착을 증진시킬 수도 있다. 악틴족원소 중에서 아메리슘 및 큐륨은 지하수 조건에서 3+ 산화상태를 유지하며, 란탄족원소와 유사한 화학반응 특성을 보인다. 따라서 란탄족원소의 화학거동 연구결과를 바탕으로 이들의 화학거동을 추론할 수 있다. Pyridine-2,6-dicarboxylate는 Eu(III) 또는 Am(III)와 세자리주개 리간드로 작용하여 안정한 착물을 형성하며, 중성 수용액에서 삼성분착물(MOHL, M=Eu(III) 또는 Am(III), L=pyridine-2,6-dicarboxylate) 침전을 생성(submitted to J. Alloys & Compounds, 2006)하므로 금속산화물 표면에서 $\{=S-O\}-ML$ 형태의 표면삼성분착물을 형성하여 흡착을 증진시킬 것으로 예상된다. Picolinate는 두자리주개 리간드로 작용하며 pyridine-2,6-dicarboxylate보다는 덜 안정한 착물을 형성하며 삼성분착물 침전을 형성하지 못한다. 이들이 수용액 중에서 몇 가지 산화물들(TiO_2 ; anatase, SiO_2 ; amorphous 및 Al_2O_3 ; rhombohedral)의 Eu(III) 이온 흡착에 미치는 영향을 흡착을 측정법으로 조사하였다.

2. 실험:

산화물 농도 = 20 g/L, 가해준 Eu 농도 = 0.1 mM, 가해준 리간드 농도 = 0.1 (pyridine-2,6-dicarboxylate) 및 0.5(picolinate) mM, 이온강도 = 0.1 M($NaClO_4$), 온도 = 25 °C, 그리고 Ar 분위기에서 용액의 pH를 변화시키면서 평형상태에서 용액 중에 존재하는 Eu(III) 및 리간드의 농도를 측정하여 흡착율(= 흡착으로 제거된 농도/가해준 농도)을 계산하였다.

3. 결과 및 고찰:

Pyridine-2,6-dicarboxylate가 존재할 때 측정된 Eu(III)의 pH에 따른 흡착율을 존재하지 않을 때의 흡착율과 비교하여 그림 1에 나타내었다. 리간드는 표면삼성분착물 형성에 의하여 흡착을 증진시

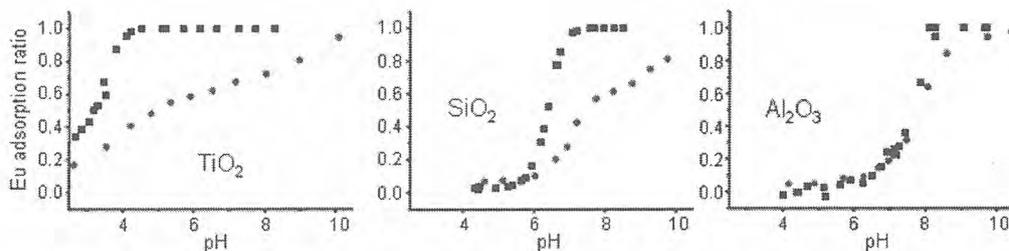


그림 1. Pyridine-2,6-dicarboxylate가 존재할 때(●)와 존재하지 않을 때(■)의 pH에 따른 Eu(III) 흡착율.

킬 것으로 예상하였으나 결과는 오히려 감소시켰다. 감소 정도는 흡착면이 상대적으로 낮은 pH에서

나타나는 $TiO_2(3.5)$ 및 $SiO_2(6.5)$ 에서는 크게, 그리고 상대적으로 높은 pH에서 나타나는 $Al_2O_3(7.7)$ 에서는 작게 나타났다. 흡착제에 흡착된 리간드의 흡착율은 TiO_2 및 SiO_2 에서는 무시할 수 있을 정도로 낮았으나 Al_2O_3 에서는 pH가 증가함에 따라 Eu(III)의 흡착율과 선형관계를 유지하면서 증가했다. 열역학 상수를 이용하여 수용액 중에 잔류하는 Eu(III) 화학종 분포를 계산하고, 그 결과를 pH에 따른 흡착율 변화와 비교하였다. TiO_2 및 SiO_2 경우에는 pH가 증가할수록 $\{EuL_2\}^-$ 및 $\{EuL_3\}^{3-}$ 화학종의 분포가 증가하여 흡착이 감소하였다. Al_2O_3 의 경우에는 수용액 중의 Eu(III) 및 리간드 농도 감소가 흡착이 아니라 삼성분착물(EuOHL) 침전 형성 때문인 것으로 나타났다.

Picolinate가 존재할 때 측정된 Eu(III)의 pH에 따른 흡착율을 존재하지 않을 때의 흡착율과 비교하여 그림 2에 나타내었다. 리간드의 존재가 TiO_2 의 Eu(III) 흡착에는 영향을 주지 않았으며,

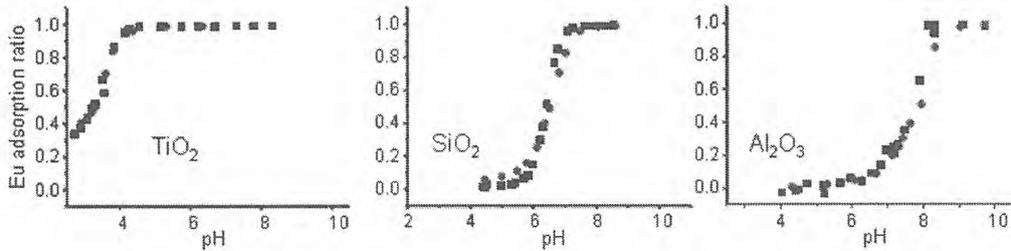


그림 2. Picolinate가 존재할 때(●)와 존재하지 않을 때(■)의 pH에 따른 Eu(III) 흡착율.

SiO_2 및 Al_2O_3 의 흡착에서는 약간 감소시키는 영향을 주었다. 함께 측정된 리간드의 흡착율은 산화물 종류에 따라 서로 다르게 나타났다. TiO_2 의 경우에는 측정된 pH 범위에서 흡착된 Eu(III)의 10% 정도만이 리간드와 함께 흡착되었다. Al_2O_3 의 경우에는 리간드의 흡착율이 Eu(III)의 흡착율과 낮은 상관관계를 보였다. 즉, pH가 증가할 때 Eu(III) 흡착율이 매우 낮은 pH7에서 최대 흡착이 나타났으며 pH가 증가하여 Eu(III) 흡착율이 증가할수록 오히려 서서히 감소하였다. Eu(III)가 존재하지 않는 조건에서 리간드는 pH7에서 동일한 양의 최대 흡착율을 나타냈다. 이것은 낮은 pH(<7)에서는 Eu(III) 흡착과 무관하게 리간드가 표면의 Al 원자와 결합하여 $\{=S\}-L$ 형태로 흡착되며, 높은 pH(>7)에서는 $\{=S-O\}-EuL$ 형태의 표면삼성분착물 형성에 의하여 Eu(III)와 리간드가 함께 흡착되는 것을 나타낸다. SiO_2 의 경우에도 Al_2O_3 의 경우와 마찬가지로 리간드의 흡착율이 Eu(III)의 흡착율과 낮은 상관관계를 보였으며 90% 정도의 Eu(III)가 흡착되는 pH7.2에서 최대값을 나타내었다. 그러나 Eu(III)가 존재하지 않는 조건에서는 리간드가 흡착되지 않았다. 이것은 Al_2O_3 의 경우와 다르게 SiO_2 의 경우에는 낮은 pH(<7.2)에서 $\{=S-O\}-EuL$ 형태의 표면삼성분착물 형성에 의하여 Eu(III)와 리간드가 함께 흡착되는 것을 나타낸다. 그리고 높은 pH(>7.2)에서는 pH가 증가할수록 리간드가 관여하지 않는 흡착반응, 즉 $\{=S-O\}-EuOH$ 또는 $\{=S-O\}_2-Eu$ 표면착물 형성에 의한 흡착반응과 경쟁하는 것을 나타낸다.

4. 결론:

수용액 중에서 Eu(III) 이온이 산화물(TiO_2 ; anatase, SiO_2 ; amorphous 및 Al_2O_3 ; rhombohedral) 표면에 흡착할 때 미치는 방향족 유기 리간드(pyridine-2,6-dicarboxylate 및 picolinate)의 영향을 흡착율 측정법으로 조사하였다. 리간드의 영향은 리간드와 산화물 종류에 따라 서로 다르게 나타났다. Pyridine-2,6-dicarboxylate는 측정된 산화물 표면에서 $\{=S-O\}-EuL$ 형태의 표면삼성분착물을 형성하지 못하며, 오히려 $\{EuL_2\}^-$ 및 $\{EuL_3\}^{3-}$ 의 수용성 화학종을 형성하여 흡착을 방해하였다. 한편 Al_2O_3 와 같이 Eu(III) 이온을 높은 pH에서 흡착하는 경우에는 흡착이 아니라 EuOHL 침전 형성에 의하여 Eu(III)이 수용액으로부터 제거되었다. Picolinate는 측정된 산화물 표면에서 $\{=S-O\}-EuL$ 형태의 표면삼성분착물을 형성하지만 리간드가 관여하지 않는 $\{=S-O\}-EuOH$ 또는 $\{=S-O\}_2-Eu$ 표면착물 형성에 의한 흡착반응과 경쟁하였다.

알칼리 매질에서 Pu 산화상태에 대한 연구

이명호, 김종윤, 박경균, 박영재, 김원호

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

mhlee@kaeri.re.kr

질산, 불산 및 과염소산을 사용하여 플루토늄 산화물 (PuO_2)을 녹여 Pu 기준용액을 제조한 후 UV-Visible-Near IR 분광기를 이용하여 Pu 흡수 스펙트럼 특성을 관찰하였다. 산성, 중성 및 알칼리 매질에서 Pu(III), Pu(IV) 및 Pu(VI)에 대한 분광학적 특성을 조사하였다. 또한 알칼리 및 산 농도 증가에 따른 Pu(VI) 흡수 스펙트럼에 대한 특성 피크 세기 및 위치를 관찰하였다. 염산 및 수산화나트륨 매질에서 환원제 첨가에 따른 Pu(VI) 산화수 변화를 측정하였다.

산성 매질에서의 악티나이드 화학거동 연구는 세계적으로 많이 수행되고 있지만 [1-4], 염기도가 높고 이산화탄소의 함량이 높은 알칼리 매질과 같은 비정상 조건에서의 악티나이드 화학거동 연구는 악티나이드가 쉽게 알칼리 매질에서 침전이 형성되는 문제점이 있어 악티나이드 거동 연구에 많은 어려움이 있다. 알칼리 매질에서의 악티나이드의 화학거동 연구는 러시아에서 주로 수행되고 있는데, 연구결과는 침전반응 또는 공침 반응을 이용하여 악티나이드의 분리기술 개발에 주로 활용되고 있다. 국내에서 알칼리 매질에서 악티나이드 화학거동 규명연구는 처분연구와 관련된 우라늄 가수분해 반응 및 탄산염 착물반응에 대하여 부분적으로 수행된 바 있다. 대부분의 국내 처분 연구와 관련하여 우라늄과 악티나이드 원소의 analogue인 란타나이드(lanthanide) 원소를 대상으로 화학적 거동 연구를 활발하게 수행하고 있으나 Np, Pu, Am 원소를 대상으로 한 알칼리 매질에서 화학거동 연구는 아직도 초보적인 단계이다. Pu(IV) 및 Pu(III) 산화수는 알칼리 매질에서 용해도가 매우 낮아 쉽게 플루토늄 하이드록사이드등의 침전이 형성되어 알칼리 매질에서 Pu 산화수에 대한 화학종 결정 연구가 어렵다.

알칼리 매질에서 Pu(III) 및 Pu(IV)는 낮은 용해도도 인해 쉽게 플루토늄 수산화물 형태로 침전이 형성되므로 알칼리 매질에서 Pu(III) 및 Pu(IV) 산화상태 용액내에서 유지하는것은 매우 어렵다. 그러나 알칼리 매질에서 Pu(VI) 용해도는 Pu(III)와 Pu(IV)에 비해 높으므로 Pu 산화상태를 Pu(VI)로 조절한 후 1 M NaOH 0.3 ml를 가해 알칼리 Pu(VI) 용액을 만들었다. 산성 (HCl) 매질에서 Pu 산화수를 측정후 알칼리 (NaOH) 용액을 가해 중성 및 알칼리 매질에서 Pu 산화수 변화를 측정하였다. 또한 산 (HCl) 농도를 1 M - 9 M, 알칼리(NaOH) 농도를 1 M - 7 M 까지 점차적으로 증가시켜 각각의 농도에서 Pu(VI) 흡수스펙트럼을 관찰하였다. 반응용기로부터 Pu 용액 일정량 (0.3 ml)를 취해 광학셀에 넣고 UV/VIS/Near-IR 흡수분광기 (Cary 5, Varian)를 사용하여 400 - 1200 nm 파장영역에서 Pu 흡수 스펙트럼을 측정하였다. Pu 산화상태가 Pu(VI)로 조절된 Pu 용액 (1.2 ml)이 함유된 반응용기에 0.1 M $\text{NH}_2\text{OH}\cdot\text{HCl}$ 50 μl (Pu 농도의 약 10배)를 넣은 후 반응시켜 Pu 산화상태를 Pu(V)로 조절하였다. 알칼리 (1 M NaOH) Pu(VI) 용액에 환원제인 0.1 M $\text{NH}_2\text{OH}\cdot\text{HCl}$ 용액 50 μl 를 가한 후 시간변화에 대한 Pu 흡수스펙트럼 변화를 측정하였다.

산성 (pH = 1), 중성 (pH = 7) 및 알칼리 (pH = 11) 매질에서 Pu(III) 흡수 스펙트럼을 측정한 결과, Pu(III)의 경우에 산성용액에서 Pu(III) 특성 피크가 측정되었으나 중성용액의 경우 Pu(III) 특성피크에 대한 흡수 세기는 현저하게 감소되었고 알칼리 매질에서 Pu(III) 흡수피크는 관찰되지 않았다. 산성 매질에서 Pu(IV) 및 Pu(VI) 특성 피크가 측정되었으나 중성 매질의 경우에 Pu(VI) 특성피크만 측정되고 Pu(IV) 흡수피크는 관찰되지 않았다. 알칼리 매질의 경우에 Pu(VI) 특성피크는 관찰되었으나 그 흡수 세기는 현저하게 감소되었다. 이러한 중성 및 알칼리 매질에서 Pu(III), Pu(IV) 및 Pu(VI) 특성피크에 대한 흡수 세기 감소는 산성, 중성 및 알칼리 매질에서 Pu 용해도 차이로 설명이 가능하다. Pu(III) 및 Pu(IV)는 중성 및 알칼리 매질에서 Pu 용해도가 작아서 쉽게 침전이 형성되어 Pu 흡수 스펙트럼 세기가 감소되나 Pu(VI)는 산성 매질에서 뿐만 아니라 pH가 높은 중성 및 알칼리 매질에서 용해도가 상당히 커서 Pu(VI) 흡수 스펙트럼을 얻을 수

있었다. 따라서, pH 조건만 고려했을 때 지하수 매질 조성이 중성 및 알칼리 조건이라면 Pu(III) 및 Pu(IV)은 콜로이드등의 작은 입자에 쉽게 결합하거나 침전형태로 존재하며 Pu(VI)는 지하수 매질에 대한 pH에 무관하게 지하수에 용해되어 존재함을 알 수 있다. 이러한 연구결과로부터 환경중 Pu 핵종 이동을 예측할 수 있다. 또한 알칼리매질에서 쉽게 침전을 생성하는 경향이 있는 Pu(III) 및 Pu(IV)는 탄산염, 유기리간드, 콜로이드와 반응하여 용해되거나 침전등의 형태로 존재함으로 핵종이동 평가시 이를 고려하여야 한다. 약알칼리에서 측정된 Pu(VI) 특성피크는 870 nm 로 약산성 및 중성 매질에서 Pu(VI) 특성피크 (830 nm)와 비교하면 약 40 nm 장파장쪽으로 이동했음을 알 수 있다. 또한 약알칼리에서 Pu(VI) 특성피크 세기는 산성 및 중성에 비해 크게 감소하였다. 이러한 관찰 결과는 알칼리 매질에서 플루토늄 수산화물의 착물과 산성에서 플루토늄 클로라이드 착물의 특성(결합세기) 차이로부터 알칼리 매질에서 Pu 흡수스펙트럼이 산성매질의 경우와 비교해 장파장으로 이동을 하였을 것으로 추측 할 수 있다. 산 (HCl) 및 알칼리 (NaOH) 농도 증가에 따른 Pu(VI) 흡수 스펙트럼 변화는 염산 매질의 경우 염산 농도증가에 따라 Pu(VI) 특성 피크 세기는 감소하였고 그 특성 피크위치도 장파장으로 이동하는 경향성을 나타내었다. 알칼리 매질의 경우에 알칼리 농도 증가에 따른 특성피크 세기는 염산매질의 경우와 동일하게 감소하였으나 특성 피크 위치 변화는 알칼리 농도 증가와 무관하게 관찰되지 않았다.

Pu(V)은 불안정해서 불균등화 반응으로 인하여 Pu(IV)와 Pu(VI) 산화상태로 쉽게 변할 뿐만 아니라 환원반응 후 여러 산화수가 공존하므로 Pu(V)를 흡수스펙트럼으로 관찰하기가 매우 어려운 것으로 알려져 있다. 염산매질로 조성된 Pu(VI)용액에 환원제 (0.1 M $\text{NH}_2\text{OH} \cdot \text{HCl}$) 첨가 후 흡수스펙트럼을 관찰했을 때 569 nm, 775 nm 및 1135 nm에서 Pu(V)의 특성피크가 비록 흡수세기는 약하지만 뚜렷하게 관찰되었다. 그러나 알칼리 용액 (1 M NaOH)의 경우, Pu(VI) 흡수 스펙트럼은 사라지고 회백색 침전물이 용액내에서 관찰되었다. 이러한 관찰 결과로부터 환원제에 의한 Pu(VI)의 환원이 일어나더라도 생성된 Pu(V)은 알칼리 매질에서 매우 불안정하여 생성 직후 Pu(IV) 또는 Pu(III)로 환원되어 플루토늄 수산화물 침전이 형성되어 시간 경과함에 따라 서서히 침전물이 증력침강 하여서 Pu 흡수 스펙트럼 세기는 감소하였다고 생각된다. 이러한 알칼리 매질에서 Pu 화학거동 자료는 Np의 분리 또는 제거에 활용할 수 있다. 즉, Pu(V)으로부터 생성된 Pu(IV)는 Pu(IV) hydroxide 형태로 침전이 되며, 이때 Np(V)는 Pu(IV) 가수분해물에 공침되어 함께 제거되므로 방사성 폐기물 시료에서 Np 분리/정제에 이용이 가능하다.

중성 및 알칼리 매질에서 Pu(III) 및 Pu(IV)는 측정되지 않았으나 Pu(VI)는 산성 매질에서 뿐만 아니라 pH가 높은 중성 및 알칼리 매질에서 용해도가 상당히 커서 Pu(VI) 흡수 스펙트럼을 얻을 수 있었다. 환원제 첨가에 따른 Pu 흡수스펙트럼 측정 결과 염산질에서는 Pu(V) 스펙트럼이 관찰되었으나 알칼리 매질에서는 Pu(V) 스펙트럼을 얻을 수 없었다. 본 연구결과로부터 얻은 알칼리매질에서의 Pu 산화수 결정 자료는 악티나이드 분리·정제기술 및 방사성 폐기물 처분과 관련된 핵종이동 예측에 필요한 화학종 자료로 활용될 수 있다.

참고문헌

- [1] R. J. Silva, H. Nitsche, "Environmental Actinide Science", MRS Bulletin, 26, pp. 707-713 (2001).
- [2] P. G. Hagan, F. J. Miner, Spectrophotometric Determination of Plutonium III, IV and VI in Nitric Acid Solutions, US Atomic Energy Commission, REP-1391 (1969).
- [3] M. Y. Suh, S. C. Sohn, C. H. Lee, W. H. Kim, Adjustment of Oxidation States of Plutonium in Nitric Acid Solutions, KAERI/TR-1983 (2001).
- [4] R. E. Connick, M. Kasha, W. H. McVey, G. E. Sheline, Spectrophotometric studies of plutonium in aqueous solution, P. P. R. 14B, No. 4-20 (1945).

제2-2분과

방사성폐기물 처분 II (Oral)

빈 면

중·저준위 방사성폐기물 처분시설 화재사고시 피폭선량평가 모델링

윤정현, 주민수, 김창락

(주)한국수력원자력 원자력환경기술원 처분연구팀 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

jhyoon@khnp.co.kr

중·저준위 방사성폐기물 처분시설의 운영중 사고 분석의 목적은 방사능 물질이 누출될 수 있는 어떠한 사고에 대하여 그 영향이 허용기준치 이하임을 보임으로써 공학적으로 안전하게 설계 되었음을 입증하고, 인근 주민이 안전하게 보호된다는 것을 보여주는 데 그 목적이 있다.

처분 시설의 사고 시 선량평가 모델은 방출된 방사성 물질이 어떻게 확산되고 어떤 경로로 신체에 영향을 미치는지 분석하는데 필요하며 크게 개인 유효선량 계산모델, 갑상선 선량 계산모델로 나누어진다. 본 논문에서는 중·저준위 방사성폐기물 처분시설에서의 가상 화재사고 시나리오(표1)를 설정하고, 사고 시 대기로 방출되는 방사성 물질의 피폭선량을 평가함으로써 처분장의 배치나 설계에 대한 안전성을 확인하였다. 처분시설 화재 사고 시 처분시설의 배기시스템을 통해서 대기로 방출되는 주요핵종은 표 2와 같으며, 방사선원향으로써의 핵종재고량은 보수적으로 가정하여 평가에 적용하였다.

표 1. 사고 유형별 가정 시나리오

사고의 유형	방사선원향	사고 시 손상드럼수	사고 시 누출핵종
폐기물 운반차량 화재	잡고체 폐기물	16드럼	주요핵종
인수시설 화재	전체 폐기물	400드럼	주요핵종
처분동굴 내 화재	가연성폐기물 전체	Silo #5내 가연성폐기물	주요핵종

표 2. 처분시설의 화재 사고 시 대기로 방출되는 주요핵종

핵종	반감기(Sec)	핵종	반감기(Sec)
H-3	3.89E+08	Sr-90	9.18E+08
C-14	1.81E+11	Nb-94	6.40E+11
Fe-55	8.51E+07	Tc-99	6.72E+12
Co-58	6.12E+06	I-129	4.95E+14
Co-60	1.66E+08	Cs-137	9.46E+08
Ni-59	2.37E+12	Ce-144	2.46E+07
Ni-63	3.03E+09	전알파	7.59E+11

처분시설의 화재 사고시 방사성물질은 배기시스템을 통해 환경으로 방출된다고 가정하였고, 이는 NRC 규제지침 1.145에 제시된 방출유형의 분류 특성상 지표방출에 해당한다. 환경으로 방출 가능한 방사성물질에 의한 단기간 피폭영향은 방사능운에 의한 외부피폭과 호흡에 의한 내부피폭이 주요 피폭경로이다. 지표방출의 경우 방출지점으로부터 거리에 따른 사고시 시간에 따른 단기 대기 확산인자 계산에는 NRC 규제지침 1.145에 따라 미국 NRC에서 개발된 PAVAN 프로그램을 사용하여 16개 방향 소구역에 대한 대기확산인자 값을 평가한다. 입력자료는 처분시설 부지에서 측정된 기상자료(2003년~2005년)와 처분시설 건물 자료를 보수적으로 가정하여 사고 후 시간대별 적용 가능한 대기확산인자를 구하였다(표 2). 표 2 에 나타낸 바와 같이 처분시설에서(경계거리 200m)의 사고 후 2시간 대기확산인자 값은 서남서(WSW)방향에서 최대치인 $7.71 \times 10^{-4} \text{ sec/m}^3$ 을 나타냈다.

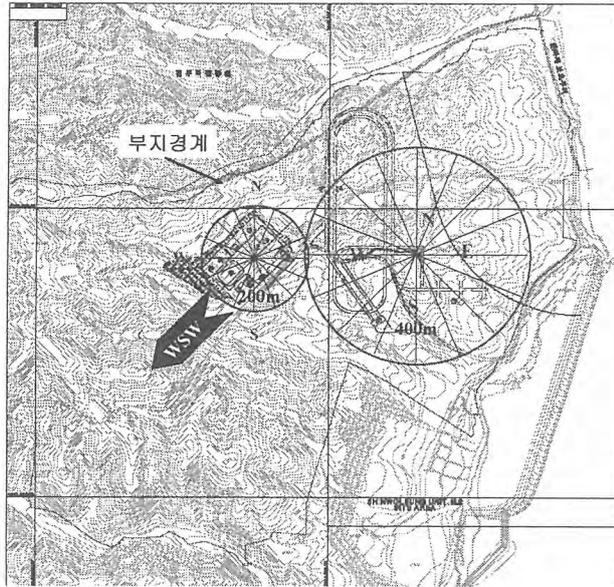


그림 1. 처분시설 부지 내에서의 대기확산방향(우세방향)

표 3. 처분장 인수시설에서의 대기 확산인자 x/Q (시설로부터 200m) (sec/m³)

방향	거리(m)	0-2시간									
S	200	6.15E-04	W	200	5.38E-04	N	200	5.67E-04	E	200	5.94E-04
SSW	200	6.08E-04	WNW	200	5.23E-04	NNE	200	5.60E-04	ESE	200	5.93E-04
SW	200	5.92E-04	NW	200	5.93E-04	NE	200	5.93E-04	SE	200	5.94E-04
WSW	200	7.71E-04	NNW	200	5.97E-04	ENE	200	5.96E-04	SSE	200	5.96E-04

중·저준위 처분시설의 사고로 환경으로 누설된 방사성 물질로부터 주민을 보호하기 위한 조치는 일반적으로 피폭선량에 근거하여 수행된다. 주민 보호 결정을 위한 피폭경로는 방사능 운에 의한 외부피폭과 호흡에 의한 내부피폭이 주요 피폭경로이며, 아래 식과 같이 각각 계산된다.

$$D_b = x/Q \cdot \sum_i Q_i \cdot DFC_i \quad (4)$$

여기서, D_b : 방사능운에 의한 외부피폭선량(Sv), Q_i : 핵종 i 의 방출량(Bq), DFC_i : 방사능운에 의한 선량환산인자(mSv/hr per Bq/m³)

$$D_a = x/Q \cdot B \cdot \sum_i Q_i \cdot DFA_i \quad (5)$$

여기서, D_a : 호흡에 의한 외부피폭선량(Sv), Q_i : 핵종 i 의 방출량(Bq), B: 호흡율(m³/sec), DFA_i : 방사능운에 의한 선량환산인자(Sv/Bq)

위에서 기술한 입력자료와 모델링을 이용하면 처분장의 운영 중 화재 사고 시 일반인에 대한 선량평가를 수행할 수 있게 된다.

부지환경 종합관리 시스템 구현의 기술적 개념 및 구성현황

이근주, 윤봉요, 박세문, 김창락

한수원(주) 원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 유성우체국 사서함 149호
eggnzoo@gmail.com

부지환경 종합관리 시스템(SITES: Site Information and Total Environmental Data Management System)은 원자력시설의 부지정보와 환경정보에 대한 종합적인 관리 목적으로 지난 4년간 개발되어 왔다. 이 시스템은 원자력 관계시설 부지특성 조사 및 안전성 재평가에 활용할 수 있는 통합적인 시스템으로서 부지환경 데이터관리시스템(SECURE), 통합안전성 평가시스템(SAINT), 부지환경감시시스템(SUDAL) 및 지리정보서비스를 위한 SITES 지리정보시스템(SITES-GIS)까지 네 개의 서브시스템으로 구성되어 있다. 현재 각 서브시스템에 대한 개발이 완료되었으며 서브시스템마다 별도의 인증 절차를 밟지 않고 각 시스템에 접근할 수 있도록 시스템 통합 환경을 통한 SSO(Single Sign-on) 보안 솔루션을 구축 하였다. 현재 모든 시스템에 대한 완성도 향상을 위해 일부기능에 대한 업그레이드 작업을 수행하고 있으며 본 논문에서는 그간 변경된 사항을 중심으로 전체 통합 시스템에 대한 기술적 개념 및 구성현황들을 개략적으로 살펴보고자 한다.

SITES는 기본적으로 MS사의 닷넷플랫폼 환경에서 운용될 수 있도록 개발하였다. 따라서 닷넷 프레임워크가 설치된 환경이라면 어디서나 운용이 가능하다. 개발언어는 SECURE나 SAINT 및 SITES-GIS와 같은 C/S응용의 경우 C#을 이용하였고, 웹기반 시스템인 SUDAL은 ASP.NET을 이용하여 개발하였다. DBMS는 닷넷플랫폼에 최적화될 수 있도록 MS사의 SQLServer2000을 사용함으로써 각 시스템에 대한 모든 데이터베이스가 DBMS하에 효율적으로 관리될 수 있다.

• 부지환경 데이터관리시스템(SECURE: Site Environment Characterization database for Unified and Reliable Evaluation)

SECURE는 방사성폐기물 처분시설에 대한 부지/환경감시 및 종합적인 평가 데이터를 관리하는 시스템이다. 이를 위해 해당 부지에 대한 부지특성정보(지형/지질, 기상, 수문, 지진/지구물리, 지질공학, 지구화학 등), 환경정보(자연, 생활, 사회경제, 방사선 등), 시설물 정보 등의 종합정보들을 철저한 업무분석과 함께 모델링하여 데이터베이스에 적용하였다. 적용된 데이터베이스(SECURE Database)에 대한 신속·정확한 데이터 입력이 이 시스템의 주요사항이기 때문에 미들웨어 측면 보다는 클라이언트를 고려한 사용자 중심의 GUI기반 시스템이다. 따라서 효과적인 GUI환경지원을 위해 Third-Party 컴포넌트 도구인 ComponentOne을 사용하여 개발하였고 현재 사용자 입장을 적절히 고려한 업그레이드가 진행 중에 있다. 그 외 주어진 형식의 Excel문서를 데이터베이스로 직접 입·출력할 수 있는 기능과 Crystal Reports를 사용한 보고서 출력기능 등을 추가하였다.

• 통합안전성 평가시스템(SAINT: Safety Assessment INTEgration system)

SAINT는 처분장 부지의 안전성 평가에 사용되는 다양한 평가코드를 다수 사용자가 동시 다발적으로 손쉽게 사용할 수 있도록 개발된 시스템이다. 각 코드들의 운영 환경이 서로 다를 수 있기 때문에 별도의 통신서버 모듈을 개발하여 SAINT가 설치된 클라이언트에서 통신서버 모듈에게 특정 평가코드에 대한 작업을 요청하도록 구현하였다. 요청을 받은 통신서버는 네트워크를 통해 해당 평가코드가 설치된 운영환경에 평가 작업을 재요청하게 되고 그에 대한 결과를 받아 최초 작업을 요청한 SAINT 클라이언트에게 결과를 전달하게 된다. SAINT에서 운용되는 평가코드들은 [표1]과 같이 기능적으로 분류된 세 가지 모듈에 의해 각기 관리된다. 먼저 처분장의 종합안전성 평가에 사용되는 평가코드로 구성된 안전성 평가모듈이 있으며 단위 항목에 대한 안전성평가를 수행하는 성능평가모듈과 각 코드의 입력파일을 생성하는 부지환경 데이터분석모듈로 구분된다. 각 모듈은 필요에 따라 SECURE Database로부터 얻은 처분장 부지자료를 주기적인 안전성 평가에 사용할 수 있다. 성능 평가모듈의 코드 중 NAMMU와 MODFLOW의 평가결과는 시각화 전용 프로그램인 AVIZIER와 Visual Groundwater를 통해 시각적인 평가결과를 확인할 수 있다. SAINT에서는 이 두 가지 시각화 프로그램을 등록하여 연동되게 함으로써 SAINT 시스템에서 평가결과에 대한 확인이 가능하도록 하였다. Q/A 보고서 모듈은 SAINT에서 평가 완료된 결과를 취합하여 보고서 형식으로 문서를 작성하는 모듈로서 보고서 개발도구인 Crystal Reports를 사용하여 개발하였다. 그 외 평가결과에 대한 다양한 형태의 표와 그래프 및 차트 작성을 위해 Chart FX for.Net이란 컴포넌트 도구를 사용하였다.

모듈 구분	플랫폼	연계 코드
부지환경 데이터 분석 모듈	Windows	Aquifer Test Pro MiniTAB SUFFER GRAPHER MODFLOW FRACMAN/MAFIC
성능평가 모듈	DOS	HELP GENII HINDSITE
	Windows	MODFLOW DUST-MSD NAM-DATA
	UNIX (AIX)	NAMMU NAPSAC
안전성평가 모듈	DOS	GWSCREEN
	Windows	RESRAD SAGE AMBER
	UNIX (AIX)	MASCOT

[표1] 통합안전성 평가시스템(SAINT)의 세가지 주요 모듈별 연동 코드

- 부지환경 감시시스템(SUDAL: Site Useful Data Analysis and Alarm system)

다른 서브시스템들이 2Tier구조의 C/S응용형태인 것과는 달리 SUDAL은 3Tier구조의 웹 기반 시스템으로서 처분시설에 대한 주기적인 환경감시 및 안전성 평가를 수행하는 인트라넷용과 조직의 일반인들의 방사성폐기물 처분장에 대한 이해증진을 위하여 개발된 공개용으로 구분된다. 인트라넷용 SUDAL의 하부모듈은 크게 다섯 개의 모듈로 구분되며 각 모듈별 기능은 [표2]와 같다. SAINT와 마찬가지로 보고서 작업, 효과적인 통계 및 그래프 차트작성 등을 위해 Chart FX for.Net과 Crystal Reports를 사용하여 구현하였다.

구분	기능
데이터 수집 모듈	• 방사성폐기물 처분장 및 원자력시설부지의 부지의 기상 측정장치, 환경 방사선 측정장치 및 지하수 측정장치에서 취득한 정보를 통신서버에서 수집
실시간 환경감시 모듈	• 부지에 설치된 센서로부터 취득된 부지 기상정보, 부지 환경방사선 정보, 부지 지하수 정보 데이터 등을 실시간으로 감시
SECURE 연계 모듈	• 정보처리 모듈과 평가/자동경보모듈로부터 데이터 연계요구 시 SECURE DB로부터 안전성 평가 자료를 추출하여 전달하는 역할을 수행
평가/자동경보 모듈	• 실시간 환경감시 모듈과 SECURE 연계 모듈로부터 전달된 데이터를 평가, 분석 및 예측하여 이상이 발견되거나, 이상이 발생할 확률이 있을 경우 각 담당자에 실시간 통보 : E-mail과 SMS(Short Message Service) 사용
정보처리 모듈	• 내,외부 및 관련기관 사용자에게 브라우저를 통하여 분석, 평가, 통계, 보고서등의 다양한 정보를 제공

[표2] 부지환경 감시시스템(SUDAL)의 각 모듈별 주요기능

- SITES 지리정보시스템(SITES-GIS: SITES-Geographic Information System)

SITES-GIS는 처분장 부지의 지형 및 지질, 수치데이터 표현은 물론 해당 지형에 대한 확대 및 축소, 실측거리 등의 정보를 얻을 수 있도록 구현된 시스템이다. 이 시스템은 SECURE Database의 안전성 평가결과와 SUDAL의 환경감시 자료의 비교 및 평가 결과를 화면상에 보여줄 수 있으며, SAINT에서 평가한 지하수위 및 이동경로의 평가결과를 수치 지도위에 표현할 수 있다. 이와 같은 지리정보 서비스 개발을 위해 ESRI사의 GIS솔루션(ArcGIS)을 사용하였다. SQLServer2000의 경우 공간 데이터타입(Spatial Data Type)을 지원하지 않는데, ArcGIS의 ArcSDE는 이 문제를 손쉽게 해결한다. ArcSDE는 기존의 상용 DBMS가 공간데이터를 효과적으로 지원할 수 있도록 일종의 Gate-way역할을 수행한다. SITES-GIS에 사용된 MapObjects는 ArcSDE를 통하여 DBMS에 저장된 공간데이터를 응용에 여러 형태로 표현해줄 수 있도록 해주는 컴포넌트 형태의 개발도구로서 SITES-GIS의 주요기능을 구현하는데 주로 사용되었다.

- 결론 및 향후 연구계획

부지환경 종합관리 시스템(SITES)은 방사성폐기물 처분장의 운영 전부터 폐쇄 후 감시기간까지의 환경감시 및 안전성을 종합적으로 평가할 수 있다. 그동안 보유한 기술력과 경험을 바탕으로 현재 착공중인 처분장에 대한 부지 및 환경 감시기능의 수준을 높이며 실제적용이 가능하도록 시스템에 대한 최적화 연구가 필요하다.

- 감사의 글

본 연구는 과학기술부에서 시행하는 국가지정연구실(National Research Laboratory) 사업의 일환으로 수행되었다.

중·저준위방사성폐기물처분시설에 대한 위험도평가 방안

정찬우, 안상면, 박상훈, 석태원

한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19번지

icw@kins.re.kr

국내 처분시설의 건설·운영을 위한 허가신청서류의 하나인 안전성분석보고서는 과학기술부고시 <중·저준위방사성폐기물처분시설에 관한 방사선위해 방지기준>에 따라 위험도평가를 통해 자연적 또는 인위적 확률현상으로 인한 처분시설의 방사선위험이 용인할 만한 수준(위험도 $10^{-6}/\text{yr}$)임을 입증해야 한다. 처분시설의 궁극적인 성능이 요구되는 폐쇄 후 먼 미래에 걸쳐 처분시스템 및 평가에 내포되는 다양한 불확실성 속에서 안전성을 객관화하기 위해서는 위험도평가 방법의 양식화가 절실히 요구된다. 이 논문은 이러한 요구에 부응하는 위험도평가방법을 제안한다.

처분시설에 대한 위험도평가는 다음과 같은 절차에 기초하여 수행될 수 있다: (1)피폭으로 이끄는 사건 연쇄들을 나타내기 위한 시나리오들의 구축; (2)선정된 시나리오들에 대한 발생확률의 평가; (3)시나리오에 따른 결과선량의 계산; (4)결과선량에 연관된 위험도의 평가; (5)평가된 위험도와 해당기준의 비교. 자연방벽의 역할이 강조되는 처분시설에 대한 위험도평가에는 원전과 같이 구성기기에 걸친 전개의 체계적 분석이 가능한 시스템에 유용한 본격적인 PSA기법보다는 처분 사례의 특성에 따라 단순화하여 해당 안전목표에 대한 부합성 판단에 적합한 결과를 도출할 수 있는 통합적인 접근법이 효과적이다.

처분시설 위험도평가에서 고려할 만한 현상을 <표 1>과 같이 대별할 수 있다. 예시된 소분류 현상들은 하나의 독립적인 시나리오로 전개될 수도 있고 서로 연합하여 하나의 시나리오를 형성할 수도 있다. 처분시스템 특성에 따라서는 보다 조직화된 시나리오 분별법이 필요할 수도 있다. 시나리오가 일단 설정되면 그 개시사건들과 전개의 빈도를 추정하여 시나리오 발생확률을 정량화하는 것이 필요하다. 위험도평가의 대상은 최대“위험”에 놓이리라 합리적으로 예상되는 결정집단을 대표하는 개인으로 한다. 즉, 샘플링 기법을 사용하여 잠재피폭경로 조합들을 두루 탐구해가면서 가정된 지질계 누출에 대하여 생태계에서의 최대위험도에 상응하는 하나의 실제적인 조합을 분별해낸다. 각 경로와 핵종에 대하여 단위피폭이 먼저 고려되고 자세한 거동 특성은 이 경로들을 수학적 샘플링 방법을 사용하여 조합한 위험도가 최대가 되는 프로세스를 통하여 정의한다. 시나리오 개발에 대하여도 이러한 귀납적 접근법을 유사한 방식으로 접목하여 위험도평가의 관점에서 주요 현상을 대표할 수 있는 서로 독립적인 시나리오들을 분별하고 거기에 내포되는 세부 사건/프로세스에 걸쳐 통합적인 발생확률을 부여하여 평가를 수행하는 전략이 효과적일 수 있다.

<표 1> 처분시설 위험도평가를 위한 자연적, 인위적 현상의 분류(예)

대분류	소분류	항목 (예시)
자연현상	지질학적 사건/프로세스	단층활동, 지진활동
	수리지질학적 프로세스	지하수 흐름의 중대한 변화
인간활동	인지하지 못한 결함의 존재	부지조사 시 발견하지 못한 부지 결함(단층 등)
	시스템의 실패	설계/시공 상의 오류, 배수계통 장애
	부적절한 운영관리	부적절한 폐기물 정치/처분
	미래의 침입	(인간침입은 별도로 평가)

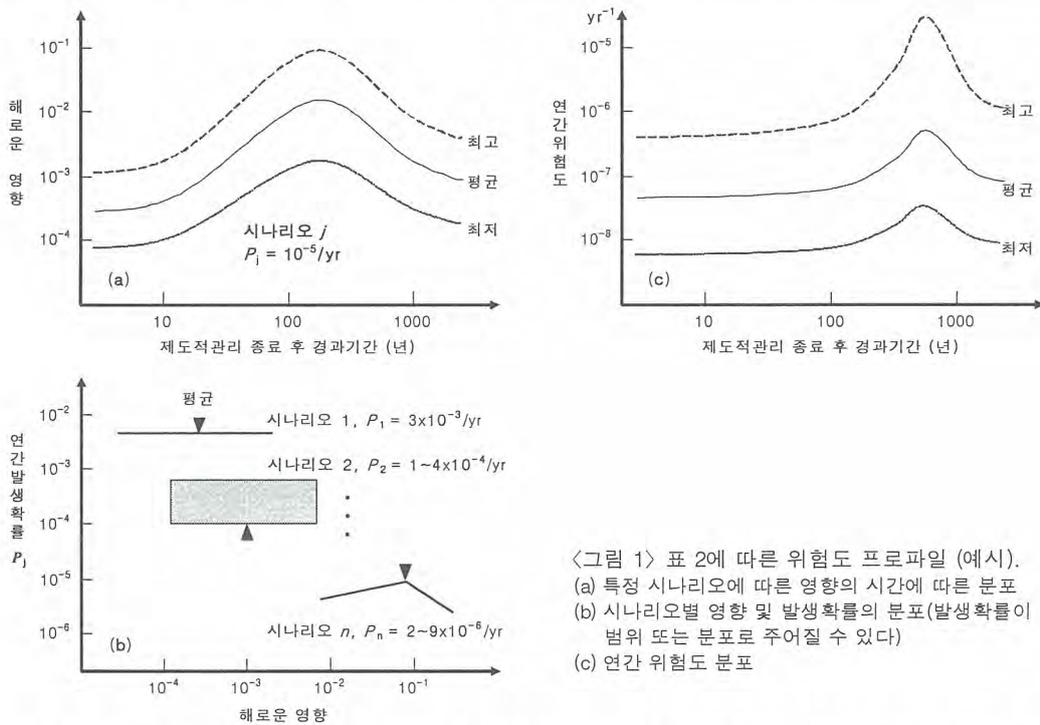
위험도평가의 양식화를 위하여 발생확률의 측면에서 시나리오와 평가기간의 범위를 한정하는 것이 필요하다. 처분시설 안전성평가의 목적상 $10^{-2}/\text{yr} \sim 10^{-6}/\text{yr}$ 범위의 발생확률을 갖는 시나리오를 고려하는 것이 적절하다. $10^{-2}/\text{yr}$ 이상의 발생확률을 갖는 시나리오 또는 사건의 연쇄는 통상 정상정상피폭시나리오의 범주에 포함할 수 있으며 정상 자연현상에 대한 성능평가에서 불확실성분석으로 커버될 수 있다. 반면에, $10^{-6}/\text{yr}$ 이하의 극히 낮은 발생확률을 갖는 시나리오는 현실적으로 그 결말의 크기에 상관없이 고려대상에서 제외할 수 있으며 수치적으로 나타나는 위험도 값도 많은 경우에 무시할 만한 수준이 될 것으로 예상된다. 한편, 시나리오의 발생시점은 처분시설 폐쇄 시점부터 천년의 기간으로 하되, 결말평가의 기간은 제도적관리가 종료되는 시점부터 폐쇄 후 천년(천년 이후에 피크가 나타나는 경우에는 그 시점)까지로 하는 것이 합리적이다.

위험도는 방사선량을 받을 확률과 그 선량에 따른 해로운 영향의 곱이다. 주요 현상들로 인한 결정집단 대표개인의 위험을 $\sum_j P(D_j) \cdot D_j \cdot v$ 로 나타낼 수 있다. 여기서, $P(D_j)$ 는 피폭시나리

오 j 를 통해 선량 D_j 를 받을 연간확률(즉, 피폭시나리오의 연간발생가능성), γ 는 단위선량 당 해로운 효과의 확률($0.05/Sv$)이며, Σ 는 해당 위험도가 중요한 시나리오들에 대해 합산됨을 나타낸다. 그러나 많은 경우에 위험도는 서로 다른 사건연쇄 또는 피폭시나리오들의 결말과 그 발생확률을 함께 나타내는 위험도 프로파일(risk profile)들을 다각적으로 분석하여 평가되어야 한다. 상기 위험도 표현에서 $D_j \cdot \gamma$ 는 시나리오 j 로 인해 “어떤 특정의 해”에 예상할 수 있는 해로운 영향(예; 치사암 발생 가능성)이라는 점에 주목하라. 즉, 해당 시나리오의 발생시점과 피폭시점에 따라 어떤 특정의 해에 예상되는 위험도가 달라질 수 있다. 처분시설 안전성평가의 문맥에서 위험도 프로파일은 <표 2>에 제시된 조합을 기본으로 하여 사례의 특성에 따라 적절히 응용될 필요가 있다. 주요 시나리오들을 망라하여 적절히 구성된 위험도 프로파일은 해당 사례의 위험도를 전체적으로 조망할 수 있게 해주며 안전수준과 부합성 판단에 필요한 직관을 제공한다.

<표 2> 위험도 프로파일 구성방법

x축	y축	구성 내용
시간대, yr	$D_j \cdot \gamma$	시나리오별로 전체 평가대상기간에 대해 예상 영향의 분포도를 최저(또는 5 th percentile), 평균, 최고(또는 95 th percentile) 등으로 제시
$D_j \cdot \gamma$	P_j	전체 평가대상기간에 걸쳐 시나리오 각각에 대해 수평 막대그래프 형식으로 예상 영향의 최소, 평균, 최대값을 표시
시간대, yr	$\Sigma P_j \cdot D_j \cdot \gamma$	전체 평가대상기간에 걸쳐 위험도를 최저(또는 5 th percentile), 평균, 최고(또는 95 th percentile) 세 가지 곡선으로 표시



<그림 1> 표 2에 따른 위험도 프로파일 (예시).
 (a) 특정 시나리오에 따른 영향의 시간에 따른 분포
 (b) 시나리오별 영향 및 발생확률의 분포(발생확률이 범위 또는 분포로 주어질 수 있다)
 (c) 연간 위험도 분포

시나리오별 위험도를 합산하여 총위험도를 산출하는 접근법에 대한 전통적인 반론은 특정 시점에서 피폭자가 모든 시나리오에 동시에 노출되는 것은 아니라는 것이다. 이러한 문제점은 다음과 같은 방식으로 완화될 수 있다. 먼저, 동시에 발생할 수 없으며 명백한 배타적인 시나리오들의 세트에 대해서는 평가시점에서 가장 큰 위험도를 나타내는 시나리오만을 적용한다. 다음으로, 위험도 성능목표와 부합성 비교를 위한 값으로 위험도 분포에서 평균값을 채택한다.

제시된 방법을 적용하기 위해서는 여러 시나리오에 대해 대략 천년의 시나리오 발생시점별로 천년 정도에 걸친 평가를 해야 하므로 10⁷ 단위의 연도별 위험도 데이터를 산출하고 다루어야 한다. 이런 방대한 작업량과 평가의 불확실성을 감안하면서 평가의 목적을 효과적으로 달성하기 위해서는 적절한 단순성 및 보수성과 안정성이 있는 성능평가코드를 사용하는 것이 바람직하다.*

PWR 사용후핵연료 한국형 처분용기 개발

최희주, 이양, 조동건, 주영상, 최종원

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

원자력발전을 통해 발생하는 사용후핵연료는 각국의 특성에 맞추어 직접 처분 혹은 재처리 되고 있다. 미국, 스웨덴, 핀란드, 캐나다 등의 국가는 직접 처분을 고려하고 있으며, 프랑스, 일본, 스위스 등의 국가는 재처리를 하고 있다. 우리나라의 사용후핵연료 관리에 대한 국가 차원에서의 정책은 아직 결정된 바는 없으나, 재처리가 불가능한 현 상황을 고려하여 한국원자력연구소에서는 직접 처분을 대상으로 한국형처분시스템을 개발하고 있다. 고준위폐기물 처분용기는 각국의 처분 방식과 처분환경(지하수화학, 처분심도, 지열구배 등)에 맞추어 설계되고 있으며, 1개의 중량이 수십 톤에 이르고 있고, 1개의 제작에도 많은 시간을 요구하고 있어 외국으로부터의 수입이 쉽지 않다. 현재의 원자력발전 계획을 지속할 경우 예상되는 처분용기 소요량은 약 15,000여개로 추정되며, 처분용기 1개의 제작비용은 2억 원이 넘는 것으로 추산되고 있다.

저자들은 고준위폐기물 한국형처분시스템을 구성하는 공학적방법의 하나인 처분용기를 개발하고 있다. 우리나라와 같이 직접 처분을 계획하는 국가 중 처분용기 설계 제작에 있어 가장 앞선 곳은 스웨덴이다. 스웨덴은 지하 500 m 깊이의 화강암 암반 내에 처분장을 계획하고 있으며, 이곳의 환경에서 10만 년 동안 부식에 견딜 수 있는 구리와 주철로 구성된 처분용기를 개발하여 실규모 크기의 처분용기를 개발하였다. 처분용기 개발에 늦게 출발한 저자들은 개발 목표로서 안전성 향상과 한국 고유의 처분용기 개발을 설정하였다.

원자력중장기 2단계 연구를 통하여 개발된 처분용기는 2중 구조로 되어 있으며, 직경은 122 cm 이다. 사용후핵연료를 포함한 용기의 중량은 대략 39톤에 이르며, 이와 같은 과도한 중량은 처분 시설을 구성하는 취급 시스템의 설계를 매우 어렵게 하였다. 원자력중장기 3단계 연구에서는 처분용기 경량화를 위하여 용기 무게의 대부분을 차지하는 내부구조물(insert)의 크기를 최적화하기 위한 연구를 수행하였다. 처분용기 안전성 향상의 목표로서 동일한 안전계수를 갖는 가벼운 처분용기 개발을 이루고자 하였다. 스웨덴에서는 처분용기 개발을 위하여 지하수압 50 기압, 완충재 팽윤하중 70 기압, 빙하기 도래에 대비한 빙하에 의한 하중 300 기압을 고려하였다. 즉, 우리나라에서 발생 확률이 비교적 적은 빙하 하중을 무시할 경우 스웨덴 처분용기에 비해 직경이 3 cm 적은 KDC-1 처분용기를 개발하였다. 또한, 품질보증시스템을 활용하여 설계 절차(그림 1)를 확립하고, 계산결과에 대한 신뢰도를 향상시켰다. 설계된 처분용기에 대하여 핵심계 해석, 방사선 차폐 해석, 구조 해석, 열 해석을 수행하여 안전성을 분석하였다(표 1).

한국 고유 모델 개발을 위하여 내부 구조물의 경우 사용후핵연료 배열 방식을 변형한 KDC-2 처분용기(그림 2)를 개발하고 그 성능을 KDC-1과 비교하였다. 2가지 용기의 성능은 거의 유사한 것으로 나타났으며, KDC-2 처분용기를 이용할 경우 KDC-1 처분용기에 비해 그 직경을 더욱 줄일 수 있을 것으로 판단되었다. 처분용기의 목적은 1,000년 또는 10만 년 동안 사용후핵연료 중 포함되어 있는 방사성 핵종들의 누출을 억제하는 것이다. 구리의 경우 부식률이 매우 낮아 1 ~ 2 cm 두께만으로도 누출을 억제할 수 있으나 제작상의 어려움 때문에 스웨덴과 핀란드에서는 5 cm 두께의 외부용기를 제작하고 있다. 본 연구에서는 이와 같은 어려움을 고려하여 주철로 제작된 내부구조물 외부에 구리를 코팅하는 방법을 제안하였으며, 1 cm 정도 두께의 구리 코팅을 Cold Spray Coating 방법을 이용하여 성공하였다.

소형 처분용기 제작을 통하여 제작성 검토 및 향후 개발 계획을 수립하였다. 처분용기 제작 경험이 풍부한 스웨덴의 경우 20개의 내부구조물, 34개의 구리용기를 제작한 경험을 갖고 있다. 본 연구를 통하여 1/10 규모의 처분용기 2개를 제작하였으며, 이를 바탕으로 직경 1/2, 길이 1/5 규모

의 KDC-1/KDC-2 처분용기 내부구조물을 구상흑연주철을 이용하여 주조를 통해 각각 제작하였다. 제작된 KDC-1 내부구조물은 물리적 특성 등을 측정하기 위하여 절단 후 시편을 채취하고 인장시험, 재료표면 특성, 비파괴 검사 등을 수행하였다. KDC-2 내부구조물은 구리용기 제작을 위하여 이용하였다. 구리용기 제작에 있어 가장 중요한 인자인 용접 시험을 위하여 직경 20 cm, 길이 20 cm 구리용기를 제작하고 마찰교반용접을 시험하였다.

본 논문 목적의 하나는 고준위폐기물 처분용기의 개발을 통하여 확보한 경험과 자료를 근거로 향후 한국형 처분용기의 개발 계획을 수립하는 것이다. 비록 소규모지만 자체 설계한 용기를 제작한 결과, 내부구조물은 제작 상 어려움은 없었으며, 관련 기술의 대부분이 국내에 확보되어 있었다. 단지 주조 중 발생한 기포를 확인하기 위한 비파괴장비의 개발은 필요하다고 판단되었다. 스웨덴 형식의 구리용기의 제작은 투입된 비용과 비교하여 의미가 적은 것으로 사료되며, 본 연구에서 제안한 내부구조물 외부에 구리를 코팅하는 방식은 고유용기 개발을 위하여 필요한 것으로 판단되었다.

표 1. KDC-1 처분용기에 대한 구조적 안전성 평가 결과

조건		Max. von Mises stress (MPa)	Safety factor
처분	정상조건	74.9	3.13
	극한조건	111.9	2.10
	암반움직임-1	53.6	4.38
	암반움직임-2	23.1	10.17
운전	정상 취급	12.6	4.76
	취급장비고장	25.2	2.38
	낙하 사고	0.762	307

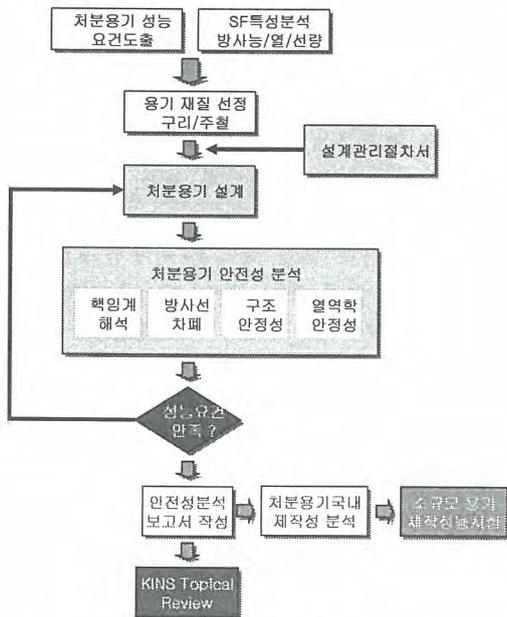


그림 1. 처분용기 개발 절차.

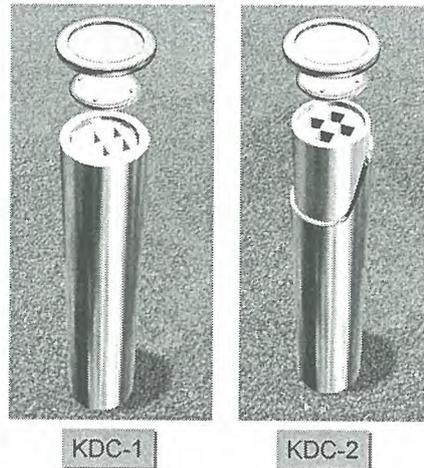


그림 2. 처분용기 개념도.

고준위 방사성폐기물 처분 성능 평가 FEP & 시나리오 개발 연구

황용수, 정미선

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

yshwang@kaeri.re.kr

한국원자력연구소는 1997년부터 10년간 사용후핵연료를 포함하는 고준위 방사성폐기물 영구처분장 폐쇄 후 장기 방사선적 성능 평가를 수행하고 있다. 고준위 방사성폐기물은 위해도가 높고 대부분의 핵종들의 반감기가 수 만년 이상이므로 현실적으로 안전성을 실험 등을 통해 입증하는 것은 불가능하므로 처분 안전성과 관련된 시나리오를 설정하고 이를 수학적 모델링과 현장 및 실험실 데이터를 이용해 정량적으로 평가한 다음 규제 치와 비교하여 안전성 여부를 평가하게 된다.

이러한 일련의 과정에서 개념 모델, 수학적 모델 그리고 입력 데이터에 많은 불확실성이 내재되어 있으므로 안전성을 엄격히 규명하기 위해서 보수적인 가정들을 사용하는 것이 바람직하다. 이러한 관점에서 비록 처분 용기의 건전성이 실제 1,000 년 이상 보장될 수 있더라도 보수적인 평가의 경우 초기부터 용기가 파손되는 경우 이러한 사건이 미치는 방사선적 안전성을 평가하였다.

본 연구에서는 먼저 처분장에서 발생 개연성이 있는 현상, 사건, 공정(FEP)들을 도출하고 이들의 발생 빈도, 영향 등을 고려해 전문가 의견 수렴을 통해 일반적(generic) FEP 보고서를 도출하고자 하였다. 반복적인 보완과 전문가 의견 수렴 과정을 통해 2006년 현재 총 380 개 이상의 FEP들이 선별되었다. 선별된 FEP들은 현재 세계적으로 널리 통용되고 있는 샌디아 분류법에 따라 6가지 category로 구분되고 있다. FEP들을 조합해 고준위 방사성폐기물 처분장으로부터 외부 인간 세계로의 핵종 유출 시나리오들을 개발하기 위한 중간 단계로 유사한 FEP들을 8개의 현실적인 물리적 방벽과 현상 그룹으로 구분하고 세부적으로 이를 8개 그룹간의 상호 반응을 고려 총 64개의 군으로 세분화 하고 이와 같이 세분화된 FEP 그룹을 IFEP(Integrated FEP)이라 설정하였다.

이와 같이 도출된 IFEP으로부터 시나리오를 개발하기 위해 각 IFEP 중 전술한 8가지 그룹 내 FEP들의 특성을 고려해 개별적인 시나리오들을 도출하는데 결정적인 역할을 하는 SDF(Scenario Defining FEP)들을 도출하였다. 예를 들어 처분 용기가 정상적으로 기능을 발휘하여 평균 수명이 1,000 년이라는 FEP은 정상적인 유출 시나리오를 구성하는데 필수적인 SDF의 하나이며 초기부터 0.1%의 용기가 파손되며 나머지 용기는 평균 수명 동안 기능을 발휘한다는 FEP 역시 SDF로 초기용기파손(ICF: Initial Container Failure)라는 대안 시나리오를 구성하는데 중추 역할을 담당한다. 이상에서 살펴 본 바와 같이 IFEP들은 SDF 그룹과 각 SDF들의 상호 반응의 결과인 IF(Influence FEP) 그룹으로 구분된다. 이러한 구분과 RES(Rock Engineering System) 방법론을 결합하면 특정 SDF와 그에 따른 반응 IF의 조합으로 구성된 행렬 집단을 도출할 수 있다.

행렬집단이 도출되면 이제 처분장 폐쇄후 시나리오 침입, 이에 따른 용기 부식, 용질의 유출 등 세부적인 방사성 물질의 유출을 기술하는 부 시나리오(Sub-scenario)들이 도출될 수 있으며 이들을 종합하면 처분장 폐쇄 후 지하수 침투, 침투된 지하수 속에 용존된 불순 물질들과 용기와의 전기화학적, 화학적 반응에 의한 부식, 부식후 사용후핵연료 집합체의 지하수로의 용해, 방사

성 핵종의 공학적 방벽으로의 유출, 천연 방벽 내 다공 및 단열 암반을 통한 이류, 분산, 확산, 흡착 등을 통한 방사성 핵종의 이동 및 최종적으로 생태계로의 유입을 총괄 기술하는 시나리오들이 개발된다.

2006년 현재 우리나라 고준위 방사성폐기물 처분장 성능 평가에서 고려하는 시나리오들은 아래와 같이 크게 6 개의 군으로 구분된다.

(1) 정상 시나리오

(1.1) R1 시나리오: 처분장으로 유입된 침투 지하수는 처분 용기를 부식시켜 설계 수명 이후 처분 용기의 기능이 상실되고 부식 구멍을 통해 침투한 환원 환경의 지하수는 서서히 이산화 우라늄 집합체를 용해시키거나 이미 피복재 층까지 이동해 온 고용해도 핵종들을 용해시켜 처분 용기 외부로 유출시킨다. 이렇게 유출된 방사성 핵종들은 방사성 붕괴열, 심부 지하수 내 산성도, Eh, 용존 물질, 벤토나이트의 물리적 화학적 조성 등에 영향을 받으며 벤토나이트 공학적 방벽을 확산에 의해 통과한 후 벤토나이트 층과 접하는 단열로 유입된다. 단열로 유입된 방사성 핵종들은 이류와 분산을 통해 단열을 통과하면서 주변 다공 암반층으로 확산되며 다공 암반 내에서 흡착 지연 효과를 경험하게 된다. 최종적으로 단열을 통과한 방사성핵종은 지하수 주유동로(MWCF)를 통과한 후 최종적으로 담수 어업, 해수 어업, 농경 활동을 하는 생태계로 유입된다.

(1.2) R2 시나리오: R1 시나리오와 유사하나 단열대로 굴착된 소규모 우물로부터 음용수 목적으로 지하수가 양수되어 사용된다.

(2) 자연 재해 시나리오: 단층 재활성화 및 빙하 시대 도래 시나리오

(3) 공학적 방벽 기능 저하 시나리오: 초기 용기 파손 및 벤토나이트 완충재 기능 상실 시나리오

(4) 주요 입력 인자 불확실성 내재 시나리오: 단열 내 지하수 공극 유동 속도 변화 등 주요 입력 인자 불확실성 고려 시나리오

(5) 상세한 Near field 시나리오: SR97에서 고려한 근계 핵종 이동 경로를 확장해서 고려한 상세 평가 시나리오

(6) 인간 침입 시나리오

한국원자력연구소에서는 이러한 평가 대상 시나리오들을 도출해 연차적으로 우리나라 수리지질 및 생태계 데이터들을 이용해 평가하고 있다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부가 주관하고 있는 국가 원자력 중장기 연구개발 사업의 일환으로 추진되었습니다.

한국형 기준처분시스템 안전성에 영향을 미치는 주요 인자 분석

강철형, 이연명, 황용수

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

chkang@kaeri.re.kr

고준위 방사성폐기물 처분이란 고준위폐기물을 인간 생활권으로부터 완전 격리하는 것이며, 이러한 목표를 달성하기 위하여 세계 각 국에서 심지층 처분 연구가 활발하게 진행되고 있다. 우리나라에서도 2007년에 한국형 기준처분시스템 (KRS)과 종합 안전성/성능 평가방법론 제시를 목표로 연구가 진행되고 있다. 이러한 연구의 일환으로 고준위폐기물처분 안전성에 영향을 미치는 주요 인자에 대한 민감도를 분석하였다.

본 연구에서는 한국형 기준처분시스템의 개념에 따라 지하 500m에 위치한 가상 처분장을 설정하고 처분장 폐쇄 후 정성적인 지하수 침투에 따른 방사성 핵종 유출 시나리오를 고려하였다. 기준 입력 자료는 실측치와 문헌자료를 토대로 결정하였다. 평가결과 주어진 입력 자료 값 범위에서는 한국형 처분시스템의 안전성은 확보되었다. 처분장의 입지 및 설계에 중요한 인자인 buffer의 공극율, 밀도, 확산계수 및 두께, 암반의 공극율, 확산/분산계수 및 균열의 폭과 핵종의 흡착계수 등의 영향을 평가하기 위하여 문헌 자료를 근거로 대략적인 입력치 범위를 설정하였다.

민감도 분석 결과는 주어진 입력치 범위에서는 각 인자들의 어떠한 조합의 경우에도 연간 개인 선량치는 10^{-7} Sv/yr를 넘지 않는 것으로 나타나 한국형 기준처분시스템의 안전성을 입증할 수 있었다. 또한 buffer의 확산계수와 공극율, 균열의 폭, 지하수 유속, matrix 내 확산 길이 등이 상대적으로 중요한 인자이며 암반의 공극율, 분산계수, buffer 밀도 등은 상대적으로 덜 민감한 인자임을 알 수 있었다. 또한 처분용기 수명과 지하수 유속은 입력치 범위에 따라 다른 경향을 나타내었다.

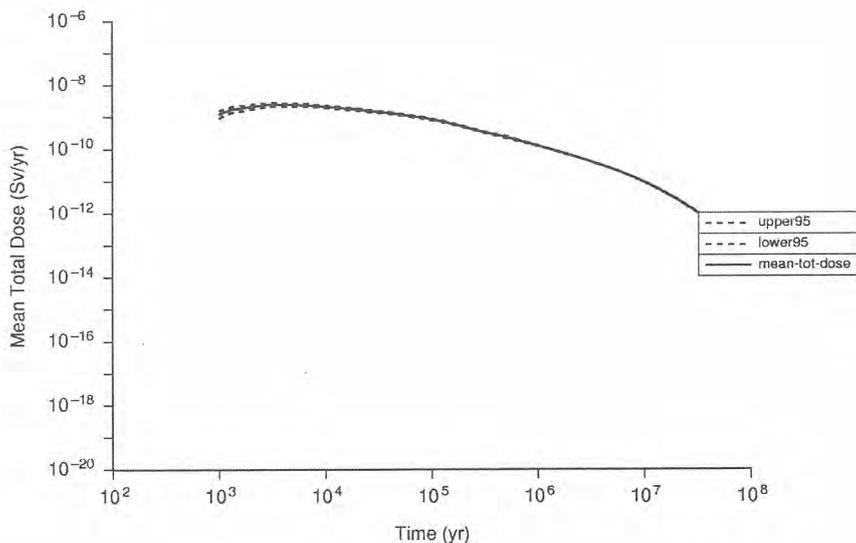


그림 1. 시간에 따른 평균 연간개인선량 (95%신뢰도)

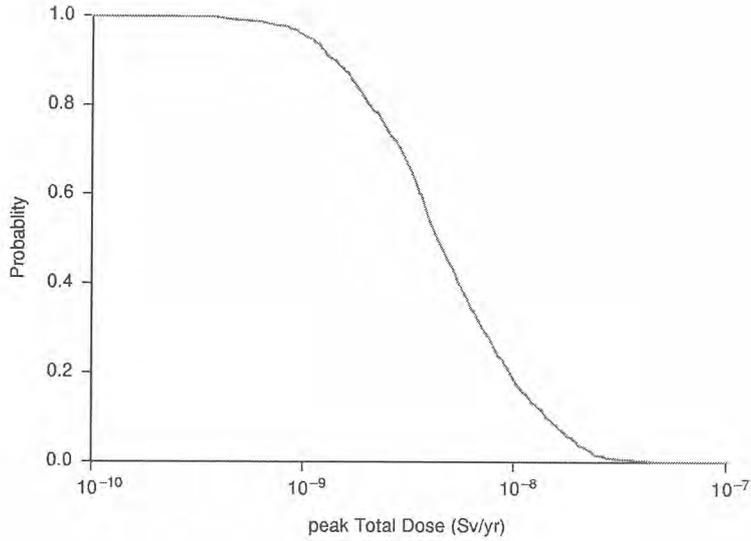


그림 2. Cumulative Distribution of Peak Total Dose

처분용기 수명이 10^2 - 10^4 년 정도일 경우에는 연간 개인 선량치의 최대값에 영향을 거의 주지 않으나 10^4 년이 넘는 경우는 연간 개인 선량치의 최대치를 감소시키는 경향이 있음을 보여준다. 이 평가 결과를 근거로 용기 재료 개발 연구에 투자를 하여 10^5 년 이상을 보증할 수 있는 재료의 용기를 사용하거나, 용기에 대한 연구 우선순위를 낮추고 10^3 년 이하의 수명의 용기를 사용해야 한다는 결론을 얻을 수 있다.

가상 처분장을 대상으로 한 본 연구의 결과 한국형 처분시스템은 상당히 안전한 시스템임을 알 수 있으며 연구 우선순위에 대한 기본적인 정보도 알 수 있다. 앞으로 우리나라의 지하 심부 자료와 핵종 특성 자료 등이 다양하고 정확하게 확보되며 더 상세하고 정확한 평가가 이루어 질 것이며 정상 시나리오 이외의 대안 시나리오나 사고 시나리오에 대하여도 다양한 평가가 이루어 져야 할 것이다.

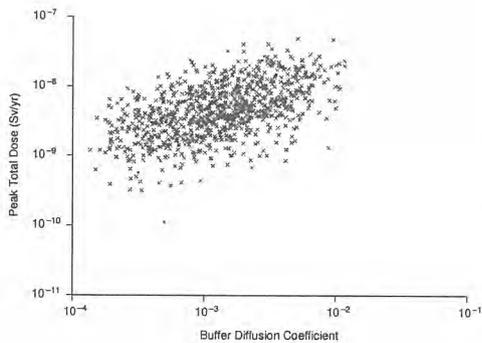


그림 3. Buffer 확산계수 민감도

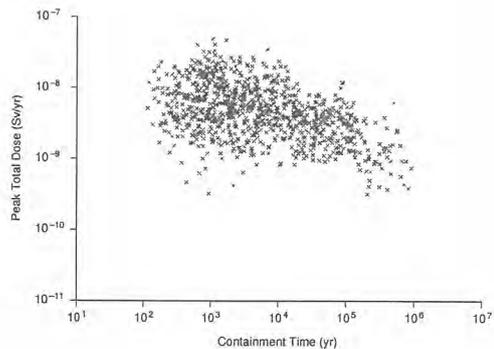


그림 4. 용기 수명 민감도

콘크리트 폐기물의 자체처분을 위한 방사선/능 분석 및 피폭선량평가

설증근, 유재봉, 조석주, 유성현, 송정호*, 백 훈*, 김성환*, 신진성*, 박현균*

한전원자력연료(주), 대전광역시 유성구 덕진동 493번지

*케이엔디티앤아이(주), 서울 구로구 구로동 170-5번지

jgseol@knfc.co.kr

1. 서 론

현재 국내 원자력시설 등에서 발생한 극저준위 방사성폐기물은 원자력관계법령에 의거하여 매립, 소각, 재사용 또는 재활용 등의 방법으로 자체처분 되고 있다. 이는 높은 관리비용이 요구되는 방사성폐기물 처분장으로서의 위탁처리보다 상대적으로 낮은 처리비용이 소요되므로 방사성폐기물 발생자는 선호하지만 방사선안전관리의 측면에서는 관리의 불확실성을 내포하고 있어 규제기관에서도 원자력관계법령에 의거하여 극저준위 방사성폐기물의 자체처분 신고내용을 사안별로 심사 후 허가를 하고 있는 실정이다. 본 연구에서도 국내 원전연료 가공시설 운영 중 발생한 콘크리트 폐기물을 자체처분하기 위해 피폭방사선량 평가를 통해 원자력관계법령에서 정하는 기준을 충족시키는 처분제한치를 유도하였고, 이 기준에 따라 방사성오염을 제거 한 후 콘크리트 폐기물의 잔류방사능을 조사하여 유도된 처분제한치에 만족함을 확인하고자 하였다.

2. 피폭 방사선량평가 및 처분제한치

국내 원자력관계법령에서는 과학기술부고시 제2001-30호에 따라 자체처분시 핵종별 처분제한치 농도기준을 제시하였고, 제시되지 않은 핵종별 농도는 개인 피폭선량이 $10\mu\text{Sv/yr}$, 집단선량이 $1\text{man} \cdot \text{Sv/yr}$ 이하임을 입증할 때 처분이 가능하도록 하였다. 본 연구에서는 원전연료 가공시설의 유일한 오염원인 우라늄에 의한 오염이 예상되는 콘크리트 폐기물에 대해 피폭방사선량 평가를 통해 처분제한치를 유도하였다.

방사성물질에 오염된 콘크리트 폐기물의 피폭 방사선량 평가방법은 크게 일반평가 방법 (Generic Application)과 세부평가 방법 (Specific Application)으로 구분할 수 있다. 본 연구에서는 세부평가방법을 적용하여 매립 시나리오에 대해서는 국내외에서 널리 사용되는 RESRAD 전산코드(Ver. 6.23), 재활용 시나리오에 대해서는 RESRAD Build 전산코드(Ver. 3.3)를 사용하여 표 1과 같은 처분제한치를 유도하였으며, 세부평가 및 일반평가 방법을 혼용한 NUREG-1640(2003년)의 처분 제한치와의 비교결과를 표 2에 나타내었다. 비교결과 본 연구에서 유도된 처분제한치가 NUREG-1640의 경우보다 약 7배 낮게 보수적으로 평가되었음을 알 수 있다.

3. 콘크리트 폐기물 잔류방사능 조사

본 연구에서 제염 후 잔류방사능을 조사한 콘크리트 폐기물은 $30\text{cm} \times 30\text{cm} \times 40\text{cm}$ 크기의 블록형 태로서 밀도는 약 2.1g/cm^3 , 수량은 140개이었다. 이 콘크리트 폐기물은 원전연료 가공시설에서 차폐용으로 사용하던 것으로서 표면에서 1mm씩 연삭 제염 후 잔류 방사능을 직접법에 의해 측정 한 결과 침투성오염은 없는 것으로 확인되었다. 그림 1은 제염전, 1차제염 후 및 2차제염 후 콘크리트 블록의 표면오염도를 측정 한 결과를 나타낸 것이며, 2차 제염 후 평균 표면오염도는 0.01Bq/cm^2 (최대값 : 0.027Bq/cm^2)으로서 국내 원자력관계법령에서 정하는 알파방출핵종 허용표면오염도의 약 1/15 수준이었고 측정에 사용된 계측기의 MDC는 약 $97\text{dpm}/100\text{cm}^2$ 이었다.

또한, 표면오염도 측정의 신뢰성을 제고하기 위해 콘크리트 폐기물 블록 140개 각각의 표면에서 1mm 깊이로 6개면을 골고루 연삭하여 시료를 채취하였고, 채취한 임의의 시료 2개를 같은 비율로 혼합하여 총 70개의 시료를 생성하였다. 생성된 70개 시료중 임의의 2개 시료를 다시 혼합하여 35개의 시료를 생성 후 분석하였다. 또한, 대조군 시료로써 동 시대에 건설된 콘크리트 건축물 표면에서 시료를 채취하여 분석하였으며, 그 결과 U-238 농도는 0.0089Bq/g 수준으로 분석되었다. 분석방법은 ICP/MS(MDC : 0.05ppm)를 이용하여 분석하였으며, 분석방법의 신뢰성을 확보하기

위해 표 3과 같이 α -spectrometer를 이용하여 일부시료를 추가 분석하였다. 분석결과 U-238의 농도는 35개 시료 평균 0.0297 Bq/g (최대값 0.0453Bq/g), 대조군시료의 U-238 농도는 0.0208 Bq/g (농축도 0.75w/o)이었다.

표 1. 자체처분 제한치 유도결과

구 분	자체처분 방법		비 고
	재활용 (RESRAD Build)	매 립 (RESRAD)	
자체처분제한치 유도기준	· 개인에 대한 연간선량 : 10 μ Sv · 집단에 대한 연간선량 : 1 man · Sv		원자력법 고시 제2001-30호 기준
유도된 처분제한치	0.055 Bq/cm ²	0.1066 Bq/g	우라늄 혼합핵종에 대한 유도 농도

표 2. 본 평가와 NUREG-1640(2003년) 처분제한치 비교

핵 종	매립시 처분제한치		비고
	NUREG-1640 체적오염 (Bq/g)	본 평가 체적오염 (Bq/g)	
U-238	0.70	0.1087	
U-235	0.59	0.0839	
U-234	0.67	0.1076	
혼합핵종의 경우	0.69(3.5w/o)	0.1066(3.5w/o)	우라늄 농축도

그림 1. 표면오염도 측정결과(제염전, 1,2차 제염 후)

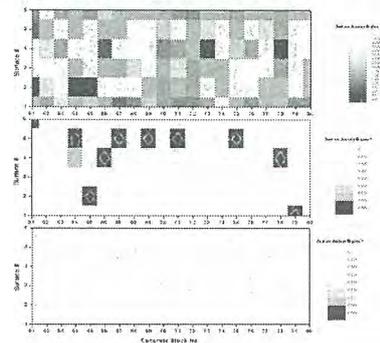


표 3. ICP/MS 및 α -Spectrometer 우라늄 분석결과 비교

시료 번호	콘크리트 블록 ID				U-238 방사능 농도 (Bq/g)		비고
					ICP/MS	α -Spectrometer	
#23	120	129	116	106	0.03332	0.0324	
#02	41	42	37	39	0.02447	0.0178	
#14	74	92	87	88	0.02947	0.0247	

4. 결 론

본 연구에서 조사한 원전연료 가공시설에서 발생한 콘크리트 폐기물의 오염도는 체적기준으로 평균 0.0297 Bq/g 으로서, 매립시 피폭방사선량은 U-238의 경우 본 평가의 처분제한치의 1/10 이하수준이었으며, 우라늄 혼합핵종의 인위적 오염으로 인한 피폭선량은 처분제한치의 1/2 수준이었다. 또한 자체처분 대상 콘크리트 블록의 오염이 표면에만 국한되어 있다는 것을 고려할 때, 표면 오염도 기준으로 매립할 경우 1.2 Bq/cm²까지 처분이 가능한 것으로 나타났으며, 재활용의 경우 콘크리트 블록 표면의 총 방사능이 모두 건물내부에 침적되었다는 보수적인 가정 하에서도 처분제한치의 1/2 수준으로 평가되었다. 따라서, 콘크리트 폐기물의 자체처분으로 인한 일반인 및 작업자에게 가해지는 방사선학적 위해도는 미미하며, 원자력관계법령이 정하는 기준에도 만족함을 확인하였다.

그러나, 본 연구에서 수행한 피폭방사선량 평가는 입력인자의 보수성으로 국외의 평가결과에 비해 상당히 보수적인 결과를 나타내었다. 이는 향후 유사 연구 및 용역수행 시 높은 제염비용이 소요될 것으로 예상되므로 실제 매립지 조건 및 재활용 조건에 따른 합리적 평가 입력인자를 반영하여 본 연구결과의 보수성을 제고해야 할 것으로 사료된다.

원자력시설 발생 처분제한치 미만 방사성폐기물의 자체처분 규제현황

전제근, 송민철, 정재학, 김홍태

한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19번지

k393cjk@kins.re.kr

방사성폐기물 등 규제 대상인 방사선원중에서 방사선학적 위해도가 미미함에 따라 규제에서 제외하는 개념을 규제해제라고 하며, 국내원자력법규에는 “처분제한치”라는 관련기준치이하의 방사성폐기물에 대해 규제해제를 “자체처분”이라는 용어로 적용하고 있다.

국내 원자력법에는 자체처분을 “원자력관계사업자가 발생시킨 방사성폐기물중 과학기술부장관이 정하는 값 미만의 방사성폐기물을 당해 원자력관계사업자가 소각·매립 또는 재활용 등의 방법으로 처분하는 것”으로 정의되어 있다. 또한 원자력법시행규칙 제86조에는 “과학기술부령이 정하는 종류 및 수량의 방사성폐기물이하 함은 개인에 대한 연간선량이 10 마이크로시버트 이상이거나 집단에 대한 총 선량이 1만·시버트 이상이 되는 것으로 과학기술부장관이 정하는 핵종별 농도를 말한다”고 규정하고 있다. 동 조항은 자체처분을 허용할 수 있는 선량기준을 연간 개인선량 및 집단선량으로 구분하여 기술한 것으로서, 자체처분이 가능한 극저준위 폐기물은 연간 개인선량 및 집단선량 기준치를 동시에 만족하며 또한 과학기술부장관이 정하는 핵종별 농도기준을 만족하여야 함을 의미한다.

자체처분에 대한 상세한 시행방법은 과학기술부 고시 제2001-30호(방사성폐기물의 자체처분에 관한 규정)에 규정되어 있으며, 당 고시에는 20여개의 단반감기 베타/감마선 방출핵종에 대한 규제해제 농도가 명시되어 있다. 그러나 이들 핵종을 함유한 폐기물의 규제해제 수효는 주로 소규모의 동위원소 이용자에 국한되며, 발전용 및 연구용원자로, 폐기시설, 핵연료주기시설 등 시설의 운영과정에서 비교적 다량으로 발생하는 장반감기의 복합핵종이 함유된 방사성폐기물의 경우에는 원자력법시행규칙 제86조 및 과학기술부 고시 제2001-30호 규정 따라 개인 및 집단선량 기준이 적용된다. 처분제한치 미만의 방사성폐기물에 대한 자체처분심사 흐름도는 그림1과 같다.

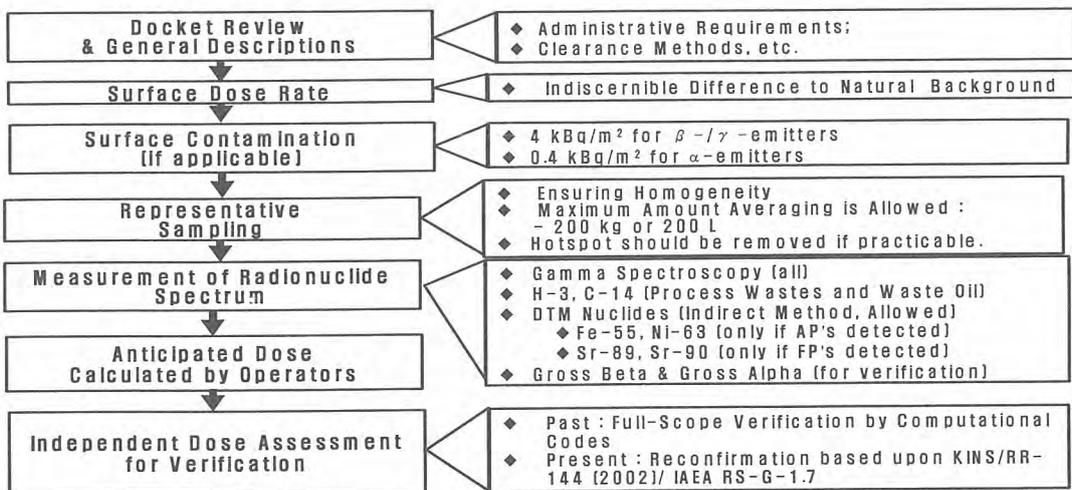


그림 1. 처분제한치 미만 방사성폐기물 자체 처분심사 흐름도

원자력관계시설에서 발생한 처분제한치 미만의 방사성폐기물의 자체처분과 관련하여 1994년 원전연료(주)에서 발생한 NaF 폐기물에 대해 자체처분이 처음 시행되었으며, 원전에서 발생한 폐기물의 경우에는 1995년 처음 자체처분이 시행되었다. 그 후 관련법규의 정비를 통하여 2000년부터 본격적으로 자체처분이 시행되었다. 2000년에서 2003년사이에는 매년 2~4건의 자체처분신청서의 심사가 이루어졌으며, 2004년에는 10건, 2005년도에는 14건의 심사가 이루어졌다. 자체처분은 주로 한수원(주), 원전연료(주), 원자력연구소에서 신청하고 있으며, 2004년도에는 약 972톤, 2005년도에는 약 354톤의 극저준위 방사성폐기물에 대한 승인이 심사를 통하여 이루어졌다. 자체처분신청의 주요 대상 폐기물로는 토양과 페콘크리트가 주를 이루고 있으며, 그 외에도 공기조화계통에서 발생한 폐 여과기 프레임 및 폐활성탄, 2차측 폐수지, 함석류, 목재, 먼류 및 종이류가 이에 포함된다. 자체처분 대상 폐기물의 처분방법으로 85% 이상이 특정산업폐기물처분장에 매립되고 있으며, 금속류의 경우에는 대부분 재활용되고 있다. 2005년도에는 원자로 냉각재 펌프에서 발생한 폐윤활유를 정제한 정제 폐윤활유에 대한 자체처분 신청이 각 발전소별로 신청하여, 그 적절성을 심사하였다. 표1에는 년도별 자체처분 신청건수가 표2에는 년도별 자체처분 승인물량에 제시되어 있다.

시설명	신청건수		
	2003년	2004년	2005년
NPPs	2	7	10
KNFC	2	2	3
NETEC	-	-	1
KAERI	-	1	-
Total	4	10	14

표1. 년도별 자체처분 신청건수

시설명	년도별 자체처분 승인물량(ton)		
	2003	2004	2005
고리원전	7.50	255.62	51.37
영광원전	42.72	26.50	20.84
울진원전	-	35.68	18.13
월성원전	1,530.00	576.83	81.05
KNFC	70.20	77.50	64.19
KAERI	-	-	33.26
NETEC	-	-	3.50
계	1,650.42	972.13	353.47

표2. 년도별 자체처분 승인물량

현재 방사성폐기물 자체처분 심사는 과학기술부 고시 제2001-30호(방사성폐기물의 자체처분에 관한 규정)에 규정된 20여개의 단반감기 베타/감마선 방출핵종에 대한 규제해제 농도와 선량기준에 의거하여 실시되고 있다. 원자력시설에서 발생하는 방사성폐기물은 과학기술부 고시 제2001-30호에 제시된 핵종의 핵종들을 함유할 가능성이 크므로, 원자력안전기술원에서는 2002년 연구과제결과물(KINS/RR-144)을 통해 원전 또는 핵주기기시설 발생하는 폐기물에 함유될 수 있는 약 20개 주요핵종에 규제해제농도를 제시한 바 있다.

한편 IAEA에서는 IAEA RS-G-1.7 안전기준을 통해 규제해제농도를 제시하였으며, 당 자료의 규제해제농도는 KINS/RR-144의 규제해제농도와 일부핵종의 경우 차이가 있어 IAEA 관련기준의 선별적 도입 여부에 대한 검토가 계속 진행될 예정이다.

연구로 2호기 수조 콘크리트 자체처분을 위한 피폭선량 평가

홍상범, 김계홍, 김상철*, 정운수, 정경환, 박진호

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

* 한일플랜트서비스, 경기도 안양시 만안구 안양7동 202-4

sbhong@kaeri.re.kr

연구로 2호기 수조 콘크리트 해체과정에서 중성자에 의해서 방사화된 부분과 방사화 되지 않은 부분을 구분하기 위하여 우선 방사능분포를 측정하였다. 연구로 2호기 수조 콘크리트 내부 표면으로부터 깊이별로 방사능 분석을 하였고, 그 결과를 바탕으로 “연구로1,2호기 해체폐기물 관리절차서”에 제시하고 있는 방사성폐기물과 비방사성폐기물로 구분하여 해체를 진행하였다. 해체과정은 우선 비방사성폐기물을 Wire Saw 장비를 이용하여 절단하였고, 방사화된 부분은 Green-House를 설치하여 오염의 확산을 방지하고 Back-hoe를 이용하여 원격으로 해체를 진행하였다. 해체과정에서 발생된 비방사성 콘크리트폐기물을 자체처분을 위해서 국내의 콘크리트 재활용 유통경로를 바탕으로 피폭시나리오를 구성하여 피폭방사선량을 평가하였다. 이렇게 선정된 각각의 시나리오에 대하여 피폭선량 평가를 위한 수학적 모델 수립 및 적절한 전산코드를 적용하여 개인선량 및 집단선량을 평가하였다. 입력변수는 국내의 실정을 반영하고, 국외의 자료를 비교하여 보수적으로 선정하였다.

방사선원 항의 경우 수조 콘크리트의 방사화된 부분을 분석한 결과 다양한 핵종이 검출되었다. 이러한 결과를 바탕으로 대상 콘크리트의 핵종별 방사능 농도를 측정한 결과 Co-60 및 Cs-137 핵종이 검출되었으며, 그 농도는 검출하한치인 0.013 Bq/g 미만으로 측정되었다. 예상피폭선량을 계산하기 위해서 수조 콘크리트 내부 표면에서 검출된 핵종에 대하여 측정된 결과를 바탕으로 Co-60 및 Cs-137 뿐만 아니라 보수적으로 H-3, C-14, Fe-55, Ni-63, Cs-134, Eu-152 및 Eu-154에 대해서 검출된 최대방사능값을 이용하여 피폭선량을 보수적으로 평가하였다. 평가에 적용된 핵종별 농도 및 과학기술부 고시 2001-30호에 제시된 핵종별 자체처분 제한농도를 표 1에 제시하였다. 평가에 적용한 콘크리트의 수량은 약 831.5톤이 발생되었으나, 피폭선량 평가에는 보수적으로 1000톤으로 가정하였다. 피폭선량 평가를 위한 시나리오는 발생가능한 모든 피폭시나리오를 현실적으로 평가하여 도로건설에 재활용되거나, 매립 처분된다고 가정하여 시나리오로 구성하였다. 각각의 시나리오에 대한 피폭경로를 고려하여 표 2에 제시하였다. 선량평가를 위한 선량환산인자의 경우 국내에서는 방사선방호기준으로 ICRP 60에서 권고한 유효선량(Effective Dose) 개념을 적용하여 평가하였다. 외부피폭의 경우 ICRP74(1996)의 선량환산인자를 적용하여 평가하였고, 내부피폭의 ICRP-67, 69, 72, IAEA Safety Series 115(1996) 및 ICRP가 1998년도에 제작한 The ICRP Database of Dose Coefficients를 적용하였다. 피폭선량 평가결과 국내 자체처분규정에서 제시하고 있는 개인피폭선량 10 μ Sv/y 및 집단선량 1man.Sv/y을 충분히 만족하는 것으로 평가되었으며 그 결과를 그림 1, 2에 제시하였다.

표 1. 자체처분 선량 평가를 위해 적용된 핵종별 농도 및 처분제한치

자체처분폐기물의 처분제한치 계산 근거					
구 분	핵 종	제한 농도: X(i) [Bq/g]	핵종별 농도: Y(i) [Bq/g]	Y(i)/X(i)	
비가연성잡고체	콘크리트	H-3	100	0.108	1.08E-3
		C-14	100	0.032	3.20E-4
		Fe-55	-*)	0.200	-
		Ni-63	-	0.250	-
		Co-60	-	0.013	-
		Cs-134	-	0.013	-
		Cs-137	-	0.013	-
		Eu-154	-	0.013	-
		Eu-152	-	0.013	-
합 계					

*) 가타 방사서핵종으로 분류되어 개인 및 집단선량 평가 후 기준치를 만족함을 입증해야 함.

표 2. 고려된 시나리오 및 피폭경로

시나리오		구분	피폭경로		
			외부	흡입	섭취
처리	콘크리트 매립 및 재활용을 위한 처리	SC1	0	0	0
운송	콘크리트 운송	SC2	0	-	-
선/하역	콘크리트 선적 및 하역	SC3	0	0	0
재활용	콘크리트를 이용한 도로건설	SC4	0	0	0
	도로 위 운전자 피폭	SC5	0	-	-
매립	콘크리트 매립처분	SC6	0	0	0
	매립장 폐쇄 후 거주	SC7	0	0	0

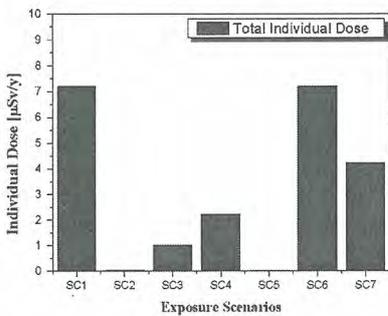


그림 1. 시나리오별 개인피폭선량

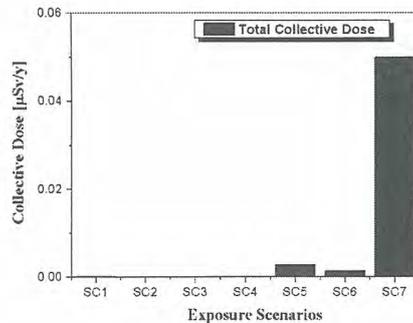


그림 2. 시나리오별 집단선량 평가결과

제2-2분과

방사성폐기물 처분 (Poster)

빈 면

이온 크로마토그래피에 의한 U(IV)와 U(VI)의 분리

김승수, 강광철, 조영현, 김정석, 정의창, 조원진
 한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
nsskim@kaeri.re.kr

대기와 접한 자연수중에 존재하는 대부분의 우라늄은 산화수가 6가의 우라늄 이온(U(VI))으로 존재한다. 그러나 사용후핵연료를 처분하였을 경우 심부지하수의 낮은 산화환원 전위 및 처분용기의 부식에 의한 산소의 소모로 인해 UO_2 펠렛은 원자가가 4가인 형태(U(IV))로 존재할 것으로 예상된다. 따라서 처분환경에서 우라늄의 거동을 예측하기 위해서는 U(IV)의 제조 및 확인이 필요하다.

본 연구에서는 우라늄화합물을 인산매질에서 환원제로 ferrous sulfamate를 사용하여 환원시킨 후 이들의 산화상태를 UV/Visible spectroscopy로 확인하였다. 또한, 이 용액을 0.1M hydrazine 혹은 0.01M $Na_2S_2O_4$ 와 같은 환원제로 수 $\mu\text{g/mL}$ 로 희석시킨 다음, pH 증가 및 희석에 따른 U(IV)의 안정성을 검토하였다. 이를 위하여 용액중 우라늄 총량을 ICP-MS로 측정된 결과 0.01M $Na_2S_2O_4$ 희석용액에서 6.4 $\mu\text{g/mL}$ 의 우라늄이 검출되었으나, 레이저-형광 스펙트로미터를 이용하여 U(VI)의 양을 측정된 결과 U(VI)의 양이 0.4 $\mu\text{g/mL}$ 로 나타났다. 따라서 희석용액중 우라늄은 U(IV)로 존재하는 것으로 생각된다. 그러나 0.1M hydrazine의 경우 높은 pH (약 9.0)에 의해 우라늄 침전이 형성되어 산화수 확인이 불가능하였다.

0.01M $Na_2S_2O_4$ 희석용액에서 우라늄의 U(IV)로 존재를 재확인하기 위하여 이온 크로마토그래피법을 사용하여 U(IV)와 U(VI)를 분리하고자 시도하였다. 사용한 교환체로는 Dowex AG 50W-X8 양이온교환수지¹⁾와 Lichrorep Si60 음이온교환수지²⁾를 사용하여 분리하였다. Dowex AG 50W-X8에서 분리조건을 얻기 위하여 U(VI)과 Th(IV)를 사용하여 예비실험을 시도하였으며, 그 조건으로 클러브 박스에서 U(IV)와 U(VI)을 분리하여 U(IV)로 존재를 재확인하였다 (그림 1).

그러나 Lichrorep Si60를 충전한 컬럼의 경우 용리액으로 0.01M $HClO_4$ 와 5.0M HCl을 사용하였을 경우 U(VI)과 Th(IV)이 잘 분리되었으나, 동일 시료를 사용하여 분리하였을 경우 U(VI)가 U(IV)보다 더 큰 값으로 나타났다.

참고문헌

1. M. C. Duff and C. Amrhein, J. Chromatography A, 743, 335-340, 1996.
2. 김승수 외, 이온크로마토그래피를 이용한 산화수별 플루토늄의 분리, 분석과학회지, 14(1), 28-33, 2001.

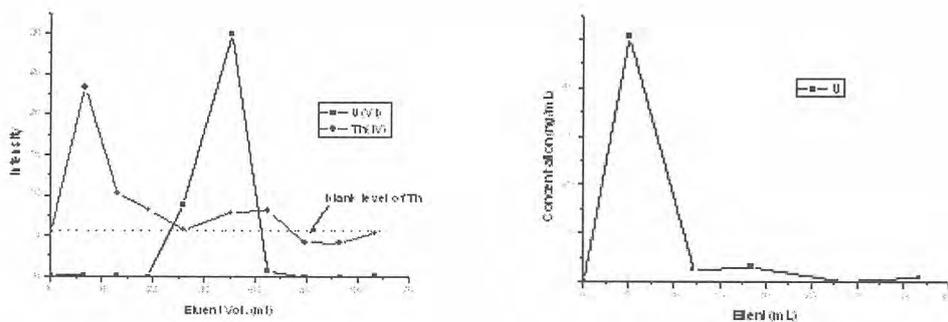


그림 1. Dowex AG 50W-X8를 충전한 이온칼럼의 크로마토그램

용리액 : 0.125M oxalic acid + 0.2M HNO₃

유속 : 0.3 ml/min.

시료량 : 40 μL

검출기 : ICP-MS

Synthesis of Mesoporous Silica Microspheres by Using Di(2-ethylhexyl)phosphoric Acid as a Potential Sorbent for Radioactive Material

Suk Bon Yoon, Jong-Yun Kim, Myung Ho Lee, Yong Joon Park, Kwang Yong Jee, and Won-Ho Kim
 Korea Atomic Energy Research Institute, 150, Yuseong-gu, Daejeon, 305-353
ysb@kaeri.re.kr

Much efforts for the mesoporous inorganic synthesis by using organic or inorganic templates have been devoted to the synthesis of the mesoporous materials with various structures and shapes, thanks to the discovery of M41S silica families by Mobil scientists in 1992 [1]. Since the advantage of spherical morphology is clearly manifested in a variety of academic and industrial applications [2], synthesis and morphology control of spherical mesoporous silica nanoparticles less than 1 μm have been extensively investigated to discover any unexpected physical and chemical properties, generally owing to their large surface-to-volume ratios or quantum-size effect. Prior investigations thus far show that the size of mesoporous silica spheres larger than ca. 10 μm can hardly be obtained by the method based on Stöber process in the presence of structure-directing agent. A few studies, on the other hand, are available on the mesoporous silica spheres larger than 100 μm [3]. In addition, it requires at least 1 day to complete the reaction or hydrothermal condition. Novel rapid synthesis of 10 - 100 μm mesoporous silica spheres via $\text{S}^+\text{X}^- \text{I}^+$ assembly process was first reported by Kosuge and Singh [4].

In this study, based on Kosuge's method, tetraethyl orthosilicate (TEOS), n-dodecylamine as a structure-directing agent, and/or di-2-ethylhexyl phosphoric acid (HDEHP) as a cosurfactant, hydrochloric acid as an acid catalyst were used to prepare micrometer-sized mesoporous silica spheres. In a typical synthesis, TEOS (Acros, 98%), n-dodecylamine (Junsei, 98%), HDEHP (TCI, 95+%) and EtOH (Daejung, 99.9%) were premixed for 30 min. The premixture was quickly poured into the acidic aqueous solution, and mechanically stirred at a controlled rate with a Teflon-coated half moon impeller using a RW20 DZM.n (Janke&Kunkel GmbH&Co, IKA-Labortechnik, Germany) at room temperature for 6 hours. The resultant as-synthesized silica suspensions were filtered and washed with EtOH. Samples were then dried at 80 °C for overnight, and calcined at 550 °C for 7 h in air. The molar composition of reaction mixture was 1 TEOS: 0.34 n-dodecylamine: 0-0.30 HDEHP: 0.85 EtOH: 32.7-261.5 H_2O : 0-0.038 HCl depending on the amount of HCl. As shown in Fig. 1 ~ Fig. 3, polydisperse mesoporous silica spheres were successfully prepared.



Fig. 1. Effect of stirring rate on the morphology of mesoporous silica microspheres. (a) 400 rpm, (b) 500 rpm, and (c) 600 rpm

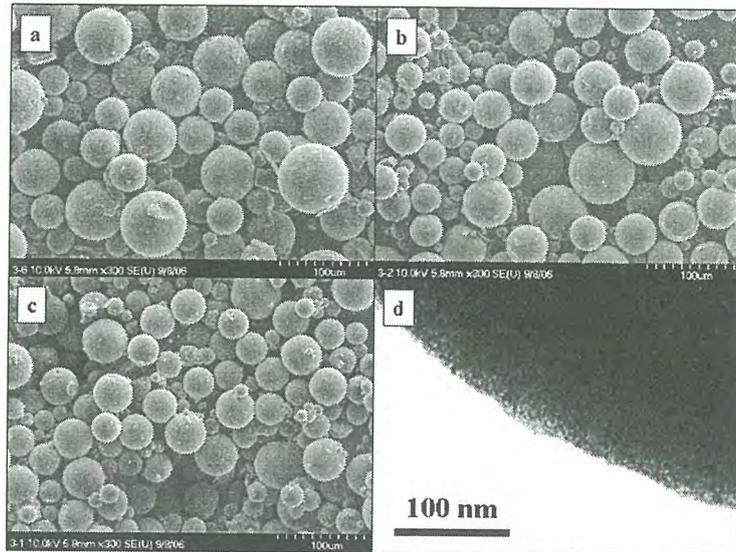


Fig. 2. Effect of HCl concentration on the morphology of mesoporous silica microspheres. SEM images of silica microspheres using (a) no HCl, (b) 0.42 mL HCl, (c) 0.83 mL HCl, respectively, and (d) TEM image of mesoporous silica synthesized using 0.83 mL HCl.

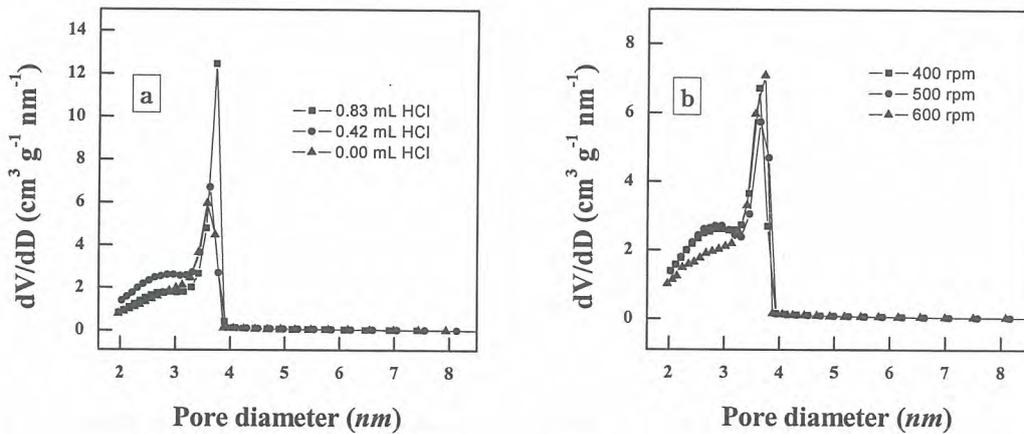


Fig. 3. Pore size distribution of mesoporous silica spheres. Effect of (a) HCl concentration, and (b) stirring rate.

References

1. Kresge, C.T., Leonowicz, M.E., Roth, W.J., Vartuli J.C., and Beck, J.S., " Ordered Mesoporous Molecular Sieves Synthesized by a Liquid-Crystal Template Mechanism", *Nature*, 359, 710 (1992).
2. Xia, Y., Gates, B., Yin, Y., and Lu, Y., "Monodispersed colloidal spheres: Old materials with New Applications", *Adv. Mater.* 12(10), 693 (2000).
3. Huo, Q., Feng, J., Schuth, F., and Stucky, G.D., "Preparation of Hard Mesoporous Silica Spheres", *Chem. Mater.* 9(1), 14(1997).
4. Kosuge, K., and Singh, P.S., "Rapid Synthesis of Al-Containing Mesoporous Silica Hard Spheres of 30-50 μm Diameter", *Chem. Mater.* 13, 2476 (2001).

은 침착 벤토나이트에 의한 요오드 흡착

강광철^{1,2}, 김승수¹, 최종원¹, 권수한²

¹한국 원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

²충북 대학교, 충북 청주시 개신동 12번지

kckang@kaeri.re.kr

본 연구에서는 사용후 핵연료를 심지층에 처분할경우 발생하는 요오드핵종을 흡착하기 위하여 벤토나이트에 은(Ag)을 첨가하여 요오드를 흡착할 수 있는 은 침착 벤토나이트를 제조하는데 목적이 있다. 또한 처분후 바닷물 침투에 의한 요오드의 흡착 방해 요인을 확인하기 위하여 염소이온 농도를 0.5% ~ 2%로 고정후 1) 요오드 흡착 후 바닷물의 침투, 2) 바닷물 침투 후 요오드의 흡착을 실시하였고, 다음과 같은 결과를 얻었다.

- 1) 은 침착 벤토나이트에 요오드 흡착후 염소이온 존재시 : 0.1ug/mL 이하
 - 2) 은 침착 벤토나이트에 염소이온 존재후 요오드 흡착시 : 0.1ug/mL 이하
- 벤토나이트에 은이온이 한곳에 고정되는지 여부를 확인하기 위하여 SEM-EDX를 이용하여 확인한 결과, 그림1과 같이 국부적으로 은이 뭉치는 현상이 발견되지 않았다.

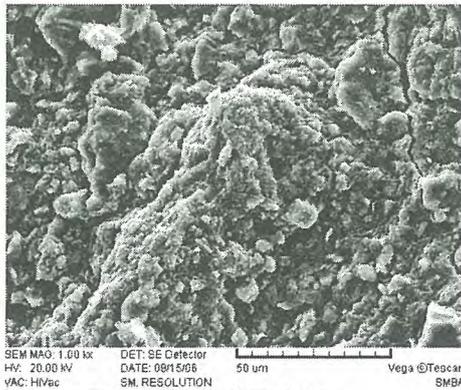


그림1. 은침착 벤토나이트

은 침착 벤토나이트에 처분용기 재질인 철 및 구리의 산화물이 존재할 경우 요오드 흡착량의 변화를 측정된 결과 Table1과 같은 결과를 얻을 수 있었다.

Table1. 처분용기 금속산화물 존재시 요오드 흡착량

산화물	초기 요오드 농도(ug/mL)	흡착후 요오드 농도(ug/mL)
Fe(OH) ₃	10	0.1이하
Fe ₃ O ₄	10	0.1이하
Fe ₂ O ₃	10	0.1이하
CuO	10	0.1이하
Cu ₂ O	10	0.1이하
Cu(OH) ₂	10	0.1이하

따라서 소량의 바닷물 침투시에도 염소이온에 의한 요오드 흡착 방해 효과가 작용하지 않는 것으로 판단되며, 처분 용기 재질의 금속 산화물에 의한 방해효과 역시 미미할 것으로 사료된다.

고건전성용기 개발을 위한 폴리머콘크리트의 침출 시험

이재민, 전중선, 정기철, 박상규, 김태현
 (주)에네시스, 대전광역시 유성구 장대동 337-2
 jmlee@enesys.co.kr

방사성폐기물의 안정적인 처분을 위하여 방사성폐기물 및 인공방벽의 건전성 평가의 필요성이 요구된다. 처분장 내에서 방사성 핵종의 누출에 1차적인 방어 역할을 하는 중·저준위 방사성 폐기물용 고건전성용기(HIC) 재료로서의 적합성을 평가하기 위하여 폴리머콘크리트에 대한 침출시험을 수행하였다. 콘크리트 제작에 있어 폴리머는 1950년대 부터 사용되어왔으며 제작방법에 따라 Polymer Impregnated Concrete (PIC), Polymer Concrete (PC), Polymer-Modified Concrete (PMC) 등으로 분류되며 기존 콘크리트에 비해 물성이 우수하여 다양한 분야에 적용되고 있다. 현재 PIC의 경우 일본은 1개 회사에서만 상용화되고 있으며, PMC의 경우 유지, 보강제로만 주로 사용되고 있다. PC의 경우 유지, 보강제 및 구조물, 단일 제품으로도 상용화중이며 성능대비 경제성이 우수하다. PC는 일반적인 몰타르나 콘크리트에서 수화시멘트 결합체를 완전히 고분자 결합체로 대체, 골재와의 우수한 결합력으로 콘크리트의 기존 물성을 크게 향상시킴과 동시에 기존 콘크리트 중량의 1/3 이하까지 제작이 가능하다. 침출시험 방법으로는 IAEA 방법, 수정 IAEA 방법, ANS 16.1, ISO 6961, MCC-1의 방법들이 있다. 본 연구에서는 90일간의 단기 침출 평가를 위해 ANS 16.1 방법을 통하여 침출시험을 수행하였다. Co 원소와 Cs 원소의 침출 특성을 평가하였으며 침출 해석을 위해 반무한 매질의 확산 모델을 적용하였다. 본 연구에서는 잔골재 750g, 모래 300g, 충전제 300g, 폴리에스테르수지 120g, 저수축제 30g, 경화제 0.36g 비율로 폴리머콘크리트 시편을 제작하였으며 제작시 CsCl과 CoNO₃를 혼합하여 침출실험을 수행하였다. 침출수는 증류수, 모의지하수와 모의해수이고, 시험온도는 항온실험실 내 항온수조에서 22.5 ± 5 °C로 유지하였다. 침출수의 부피와 침출에 노출된 시편의 겉면적의 비는 10 ± 0.2 cm이고, 침출수 교환주기는 2h, 7h, 1d, 2d, 3d, 4d, 5d, 19d, 47d, 90d이다. 미국 NRC에서는 폐기물 내에 포함된 모든 방사성 핵종에 대하여 침출지수가 6보다 커야됨을 권고하고 있다. 침출수 교환주기에 따라 추출된 침출수는 유도결합 플라즈마 질량분석기(ICP-MS)를 이용하여 코발트와 세슘에 대한 농도를 분석하였다. ANS의 표준 침출 시험법은 침출시험 자료를 바탕으로 유효확산계수(Effective Diffusivity), D_e를 구하며, 다음 식(1)로 표현하고 있다. 그러나 누적침출분율이 20% 이상인 경우 다른 방법에 의해 구할 수 있으며 본 연구에서는 ANS 16.1 의 Table A.1을 이용하여 구하였다.

$$D_e = \pi \left(\frac{a_n/A_o}{t_n - t_{n-1}} \right)^2 \left(\frac{V}{S} \right)^2 T \quad \text{----- (1)}$$

- 여기서 a_n = 침출간격 n동안 유출된 방사성핵종의 방사능
- A_o = 침출시험 초기에 시편에 있는 방사성핵종의 총방사능
- S = 시편의 노출 표면적, cm²
- V = 시편의 부피, cm³
- t_n = 침출수 교환 주기, d
- T = $\left[\frac{(t_n^{1/2} + t_{n-1}^{1/2})}{2} \right]^2$, 침출간격의 평균시간, d
- D_e = 유효확산계수, cm²/s.

각각의 시편으로부터 유효확산계수가 결정되면 다음과 같이 정의된 침출 지수(L_i) 식으로 침출 지수를 결정한다.

$$L_i = \frac{1}{10} \sum_{n=1}^{10} [\log(\beta / D_{ei})]_n \quad \text{----- (2)}$$

여기서, $\beta = 1 \text{ cm}^2/\text{s}$ 로 정의된 상수

D_{ei} = 시험테이터로부터 계산된 방사성 핵종 i 의 유효확산계수이다.

실험결과를 그림 1, 그림 2, 그림 3에 나타내었다. 증류수, 모의지하수, 모의해수에서의 유효확산 계수는 Co의 경우 각각 $1.72 \times 10^{-9} \text{ cm}^2/\text{sec}$, $1.39 \times 10^{-9} \text{ cm}^2/\text{sec}$, $2.73 \times 10^{-9} \text{ cm}^2/\text{sec}$, Cs의 경우 각각 $2.83 \times 10^{-6} \text{ cm}^2/\text{sec}$, $2.76 \times 10^{-6} \text{ cm}^2/\text{sec}$, $3.12 \times 10^{-6} \text{ cm}^2/\text{sec}$ 이었으며 침출지수는 Co 핵종의 경우 각각 8.86, 9.01, 8.74, Cs 핵종의 경우 6.34, 6.67, 6.32 으로 나타났다. 이는 NRC 고화체 인수기준의 침출지수 6 이상을 만족하는 결과이다. Co 핵종과 같이 침출율이 작은 경우 시험 초기에 표면 효과에 의해 침출율이 큰 경향을 나타내는 데에 반하여 폴리머콘크리트의 경우 그림 4와 같이 이러한 경향이 나타나지 않았다. 이는 시멘트 콘크리트에 비해 표면이 매끄럽고 상대적으로 미세기공이 적어 초기 경계면의 면적이 작은 점에 기인하는 것으로 판단된다. 침출 특성의 경우 폴리머 콘크리트는 고건전성용기 재질로서 타당한 것으로 판단된다.

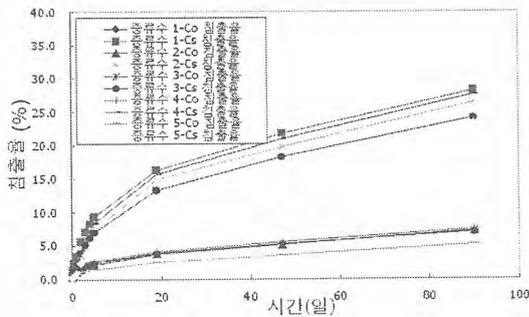


그림 1. 증류수에서의 누적침출율

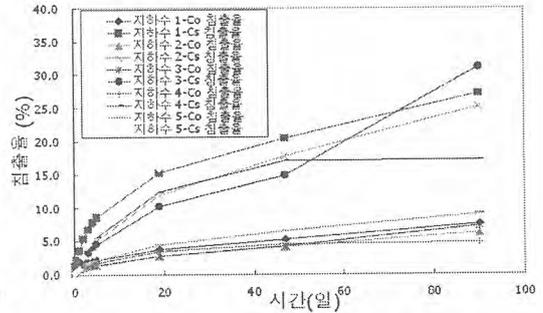


그림 2. 모의지하수에서의 누적침출율

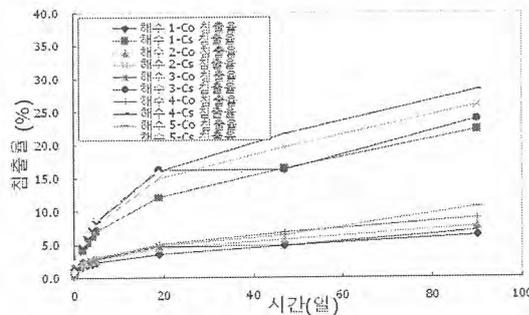


그림 3. 모의해수에서의 누적침출율

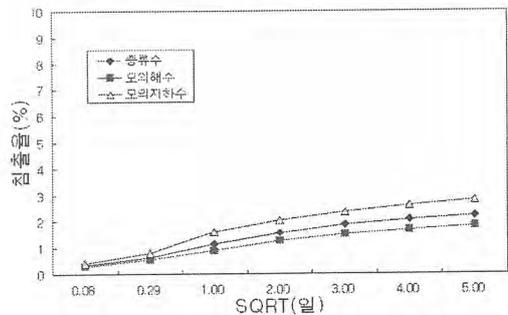


그림 4. Co 핵종의 시험 초기 침출율

환원환경에서 암반 균열을 통한 우라늄 이동 및 지연 특성

백민훈, 조원진, 최종원

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

mhbai@kaeri.re.kr

현재 국내의 고준위방사성폐기물(High-Level Radioactive Waste, HLLRW) 처분개념은 지하 500미터 정도의 심지층 결정질 암반에 다중방벽 개념에 기초한 처분시스템을 건설하고 사용후핵연료를 처분하는 것이다[1]. 처분장 주변의 포화된 암반 균열을 통해 침투한 지하수가 폐기물을 용해하여 방사성핵종을 유출시키면 유출된 핵종들은 처분장으로부터 지하수를 따라 암반 균열을 통해 자연 생태환경으로 이동하게 된다. 아울러 처분장의 안전성 평가를 위해서는 이러한 암반 균열을 통한 핵종이동과 관련된 수착(sorption), 암반확산(rock matrix diffusion), 이류-분산(advection-dispersion), 콜로이드 및 복합체 형성 등 다양한 물리화학적 과정들에 대한 이해 및 해석, 그리고 수학적 모델링 등이 필요하다[2].

특히 환경 및 인간에 대한 위해도 및 독성 등이 매우 커서 HLLRW 관리에서 관심의 주 대상인 악단축 핵종들의 경우 지하매질 및 지하수와 매우 복잡하고 다양한 상호작용을 하기 때문에 처분장의 안전성 평가에서는 이러한 이동과정 및 상호작용들에 대한 지화학적 변수들의 영향을 꼭 고려해야 한다. 그러나 실제 이러한 지화학적 변수들의 영향을 고찰하기 위한 핵종이동 연구는 많은 제약을 가지고 있기 때문에 쉽게 수행되지 못하고 있는 것이 현실이다[3]. URL 등의 현장 실험을 이용한 실증실험도 중요하지만 이러한 현장 실험의 경우 실제 처분장의 처분환경에서의 핵종이동 현상을 이해하는데 또 모델의 현장 적용성을 검증하는데는 많은 도움이 되지만, 핵종이동의 중요한 이동과정이나 지하 매질과의 상호작용에 대한 정확한 정보를 얻기는 힘들다는 단점과 실제 자연계의 복잡성으로 인해 획득한 자료를 해석하는 것이 어렵다는 단점이 있다. 따라서 본 연구에서는 실제 천연지하수 및 자연균열을 가진 화강암 코어를 이용하여 타당한 지하조건을 모사하기 위한 실험장치를 글로브박스(Glove-Box) 내에 설치하고 핵종이동 실험을 수행하였다.

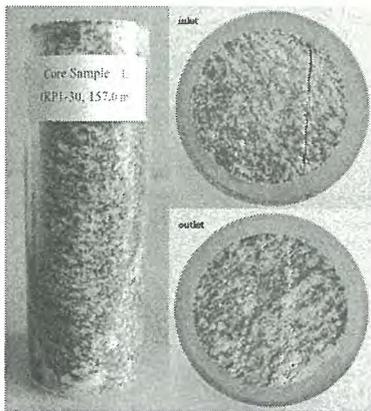


그림 1. 실험에 사용된 균열 암반 코어 사진.

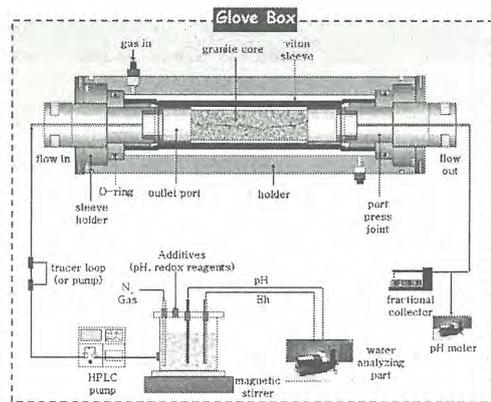


그림 2. 환원환경에서 암반균열을 통한 우라늄 이동 실험 장치.

실험에 사용된 자연균열을 가진 암석코어는 원자력연구소 부지 내 KURF(Korea Underground Research Facility) 시설의 시추공으로부터 얻은 것으로 먼저 다양한 광물학적 분석을 수행하였다. 암석의 주요 구성광물은 석영, 녹니석, 엘바이트(albite), K-장석(K-feldspar), 흑운모(Biotite), 질석(Vermiculite) 등으로 구성되어 있으며, 균열충진광물은 자연 불석(zeolite)의 일종인 laumontite인 것으로 확인되었다. 사용된 천연지하수는 원자력연구소 부지내 multipacker가 설치된 시추공

(YS-01)에서부터 채취한 지하수를 사용하였다. 사용된 지하수의 지화학적 조건들은 pH = 9.9, Eh = -195 mV, $P_{CO_2} = 10^{-5.61}$ atm, alkalinity = 7.5×10^{-4} 등으로 NaHCO₃ 형 지하수인 것으로 측정되었다.

먼저 암반코어의 균열을 통한 지하수 유동을 해석하기 위하여 비수착성 음이온 핵종인 Br⁻(0.01M NaBr)로 지하수 유동실험을 수행하였고, 실험결과를 이용하여 지체시간(t_0), 이동속도(V_0), 분산계수(D), 균열폭(δ) 등 다양한 수력학적 변수값들을 구하였다[4].

암반 균열을 통한 우라늄($\sim 10^{-6}$ M UO₂(NO₃)₂·6H₂O) 이동 실험결과에서는 우라늄의 유출곡선이 비수착성 핵종인 Br⁻와 유사한 거동을 보여주었는데, 이는 주어진 지하수 조건에서 우라늄이 주로 탄산염과 결합된 음이온 복합체로 이동하기 때문인 것으로 추정된다. 비록 확인된 것은 아니지만 우라늄의 이동 실험 결과로부터 +6가로 주입된 우라늄이 지하수 환원 조건에서 +4가로 환원되지 않고 여전히 +6가로 균열을 통해 이동하는 것으로 추측된다.

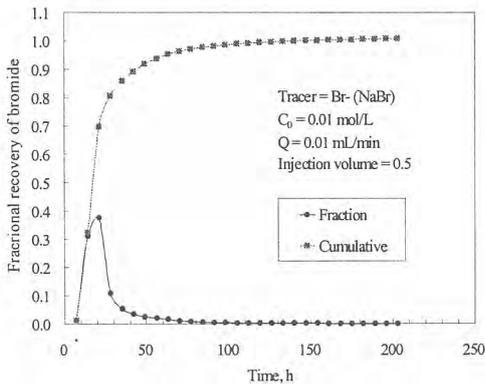


그림 3. 균열 암반을 통한 비수착성 핵종인 Br⁻의 유출 곡선.

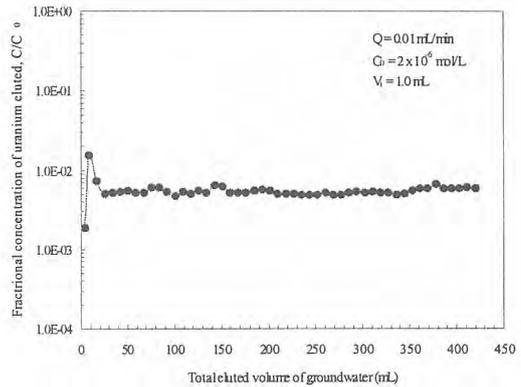


그림 4. 균열 암반 코어를 통한 Br⁻ 및 우라늄 이동 실험 결과.

이울러 균열 충전광물에 대한 우라늄의 회분식 수착실험을 수행한 결과, 균열 충전광물에 대한 우라늄의 분배계수 K_d 는 약 2.7 mL/g로 낮게 나타나서 이동실험에서 얻은 결과와 매우 유사하였다. 균열 암반을 통한 우라늄 이동의 지연 특성을 보다 자세히 분석하기 위하여 회분식 수착실험에 의해 구한 K_d 값을 이용하여 지연계수 R_d 값(~ 16.2)를 구하여 이동실험의 유출결과를 이용하여 구한 R_d 값(~ 14.3)과 비교한 결과, 매우 유사한 지연계수 값을 얻을 수 있었다.

향후 우라늄의 지화학 반응 특성을 고려한 실험 결과에 대한 해석 및 지연 특성에 대한 메카니즘에 대한 연구를 추가로 수행함으로써 암반 균열을 통한 우라늄 이동 및 지연 특성을 규명하고자 한다.

참고문헌

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

풍화 화강암내에서 핵종 원소들의 이동 특성

이승엽, 백민훈, 조원진

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

seungylee@kaeri.re.kr

국내 고준위 방사성 폐기물 처분개념은 방사성 폐기물을 안전한 환경 조건을 갖는 지하 심부 환경에 처분하여 인간환경으로부터 격리시키는 것으로서, 여기에는 공학적인 방법과 지질학적인 천연방벽을 모두 고려한 다중방벽 개념을 채택하고 있다. 공학적 방법은 방사성 폐기물 처분장으로부터 핵종 유출을 최대한 차단하도록 설계되지만, 수십만 년에서 수백만 년의 장기간의 걸친 처분장의 안전성을 고려해야 하는 고준위 방사성 폐기물 처분장에서는 지질학적 천연방벽의 역할이 필수적이다.

한국원자력연구소에 건설된 지하처분연구시설(KURT)의 주 구성 암석은 화강암이며 터널 깊이에 따라 풍화 및 변질 정도가 다르다. 화강암질 암석은 50 % 이상의 장석과 흑운모 광물들로 구성되어 있다. 화강암의 풍화는 장석 및 흑운모 광물들의 풍화에 의해 좌우되며, 시간이 흐를수록 점차 화강암 전체 구성 조직의 파괴 및 새로운 이차광물들이 생성된다. 지표면으로부터 지하 심도가 낮은 터널 입구 부근은 풍화가 많이 진행된 상태이며, 터널 막장은 신선한 암반층을 포함하여 단층 및 절리가 발달한 상태이다. 일반적으로 심부 화강암반에 장기간 폐기물을 적치하게 될 때, 풍화의 원인에 의해 서서히 화강암의 변질 및 미세균열과 그 것에 의한 용질 이동이 영향을 받게 되는데, 이에 대한 조사 및 연구는 아직까지 미미한 수준이다. 본 연구의 목적은 KURT의 풍화 화강암을 광물학 및 지화학적 관점에서 면밀히 관찰함으로써, 시간의 흐름에 따라 암석이 변화되고 이러한 현상이 핵종 거동에 끼칠 수 있는 영향을 연구 차원에서 검토하고자 한다.

- 화학적 풍화에 의한 암석의 변질

오래 전 지질 작용에 의해 지하 심부에서 형성된 화강암은 광물 입자가 균질하며, 주 구성 광물은 석영, 장석(K-장석, 사장석), 운모(흑운모, 백운모) 등으로 구성된다. XRD(X-선 회절) 분석 결과에 의하면, 본 연구지역의 화강암은 소량의 녹니석을 포함하고 있으며(그림. 1a), 약한 변성작용을 받은 암석으로 구성되어 있다. 하지만, 화학적 용해 및 풍화에 의해 구성 광물들은 서서히 다른 종류의 광물들로 변해 간다. 그림 1b에서 보는 바와 같이, 풍화 화강암에서 석영 광물만 풍화되지 않고 존재하고 있고 대부분의 광물들은 다른 광물, 즉 점토류인 일라이트, 캐올리나이트, 스�멕타이트와 일부 방해석 및 철 산화광물로 변화 및 변질된 것을 확인할 수 있다. 물론, 위의 광물들은 주로 암석 균열대에서 발견되는 광물들이지만, 원암 자체의 광물변화도 이와 유사하게 변화되고 있다.

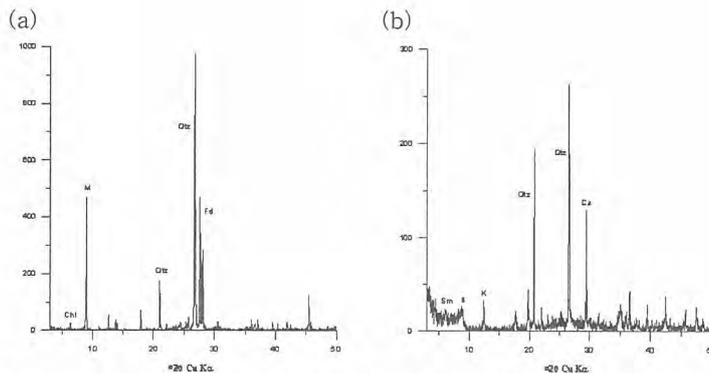


그림 1. 화강암 XRD 분석 data. (a) 신선한 화강암. (b) 풍화된 화강암

- 현장 암석에서 핵종 원소들의 거동

암석이 풍화되면서 암석을 구성하고 있는 광물들의 풍화 및 용해가 시작되고 다른 광물들로 변해 가기 시작한다. 암석 내에 포함된 미량의 방사성 핵종들도 풍화작용에 의해 원래 존재하던 위치에서 다른 곳으로 지하수를 따라 점차 이동해 간다. 그림 2는 흑운모 광물의 풍화를 보여주고 있으며, 흑운모 내부에 부성분 광물로 존재하던 모나자이트(monazite)도 점차 용해되는 모습을 보여준다. 모나자이트 광물 내에는 주성분으로 P를 비롯하여 Ce, La, Nd 및 Th 등의 방사성 원소들이 포함되어 있다. 모나자이트가 용해되면서 Th와 Ce의 이동 특성을 EPMA를 이용해 관찰할 수 있었고, 주로 광물 입자 boundary나 미세 균열을 따라 이동하는 모습을 확인할 수 있다. 전자현미경 관찰 결과, Ce과 Th는 비슷한 거동을 하는 것으로 보이지만, Ce의 확산 및 암석 잔류 특성이 보다 두드러지는 것으로 보인다.

심하게 풍화된 화강암은 토양화되어 점토 성분을 다량 함유하고 있으며, Fe와 Mn과 같은 화학 성분들은 산화되어 암석 내에 비정질로 존재하다가 점차 결정성 산화광물로 변해간다. KURT 내 풍화암을 조사했을 때 나타나는 특징은, 풍화 정도가 약한 암석 내 비정질 철 산화물에는 방사성 핵종들의 선택적인 수착 특성이 관찰되지 않았으나, 풍화가 심화되고 goethite 및 hematite와 같은 결정성 산화철 광물이 발달한 입자 표면에는 핵종 수착이 두드러졌다(그림 3). 이는 풍화 화강암 내부에서 핵종들이 이동할 때, 결정성 산화철 광물들이 이들 핵종 이동을 지연하거나 더디게 하는 역할을 담당하는 것으로 사료된다.

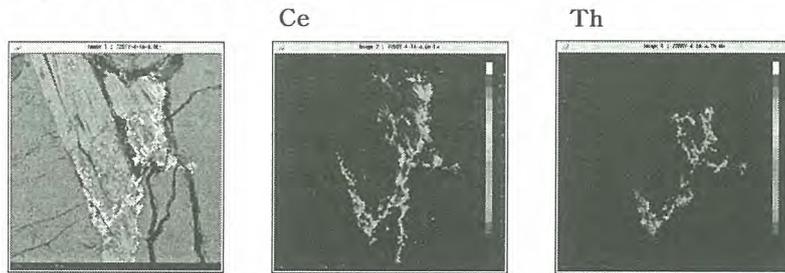


그림 2. 풍화된 흑운모광물의 EPMA mapping data

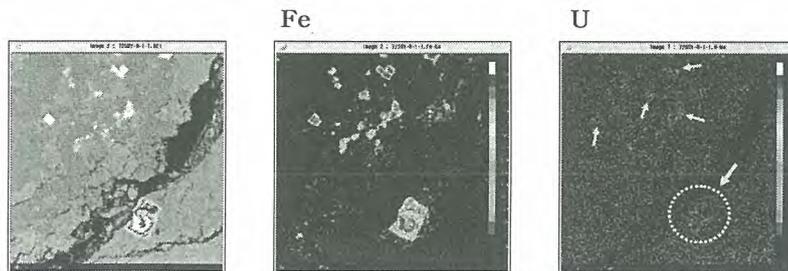


그림 3. 풍화된 화강암의 EPMA mapping data

- 결론 및 향후 계획

고준위 폐기물 지하심부 지질처분시 발생될 수 있는 암석의 변질, 즉 시간에 따른 암석의 화학적 풍화와 핵종 이동 관련성에 대한 natural analogue 연구를 수행 하였다. 암석이 풍화되면 원구성 광물들의 변화가 발생하고 새로운 이차광물들이 만들어지며, 지하수를 따라 이동하는 핵종 원소들의 거동에 큰 영향을 끼칠 수 있다. 본 연구에서 화강암은 풍화에 의해 대부분 이차광물질인 점토광물로 변화하고 주변에 침전된 비정질 철 산화물들은 점차 결정질 철 산화물로 변해간다. 또한, 이러한 광물들의 변화는 핵종 원소들을 선택적으로 수착하거나 흡수하여 핵종들의 이동을 조절하는 특성이 있음을 알 수 있다. 앞으로, KURT 현장에 대한 natural analogue 연구를 보다 심도있게 수행하여 장기간에 걸친 핵종 거동 특성을 명확히 이해하고자 한다.

대전 유성 지역을 포함한 광역 규모의 수리 모델링

임원목, 박경우, 배대석, 김경수, 송무영*

한국원자력연구소 방사성폐기물처분연구부, *충남대학교 지질학과

poice1008@daum.net

지하수의 오염은 한번 발생되면 원래상태로 회복되기가 어렵고 오염의 확장 범위, 경로 등을 예상하기 매우 어렵기 때문에 천부나 심부 환경에서의 지하수 체계에 대한 이해와 지식은 중요하다. 하지만, 현장 실험에 따른 연구 활동은 실제적으로 비현실적이고, 경제적 비용과 시간적 부분에서도 비효율적이다. 심부환경에 대한 간접적인 해석 방법의 하나인 모델링은 시간, 비용, 활동 범위를 고려할 때 장점이 있고 또한 모델링의 결과물들은 천부와 심부 환경에 대한 수리적 기초 자료를 바탕으로 획득된 자료로써 유용하게 사용되고 있다.

일반적으로 광역 규모의 지하수 유동은 지형에 의해 지배되는 양상으로 보고되고 있다. 이러한 지형적 요소에 의해 지배되는 광역 지하수 유동 영역은 지하수체의 경계로 알려진 하천이나 산 능선에 의해 흔히 구분 지을 수 있다. 그러나 실제 단순히 주변 영역의 수리 경계로 광역 지하수 유동 영역을 규정짓는 데는 더 확장된 영역에서 높은 고도를 갖는 산체나 넓은 규모의 지표수체가 존재한다면, 그 경계를 규정짓는 데에 한계가 있다. 따라서, 본 연구에서는 광역 규모 선정을 위해 연구지역을 기준으로 서쪽으로 계룡산, 북쪽으로 금강까지 그 영역을 확장하여 유동모델링을 수행하였으며, 연구지역의 내부로 흐르는 천성천과 유성천을 경계로 보다 작은 규모로 축소시키면 서 광역 규모를 결정하였다.

본 연구 지역인 유성지역은 한국형 처분시스템 개발을 하기 위한 중생대 화강암 분포 지역으로써 한반도 서측의 수리지질 특성을 대표 할 수 있는 지역이다. 연구지역의 수치 모델링을 수행하기 위해 유한요소법을 적용한 FEFLOW(Finite Element Subsurface Flow and Transport Simulation System)을 사용하였고, 연구의 결과는 보다 작은 규모의 국지규모 지하수 유동모델링에서 그 경계를 규정하고, 경계 조건을 설정하는 데에 주요한 역할을 할 것이다. 본 수치모델에서 사용된 수리지질인자는 심부지질환경 연구를 위해 굴착된 연구소 주변의 시추공 현장 수리시험 자료를 이용하였으며, 단열체계는 선구조 분석 및 지표지질조사 결과와 지하처분연구시설(KURT) 굴착 과정에서 조사된 단열 자료를 근거로 모델링에 반영하였다.

연구 지역은 행정구역상 대전광역시 유성구, 충청남도 연기군 금남면, 공주시 반포면을 포함하며, 금강을 기준으로 충청북도 청원군과 경계하고 있는 가로 14Km 세로 17Km로 전체 면적은 약 248km^2 인 광역 규모이다. 연구지역은 선구조 분석결과 유성 연구지역 주변 선상구조의 주방향은 NNE 방향이고, ENE 방향계열의 선상구조가 소수 분포한다. 이들의 평균 연장길이는 약 2.11km이고 이웃하는 선상구조 간의 분포간격은 약 1.1km이다. 전체 선상구조의 평균 방향은 $N56^\circ E$ 이다. 상기와 같이 준광역 선상구조의 분포특성은 연장길이와 분포간격에서 큰 차이를 보인다. 이들 Order 1 - Order 3 등급 규모의 선상구조는 대부분 지형적인 계곡을 따라 선상으로 분포하는 것으로, 즉, Oder 1 등급 규모의 선상구조로 경계조건을 이루는 독립 암체의 규모는 약 1km^2 임을 알 수 있다.

방사성폐기물 처분 부지 특성 조사를 위한 지하수유동모델링의 접근방법에 관한 연구

박경우, 김경수, 박준형, 임원목

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

woosbest@kaeri.re.kr

방사성폐기물 처분 부지의 안전성 평가를 위한 수리지질환경 특성 규명은 천연방벽기능에 대한 평가로서 지표 및 천부지하 환경 뿐 만 아니라 심부환경이 포함된다. 방사성폐기물처분과 관련하여 지하수 유동체계 해석은 처분 부지를 기준으로 한 광역 규모, 국지규모, 부지규모, 암반블록 규모로 구분할 수 있다.

일반적으로 광역 규모는 수백 km^2 의 영역을 포함하며, 광역 규모의 지하수 유동 해석 및 국지 규모 지하수 유동 모델의 경계 조건 및 영역 설정을 목적으로 수행한다. 대규모의 투수성 단열대 및 선구조 분석 결과는 결정론적 해석을 통해 수치모델에 입력되며, 소규모 단열대 및 단열은 통계적 해석을 통해 그 대표치를 제시하는 방법으로 모델링을 수행한다.

국지 규모의 지하수 유동모델은 10~20 km^2 의 영역으로 부지 규모 모델의 경계 및 경계조건 설정을 목적으로 수행하며, 광역 규모에서 결정된 영역 내에서 광역 규모의 모델보다는 좀 더 자세한 수리지질 자료를 입력하여 수치 모델링을 수행한다. 이 과정에서 처분 부지를 통과하는 지하수의 함양 영역 및 배출 영역이 결정된다.

부지 규모의 지하수 유동 모델은 부지를 포함한 수 km^2 의 영역에서 수치 모델링을 수행하게 되는데, 그 영역은 처분부지 건설 과정에서의 행위에 의해 지하수 유동 체계가 영향을 받지 않는 영역까지 확대하여 영역을 결정한다. 부지 규모의 지하수 유동 모델은 부지가 건설되는 과정 중·후의 지하수 유동 체계 변화 및 처분 부지에서의 입자 유출 경로 확인을 목적으로 수치 모델링을 수행하게 된다.

암반블록 규모의 지하수 유동 모델링은 수백 m^2 의 영역에서 수리지질인자 해석을 주목적으로 모델링을 수행하게 된다. 이 단계의 지하수 유동 모델링은 자세한 단열 체계에 대한 정보를 요구하는데, 이러한 단열 체계 정보를 통해 단열망을 생성했을 때의 수리지질인자를 결정하고, 이렇게 결정된 수리지질인자는 암반블록을 대표하는 수리지질인자로서 부지 규모의 수치 모델링에 다시 반영하게 된다.

즉, 방사성폐기물 처분 부지의 수리지질특성 평가를 위한 지하수 유동 모델링은 일련의 연속되는 과정으로 각각의 모델링 규모에 적절한 영역을 선정해야 하며, 적합한 수리지질인자의 입력이 모델링 과정에서 매우 중요한 역할을 하게 된다. 또한 유동모델링 결과는 지구화학적 특성에 대한 모델과 상호연계 해석하여 최종적으로 보완되어야 한다.

본 연구에서는 방사성폐기물 처분 부지의 특성 조사를 위하여 위에서 제시된 방법을 연구지역의 지하수 유동 모델링에 반영하고자 하였다. 연구지역은 고준위방사성폐기물 한국형처분시스템 개발을 위한 연구부지 중 한 곳인 유성 지역을 대상으로 하였으며, 지하수 유동 모델링은 다공성 연속체 개념을 적용하고 연구지역을 중심으로 선구조 분석 및 단열대 정보를 이용하여 결정론적 단열정보를 수치 모델 반영하였다. 현재까지 광역 규모 모델링과 국지 규모 모델링을 수행하였으며, 부지 규모 지하수 유동모델링을 진행 중에 있다.

고준위 폐기물의 처분장에 대한 열수력학적 평가

정미선, 황용수, 구정의
한국원자력연구소, 대전시 유성구 덕진동 150번지
jeongms@kaeri.re.kr

우리나라 고준위 폐기물 처분장은 지하 수 백 미터 심도의 결정질 암반에 건설 운영될 것으로 예상된다. 현재 제안되고 있는 고준위 폐기물처분장의 설계 개념에 따르면, 처분 동굴 바닥에 수직 처분공(borehole)을 굴착하고 방사성폐기물을 넣은 처분 용기를 거치시킨 후 처분 용기와 처분공의 암반 벽 사이의 공간은 완충재(buffer material)로 충전시킨다. 처분 동굴 내의 처분공들이 모두 폐기물로 채워지면, 처분 동굴과 연결 터널들은 뒷채움재(backfill material)로 채운 후 폐쇄시킨다.

처분장 공학적 방벽은 고준위 폐기물, 처분 용기 및 완충재로 이루어진 처분 시설의 핵심 구조로 방사성 핵종이 외부로 유출되는 것을 지연시키는 역할과 처분 용기를 안정하게 거치시키는 역할을 한다. KBS-3 개념과 유사한 처분 방식을 채택하고 있는 대부분의 나라들은 완충재로 물과 접촉하면 팽윤성이 크고, 중금속을 흡수하는 성질을 가진 벤토나이트를 주 사용한다. 그러나 벤토나이트는 120℃ 이상이 되면 상변화로 인하여 흡착성이 저하되므로, 공학적 안전 여유도를 고려하여 100℃를 넘지 않도록 설계하고 있는데 이러한 열적 요인은 처분장 소요 면적을 결정하는 중요한 사항이다.

처분장 폐쇄 후 단열을 통해 유입된 지하수는 불포화 상태인 벤토나이트의 공극을 통해 유입되어, 벤토나이트를 포화시킨다. 기존의 연구들은 벤토나이트가 완전 포화 상태(fully saturation)가 되는데 수십년 밖에 걸리지 않는다고 판단하고, 이러한 초기 재포화 과정을 무시하고 처분장의 안정성 및 안전성 평가를 수행하였다. 그러나 본 연구에서는 보다 정확하게 초기 불포화 과정에서부터 벤토나이트가 어떤 현상을 통해 재포화되고, 이러한 재포화 과정에 소요되는 시간은 얼마이며, 이로 인한 처분장 안전성 및 안정성에 미치는 영향은 어떠한가를 규명하고자 하였다. 이를 위해 본 연구에서는 먼저 1 단계 연구로 THM 상호 반응 현상을 모두 고려하지는 않았다. 특히 복잡한 팽윤(swelling) 현상을 고려하지 않은 채 벤토나이트의 초기 포화 상태에 따른 온도 변화 및 포화도 변화 과정을 ABAQUS 코드를 이용하여 규명하고자 하였다.

그림 1은 벤토나이트의 초기 포화상태에 따른 온도 변화를 나타낸 것이다. 초기 포화 상태가 20% 정도일 때, 약 300년 후 최대 온도가 약 110℃까지 증가하였다가 감소하는 것을 볼 수 있다. 이는 최대 허용 온도인 100℃를 초과한 것으로 실제 처분장의 안전성에 미치는 영향에 대해서 고려해 보아야 한다. 그러나 초기 포화 상태가 40~80 %일 때는 온도가 100℃를 이상이 되지 않고 일정한 값을 가지는 것을 알 수 있다.

그림 2는 처분용기에 가해지는 압력 변화에 따른 벤토나이트의 포화 상태를 나타내었다. 압력이 커질수록 벤토나이트가 포화 상태가 되는 시간도 점점 길어지고 있다. 모암에서의 지하수 압력과 처분 용기에 가해지는 수두 압력에 의해 압력 구배가 생긴다. 이러한 압력 구배는 지하수의 속도 변화를 일으키며, 압력 구배가 클수록 지하수가 벤토나이트에 유입되는 속도 또한 빨라진다.

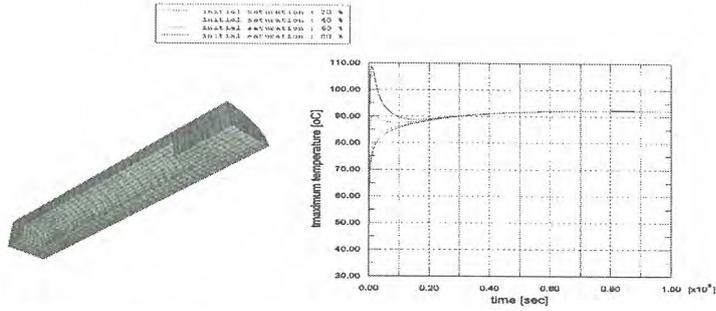


그림 1. 벤토나이트의 초기 saturation 변화에 따른 온도 변화

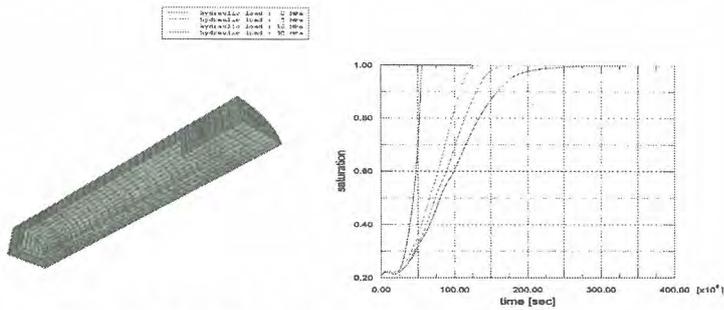


그림 2. 처분용기에 가해지는 수두 압력 변화에 따른 포화 상태

그림 3은 폐쇄 후, 거리에 따른 벤토나이트의 온도 변화를 나타내었다. 폐쇄 후 5.1647×10^6 초가 지난 경우, 온도는 약 105°C 정도에서 급격하게 감소하고 있다. 시간이 지난 후에도 유사한 경향을 보이며, 폐쇄 후 시간이 더 지연될 경우 온도는 더 큰 값을 가지는 것을 볼 수 있다. 그러나 벤토나이트의 외부에서 약 5cm인 지점까지는 100°C 이상의 온도이지만, 그 이외의 영역은 100°C 이하의 온도 분포를 가지는 것을 볼 수 있다. 벤토나이트의 외부는 최대 허용 온도를 넘었지만 처분 용기의 표면의 온도가 100°C 를 넘지 않아 과연 처분 안전성에는 큰 영향을 미치지 않을 것인지에 대한 연구가 필요하다.

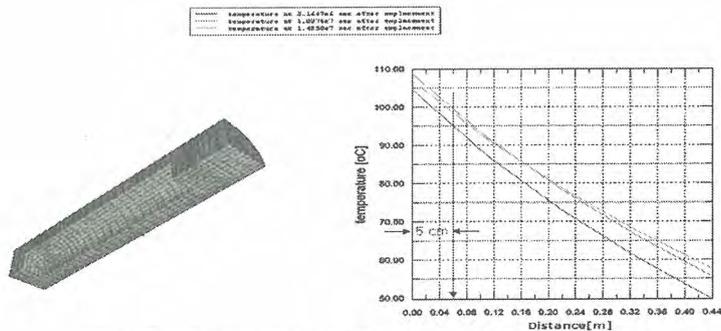


그림 3. 폐쇄 후 경과시간에 따른 벤토나이트의 온도 변화

감사의 글

본 연구는 과학기술부가 주관하고 있는 국가 원자력 중장기 연구개발 사업의 일환으로 추진되었습니다.

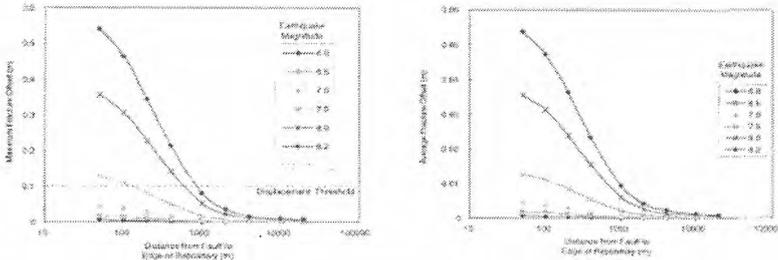
단열의 재활성화로 인한 지하수 유동 평가

정미선, 황용수

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

jeongms@kaeri.re.kr

그림 1은 지진의 강도가 단열의 폭에 미치는 영향을 알아보기 위해 나타내었다. 그림 (a)는 최대 단열 offset에 대해 나타낸 것으로, 처분장과 단열사이의 거리가 가까울수록, 지진의 강도가 클수록 단열 폭이 증가되는 것을 볼 수 있다. 그림에서 나타낸 바와 같이 한 번의 지진에 의해 offset 되는 단열의 폭은 최대 55cm정도이며, 이러한 지진이 여러 번 발생할 경우 단열의 폭은 점점 더 넓어질 것이며, 이는 단열이 처분장에도 점점 더 가까워지게 하므로 처분장의 지하수 유동에 크게 영향을 미칠 것이라 예상된다. 그림 (b)는 평균 단열 offset에 대해 나타낸 것으로, 그림 (a)와 유사한 경향을 나타내고 있다.



(a) 최대 단열 폭의 변화

(b) 평균 단열 폭의 변화

그림 1. 지진의 강도에 따른 단열의 폭과 처분장과 단열과의 거리의 변화와의 관계

우리 나라에서 단층의 최대 폭은 7m로, 이는 여러 번의 지진의 영향으로 인해 생겨난 울산 단층의 일환인 입실 단층이 가지고 있다. 이와 같은 입실단층의 경우를 통해 보수적으로 단열 재활성화가 일어나 기존 단열의 폭이 최대 10m 증가된 경우와 1m와 6m인 경우에 대해 지하수 유동 평가를 각각 수행하였다.

그림 2는 평가 대상 지역의 단면도를 나타낸다. 두 개의 단열(fracture) 중 왼쪽에 위치한 단열이 지진 등의 자연재해로 인하여 단열의 폭이 변하는 경우의 영향을 분석하였다.

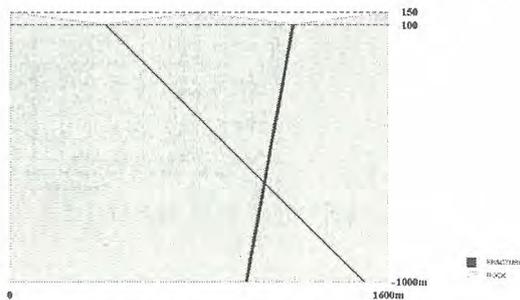


그림 2. 평가 대상 지역의 단면도

표 1은 NAMMU 코드를 이용한 지하수 유동의 평가 입력 자료인 투수계수와 공극률을 나타낸다. 처분장 주변 암반 분포는 상대적으로 신선한 응회암으로 이루어져 있다고 가정하였고 단열의 투수계수와 공극률은 보수적으로 가정하였다.

표 1. 지하수 유동 평가 입력 자료

Items	Permeability(m ²)	porosity
Rock	1.0E-15	0.03
Fracture	1.0E-13	0.03

본 평가에서는 지표면 내 전체 표토층과 암반이 포화되었다고 가정하므로 육지 상부 경계 조건은 지하수위 분포 라인을 따라 설정된다. 지하수위 아래에 위치한 암반은 잔류 지하수 압류(residual pressure)를 받으므로 아래와 같은 식으로부터 구할 수 있다.

$$P^R = \rho_f g z$$

여기서 ρ_f 는 담수의 밀도이고, g 는 중력 가속도, z 는 해수면으로부터의 표고차이다.

그리고 평가 영역 오른쪽과 왼쪽 경계는 지형 특성을 고려해 불투수 경계 조건이, 하부는 불투수 층의 존재를 고려해 불투수 경계 조건이 설정되었다.

그림 3은 가상 고준위 방사성 폐기물 처분장의 위치(지하 심도 500m)에서의 지하수 유동의 이동 경로를 나타낸다. 지하수 유동은 폭이 더 큰 오른쪽 단열로 모두 이동을 하는 것을 볼 수 있으며, 단열로부터 멀리 떨어진 위치에서의 지하수 유동은 단열의 폭이 넓어지더라도 유동 경로에는 큰 영향을 받지 않으나, 단열에 가까워질수록 유동의 경로는 단열의 폭의 영향을 크게 받고 있는 것을 볼 수 있다.

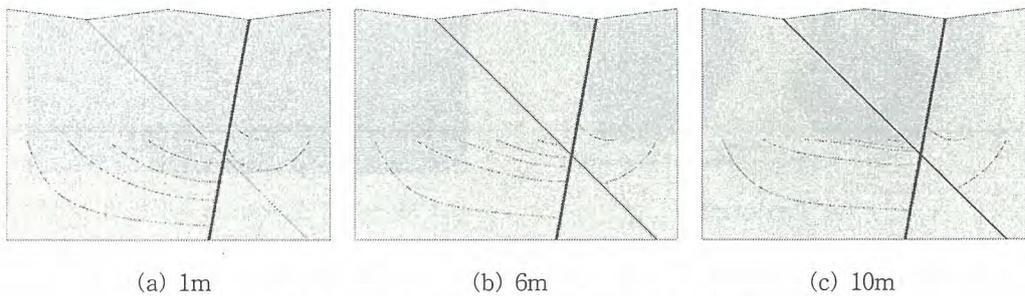


그림 3. 단열의 폭의 변화에 따른 지하수 유동의 이동 경로

본 연구에서 단열의 재활성화는 처분장의 위치에 따라 지하수 유동경로에 변화를 일으키며, 단열에 가까이 위치한 경우가 단열 변형으로 인한 영향을 더 크게 받는다는 것을 알 수 있다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부가 주관하고 있는 국가 원자력 중장기 연구개발 사업의 일환으로 추진되었습니다.

MDPSA 코드를 이용한 다공 암반내 지하수 유동 해석을 위한 모델링

한지웅, 황용수, 강철형

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

본 연구에서는 실제 지형을 대상으로 MDPSA 코드를 활용하여 3차원 지하수 유동 해석을 수행하기 위한 기초 모델링 단계인 격자 구성, 지표지형 모델링 및 경계조건 설정 등에 대하여 서술하였다. 금번 모델링의 경우 다공암반을 기초로 모델을 구축하였으며 주변 단열분포는 고려하지 않았으며 정상상태, 밀도변화를 고려하지 않는 지하수를 대상으로 하였다. MDPSA 코드의 경우 3차원 직교 좌표계를 기준으로 각 방향으로 생성된 격자들에 기초하여 계산 대상 지형을 모델링한다. 이러한 격자들에 의해 구축된 각각의 육면체 블록의 크기는 지형의 굴곡 및 표고차를 타당하게 반영할 수 있으면서도 계산 비용이 크게 증가하지 않는 범위에서 적절하게 선택되어야 한다. 이때 각 블록의 속성은 비활성 암반, 다공 암반, 단열 암반 중 한 가지로 지정받게 되는데 이중 비활성 암반의 경우 계산 영역에서는 제외되며, 지표 지형의 표고차를 모델링 하는데 사용된다. 본 계산에서는 지표 지형의 등고선도를 기준으로 지표 지형을 적절히 모사할 수 있도록 각 방향으로의 격자 간격을 결정하였다. 경계조건은 상부 및 우측 하단의 경우 주변 하천을 경계로 설정하였으며, 좌측의 경우 산악지형의 골짜기를 경계로 계산 대상 영역을 설정하였다. 이때 각 면에서의 조건은 no flux 조건을 설정하였으며, 지표 지형 경계면에는 표고차에 따른 압력 분포를 dirichlet 경계조건을 이용하여 설정하였다. Fig. 1의 (a)에는 대상 지형을 도시하였으며, (b)에는 전술한 방법을 기초로 완성된 계산 영역을 MDPSA Postprocessor를 통하여 도시하였다.

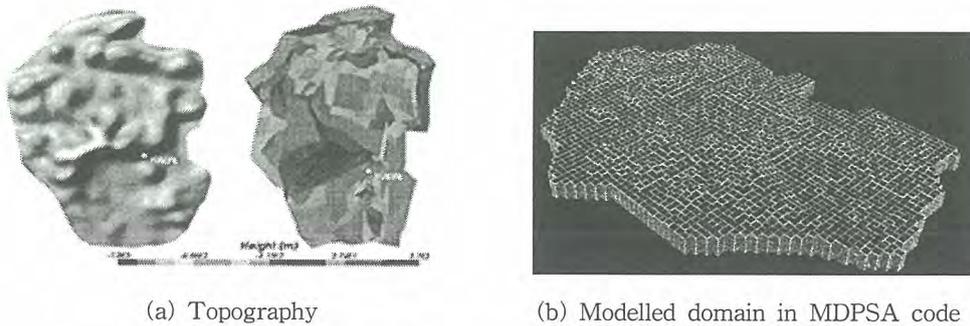


Fig. 1 Comparison of Topography and Calculation Domain

Influence of a backfill on a Nuclide Release from a HLW Repository

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

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

ymlee@kaeri.re.kr

It is very important to quantify a nuclide release in the near-field of a repository where groundwater bearing fractures are available for carrying the nuclides released from initially damaged canisters or due to whatever reason after a disposal in view of a safety assessment of a repository as well as its design feed back.[1] A detailed modeling, quite similar to the one studied in Swedish KBS3 SR97[2], but with a more in depth approach, for a nuclide transport through the near-field with newly introduced repository system features for a compartment modeling such as the excavation disturbed zone (EDZ), buffer thickness, and tunnel crowns, all of which are expected to control a nuclide release from the near-field of a repository has been developed under the name of ACGEO[3-7]. ACGEO has been developed as an AMBER case template based on a compartment modeling method by accounting for the physical geometry and repository materials that could influence a nuclide transport by utilizing a general-purpose compartment modeling code, AMBER[8]. After a leakage from a canister, nuclides will spread out through the buffer material surrounding the canister before migrating farther into the flowing groundwater in the fractures possibly embedded at various locations of the host rock medium through which a preferential nuclide transfer into the far-field probably takes place. To exclusively investigate the influence of a backfill on a nuclide release from the leakage point Q1, from among all the other possible sensitive release points shown in Fig.1, nuclide releases for 4 arbitrarily chosen nuclides both from the near-field as well as the far-field of a repository through leakage point Q1 are calculated in this study. All the other backfill except for around this area is assumed to remain unchanged while the buffer material around leakage point Q1 almost loses its functionality to retard a nuclide transport by accounting for its variation in thickness from 0.5m to 2×10^{-6} m. As found through previous studies, Q1 is regarded as the most critical pathway with a fracture intersecting deposition hole and that is the reason why it is solely investigated for an outlet for farther far-field nuclide release.

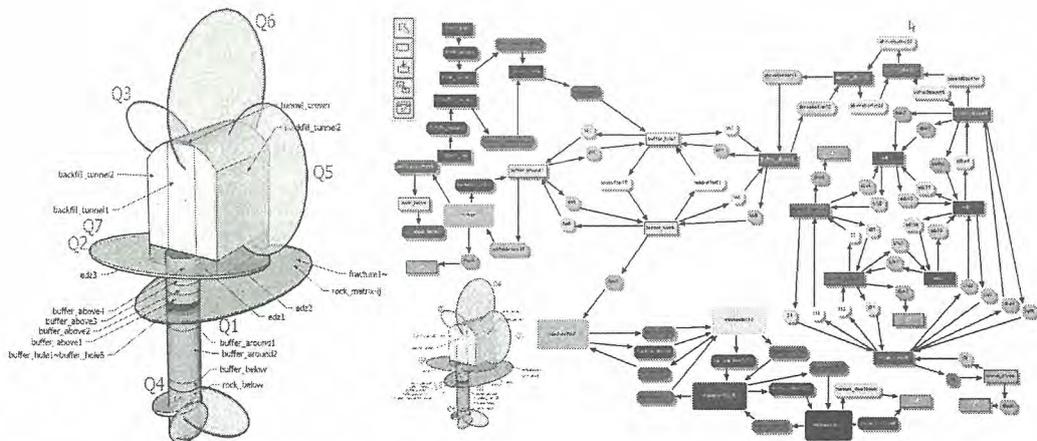


Fig. 1. Modeling domain and compartment modeling scheme.

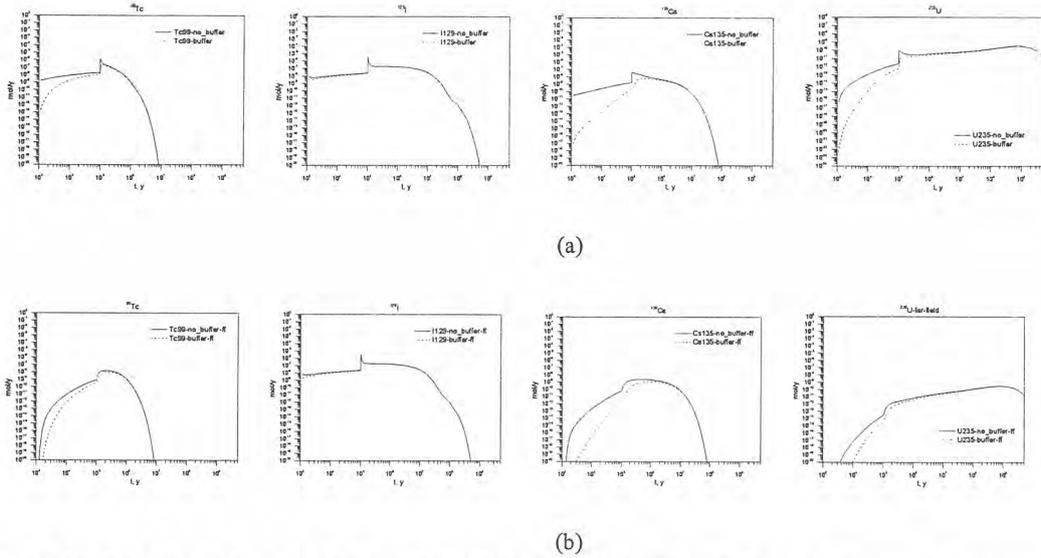


Fig. 2. Nuclide release from (a) the near-field (Q1); and (b) from the far-field for 4 chosen nuclides.

Fig. 2 shows the nuclide releases from the Q1 release exits of the near-field and the far-field of a repository. For the far-field release it is assumed that the nuclides are all transferred to the fracture from the Q1 exit where a canister hole–fracture interface exists. The canister hole area is assumed to abruptly grow at 10^5 years for all the calculations. In each figure, nuclide release rates both from the near- and far-field for two cases, one of which (solid line) represents the case of no consideration of a buffer material (imagine actually very thin buffer) and the other of which (dashed line) shows the normal case with a consideration of a full buffer material thickness (of 50cm) are compared. Except for ^{129}I , which has a very low sorption coefficient in a buffer material and also a long half-life (1.6×10^7 y), does not show a great difference in the nuclide release rate, the other 3 chosen nuclides show a noticeable change of the nuclide release rate between the two cases especially at an earlier time.

REFERENCES

- [1] C.H. Kang and Y.M. Lee, KAERI/RR-2336/2002, 2002.
- [2] SR 97 – Post-closure safety, SKB, Sweden, 1999.
- [3] Y.M. Lee et al., Proc. of KNS 2006 Fall meeting, Nov. 2-3, 2006, Gyeonju.
- [4] Y.M. Lee et al., Proc. of KNS 2006 Spring meeting, May 25-26, 2006, Gangchon.
- [5] Y.M. Lee et al., Proc. of KRS 2006 Spring meeting, June 15-16, 2006, Seoul.
- [6] Y.M. Lee et al., Proc. of KRS 2005 Spring meeting, May 26–27, 2005, Jeju.
- [7] Y.M. Lee et al., Proc. Waste Management 2005 (WM'05), Feb. 27–March 3, 2005, Tucson, AZ, U.S.A.
- [8] AMBER 4.4 Reference Guide, Enviro Quantisci, Henley-on-Thames, U.K., 2002.

방사성폐기물 처분장 주변 생태계 주요 입력변수의 피폭선량 영향 평가

이연명*, 황용수, 강철형

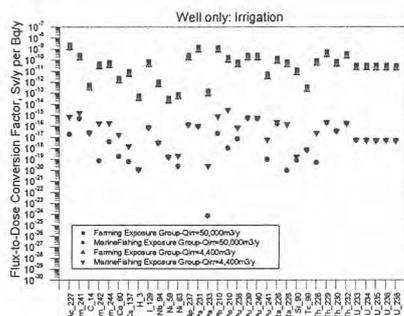
한국원자력연구소, *대전시 유성구 덕진동 150번지, 305-353

ymlee@kaeri.re.kr

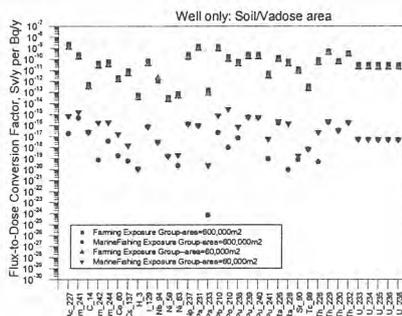
방사성폐기물 처분장으로부터 유출된 방사성핵종은 필연적으로 지하매질내 지하수의 유동을 따라 지하매질과 생태계의 경계 (geosphere biosphere interface; GBI)로 도달하여 이어 인간 생태계로 전이, 확산 이동하게 된다. 이러한 결과로서 인간에게 주는 피폭을 정량적인 선량률로서 계산해내어 규제치와 비교를 하는 것은 처분장 자체의 성능평가와 처분장에 의한 인간 환경의 영향, 즉 처분안전성 평가의 최종 단계가 된다. 생태계를 물리적인 구획으로 모델링하고 실제계산을 위해서 한국원자력연구소에서는 범용구획모델코드 AMBER[1]를 이용한 ACBIO2를 평가템플릿 케이스 프로그램으로 개발하여왔다[2]. 생태계 평가에는 물리적, 지화학적 입력변수, 피폭경로를 따른 섭생 관련 입력변수 등 그 종류와 개수에 있어 방대하고 다양한 입력변수가 요구된다. 이 연구를 통하여 주요하다고 보아 선별적으로 취한 파라미터로서 경작지에 대한 관개율과 면적, 핵종의 구획에서의 흡착계수, 그리고 해양 피폭 집단에 대한 해조류 섭취율의 불확실성에 따른 결과를 검토해 보았다. 관개율은 연간 $50,000\text{m}^3$ 의 값이 연간 $4,400\text{m}^3$ 로 줄어드는 경우의 영향에 대해서 (그림 1a), 경작면적과 불포화대면적은 $600,000\text{km}^2$ 가 $20,000\text{km}^2$ 로 줄어드는 경우에 대하여 (그림 1b), 그리고 흡착계수의 경우는 고려핵종이 모두 비흡착성으로 되는 경우로 가정하여 계산을 수행하였다 (그림 1c). 섭생자료도 해조류 섭취에 대해서만 연간 6.7kg의 소비율이 연간 2.2kg으로 변화하는 경우에 대한 결과도 함께 검토해 보았다 (그림 1d). 그러나 대부분의 경우 구획의 크기나 관개율, 또는 우물의 부피조차도 농축피폭그룹에는 그다지 뚜렷한 영향을 주지 않는 것으로 나타난것에 반해 해양피폭집단에 대해서만 보다 뚜렷한 영향이 나타나고 있는 것을 알 수 있었다. 병행하여 흡착계수와 해양피폭집단의 해조류섭취율에 대한 Pa-233의 선량률 결과에 대한 민감도도 검토해 보았다. 해저침적물내의 Pa의 흡착계수를 $5,000\text{ m}^3/\text{kg}$ 에서 비흡착으로 변화시켰을 때의 Pa-233에 대한 최대 피폭선량에 대한 민감도를 그림 2a와 같이 얻을 수 있었다. 흡착계수의 영향이 크게 나타나지는 않았으나 흡착계수의 변화를 따라 값이 변하는 것을 알 수 있었다. 그림 2b와같이 Pa의 흡착계수가 삼각분포를 Tri(1000, 5000, 50000)와 같이 따른다고 가정하여 100개의 샘플을 LHS 방식으로 취해 계산한 결과를 CDF로 나타낸 결과를 볼 때, 분포내의 어떠한 흡착계수를 취하는 경우에도 최소한 1×10^{-23} (Sv/yr per Bq/y)의 값보다 높은 피폭선량은 가지지 않는 것으로 나타나는 것도 알 수 있었다.

참고문헌

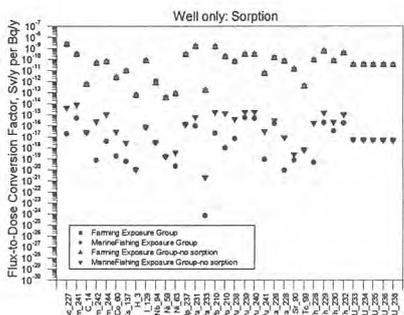
1. AMBER 4.4 Reference Guide, Enviros Quantisci, Henley on Thames, U.K., 2002.
2. Y.M. Lee et al., "Development of ACBIO: A Biosphere Template Using AMBER for a Potential Radioactive Waste Repository," J. of the Korean Radioactive Waste Society, Vol.3(3), p.213-229, Sept, 2005.



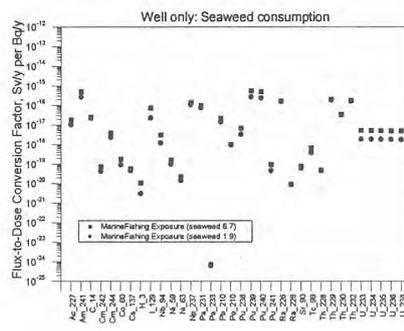
(a)



(b)

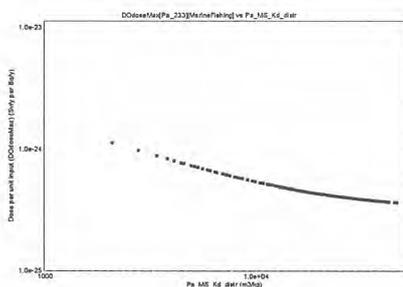


(c)

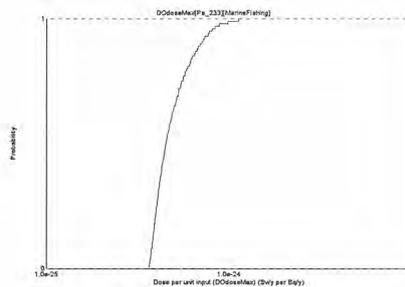


(d)

그림 1. (a) Irrigation-, (b) soil/vadose area-, (c) sorption-, and (d) seaweed consumption sensitivities to flux to dose conversion factors.



(a)



(b)

그림 2. (a) Scatterplot for Kd value of Pa in marine sediment vs flux to dose conversion factors of Pa-233 for marine exposure group and (b) CDF for flux to dose conversion factors of Pa-233 for marine exposure group.

사용후핵연료 처분시스템 운영관리 분석을 위한 가상 그래픽 환경 구축

이종열, 이 양, 조동건, 최희주, 최종원

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

njylee@kaeri.re.kr

원자력발전소에서 전기를 생산한 후 배출되는 사용후핵연료는 특성상 방사능 준위가 높아 고준위폐기물로 분류되며, 이의 가장 안전한 관리방안으로 지하 수백 미터에 위치한 안정한 암반에 처분하는 것을 고려하고 있다. 원자력발전은 우리나라 전체 전력량의 40 %를 점유하고 있으며, 장기 전력수급계획에 의하면, 2017년까지 28기의 원자력발전소를 운영할 예정이며, 이들의 운전이 완료되는 시점까지 발생하여 누적될 것으로 예상되는 사용후핵연료는 총 36,000 tHM(PWR 20,000tHM + CANDU 16,000tHM)에 이를 것으로 전망된다.

사용후핵연료와 같은 고준위 방사성폐기물을 지하 암반에 처분하기 위해서는 폐기물의 특성, 작업자의 방사선적 안전성, 작업 효율 및 원적 취급 등을 종합적으로 분석하여 처분공정을 설정하고 시스템을 운영하여야 한다. 이러한 분석은 모의 제작시스템을 이용하여 직접 수행함으로써 가능하지만, 모의 제작시스템의 경우 비용이 많이 소요될 뿐만 아니라, 수정/보완이 용이하지 않으며 시간도 많이 소모되는 단점이 있다. 이러한 문제점을 극복하기 위하여 급속하게 발전하고 있는 컴퓨터 기술을 기반으로 하는 그래픽 전산모사 기술을 활용하고 있다.

이 기술은 비주얼 환경(Visual Environment)에서 사용자가 원하는 작업공간을 구축하고 필요한 행위를 모사함으로써, 그 과정 및 결과를 가시화할 수 있을 뿐만 아니라, 실제 시스템에서 발생할 수 있는 예기치 않은 상황이나 문제점을 사전에 발견하고 해결 방법을 모색하여 실제 적용할 수 있기 때문에, 시스템의 설계와 해석, 개발을 위한 분석도구로서 중요한 비중을 차지하고 있다.

본 연구에서는 이러한 고준위폐기물 처분 시스템을 최적으로 운영 및 관리하는데 필요한 분석을 위하여 그래픽 가상환경을 구축하였다. 이를 위하여 고준위폐기물 처분시스템의 핵심공정인 사용후핵연료 포장공정 및 지하 정치공정 등의 시나리오를 설정하고, 이들 공정에 필요한 시설/장비 개념을 도출하였다. 이들 개념을 3차원 그래픽으로 모델링하고 컴퓨터 그래픽환경에서 작업공정 모사가 가능하도록 가상 작업공정구현 시스템을 구축하였다. 이 가상 작업공정 구현시스템은 추후 분석 프로그램과 연계한 분석을 통하여 최적의 고준위폐기물 처분시스템 운영관리방안을 도출하게 될 것이며, 그림 1.은 분석흐름도 및 가상환경 구성을 나타내고, 그림 2.는 가상환경/분석 프로그램 및 이와 연계한 DB의 예시를 나타내고 있다.

- 가상 작업공정 구현 시스템

그래픽 모사시스템을 이용한 실제 작업에서의 장치 및 공정에 대한 사전 검증 및 분석을 정확하게 수행하기 위해서는 가상작업환경을 실제 환경과 가능한 한 동일하게 구축하여야 한다. 따라서 3차원 그래픽으로 모델링된 핫셀 등의 시설과 구동 특성이 부여된 공정장치 및 유지보수장치 모델을 이용하여 대상공정인 사용후핵연료 심지층 처분공정이 수행될 작업환경 개념과 동일한 가상작업환경을 구축하였다.

심지층 처분 가상 작업환경은 포장공정이 수행되는 지상시설 환경과 지상시설 내 사용후핵연료를 처분용기에 포장하기 위한 공정장치들을 배치하였다. 그리고 지하 500 m 깊이의 심지층에 처분용기를 안치시키는 공정을 위한 가상작업환경으로서, 접근터널, 처분터널/처분공 및 유틸리티 등 지하시설과 공정에 필요한 장치를 배치하였다. 또한, 지상시설과 지하시설 연결 및 지하시설 환기를 위한 샤프트들도 배치함으로써, 고준위폐기물 처분시설 가상작업환경을 구축하였다.

- 가상 고준위폐기물 처분 운영관리 시스템

이 시스템은 추후 가상 공정구현시스템과 연계하여 최적의 처분시스템 공정 및 운영관리 방안 도출에 필요한 분석을 위한 도구로 개발할 예정이다. 분석요소로는 크게 공정요소시간에 따른 물질흐름, 임시저장용량, 처분용기 내 사용후핵연료 조건 등이 있으며, 사용후핵연료, 처분용기 관리에 필요한 DB와 연계하여 이들의 이력 및 위치추적이 가능하도록 할 것이다. 또한, 배치 조건에 따라 관련인자인 수직/수평배치의 전환, 처분 터널/처분공 간격에 따른 배치 수정/보완 및 그에 따른 지하처분시설의 굴착량 계산이 가능하도록 분석 도구를 개발할 예정이다.

- 결론 및 향후 계획

본 연구에서는 최적의 고준위폐기물 처분에 대한 공정 및 운영 관리방안을 도출에 필요한 분석을 위하여, 1단계로 처분시스템 지상, 지하 시설/공정 개념에 따라 컴퓨터 그래픽환경에서 작업공정 모사가 가능하도록 가상 작업공정구현 시스템을 구축하였다. 이렇게 구축된 시스템을 활용하여 설정된 공정에 대한 검증 및 공정물질 운반/취급 등 공정 분석에 필요한 전산모사 수행이 가능하도록 하였다. 이러한 전산모사를 통하여 설계 중인 시스템에 대한 설계검증 및 수정 보완 등을 동시에 수행할 수 있는 Concurrent Engineering 이 가능하다.

구축된 가상 작업공정 구현시스템은 향후 분석프로그램과 연계하여 최적의 고준위폐기물 처분시스템 운영관리방안을 도출에 필요한 다양한 분석을 수행하게 될 것이다.

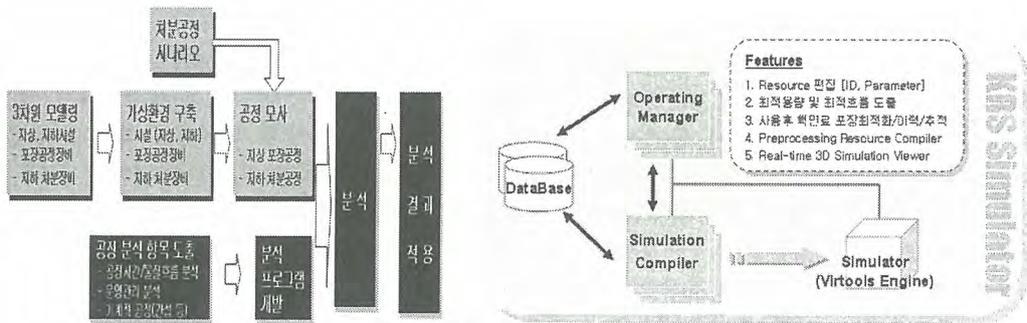


그림 1. 분석 흐름도 및 그래픽 가상환경 구성.

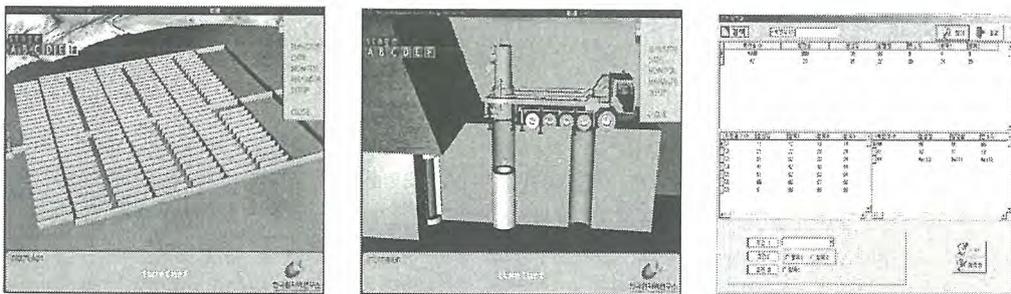


그림 2. 가상 공정구현 시스템 및 분석 프로그램 연계 DB 예시.

사용후 핵연료 처분용기 제조원가 추정

김성기

한국원자력연구소 대전광역시 유성구 덕진동 150

sgkim1@kaeri.re.kr

요약

본 논문에서는 PWR 사용후핵연료의 처분용기를 원가대상으로 단위당 제조원가를 추정하였다. 추정결과, 처분용기의 내부는 구상흑연주철로 외부는 순동판으로 후판 제작하였을 경우, KDC-1 처분용기의 단위당 제조원가는 약 2억 3천만원으로 추정되었다. 또한 외부용기를 순동 주물로 제조하였을 경우는 단위당 제조원가가 약 2억 1천만원으로 추정되었다. 그리고 외부용기를 후판제작할 경우, 총제조원가 대비 각 제조원가의 3대 요소별로 비율을 살펴보면, 직접재료비는 38%, 직접노무비 50%, 제조간접비 12%로 추정되었다. 따라서 한국형처분장 개념설계에서 36,000tU을 처분하는데 소요되는 처분용기 14,210개중 PWR 처분용기 11,375개를 고려하였을 경우, 처분용기 총원가는 사용후핵연료 처분 총원가의 주요한 원가동인임을 확인하였다.

1. 제조원가 추정방법

가. 공학적 원가추정방법

생산방법, 생산효율, 조업시간 등에 대한 원가행태를 계량적으로 분석하는 방법으로서 장점은 공학적 개념설계에 근거하여 추정함으로써 다른 방법보다 정확한 원가의 추정이 가능하며, 상품화가 되어 있지 않은 제품일 경우, 즉, 과거의 자료가 없는 경우에 적용이 용이하다. 또한 단점은 다른 방법보다 비용이 많이 들며, 조업도와 원가 사이에 명확한 관계를 파악하기 힘들 경우에는 별로 유용하지 않다.

나. 원가자료분석법

(1) 계정분석법(account classification method)

원가담당자가 각 계정에 기록되어 있는 모든 원가를 전문가적 판단에 따라 변동원가와 준변동원가 및 고정원가로 구분하여 추정하는 방법이며, 장점은 원가추정이 신속히 이루어지고 비용이 적게 소요되며, 원가구조가 변화하더라도 추정원가를 수정하기가 용이하다. 단점은 과거자료에 비효율성이나 비정상적인 상황이 포함되어 있을 경우 원가구조를 왜곡시킬 수 있다.

(2) 고저점법(high-low method)

과거의 원가자료 중에서 최고조업도와 최저조업도의 두 가지 값을 이용하여 고정원가와 변동원가의 원가함수를 추정하는 방법이다. 이 추정방법의 장점은 주관적인 판단이 개입되지 않아 객관적이고, 적은 시간으로 계산이 가능하다. 그러나 단점으로써 최고조업도나 최저조업도가 비정상적인 상황에서 이루어진 것이라면 원가행태를 왜곡할 수 있다.

(3) 회귀분석법(regression analysis method)

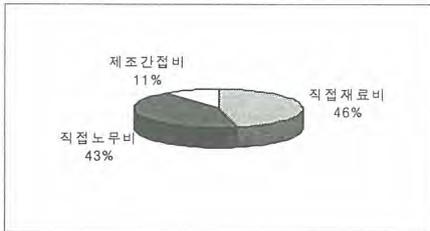
하나 또는 둘 이상의 독립변수의 변화에 따라 종속변수의 평균적 변화량을 측정하는 통계적 방법으로서 독립변수의 값에 대응하는 종속 변수의 값을 예측하고자 하는 분석방법이다. 장점은 모든 관찰 값을 포함하여 통계적 방법으로 원가함수를 추정하는 가장 객관적인 방법이며, 변수의 움직임과 관계의 정도, 통계적 유의성, 오차나 분산의 크기를 결정할 수 있다. 단점은 통계학을 이용하므로 계산과정이 복잡하며, 선형성과 오차의 정규분포 등 통계학적 가정이 충족되어야 한다.

2. 처분용기의 개략적인 제작절차

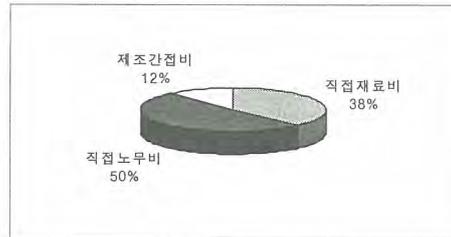
내부용기 제작은 탄소강 주조용융물과 스텐레스강 바스켓의 접촉을 피하기 위하여 바스켓을 탄소강과 스텐레스강의 이중구조로 작업하며, 외부용기 튜브 제작은 50mm 두께의 외부용기 튜브를 제작하기 위하여 60-65mm 두께의 구리판을 Rolling machine에 걸어 반원통형상 두개를 가공한 다음, 가공상태를 검사한후, 이상이 없을 경우, 진공실에서 이 두개의 반원통을 길이방향으로 접하여 전자빔으로 용접한다. 그리고 외곽튜브의 윗뚜껑과 아래 덮개는 무산소 순수구리의 원통형바에 열을 가하면서 연단한 다음 선반가공 하고, 내부용기의 윗 뚜껑은 탄소강판을 기계가공으로 제작한다. 또한 외부용기 튜브와 아래 덮개와의 용접은 튜브를 수평으로 놓고 아래 덮개를 수직으로 접합시키며, 전자빔을 수직으로 가하여 원주방향으로 회전시키면서 용접한다. 마지막으로 내-외부용기를 접합한다.

3. 제조원가 비율 및 단위당 제조원가

나. 외부용기 주조제작



나. 외부용기 후판제작



단위[원]

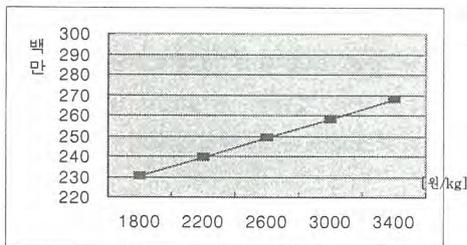
	주조제작	후판제작
직접재료비	100,849,200	86,832,250
직접노무비	93,396,000	115,710,000
제조간접비	23,721,660	27,483,612
단위당 제조원가	217,966,860	230,025,862

PWR 처분용기(KDC-1) 제원

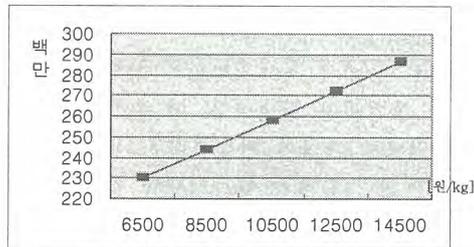
내부 주철	102cm \varnothing x 461.5cm(아래 덮개 6.5cm 포함)
바스켓(4개)	22.4cm x 22.4cm x 455cm
바스켓 간격	13cm
외부 구리두께	5cm

4. 구리 및 주철가격에 대한 단위당 제조원가 민감도(후판제작)

나. 구상흑연주철(GCD 450)



나. 순동판



5. 결론

사용후핵연료 처분용기의 제조원가를 추정된 결과, 외부용기를 구리후판으로 제작할 경우, 단위당 제조원가는 약 2억 3천만원으로 추정되었으며, 제조원가의 3대요소의 비율은 직접노무비가 50%로 가장 높게 추정되었다. 결국 처분용기의 총원가는 사용후핵연료 처분 총원가의 주요한 원가동인으로 나타났으며, 보다 정확한 처분용기 제조원가 산정을 위하여 확률론적 분석방법 등을 이용한 계속적인 연구가 필요하다.

Establishment of Criticality Limit Curve for PWR Spent Fuel Loading into KDC-1 Disposal Canister

Dong-Keun Cho, Jong-Won Choi, Jong-Youl Lee, Heui-Joo Choi, and Sung-Ki Kim
Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Dukjin-dong, Yuseong, Daejeon, 305-353, KOREA
dkcho@kaeri.re.kr

I. Introduction

Technology related to a deep geological disposal as a long-term spent nuclear fuel management strategy has been under development at the Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) since 1997. The main purpose of this program is to establish a Korean reference HLW repository system by the end of 2006. As a preliminary result, a disposal system design including a canister and disposal hole was proposed through thermal and mechanical analyses. The proposed canister, however, still has the potential to be modified, if one of the safety criteria can't be satisfied. For a safe storage of spent nuclear fuel the requirement concerning a normal criticality safety described in 10CFR60.131(h), as one of the criteria, should be met. Therefore, the criticality limit curve satisfying the criticality safety limit was established to ascertain how many spent fuels can be loaded into the proposed canister by considering the domestic spent PWR nuclear fuels and disposal system developed up to now. From this result, it was eventually ascertained whether the proposed canister design, KDC-1[1], is reasonable or not.

II. Procedure and Scope

The scopes performed throughout this study are as follows. (i) Current status and upcoming trends for a domestic spent fuel were investigated and predicted comprehensively to obtain the basic data needed for a criticality analysis. The inventory, and the characteristics such as the physical dimensions, fuel rod array, weight, initial ^{235}U enrichment and discharge burnup of the spent fuel from existing and planned nuclear power reactors were investigated and projected. And then, a set of the representative spent fuels was proposed. (ii) The isotopic compositions over the range of the initial ^{235}U enrichments (Korean Standard Fuel Assembly and Vantage 5H with a initial enrichment of 3.2 wt.%, 4.0 wt.%, and 4.5 wt.% were considered) and burnups of each representative spent fuel were estimated for the subsequent criticality analysis. Because the fuel is burned faster near the center of the fuel than at the ends as the fuel is irradiated, the fuel was modeled with seven axial segments with corresponding burnups. A "bounding" axial-burnup profile was applied to construct the axially varying burnup model. Depletion calculations for an isotopic composition were undertaken by using the SAS2 sequence of the SCALE 5 code system[2] up to a burnup corresponding to each axial segment by considering the fuel geometry and the specified irradiation history. Different sets of actinides and fission products were created, which will eventually provide the results to ascertain how many spent fuels can be loaded depending on the different levels of a burnup credit. (iii) Effective multiplication factor was calculated by the CSAS25 (KENO V.a) module as a function of the burnup, enrichment, and a burnup nuclide set for each representative fuel. The calculations were performed with the built-in 44-group library. Nominal condition was considered for this physics calculation. Repository model was explicitly set up with a disposal canister, KDC-1, containing 4 PWR spent fuels. The isotopic specification calculated through a depletion calculation was applied to each axial segment built in the 2nd step. The depletion and criticality calculation procedure is depicted in detail in Fig. 1. (iv) Uncertainties inherent in a physics model and a computation tool were evaluated in detail to establish the criticality limit curve. The uncertainty parameters were defined, and then their quantification was performed. To define the

parameters, the overall conditions during the model development and the depletion calculation were examined in detail. (v) The results produced in the previous step were used to establish the criticality limit curves representing $K_{eff}=0.95$ as functions of the initial enrichment and the discharge burnup for different sets of actinides and fission products. The limit curves were superimposed onto the spent fuel inventory map to ascertain how many fuels could be loaded into the disposal canister.

III. Results and Discussions

The criticality limit curve for each different level of burnup credit is described in Fig. 2. The spent fuel in the above region beyond the limit curve can be put into the KDC-1 canister in the figure. Set 1 only considers the actinide burnup credit, which contains only ^{234}U , ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , and ^{241}Am . Set 2 considers the actinide and the major fission product burnup credit, which contains ^{243}Am , ^{237}Np , ^{143}Nd , ^{147}Sm , ^{149}Sm , ^{150}Sm , ^{151}Sm , ^{152}Sm , and ^{151}Eu in addition to set 1. Nuclides in Set 3 includes ^{99}Tc and ^{103}Rh in addition to set 2. These nuclides were chosen based on their contribution to the reactivity decrease, confidence of the nuclear data, stability of a nuclide form, and the possibility of a verification of the calculated isotopic content. The results obtained through this study are as follows. Minimum required burnups to ensure a criticality safety were shown to be 27 GWD/MTU for 3.2 wt.%, 38 GWD/MTU for 4.0 wt.%, and 44 GWD/MTU for 4.5 wt.%, respectively, when the actinide burnup credit (set 1) was considered for V5H. For KSFA, the minimum required burnups were about 5 MWD/MTU lower than those for V5H. The overall uncertainty inherent in a depletion calculation, the fabrication and encapsulation tolerance, and a code bias was revealed to be 0.92 Δk . The portions of spent fuel which could be loaded into the KDC-1 disposal canister with an ensured criticality safety were shown to be 88% for an actinide burnup credit, and 99% for an actinide and fission product burnup credit. Therefore, it can be concluded that the disposal system including the KDC-1 canister developed in Korea is reasonable in terms of a criticality safety.

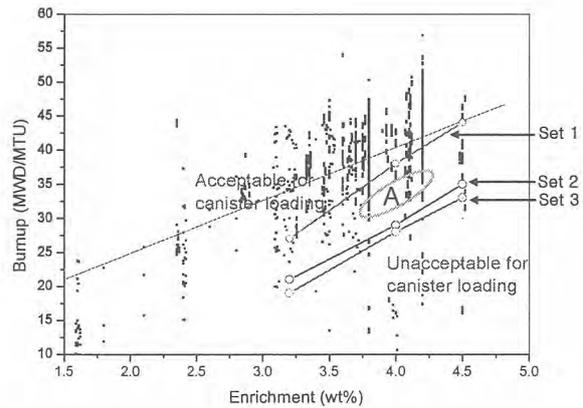
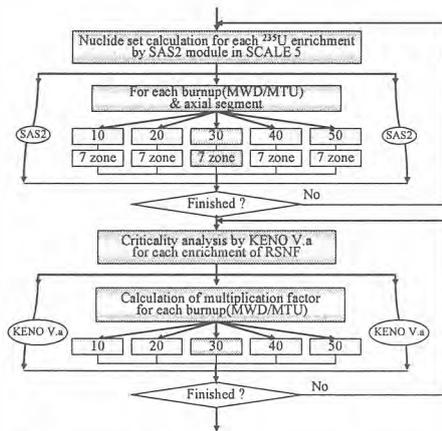


Fig. 1. Depletion and criticality calculation procedure Fig. 2. Criticality limit curve for a spent fuel loading into the KDC-1 canister

References

1. J.W. CHOI, et al., "Assessment of a Pre-conceptual Design of a Spent PWR Fuel Disposal Container," *J. of the Korean Radioactive Waste Society*, 4, 2006.
2. "SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analysis for Licensing Evaluation," NUREG/CR-0200, ReV. 7(ORNL/NUREG/CSD-2/V1/R7), Vols. I, II, III, May 2004, Oak Ridge National Laboratory, 2004.

터널 안정성 평가를 위한 결정질 암반에서의 RMR 분류 적용 연구

이주형, 김경수, 박경우, 송무영*

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

*충남대학교, 대전광역시 유성구 궁동 220번지

hiya5828@yahoo.co.kr

고준위방사성폐기물 한국형처분시스템개발을 위한 심부지질환경특성규명 및 실증연구의 일환으로 한국원자력연구소에서는 부지 영역내에 지하처분연구시설(KURT, KAERI Underground Research Tunnel)을 건설하였다. 연구지역의 지질은 주로 복운모화강암과 이를 관입한 염기성 암맥으로 구성되어 있고, 복운모화강암은 흑운모화강암이나 편상화강암 등과 점이적인 관입접촉변화를 보인다.

KURT의 규모는 가로, 세로 6m의 마제형 터널로써 본선 177m, 회차구간 8m, 좌측연구모듈 27m, 우측연구모듈 43m로 굴착이 진행되었다. KURT의 설계 단계에서는 터널의 지보패턴설계 목적으로 터널갱구부 좌측 상단에 터널의 선형을 따라 수평경사공(KP-1)과 수직공(KP-2)이 굴착되었고 시추결과 및 지질조사에 의해 RMR 분류법, Q-system과 GSI를 이용하여 터널에 대한 암반 분류가 시행되었다. 굴착단계에서는 기 조사된 연구지역의 지질조사보고서와 지보패턴설계서를 토대로 RMR 분류법을 이용하여 매 굴진마다 터널의 암반분류를 실시하여 시추결과에 따른 RMR 분류와 그 값을 비교하였다. 또한 절리방향에 대한 보정은 TMR-net을 이용하여 최종 RMR 평점과 불안정한 암괴 및 파괴 양상을 파악하였고, 터널의 지질 조건 및 암반상태를 합리적으로 평가할 수 있었다. RMR 비교 결과, 수평시추공에 의한 RMR 분류와 막장관찰에 의한 RMR 분류값은 전반적으로 큰 차이가 없었다. 그러나 일부구간에서는 시추결과와 막장관찰에 의한 RMR 분류의 차이값이 36까지 발생하였고, 이를 RMR 분류항목에 대해서 분석한 결과 각각 암석강도에서 10점, 불연속면의 상태에서 14점의 차이가 발생하였다. TMR-net을 이용하여 터널 본선의 암반상태분석 결과 전체적으로 우측벽에서 활동파괴가 있는 것으로 나타났으며 일부 구간에서는 암괴상 활동 우려가 있는 것으로 나타났다.

RMR 분류값과 절리방향에 대한 보정값은 시추공과 터널에서의 조사 규모가 서로 다르고 시추공에 의한 RMR 분류는 각 평가요소별로 정확도가 다를 수 있어 차이가 생긴 것으로 예상된다. 막장관찰에 의한 RMR 분류는 터널 안정성에 가장 큰 영향을 줄 수 있는 부분에 대해서 RMR값을 구하였기 때문에 터널이 굴착되는 곳과 시추공의 상호 위치에 따라 RMR 분류에 영향을 줄 것으로 예상된다. 따라서 터널이 굴착되는 암반의 상태를 보다 정확히 파악하기 위해서는 시추공의 위치를 터널의 안정성 유지에 가장 큰 영향을 주는 곳에 선정할 경우 RMR값의 차이를 줄일 수 있을 것이다. 막장관찰에 의한 RMR 분류 역시 관찰자의 경험적 특성에 따라 다르게 나타날 수 있기 때문에 보다 정량적인 막장관찰방법이 요구된다.

KURT 모암의 단열망 모델

김경수, 조성일, 이주형, 임원목, 류시원

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

kskim@kaeri.re.kr

- 연구 배경 및 목적

KURT 내에서 이루어지는 각종 현장시험연구에는 지질, 수리지질 및 지구화학적 기초자료가 경계조건으로 요구된다. 모암에 분포하는 단열의 대부분은 지체구조적인 성인에 의한 것으로 그 크기가 다양할 뿐만 아니라 지하수 유동로로서의 역할도 그 유무가 확연하다. 본 연구는 KURT의 지질 관련 기초자료 확보 연구 중 단열분포특성의 조사 및 해석을 위해 수행되었다.

- 조사 방법 및 결과

단열조사는 굴착단계에서 터널 단면(6 m x 6 m)에 대하여 매일 발파 후 양 벽면, 천장부 및 막장면에 대하여 이루어졌다. 기재 척도는 1:50, 양 벽면 바닥으로부터 3 m 이상 되는 단열, 천장부에서는 2 m 이상인 단열을 조사대상 기준길이(cut-off length)로 설정하였다. 지질학적인 정보 외에도 단열에 관한 기재 파라미터는 주향/경사, 풍화도, 투수성, 거칠기 및 충전광물 등이다.

터널 전체 길이 265 m (진입터널 180 m, 회차구간 10 m, 좌우 연구터널 75 m) 구간에서 조사된 단열의 수는 739개다 (그림 1). 국지 소규모 단열대로 분류될 수 있는 구조는 진입터널 45 m 지점의 0.5 m 폭을 갖는 단층, 67 m, 112 m, 115 m, 120 m, 138 m 지점에 교차하는 폭 0.2 ~ 0.7 m 규모의 암맥, 좌측 연구터널의 17 m와 27 m 지점에서 교차하는 폭 0.3 ~ 0.6 m 규모의 암맥, 그리고 우측 연구터널의 42.5 m 지점에 교차하는 1.5 m 폭의 암맥이다. 이들 국지 단열대는 지하수의 유동 현상을 보이지 않는다. KURT 터널 내에서 확인된 투수성 구조는 모두 단일 단열이다. 모두 11 개의 투수성 단열이 확인되었는데, 이 중 주요 투수 구조는 진입터널에서는 105 m 지점의 단열로서 유입량 2 l/min, 좌측 연구터널에서는 4 개의 단열이 밀집하여 있으며 이 구간에서는 약 2.7 l/min 의 지하수가 유입된다.

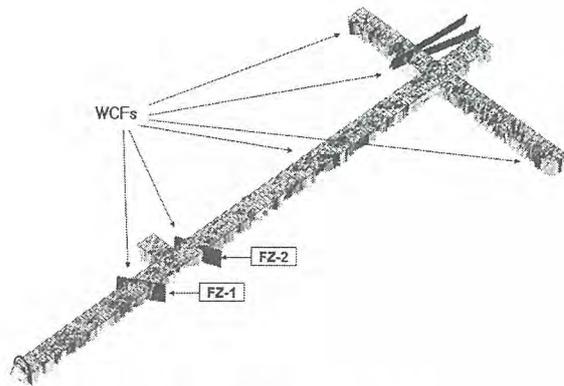


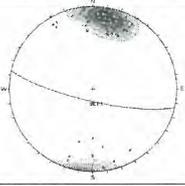
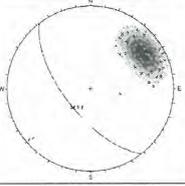
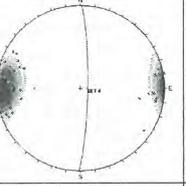
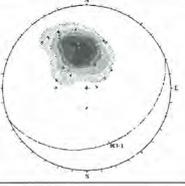
그림 1. KURT 단열 분포도

- 자료 분석

전체 조사된 단열은 3개 조의 고경사 절리군과 1개 조의 저경사 절리군으로 분류된다. EW 방향의 Set 1과 NE 방향의 Set 2는 전체 단열의 70% 이상을 차지한다. 방향성 자료는 Fisher 분포함수를 따르고, 단열 크기는 대수정규분포를 따른다. 단열 반경은 Set 1이 5.7 m 로 가장 우세하게 발달되어 있고, 저경사 절리군의 크기가 가장 작다. 11 개 투수성 단열은 4 개 절리군에 모두 해당되는데 특히 Set 2와 Set 4에 집중되는 경향을 보인다 (표 1).

현장 조사자료에 대한 통계적 분석을 거쳐 각 단열조별 확률밀도함수와 단열망 모델에 요구되는 입력인자를 도출하였다. FracWorks를 이용한 단열망 모델링은 투수성 단일 단열을 포함하는 전체 단열은 확률론적으로 모사하고, 국지 소규모 단열대는 결정론적으로 모사하였다.

표 1. 조사된 단열자료의 분석

	Set 1	Set 2	Set 3	Set 4
				
Proportion (%)	36	35	15	14
Dip direction/dip	193/78	232/65	91/83	158/29
Fisher <i>k</i>	18.5	25.4	21.8	8.26
Simulated fracture <i>r</i> (m)	5.7±1.0	5.2±1.7	4.8±1.6	4.2±1.7
Intensity (P_{11})	0.84	0.83	0.34	0.33

- 결론 및 향후 계획

KURT 터널에서 조사된 단열은 4 개 조의 방향군을 갖는 것으로 분류할 수 있으며, 국지적 소규모 단열대에 해당하는 단층 및 암맥은 지하수 유동으로서의 뚜렷한 역할을 보이지 않는다. 터널 조사 구간에서의 확인된 지하수의 주 유동로는 투수성 단일 단열인 것으로 확인되었지만, 터널 하부의 지하 영역과 터널 외곽부 영역에서에 대한 조사자료가 보완된다면 국지적 단열대들의 투수 특성을 판단하는데 유익할 것으로 본다. 현재 KURT의 좌측 연구터널에는 200 m 심도의 3" 직경의 시험공이 설치되어 있으며 2007년부터는 심부 시험공에서 단열의 투수성 시험이 이루어질 계획이다. 이 수리시험 결과를 통하여 본 연구에서 구축된 단열망 모델의 교정과 지하수유동 수치 해석 연구가 진행될 예정이다.

지하처분연구시설 건설 및 활용

조원진, 권상기, 박정화

한국원자력연구소, 대전시 유성구 덕진동 150번지

wjcho@kaeri.re.kr

요약

고준위폐기물 처분시스템 성능을 실증하기 위한 현장실험을 수행할 지하처분연구시설(KURT)가 한국원자력연구소 내에 건설되었다. 2003년 부지조사에 착수한 후, 시설 설계, 건설 인허가를 거쳐 2005년 3월에 건설에 착수하여 2006년 11월에 준공되었다. 이 시설은 한국원자력연구소 부지 내의 산 중턱에 건설된 T 자형의 지하터널 구조물로서 진입터널의 길이는 180 m로서 경사를 하향 10%로 하고 진입터널의 막장 부근에 좌우로 연구모듈을 배치하였다. 연구모듈은 우측 모듈의 길이가 45m, 좌측모듈의 길이가 30m로 총 75 m이다. 진입터널의 방향을 산정상부 쪽으로 향하도록 함으로써 연구모듈의 심도가 최대가 되도록 하였다. 진입터널과 연구모듈은 모두 폭과 높이가 모두 6m인 말굽형 단면을 가지고 있다. 지하처분연구시설은 결정질 화강암반에 위치하고 있으며 연구모듈은 암반의 질이 양호한 Type I 암반에 건설되어, 암반의 노출이 가능함으로써 각종 현장 실험을 가능케 해 준다. 지하처분연구시설의 개념도 및 입구 전경을 그림 1과 2에 나타내었다.

지하처분연구시설에서는 암반의 열적 및 역학적 거동, 암반의 손상대 발생, 지하암반의 불연속면을 통한 지하수 이동 및 지하수 화학, 공학적방벽시스템의 열-수리-역학적 거동, 심부지하환경에서 용질 및 콜로이드 거동 등 고준위폐기물의 처분기술 실증을 위한 다양한 연구가 수행될 계획이다.

이 논문에서는 지하처분연구시설의 개념 및 부지 특성, 시설 개요, 시설 추진 경과 등에 대해 기술하고, 현재 설치 중인 현장실험의 목적, 실험내용, 현장실험 장치 및 연구 일정 등을 요약하였다.

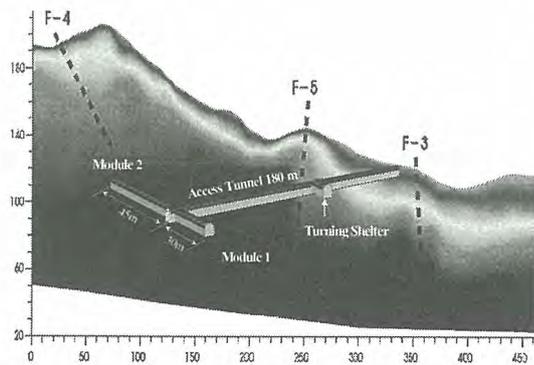


그림1. 지하처분연구시설 layout



그림2. 지하처분연구시설 전경

장반감기 밀봉선원폐기물 처분공 시설의 구조적 안정성평가

이지훈, 문성애, 김창락, 이양*, 최희주*

한국수력원자력(주) 원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 유성우체국 사서함 149호

*한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 유성우체국 사서함 149호

jihoon@khnp.co.kr

밀봉선원(Sealed Source)은 캡슐에 영구적으로 밀봉되었거나 고체매질 내에 구속된 방사성물질로 의료 산업 및 연구 분야 등 여러 동위원소 이용기관에서 사용되고 있다. 이로 인해 국내에도 밀봉선원 폐기물이 다수 발생하고 있으며, 한국수력원자력(주) 원자력환경기술원에서는 2005년 12월 기준 국내 동위원소 이용기관에서 사용된 후 폐기신청된 총 방사능이 10,219 Ci인 28개의 핵종으로 구성된 밀봉선원폐기물을 저장 및 관리하고 있다. 밀봉된 방사성 동위원소는 방사능 농도가 감소되어 폐기의 대상이 될 때에도 여전히 높은 방사능 준위를 가져 인간의 건강과 환경에 잠재적으로 위협한 수준을 유지하고 있다.

장반감기 밀봉선원폐기물은 비방사능이 높은 핵종이 다수 존재하므로 제도적 관리기간 혹은 처분장 운영기간 동안 방사능붕괴를 거쳐도 중저준위폐기물 친층처분 허용기준치 이하로 떨어지지 않으므로 고방사능 장반감기 선원은 선원별 특성에 따른 적절한 처분 깊이를 고려한 처분이 요구된다. 이러한 처분방식의 일환으로 최근에 적용되고 있는 기술의 하나가 처분공(Borehole) 시설방식이다. 이 개념은 굴착된 시추공 내의 적절한 깊이에 특정 폐기물용기에 담긴 밀봉선원폐기물을 처분하는 방식이다. 본 연구에서는 장반감기 밀봉선원폐기물의 처분방식으로 제안된 처분공 처분시설의 구조적 안전성 평가를 실시하였다.

처분공시설 구조적 안정성 평가 기준 및 경계 조건

장반감기 밀봉선원폐기물 처분공의 구조적 안정성 평가는 암반 및 casing에 대한 수평/수직응력비(축압계수, K)가 1, 2인 두 가지 경우에 대하여 각각 casing을 설치하지 않았을 때의 굴착시 암반의 변위와 굴착과 동시에 casing을 설치하였을 때에 대한 처분공 시설의 구조적인 안정성에 대하여 평가하였다. 구조해석은 유한차분 해석프로그램 FLAC^{3D}를 이용하여 평가하였고, 해석 모델은 처분공의 중심선을 따라 1/4모델을 이용하였다. 모델의 상하경계는 지표에서 처분공 바닥으로부터 아래로 5 m 까지, 그리고 모델 좌우경계는 Kirsch Eq.에 의거 원형터널 굴착시 영향범위인 2D 즉 공벽에서 직경의 2배만큼 떨어진 거리에서의 응력변화가 5 %미만임을 감안하여 2 m까지를 경계로 삼았다.

암반과 casing의 안정성 평가를 위하여 암반의 경우 Mohr-Coulomb 항복조건을 적용하였고, SUS 304 재질로 된 casing의 경우 탄성모델로 재료의 항복조건을 적용하였다. 구조물은 이동하지 못하도록 외부 강제 암반에 의하여 고정, 지지되고 있다고 가정하였다. 이 때 사용한 유한요소 모델의 절점 수는 9156개, 8절점 육면체 타입의 요소 수는 7968개이다.

처분공시설 구조적 안정성 평가 해석 결과

밀봉선원 폐기물 처분공시설의 구조적 안정성 해석결과 암반 및 casing에 발생한 응력 및 변위는 표 1과 2에 정리하였다. 모든 경우에 있어, 암반과 casing에 소성대가 발생하지 않았으며, case 3에서 0.62 mm의 최대 변위가 발생하였으나 암반과 casing에 소성파괴영역이 발생하지 않았으므로 구조적으로 안전한 것으로 판단된다.

그림 1과 그림 2는 축압계수가 1과 2일 때 각각의 모델에 따른 casing에서 발생하는 응력 분포를 나타낸 것이다. 그림에서 보듯이 경암쪽으로 내려갈수록 그리고 축압계수가 높을수록 응력이 높아지는 것을 알 수 있다. 한편, 지표 부근(풍화암 : 약한 암반)에서 축압계수의 영향이 큰 것으로 나타났다. 한편, 축압계수가 2이고 casing이 설치되지 않은 경우, 풍화암의 일부에서 3.91

MPa의 최대 주응력이 나타났지만, 소성파괴는 발생하지 않았고, 그 영역이 미미하므로 구조적으로 안전한 것으로 판단된다. 또한, casing과 처분공 사이에 콘크리트 등의 충전재를 통하여 더욱더 구조적으로 안정된 보강 효과를 얻을 수 있을 것으로 판단된다.

표 1. 처분공의 구조적 안정성평가 사례별 변위(mm) (축방향 : +)

CASE		1	2	3	4
구분	최대변위	0.13	0.01	0.62	0.07
	소성파괴 영역	X	X	X	X
풍화암	수직 변위	-0.06	0.01	-0.27	0.07
	수평 변위	-0.12	0	-0.61	-0.02
	연암 (수평)	-0.06	-0.01	-0.19	-0.02
	경암 (수평)	-0.03	-0.01	-0.06	-0.02

표 2. 처분공의 구조적 안정성 평가 사례별 응력변화

CASE		1	2	3	4
암	최대주응력 (MPa)	1.91	1.51	3.91	3.30
	최소주응력 (MPa)	0	0.01	0.01	0.01
반	Min. safety factor	-	7.28	-	2.74
	Max. von-Mises stress (MPa)	-	11.04	-	25.76
C a s i n g	Min. safety factor	-	23.4 (258.6/11.04)	-	10.0 (258.6/25.76)

* 최소안전율이 2보다 큰 경우 매우 안정. (최소안전율=항복강도/ Max. von-Mises stress)

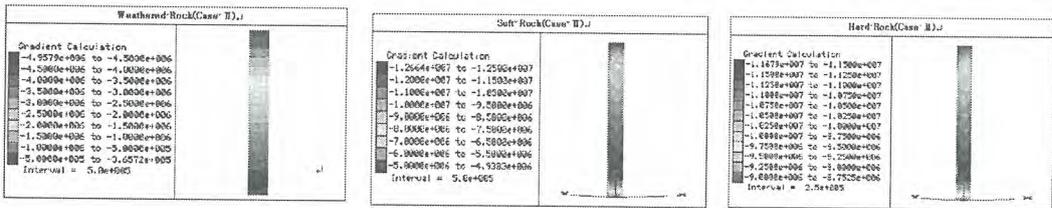


그림 1. 암반별 casing에서 발생하는 응력분포 (K=1)

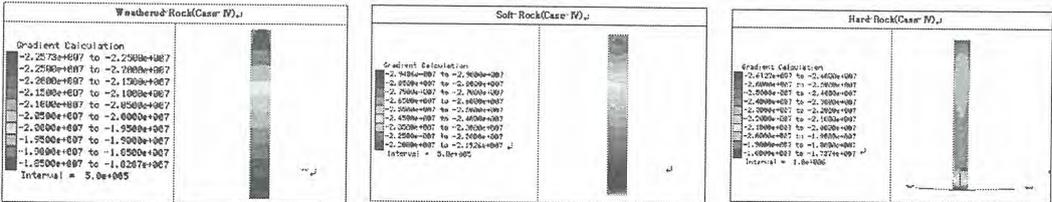


그림 2. 암반별 casing에서 발생하는 응력분포 (K=2)

casing에 굴착에 의한 역학적 영향을 가장 많이 받게 되는 Case 2와 4 경우에, casing에 발생하는 von-Mises stress가 강도에 비해 안전율 10이상으로 매우 낮은 값을 보이며 안전한 것으로 나타났다. 따라서 이러한 해석결과 보어홀 굴착 시 모든 조건에서 암반의 소성파괴는 없으며, casing과 콘크리트 충전재를 통해서 충분한 구조적 안정성을 확보할 수 있을 것으로 판단된다.

원전 고체방사성폐기물 감용과 자체처분대상 폐기물의 처분방안에 대한 고찰

주광태, 김서열, 황천왕

고려공업검사(주), 서울특별시 용산구 서계동 224-21

bin1031@dreamwiz.com

원자력발전소 관리구역내에서 발생하는 고체방사성폐기물은 크게 나누어 폐기물 드럼처리 및 오염제거 가능한 자체처분대상 폐기물로 나누어진다. 그리고 관리구역 외부에서 발생하는 2차측 공정폐기물과 더불어 오염제거 가능한 방사성폐기물은 제염 작업 후 방사(선)능에 대한 표면 및 체적오염이 규제해제 기준치 미만임을 입증한 경우 자체처분 대상 폐기물로 분류하여 폐기물별로 승인을 득한 후 소각, 매립, 재활용의 처리방법에 의하여 처분되고 있다.

본 내용에서는 원자력발전소에서 발생되어진 고체방사성폐기물의 감용 방안과 자체처분 폐기물로 승인되어진 폐기물을 그 종류에 따라 처분 방법 및 재활용 극대화 방안을 고찰하고 폐기물 처분 비용 및 경제성 효과에 타당한 처분방법을 도출하여 향후 원자력발전소에서 발생하는 방사성 폐기물과 자체처분 대상 폐기물의 개선적인 감용 및 처분방법을 모색하고자 하였다.

I. 종류별 방사성폐기물의 감용 처리 및 자체처분 대상 폐기물로의 전환

원자력발전소 관리구역 내에서 발생하는 고체방사성폐기물은 크게 가연성폐기물과 비가연성 폐기물로 분류되며 철재류, 비닐류, 면류, 종이류가 전체 잡고체폐기물의 60% 이상을 차지하고 이들 폐기물의 감용 처리방법은

1. 관리구역 출입구에서 반입 물품 관리(불요불급자재 반입 억제 및 각종 포장지 BOX 제거)
2. 관리구역내 잉여자재 재활용
종이류, 면류(면장갑, 면양말)를 오염도에 따라 건조 보관 후 오염지역 제염시 오염도에 따라 제염지 대응으로 재활용
3. 오염, 비오염 폐기물을 분리수거하여 비오염 폐기물은 오염이 되는 것을 방지하고 비오염 폐기물은 자체처분 대상 폐기물로 분류하여 관리하고 오염 제거 가능 철재류 폐기물은 특성 및 종류에 따라 제염작업(수제염, Grinding제염, Paint Remover 제염, CO₂ 제염)후 자체 처분
4. 오염된 폐전선류의 피복은 최대한 제염한 후 플라스틱류 및 구리선은 자체처분 한다.
5. 드럼처리 폐철재류 폐기물은 세부 분해 및 조밀 절단하여 드럼내 공극률 최소를 위한 드럼내 장입 계획에 의거 드럼발생량 최소화
 - ① 오염 폐기물중 분해가능 폐기물은 세부 분해 및 조밀 절단 후 처리
 - ② 오염 철재류는 조밀 절단(산소, 고속, 플라즈마 절단)후 처리
6. 2차측 공정폐기물(폐수지, 활성탄) 및 건설폐기물(콘크리트, 토양등)은 오염 가능성이 있거나 극히 낮은 수준이지만 자체처분 대상 폐기물로 분류하여 시료채취 및 방사(선)능을 측정하여 자체 처분 승인을 득한 후 처분

II. 자체처분 대상 폐기물의 규제해제 방법 및 절차

1. 관리구역내 발생 폐기물

폐기물의 발생원이 같은 방사성폐기물중 수량이 많고 비오염이거나 오염제거 가능한 폐기물을 종류별, 발생원별 분류한 후 제염가능 폐기물은 오염제거 작업을 수행한 후 방사(선)능 측정을 하여 반출 기준치를 만족함을 확인하고 폐기물별 200Kg을 한단위로 하여 시료를 채취한 후 핵종 분석 값이 핵종별 자체처분 기준치 만족하고 핵종별 분율의 합이 1이하임이 입증 될 때 관리구역 외부로 반출하여 자체처분 대상 폐기물 보관장으로 이동하여 보관하고 폐기물의 종류별 처분지, 처분방식(매립, 소각, 재활용)을 고려하여 개인 및 집단선량 평가(RESRAD 코드)를 하여 승인을 득한 후 처분한다.

※ 규제해제 선량기준: 개인선량 10 μ Sv/y 및 집단선량 1person · Sv/y

2. 2차측 공정폐기물 및 원자력발전소내 건설폐기물

2차측 공정폐기물이나 건설폐기물의 경우 단일 계통, 공정, 폐기물별로 분류하여 시료채취시 대표성 확보를 위해 균질화, 평균화 방안으로 시료를 채취하여 관리구역내 발생 폐기물과 동일한 방법으로 자체처분 한다.

3. 규제해제 적용 방법

- ① 시료 및 측정결과의 대표성 확보 방안
- ② 자체처분 대상 폐기물의 포장상태 및 포장재 처리 방안
- ③ 방사선안전관리기준에 관한 규칙 만족여부
- ④ 난검출성 핵종의 평가
- ⑤ 자체처분에 따른 선량 평가 시 흡입에 대한 핵종별 선량환산인자 선정근거
- ⑥ 전알파, 베타 방사능 분석 결과 및 환경시료 비교 분석결과
- ⑦ 폐수지, 폐활성탄 시료의 H-3, C-14 분석결과

III. 자체처분 폐기물의 종류 및 처분방법

1. 자체처분 폐기물 종류별 시나리오상 처분방법

- ① 매립: 토양, 폐수지, 폐슬리지, 폐콘크리트
- ② 소각: 폐지류, 폐면류, 폐유류, 폐수지, 폐목재등
- ③ 재활용: 폐금속류

※ 폐수지의 경우 폐기물위탁 처리업체에서 산업폐기물중 지정폐기물로 간주하여 매립을 불허함에 따라 소각 방향으로 전환됨

2. 자체처분 폐기물 처분 실적

년 도	폐기물 종류	수량(Kg)	처분방법
2002년	콘크리트 블럭	144,900	소의 매립
2004년	소각재	5,398	
	콘크리트 자갈	244,000	재활용
	콘크리트 블럭	6,226	소의 매립
2005년	슬리지	10,020	
	폐수지	6,064	
	정제폐유 소각재	17	

※ 2004년도 콘크리트 자갈 244,000Kg은 발전소내 건축지반공사 자재로 재활용함.

IV. 향후 자체처분 폐기물의 처분방향

폐기물은 모든 산업활동에 수반해서 불가피하게 발생하는 불용물로서 모든 산업에서 예외없이 배출되고 원자력발전에서 수반되어 발생하는 방사성폐기물은 환경적인 측면뿐만 아니라 그 처리 비용에서도 많은 경제적 손실을 가져오고 있다. 이를 능동적으로 해소하기 위한 방사성폐기물 감용화 방안으로 방사성폐기물의 범주에서 제외시키는 자체처분 폐기물의 증대가 요구되며, 또한 방사선관리구역 외부에서 발생된 폐기물(특히 건설폐기물, 예: 콘크리트 자갈, 토양등)의 경우에도 오염가능성이 있거나 극히 낮은 수준이지만 자체처분대상 폐기물로 관리하여 자체처분 승인을 득한후 소의매립하고 있는 실정에 있다. 위의 자체처분 실적에서와 같이 콘크리트 자갈의 경우 구매 비용을 지불하고 발전소 건물목상에 포설되어 있었던 콘크리트 자갈로 발전소내 건물 개축시 지반 기초공사 자재로 재활용하여 사용함으로써 소의 매립비 절감은 물론 매립 자재비용도 절감할 수 있었다.

향후 자체처분 폐기물의 물량이 증가할수록 소의매립을 소내·외 재활용 방안으로 유도한다면 경제적 효과 및 대외 이미지 재고에 크게 기여하리라 기대된다.

방사성 오염 슬러지의 자체처분 가능성 평가

김학수, 양호연, 이은규

원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

hskim007@khnp.co.kr

영광 원자력발전소 5호기 탈염수 공급모관 오염으로 오폐수처리장에서 다량, 다종의 방사성폐기물이 발생되었으며 슬러리상의 오염물이 1톤 강화플라스틱 원통형 용기 220개에 저장되어 있고 바닥 슬러지는 40kg 용량 마대자루 689개에 수거하여 보관 중에 있다. 오폐수처리장에서 수거하여 보관중인 슬러지의 오염 정도는 매우 낮을 것으로 예상됨에 따라 처분제한치 미만의 방사성 오염 슬러지를 드립 처리하여 처분하는 것보다는 법적 절차에 따라 적절하게 자체처분하는 방안을 강구하였다(삭제). (오폐수처리장에서 발생된 슬러지는 그 오염정도가 매우 낮아 법적 절차에 따라 자체처분하는 방안을 모색하고 있다.)

특히, 1톤 강화 플라스틱통내에 보관중인 슬러지는 습윤 상태의 것으로서 방사성핵종 분석을 위해서는 관련 규정에 의거 슬러지를 건조한 상태로 200kg당 대표시료를 최소 1개 채취해야 함에 따라 슬러지내 수분을 제거하기 위한 적절한 전처리 과정을 수립하여 처리하였고 그 과정은 아래 그림 1과 같다.

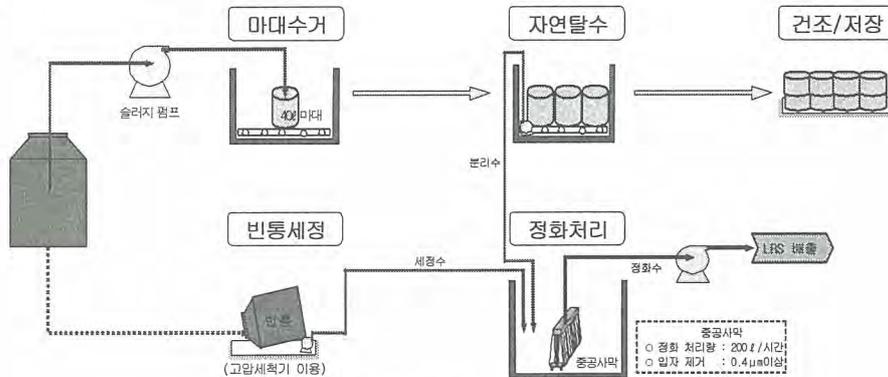


그림 1. 강화플라스틱통내 슬러지 전처리 과정

상기 과정을 통해 건조된 슬러지로부터 방사성핵종(감마, 베타 핵종)의 농도를 분석하였다. 감마핵종으로서는 주로 Co-60, Co-58, Co-57 및 Mn-54가 검출되었으며, 베타핵종으로서는 H-3 및 C-14를 분석하였다. 아울러 Co-60이 검출됨에 따라 부식생성물인 Fe-55 및 Ni-63을 추가로 분석하였다. 난검출성 핵종으로서 Fe-55 및 Ni-63의 분석 방법이 국내에 아직 정립되어 있지 않은 관계로 국내 연구소에서 제시된 방법에 따라 분석을 하였다. H-3의 경우에는 최대 0.0736 Bq/g부터 최소 0.008 Bq/g, Fe-55는 최대 0.06 Bq/g부터 최소 0.0199 Bq/g, Ni-63의 경우에는 영광3발전소 최종안전성분석보고서의 선원항 자료로부터 유추하여 계산하였으며 C-14의 경우에는 검출기의 MDA값을 사용하였다.

이러한 분석결과로부터 얻어진 슬러지 내 방사성핵종 농도와 영광부지 내 매립지의 부지특성자료를 이용하여 자체처분 가능성을 평가하였다. 평가를 하기 위해서는 우선적으로 매립폐기물의 기하학적 모델을 수립하여야 하는데 본 평가에서는 영광부지 운영현황을 고려하여 폐기물의 매립형태로서 높이 0.5m의 원통형을 가정하였다. 또한 관련 기술기준으로서는 과기부고시 제2001-30호 "방사성폐기물 자체처분 등에 관한 규정"에서 제시하고 있는 개인(10μSv/yr) 및 집단(1 man · Sv/yr)에 대한 선량기준을 적용하였으며, 방사성핵종별 자체처분 허용농도 기준은 IAEA Safety Guide RS-G-1.7

에서 제시한 값을 적용하였다. 일련의 평가는 분석된 방사성핵종별 농도를 토대로 자체처분 허용농도 기준 만족여부를 확인하고, 다수핵종 존재시 분율의 합이 1 미만임을 평가한 후 매립부지 상부에 거주하는 개인 및 집단에 대한 피폭선량을 평가하는 절차를 따랐다. 앞에서 언급된 일련의 평가절차에 따라 방사성 오염 슬러지의 자체처분 가능성을 평가한 결과, 전체 슬러지 발생량의 약 10%정도가 일년 자연붕괴시킨 후 복토를 고려한다면(15cm 이상) 가능한 것으로 평가되었다(그림 2 참조).

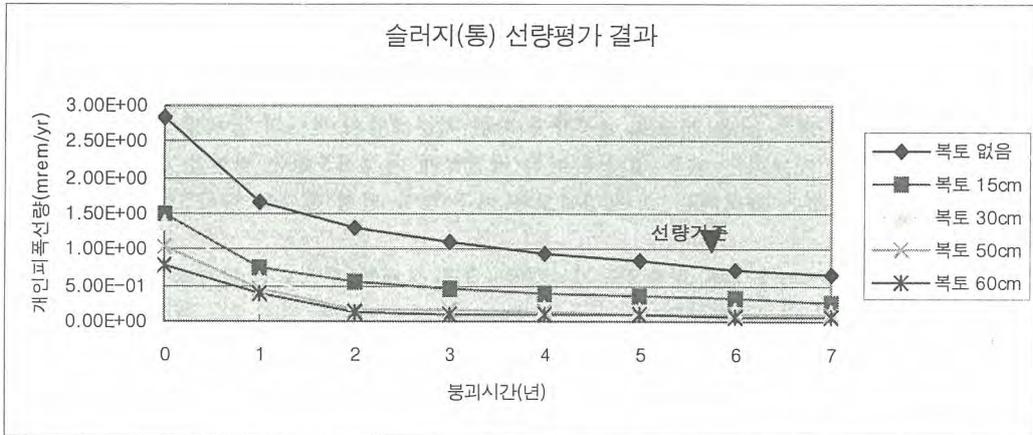


그림 2. 슬러지 자체처분 선량평가 결과(0.5m 원통형)

또한 각 방사성핵종별 선량평가에 미치는 영향을 분석한 결과, 장반감기 핵종인 C-14가 매우 큰 영향을 미쳤으며 시간이 경과함에 따라 Co-60의 영향이 또한 선량평가에 많은 영향을 미치는 것으로 분석되었다. 이러한 분석 및 평가결과로부터 영광 5호기 탈염수 공급모관 오염으로 오폐수처리장에서 수거된 슬러지에 대한 처리방안으로서는 Co-60의 농도를 토대로 Co-60의 농도가 0.03 Bq/g 미만일 경우에는 충분한 복토(15cm)를 고려한다면 1년 정도 보관 후에 자체처분하는 것이, 그리고 Co-60의 농도가 10^{-2} Bq/g부터 0.1 Bq/g 범위에 있는 슬러지는 3년 이상 보관 후에 자체처분하는 것으로 그리고 매우 적은 양이지만 Co-60의 농도가 0.1 Bq/g 이상이면 장기별도 관리 후 자체처분하는 것이 가장 적절한 방안으로 평가되었다.

제3분과

사용후핵연료 및 핵연료주기 (Oral)

빈 면

Behavior of a Metallic Precipitate in an Irradiated Simulated Fuel

Yang-Hong Jung, Hee-Moon Kim, Byung-Ok Yoo, Kweo-ho Kang, Yong-Sun Choo,

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

nyhjung@kaeri.re.kr

A specimen of simulated fuel which was irradiated at HANARO research reactor as much as 3,300 MWd/tU of burn-up at the condition of 36 kW/m of maximum linear power was studied by a shielded EPMA (Electron Probe Micro-Analyzer). In order to obtain an accurate analysis and to compare the result, chemical analysis and EPMA were also performed for an un-irradiated fresh simulated fuel. This study concentrated on the metallic precipitates of the irradiated simulated fuel specimen which contained lots of fission products. Among the several properties of the metallic precipitate, the size and concentration were investigated. It was also observed a large metallic inclusion in the irradiated simulated fuel and X-ray photographs were taken to analyze the properties of the large metallic inclusion.

Fig. 1(a) depicts the distribution of the metallic precipitate in the radial direction. From the center of the specimen, 10 parts with the same distance of 400 μm are selected arbitrarily and 200 SEM magnifications were taken. Among the several metallic precipitates, the average size was obtained from 5 different images. The metallic precipitates observed in the fresh simulated fuel were 0.5~1.0 μm , while those of the irradiated simulated fuel were 2~3.5 μm in diameter. It is believed that the initially produced precipitates during sintering were grown by coalescence with newly produced fission products during a irradiation. And it was found that the size of the metallic precipitate became smaller from the center to the surface in the specimen. Fig. 1 (b) shows the quantitative results for the Mo element at 50 points in the radial direction. It is well known that Mo exists as an oxide form in a fuel matrix. Because a metallic precipitate is distributed abnormally in a fuel, an analysis of Mo was performed with EPMA on the grain boundary rather than in the grain. Among the several EPMA methods, a TV mode was chosen with a magnification of 10,000 times. Although the concentration of Mo may increase in a metallic precipitate, a trend of Mo can be estimated if an analysis is performed at an arbitrary point with the same distance in the radial direction. In Fig. 1 (b), the concentration profile of the molybdenum dissolved in the fuel matrix, trend represents that the concentration of molybdenum at the fuel surface is scattered more than that at the center. The oxidized molybdenum was assumed to be dissolved in the oxide fuel matrix. This is a result of the fission process because oxygen cannot be completely be bonded by the generated fission products [1].

It was found that the concentration of Ru had a similar behavior of Mo with the same EPMA analysis methods. The data was also extracted by following the same procedure for Mo in Fig. 1 (b). Considering a low burnup of the irradiated simulated fuel, it is understood that the precipitates of the perovskite phases were developed during the fabrication process of the irradiated simulated fuel (oxide/reduction, slitting process). The ceramic nucleation cluster may develop during a sintering process and a solid solution diffusion process. Therefore, it is understood that the main reason for a size change of the metallic precipitate at different regions is its different formations at different temporal conditions during an irradiation in the HANARO.

Fig. 1 (d) depicts a projection of the radial concentration change for the metallic precipitate section

of the Molybdenum-Ruthenium-Palladium phase diagram at 1700°C[2]. The oxidation and reduction processes had an effect on the formation of the metallic precipitates. Also a large metallic inclusion was found and some quantitative results were provided including weight percents for some major elements. To investigate more reliable results for the metallic precipitate and large metallic inclusion in an irradiated simulated fuel, more post-irradiation tests should be performed with various kinds of fuels. It is believed that the approach of this study will be helpful for analyzing the performance of impurities in an irradiated fuel.

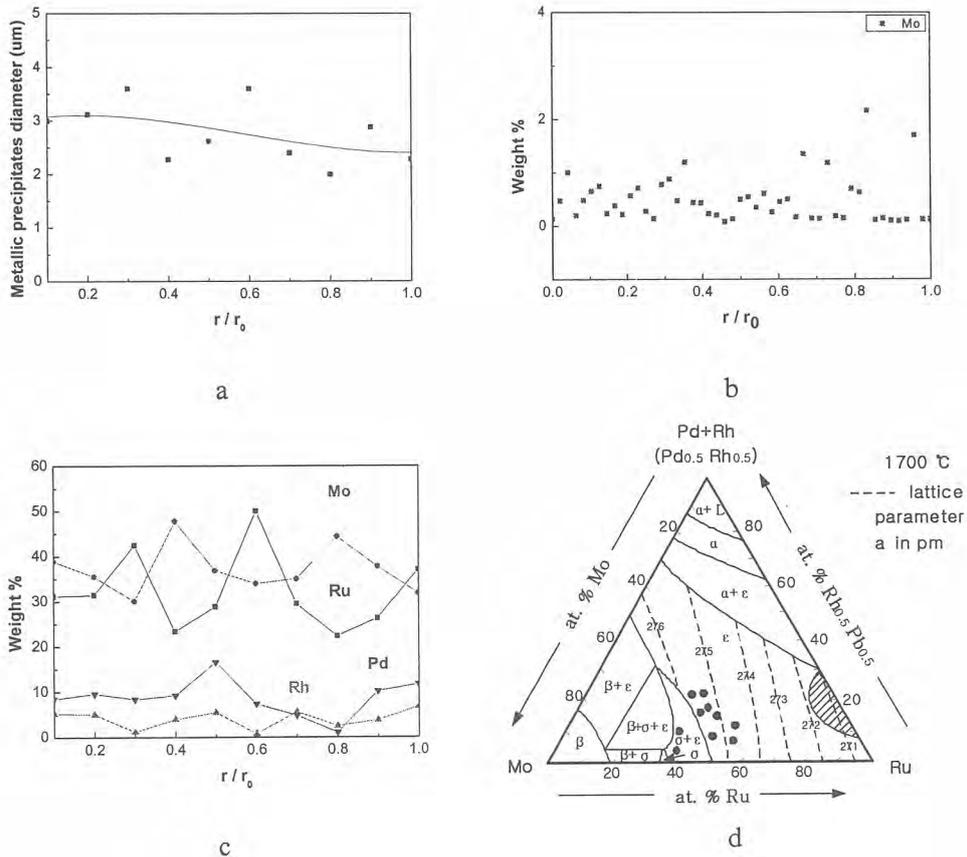


Fig.1. Size and composition of the irradiated simulated fuel. (a) Size of metallic precipitate, (b) Distribution of Mo concentration (X10,000), (c) Wight percents of various metallic precipitates, (d) The hexagonal Mo-Ru-(Rh+Pd) precipitates of irradiated simulatedfuel. The compositions are projected onto the Mo-Ru-Rh_{0.5} Pd_{0.5} section at 1700 °C.

Reference

1. I. Jonson, C.E. Johnson, C.E. Crouthamel, C.A Seils, J. Nucl. Mater., 48(1973) 21.
2. H. Kleykamp. J.O. paschoal, R. Pejsa, F. Thommler, J. Nucl. Mater., 130(1985)431.

연소도고려 임계해석에 반영하는 핵종의 단면적자료 특성 분석

박덕진, 안준기

한국전력기술(주), 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

dipark@kopec.co.kr

사용후핵연료 저장시설 또는 수송용기에 대한 임계안전 해석에서 연소된 사용후핵연료에 존재하는 액티나이드 및 핵분열생성물 핵종들의 재고량을 고려하면 연소되지 않은 신연료를 가정하는 경우보다 그 반응도가 상대적으로 낮아진다. 이와 같이 노심에서의 연소에 의해 사용후핵연료의 반응도가 낮아지는 것을 임계안전 해석에서 고려하는 것을 연소도고려(Burnup Credit : BUC) 임계해석이라 한다. BUC 임계해석은 핵연료에 대한 연소 계산을 통해 사용후핵연료의 구성 핵종 및 그 재고량을 평가한 후 이를 반영하여 반응도를 계산하게 되므로 신연료를 가정하는 임계해석과 비교하여 그 해석절차가 복잡하다. 또한, BUC 임계해석은 사용후핵연료 연소 계산의 타당성 및 해석 결과의 보수성과 설계 여유도 등에 대한 적절성 확인 등의 추가적인 분석을 요구한다.

사용후핵연료의 구성 핵종과 재고량 계산은 SCALE4.4 전산코드^[1]의 SAS2H/ORIGEN-S 모듈 체계를 이용하였으며, 노심 연소 계산의 기본적인 입력자료는 핵연료봉 및 핵연료집합체의 기본 치수 자료, U^{235} 초기농축도 및 노심 장전량, 노심 열출력 준위, 노심 운전 조건, 연소 이력 등이 다.

핵연료 연소 계산에 의해 계산된 사용후핵연료의 구성 핵종 중 BUC 임계해석에서 반영하는 액티나이드 및 핵분열생성물 핵종들의 흡수 거시단면적(Σ_a)과 핵분열 거시단면적(Σ_f)을 사용후핵연료의 방출연소도, 냉각기간 등과 비교하여 검토, 분석하였다. 사용후핵연료 구성 핵종의 흡수단면적과 핵분열 단면적은 사용후핵연료의 반응도를 결정하는데 가장 중요한 직접적인 요소이다. 액티나이드 및 핵분열생성물 핵종의 중성자 흡수단면적과 핵분열 단면적자료 평가는 핵연료집합체 내의 중성자에너지 스펙트럼을 고려한 단면적자료가 아닌 열중성자($E=1/40$ eV)의 흡수단면적(σ_a)과 핵분열단면적(σ_f)을 기준으로 수행되었다. BUC 임계해석에 반영하는 사용후핵연료 구성 핵종 선정은 핵종의 존재 안정성(휘발성), 중성자 반응 단면적의 크기, 재고량 등을 냉각기간을 고려하여 수행하며, 재고량 측정치와 비교한 검증 가능성 여부 등도 고려하게 된다.

액티나이드에 대해서는 열중성자 흡수 및 핵분열 단면적 크기를 기준으로 48 핵종을 고려하였는데, 이 중 U^{234} , U^{235} , U^{236} , U^{238} , Pu^{238} , Pu^{239} , Pu^{240} , Pu^{241} , Am^{241} , Am^{243} , Np^{237} 등 12 주요 핵종^[2]의 Σ_a , Σ_f 값의 합은 고려된 전체 48 핵종에 대한 합의 99 % 이상을 차지하여 12 주요 핵종의 고려는 모든 액티나이드 핵종을 고려하는 것으로 가정할 수 있다. 액티나이드 중 U^{235} 와 U^{238} 의 Σ_a , Σ_f 의 합은 연소도가 증가할수록 신연료에 비하여 대폭 감소된다. 표 1에 U^{235} 와 U^{238} 의 Σ_a , Σ_f 의 합을 전체 액티나이드의 Σ_a , Σ_f 의 합에 대한 비율로 연소도 및 냉각기간에 따라 나타내었다. BUC 임계해석에서 반영하는 주요 핵분열생성물은 Mo^{95} , Tc^{99} , Ru^{101} , Rh^{103} , Ag^{109} , Cs^{135} , Nd^{143} , Nd^{145} , Sm^{147} , Sm^{149} , Sm^{150} , Sm^{151} , Eu^{151} , Sm^{152} , Eu^{153} , Gd^{155} 등 16 핵종^[2]이다. 표 1에 반영된 핵분열생성물 핵종의 Σ_a 값의 합을 Xe 동위원소 및 반감기가 짧은 핵종을 제외한 전체 핵분열생성물 핵종의 Σ_a 값의 합에 대한 비율로 나타내었다. 고려된 핵종들의 Σ_a 값의 합이 전체에서 차지하는 비율은 냉각기간에 따라 더 증가하게 되며 하며, 동일한 냉각기간을 가정하는 경우에는 연소도가 높을수록 전체에서 차지하는 비율이 감소되는 경향을 보인다. 그림 1, 2에 U^{235} 와 U^{238} , 이를 제외한 주요 액티나이드(10 핵종) 및 핵분열생성물(16 핵종)에 대한 Σ_a , Σ_f 값의 합을 연소도에 따라 나타내었다. 핵연료 연소에 따른 U^{235} 와 U^{238} 의 Σ_f 값 감소는 액티나이드 생성에 의한 Σ_f 값 증가보다 더 커서 연소도가 증가할수록 사용후핵연료의 반응도가 감소하게 된다. 또한, 핵연료 연소에 따른 U^{235} 와 U^{238} 연소에 의한 Σ_a 값 감소보다 액티나이드 및 핵분열생성물의 생성에 의한 Σ_a 값 증가가 더 크므로 연소도가 증가할수록 사용후핵연료의 반응도는 더 감소하게 된다. 그림 3에 제시된 냉각기간에 따른 주요 액티나이드(12 핵종) 및 핵분열생성물(16 핵종)의 Σ_a , Σ_f 값의 합은 냉각기간에 따라 Σ_f 값은 감소하고, Σ_a 값은 증가하는 경향을 보여준다. 따라서 사용후핵연료는 동일한 연소도를 가지더라도 냉각기간이 경과함에 따라 반응도가 감소된다.

결론적으로 주요 액티나이드(12 핵종)의 Σ_f 값의 합은 전체 액티나이드 핵종 값과 동일하다고 할 수 있으며, 연소에 따른 초기 장전된 우라늄의 Σ_f 값 감소가 액티나이드 생성에 의한 Σ_f 값 증가보다 더 커 연소도에 따라 사용후핵연료는 그 반응도가 감소된다. 또한 장전된 우라늄 연소에 의한 Σ_a 값 감소보다 액티나이드 생성에 의한 Σ_a 값 증가가 더 크기 때문에 연소도에 따라 반응도는 더욱 감소된다. 액티나이드 생성에 의한 Σ_a 값 증가가 핵분열생성물 생성에 의한 Σ_a 값 증

가보다 약 2~3배 크게 나타나므로 BUC 임계해석에서 중성자흡수물질 생성 효과는 액티나이드에 의한 효과가 가장 크다고 하겠다. 또한, 핵분열생성물 핵종을 선별적으로 고려하는 것은 연소도 및 냉각기간 별로 전체 핵분열생성물 Σ_v 값의 70~90 % 정도만 반영하는 것이므로, 이는 BUC 임계해석의 추가적인 설계 여유도를 제공한다고 하겠다. 본 평가는 사용후핵연료의 소내 저장, 수송, 임시 저장 등을 위하여 냉각기간을 40 년까지 고려하였으며, 냉각기간이 훨씬 긴 영구 처분 등에 있어서는 다른 경향을 보일 수도 있음을 유의하여야 한다.

표 1. 전체핵종에 대한 고려핵종의 Σ_v , Σ_f 값 비율

연소도 (MWD/MTU)	냉각기간에 따른 Σ_v , Σ_f 비율 (%) (U^{235} 초기농축도 : 4.5 wt%)							
	Σ_v, Σ_f ($U^{235} + U^{238}$)				Σ_v (핵분열생성물 16 핵종)			
	0	5 y	10 y	40 y	0	5 y	10 y	40 y
15,000	64, 70	63, 70	63, 70	63, 71	73	89	91	92
30,000	48, 50	47, 50	47, 51	46, 53	71	86	89	91
45,000	39, 33	38, 34	38, 35	37, 37	68	84	87	90
60,000	33, 19	32, 20	32, 21	31, 23	65	81	85	89

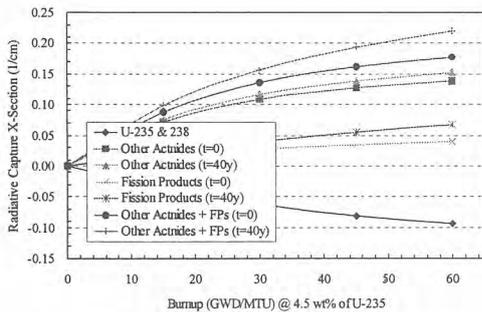


그림 1. 연소도에 따른 Σ_v 값 변화

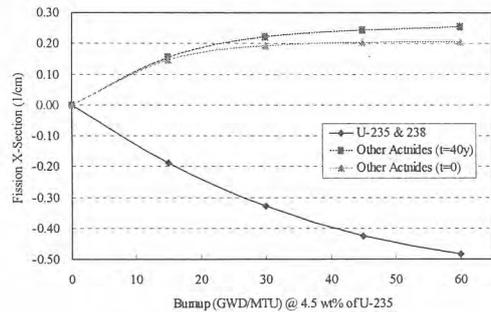


그림 2. 연소도에 따른 Σ_f 값 변화

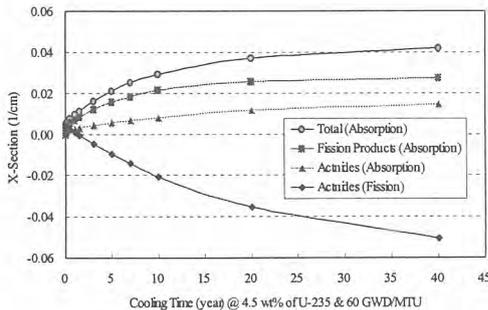


그림 3. 냉각기간에 따른 Σ_v , Σ_f 값 변화

참고문헌

1. C00545/MNYCP00, "SCALE 4.4 : Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation for Workstations and Personal Computers," ORNL, 1998.
2. C.V. Parks, M. D. Dehart, and J. C. Wagner, "Phenomena and Parameters Important to Burnup Credit," pp. 233-247 in *Proc. of IAEA Technical Committee Meeting on the Evaluation and Review of the Implementation of Burnup Credit in Spent Fuel Management Systems*, July 10-14, 2000, Austria.

용융염기반 우라늄금속전환체의 전해정련 공정에서 우라늄 및 란탄족원소의 화학적 거동

조영환, 김택진, 최인규, 지광용

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

yhcho@kaeri.re.kr

란탄족원소들은 우라늄의 핵분열 생성물로 사용후 핵연료에 생성, 존재한다. 용융염매질에서 진행되는 차세대 사용후핵연료 관리공정에서 공정의 물리, 화학적 환경에 따라 란탄족 원소의 화학적 거동이 변하게 된다. 산화우라늄의 우라늄금속 전환공정에서 란탄족 원소는 공정조건에 따라 란탄족 산화물로 존재하게 되며, 이후 전해정련 공정으로 옮겨진다. 그리고 그 후의 전기화학적 거동을 이해하는 것은 전해정련공정의 효율성관점에서 매우 중요하다.

(1) 전해정련 공정의 관점에서 란탄족산화물의 용해도가 첫째 관심의 대상이 된다. 전해정련 조건에서 란탄족산화물/혼합산화물의 용해도를 측정된 결과 약간의 용해도를 나타낸 유로피움을 제외한 대부분의 란탄족 산화물은 LiCl-KCl (450 °C)에서 녹지 않는 것으로 나타났다.

(2) 전해정련공정에서 란탄족 산화물은 LiCl-KCl 450 °C 용융염에서 거의 녹지 않는 것으로 밝혀졌을 지라도, anode에서 생성된 U(III)와 반응하여 Ln(III)이온으로 빠르게 녹아들게 됨을 실험적으로 관찰하였다. 모든 REE 산화물에 대해서 동일한 현상을 확인하였다. 그 결과 우라늄은 산화물 침전으로 떨어지게 된다. 이 반응을 UV-VIS 분광법을 응용하여 실시간으로 확인할 수 있었다. 이는 란탄산화물이 존재하는 양 만큼 우라늄정제효율을 떨어뜨린다는 것을 의미한다.

(3) 전해정련 공정의 효율성 관점에서 금속전환체내의 잔류 리튬산화물이 존재할 시 그 영향이 큰 관심을 끈다. 리튬산화물은 용융염매질에서 해리되어 산소이온(O^{2-})으로 존재한다. U(III)이온은 산소이온과 반응성을 UV-VIS 분광법과 XRD 방법으로 조사하였다. 그 결과, U(III)는 미량의 산소이온과도 반응하여 우라늄산화물 침전을 형성함을 확인할 수 있었다. 이는 잔류 산화리튬에 의한 산소이온의 존재가 전해정련공정의 효율을 크게 떨어뜨릴 수 있음을 시사한다.

사용후 핵연료 차세대관리를 위한 용융염매질에서의 Pyroprocess 공정中 금속전환공정에서 전해정련공정으로 넘어가는 단계에서 잔류리튬산화물 및 란탄족산화물은 전해정련공정에 영향을 미치는 요인이 된다. 따라서 그 부작용을 최소화 하는 방향으로 공정개발단계에서부터 적절히 고려가 되어야 할 것으로 판단된다.

사용후핵연료 중간저장 방안의 결정인자에 대한 개괄적 고찰

이경구, 한국수력원자력(주) 원자력환경기술원

이재설, 한국원자력연구소

klee@khnp.co.kr

1. 서언

사용후핵연료의 안전하고 효율적인 관리는 원자력의 지속가능한 이용에 기본적인 요건이다. 사용후핵연료 최종 관리방안은 일차적으로 재활용 여부에 따라 구분되나 일부 원자력선진국을 제외한 대부분의 국가들은 정책결정을 미루고 중간저장에 의존하면서 시대상황의 변천과 기술 혁신 가능성 등을 관망하고 있는 실정이다.

본고에서는 중간저장에 대한 국내외적 제반 현황을 점검하고 현실적인 맥락에서 중간저장과 관련한 의사결정시 고려해야 할 인자들을 검토하여 세부전략 개발에 참고 되고자 한다.

2. 사용후핵연료 중간저장방안의 결정인자 및 고려사항

중간저장은 원래 사용후핵연료의 재처리 또는 처분 등에 필요한 단기간의 완충(buffer)기능으로 요청된 것이나, 이들 최종대안의 추진이 현실적으로 원활하지 못함에 따라 기존 원전의 포화 물량에 대한 추가적인 대책으로 대두되었고, 이제는 확장개념을 넘어 독립적인 기능을 갖춘 장기관리 대안(option)으로 까지 고려하게 되었다. 중간저장 사업추진이나 의사결정시 고려해야 할 인자들의 특성은 다음과 같다.

○ 중간저장기술

전통적으로 수조(water pool)에 의한 습식 저장기술은 소내/외 저장방법으로 널리 채택되어 왔으나, '90년대 이후 건식저장이 기술적 대안으로 등장하였는데, 습식에 비해 안전성과 경제성 측면에서 장기저장에 유리하다는 점에서 주목받고 있다. 그러나 자연대류에 의존하는 건식 저장 방법은 고연소도 핵연료의 취급/저장에는 기술적 한계가 있다. 저장방식 고령시 또 다른 중요 요건은 운반과의 연계성이다. 유럽에서 주종을 이루는 건식 저장의 금속용기는 수송용기로부터 겸용 용기로 발전된 것이고, 미국시장에서 저가 대안으로 개발되어 가장 각광 받는 콘크리트 저장용기 캐니스터(caister)형의 경우도 이동 연계성이 우수한 것으로 평가받고 있다. 지금까지 대부분의 시설들은 지상에 설치되어 왔지만, 최근 테러대책 등에 대한 우려 등으로 지하화 방안도 신중히 대두되고 있다.

○ 중간저장기간

사용후핵연료는 방사능 붕괴에 의해 발열량과 방사선량이 감소하는 특성이 있어 저장기간을 유연하게 고려할 수 있다. 각국마다 차이는 있지만 20~50년의 기간으로 중간저장 시설이 허가되어 있으며, 건식저장 방식의 경우 100년 또는 수백년 저장도 기술적으로 가능한 것으로 알려져 있다. 특히 다수의 원전 국가에서는 최종 관리정책의 미 확립과 미래의 기술적 혁신 전망에 대한 기대 등으로 일단 중간저장을 일차적 대책으로 고려하고 있으며, 원전 선진국에서도 재처리/처분의 잉여물량에 대한 보완적 관리 대책으로 중장기적 저장을 고려하고 있다.

○ 중간저장위치/부지

현재 대부분의 사용후핵연료의 재고는 앞서 언급한 이유로 원전부지에 위치해 있다. 그러나 중간저장의 위치는 경우에 따라 각 원전부지에 분산저장하는 방안과 특정부지에 중앙집중식으로 통합관리하는 저장 방안이 고려될 수 있으며, 핵비확산성, 안전성, 경제성, 국민수용성 등 제반 관련인자들을 고려하여 결정된다.

세계적으로 알려진 사례로 볼 때 중간저장 시설은 목적에 따라 다음 유형으로 구분된다:

- 완충 기능의 부속시설: 재처리(La Hague, Sellafield 등), 또는 처분(CLAB, Gorleben 등)
- 장기저장 목적의 별도부지 독립시설(MRS, PFS, Mutsu, Krasnoyark, Enresa시설 등)
- 저장용량 확장 목적의 원전내 신규시설(미국과 유럽을 포함한 다수의 중간저장 시설)

한편, 분산-집중 저장을 확장한 국제적 관리방안도 제시되고 있는데 실제로 IAEA와 같은

국제기구에서 핵주기 시설의 국제화를 통한 핵확산 저항성측면에서 그 타당성이 오래 전부터 검토되어 왔고, 최근에는 연료은행 개념이 논의 되고 있는데, 영향성이 큰 인자이다.

중간저장 시설의 부지 의존성은 처분장과 같은 영구시설에 비해 한시성을 갖는다는 점에서 수용성이 다소 높은 것으로 평가되고 있다. 그러나 사용후핵연료의 최종관리 방안이 확립되지 못한 경우 중간저장마저 영구화 될 우려로 이어질 수 있어 부지 수용성은 만만치 않을 것이 현실이다.

운반체계에 대한 문제도 위치선정에서 매우 중요 요소이다. 운반과정에서의 수용성은 물론이고 최종 관리시설과의 연계성 차원에서 효율적인 위치가 고려되어야 할 것이다.

○경제성

사용후핵연료의 관리대책에서 장기 저장이 선호되고 있는 또 다른 이유는 재처리 또는 처분의 조기 추진에 비해 경제적이라는 점이다. 최근의 저장단가는 USD 50~150/ KgHM 로서 이는 재처리의 1/10, 그리고 처분의 1/3~1/5 정도에 불과하므로 절박한 다른 요인이 없다면 중간저장이 매우 현실적인 대안이 될 수밖에 없다. 저장비용은 세계적으로 상당히 축적된 사업경험으로부터 대략적인 범위가 잘 알려져 있고, 시설 및 관련서비스 시장도 비교적 잘 형성되어 있다. 저장 방안의 선정에서 소요비용에 대한 고려는 중요 인자이기는 하나 의사결정에서는 타 인자들과의 조화가 불가피한 실정이다.

○기타인자

미래의 불확실성에 대비한 제도적 바탕은 특히 중간저장의 장기화에 대비한 신뢰구축에 중한 고려사항으로서 법적인 틀을 비롯하여, 관리체계, 규제/감독, 예산의 뒷바침 등 제반 요소가 고려되어야 한다. 이외에도 시대상황에 따라 가변적인 제반 요소들(예컨대 : 테러방호체계, 사회적 수용성, 국내외적 정치환경 등)이 고려대상이 될 수 있다.

3. 결론

최근 유가 상승과 기후협약 등의 여파로 미래 에너지 대안으로서 원자력의 진흥이 기대되면서 사용후핵연료 관리상의 근본적인 문제점을 획기적으로 해결하려는 기술혁신 논의가 선진국을 중심으로 활기를 띠고 있다. 중간저장은 이러한 미래의 불확실성에 대비할 기본 대책으로서 최종 관리방안 정책결정과 연계되어야 하며, 기술성, 경제성, 수용성을 비롯한 제반 인자를 고려한 최적 방안 결정과 제도적 대비책을 포함한 세부전략이 마련되어야 할 것이다.

참고문헌

1. IAEA, Regional Fuel Cycle Centres (1977)
2. Monitored Retrievable Storage, USDOE (1987)
3. W. Wood , et al, "Rethinking the economics of centralized spent fuel storage , HLRWM (Las Vegas, 1991)
- 4.K.S.Shrader-Frechette, "Burying Uncertainty- Risk and the case against Geological disposal of Nuclear Waste", The University of California Press (1993)
5. R. Petrovski, " Centralized interim storage of nuclear waste and a ational interim storage strategy", WISE (2005)
6. A. McFarlane, "The problem of used nuclear fuel : lessons for interim solutions from a comparative cost analysis" , Energy Policy, 29 (2001), pp.1379~1389
7. Mathew Bunn et. al., "Interim storage of spent nuclear fuel: a safe flexible and cost-effective near term approach to spent fuel management", Harvard University (2001)
7. "Multilateral approaches to the nuclear fuel cycle", IAEA (2005)
8. IAEA TECDOC Series No.1482, "Technical, economic and institutional aspects of regional spent fuel storage facilities (2005)

빈 면

제3분과

사용후핵연료 및 핵연료주기 (Poster)

빈 면

Preliminary Calibration Curves for the ACP Nuclear Material Accounting during the Early Stage of ACPF Hot Operation

Tae-hoon Lee, Ho-dong Kim, and Ji-Sup Yoon

Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Dukjin-dong Yuseong-gu, Daejeon, 305-353

typhoon@kaeri.re.kr

The construction of a hot cell facility for the Advanced Spent Fuel Conditioning Process (ACP) was completed and the process equipment and NDA system were installed in the ACP Facility (ACPF) in 2005 [1]. The ACP Safeguards Neutron Counter (ASNC) is a kind of neutron coincidence counter for the Non-Destructive Assay (NDA) of ACP's nuclear materials [2]. It was developed for the nuclear material accounting in the ACPF hot cell of ACP's process materials such as spent fuel rod cuts, UO₂ pellet, U₃O₈ powder, uranium metal ingot, and waste materials including hulls and salt waste. The performance test of the ASNC was done by using a ²⁵²Cf neutron source which was cross-checked by the safeguards group of the Los Alamos National Lab. (LANL). The measured values of ASNC's main parameters such as neutron detection efficiency, neutron die-away time, and deadtime coefficient are satisfactory to get doubles rate for the spontaneous fission neutrons of ²⁴⁴Cm element. Especially, the ASNC's cavity was designed to have a flat efficiency profile in the cylindrical space of the cavity. According to the present schedule, the PWR spent fuel will not be brought into the ACPF until 2008. Instead, the simulated fuel will be used to fulfil ACP experiments during the cold test period. The calibration of the ASNC system can be performed preliminarily by using the well-calibrated ²⁵²Cf source and MCNPX code [3]. A preliminary calibration curve for non-multiplying samples of ACP is generated to perform the nuclear material accounting of prototype ACP nuclear materials during the first ACPF hot operation. We can measure the mass of ²⁴⁴Cm of ACP nuclear materials through this calibration curve. And then the plutonium mass of them can be obtained by using Cm ratio [4]. Preliminary calibration curves for main ACP nuclear materials such as metal ingot, UO₂ powder and salt waste are also generated by using MCNPX and ORIGEN codes. We can see the obvious neutron multiplication influence on the increase of doubles rate for metal ingot and UO₂ powder. However, there is almost no multiplication for salt waste there because there is not much enough of plutonium content in it. These calibration curves will be modified and complemented when hot calibration samples are prepared. To verify this calibration curve, DUPIC SFS measurement and DA will also be conducted.

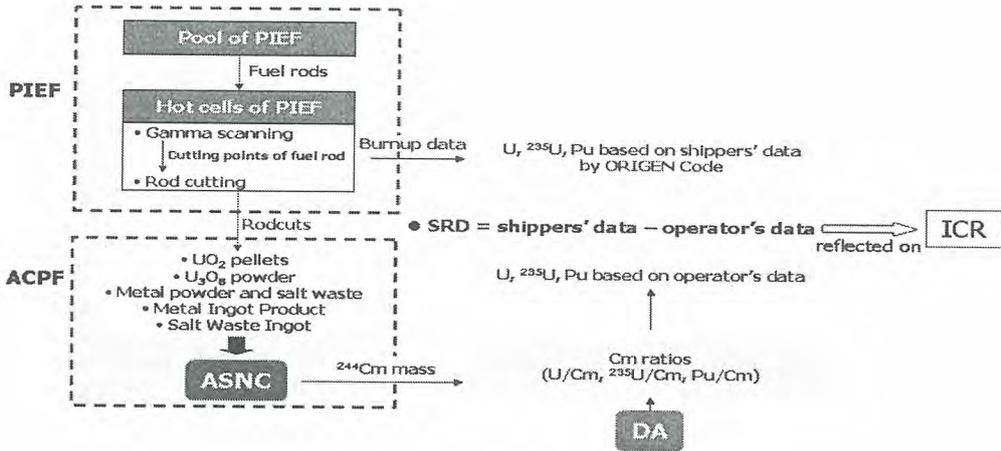


Figure 1. Nuclear material accounting procedure of the ACPF

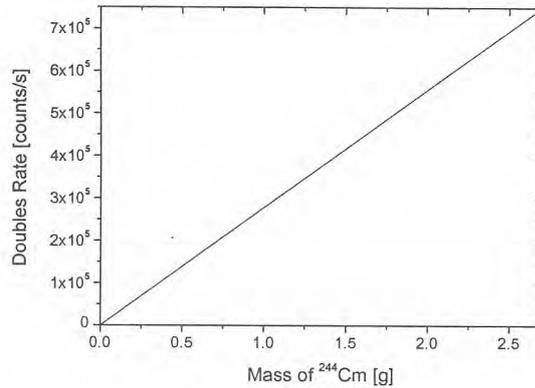


Figure 2. Preliminary calibration curve for non-multiplying sample of ACP nuclear materials

References

- [1] Jeong S. M., Park S. B., Hong S. S., Seo, C. S., and Park S. W., "Electrolytic production of metallic uranium from U_3O_8 in a 20-kg batch scale reactor", *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, Vol.268, No.2, 2006, pp.349-356
- [2] Lee T. H., Kim H. D., Jung K. J., and Park S. W., "Development of a neutron coincidence counter for the Advanced Spent Fuel Conditioning Process", *Journal of the Korean Physical Society*, Vol.48, No.2, February 2006, pp.218-221
- [3] Menlove H. O., Swinhoe M. T., and Rinard P. M., "Calibration of Pu and Cm detectors using ^{252}Cf ", LA-13961-MS, 2002
- [4] Menlove H. O., Lee Y. G., Cha H. R., Ko W., Hong S., and Kim H. D., "The calibration of the DSNC for the measurement of Cm-244 and plutonium", LA-UR-99-6217, 1999

REDOX 동반 착화제에 의한 TRU 분리

정동용, 이일희

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150

ndychung@kaeri.re.kr

사용후핵연료중 U과 Pu을 회수하기 위해 수십년 동안 Purex 공정은 가장 유용한 공정의 하나로 인식되어 왔으며, 지금도 사용되고 있다. 그러나 최근 미국에서는 SF의 부피 감용으로 인한 처분 비용 감소 및 자연 친화적 핵확산 저항성을 갖는 공정 개발을 하고 있고, 영국, 일본 등에서는 보다 향상된 사용후핵연료 처리공정들이 활발히 연구되고 있다. 이들 중 기존의 Purex 공정의 문제점을 줄임으로써 보다 효율적인 공정이 되도록 많은 노력이 기울여지고 있다. 이와 관련하여 우리나라로부터 Np과 Pu의 분리와 정제 향상과 보다 빠른 추출장치를 통한 방사선 영향 최소화 등에 초점을 맞추어 활발한 연구 수행되고 있다. 또한 2차 방사성폐기물(난분해성 폐액 포함)의 부피를 대폭 감용 시킬 수 있는 salt-free의 자연 친화적 시약들의 사용을 늘리는 방향으로 연구개발이 수행되고 있다. 이와 같은 연구 방향에서 고려되는 것들 중 하나는 REDOX (Reduction-Oxidation)를 동반하는 착화제 사용이다. 즉 착화제에 의해 U 추출시 Np, Pu과의 상호분리도를 향상시키고 또한 환경 친화적이며 핵확산에 저항성이 있는 공정을 개발하는 것이다.

Np은 질산수용상에서 주로 5가이나 4가, 6가 등도 공존하는 복합적 산화 상태(Np^{4+} , NpO_2^+ , NpO_2^{2+})이다. 이들의 분포는 용액의 질산농도 등에 따라 변하는 것으로 알려져 있다. 이와 같은 경우 Np은 사용후핵연료 처리시 문제가 된다. 여러 스트림으로 Np이 흘러감으로 인해 재처리의 복잡성을 증가시키게 된다. 따라서 Np의 보다 효율적인 조절은 재처리시 MA(Minor Actinide)로서 Np의 회수와 재순환을 가능하게 함으로써 보다 효과적이 될 수 있을 것이다. TBP 추출시 Np(V)는 매우 낮은 분배비를 갖으나 Np(VI), Np(IV)는 다소 큰 분배비를 갖는다. 이에 따라 U 추출시 정제도를 높이기 위한 Np의 산화수 조절은 매우 중요하다. REDOX 동반 착화제는 Np(VI)를 Np(V)로 환원시키고 Np(IV)와는 매우 큰 착물화상수 값을 가짐으로써 TBP에 의한 추출을 억제시킬 수 있다. Pu의 경우도 비슷하게 Pu(IV)를 추출이 안되는 Pu(III)로 환원시키거나 수용상에서 Pu(IV)와 착물을 형성함으로써 추출을 어렵게 만드는 것이다.

본 연구에서는 착화제로서 AHA(Aceto-hydroxamic acid)를 사용할 때 TRU의 추출특성에 대하여 고찰하여 보았다.

디지털 목업을 이용한 ACP 공정의 원격작업분석

김성현, 송대길, 임광목, 박병석, 윤지섭

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

hyun@kaeri.re.kr

원자력발전소의 운영으로 매년 사용후핵연료가 발생됨에 따라 사용후핵연료는 계속 누적될 것으로 전망된다. 따라서 효율적이고 안전한 사용후핵연료의 처리방안을 마련하기 위하여 한국원자력연구소에서는 사용후핵연료 재활용할 수 있는 사용후핵연료 차세대관리공정(Advanced spent fuel Conditioning Process) 기술을 개발하고 있다. 이 공정은 1997년부터 개발하였으며 이를 실증할 Advanced Spent Fuel Conditioning Process Facility(ACPF)를 건설하여 모의연료봉을 이용한 시운전을 수행 중에 있다.

본 연구에서는 ACPF 시설을 구축하는데 발생할 수 있는 문제점들을 사전에 파악하고 해결방안을 도출하고자 한다. 시설의 구조 및 외형뿐만 아니라 장치들의 조립과정에서의 조립성, 기기의 동작을 모사하여 실제 장치에서 발생할 수 있는 문제점을 보완하고자 한다. 또한 공정운전 및 장치 고장에 대한 유지보수 공정을 시뮬레이션으로 구현해 봄으로써 유지보수 공정의 절차의 적합성, 유지보수 가능성을 점검하고자 한다.

3차원 그래픽설계 기술을 활용하여 각종 공정장치를 실제 크기 모델링하고, 기능 및 운전 특성에 따라 기구학(kinematics) 특성 및 운동 범위에 대한 정의를 부여함으로써 작업영역 분석 등을 수행하였고, 핫셀내의 공정장치 배치 및 공정운전 및 유지보수에 조작에 필요한 공간 확보를 위한 공간 활용을 극대화하였다. 시설, 공정장치 및 유지보수장치를 3차원 그래픽 모델링하여 가상환경을 가상 목업을 구축하고, 공정장치들은 운전 및 유지/보수 측면에서 마스터-슬레이브 매니플레이터(MSM : Master/Slave Manipulator)의 작업영역을 분석하여 장치 설계에 반영하였다. 공정흐름에 따라 공정장치를 핫셀 내에 최적 배치를 하고 공정운전에 따른 장치의 접근가능성을 분석하였다. 유지보수장치의 작업영역분석은 핫셀내 공정장치의 유지보수 부품으로의 접근성과 관련하여 가장 기본적인 분석이다. 공정장치의 조작 및 유지보수 측면에서의 접근성 및 핫셀내 공정장치 배치는 매니플레이터의 작업영역 분석을 통하여 가능하다. ACPF와 공정장치 및 유지보수장치의 3차원 모델링 자료를 이용하여 컴퓨터의 가상환경에 장치를 배치하여 workcell을 구성하여 가상 목업을 구축하였다. 핫셀내에서의 유지보수 장치인 TSM과 MSM이 작업이 가능한 영역은 그림 1과 같다.

- 원격 운전 및 유지보수작업 시뮬레이션

고방사성, 고온의 극한 환경에서 운전하기 때문에 작업자와 공정장치 사이에는 격리된 핫셀에서 운전 및 대부분의 작업은 MSM을 사용하여 이루어지고 있다. 따라서 MSM의 작업범위 안에 공정장치가 배치되어야 한다. 핫셀 안에 설치되는 장치들은 원격으로 장치 조작 및 고장이 발생되었을 때 유지보수를 고려하여 모듈화를 적용하여 설계 제작된다. 선정된 보수 대상의 모듈에 대해서 인양 고리, 간섭문제, 장비 접근, 취급 장비의 모듈중량 등을 고려되며, 보수대상에 대한 분해 및 조립 방안을 분석하게 된다. 가상 목업을 이용하여 MSM의 작업범위 안에서 모든 작업을 수행할 수 있는 가를 시뮬레이션으로 미리 수행함으로써 검증할 수 있다. 시설에서 수행할 실증 공정절차를 수립하고 절차에 따른 시나리오에 따라 프로그램하여 시뮬레이션을 구현하였다. 탈피복장치의 공정운전에 대한 시뮬레이션을 구현하였을 때에는 MSM의 작업범위 안에서 작업을 그림 2와 같이 성공적으로 수행하였다. 그러나 그림 3과 같이 탈피복장치의 모터 교체에 대한 유지보수 작업을 수행시에는 MSM의 작업범위를 벗어나 교체작업을 수행할 수 없는 결과를 보여주었다. 이 결과를 반영하여 실제 공정장치의 설치에는 공정장치의 위치를 보정하여 설치할 수 있었다.

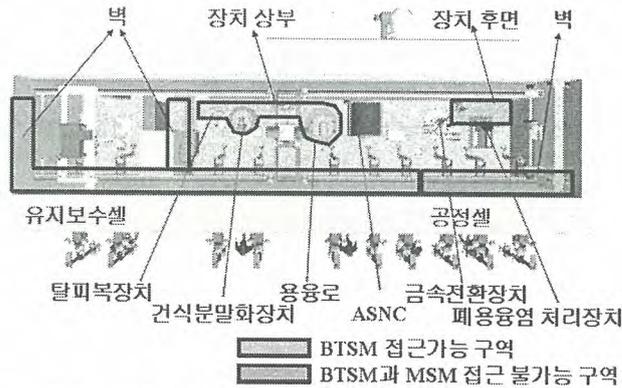


그림 1. 핫셀내에서 유지보수 장치의 접근영역 분석.

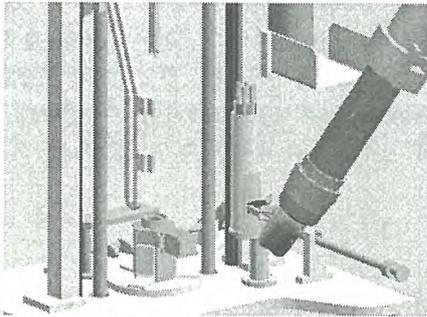


그림 2. 탈피복장치의 공정 시뮬레이션

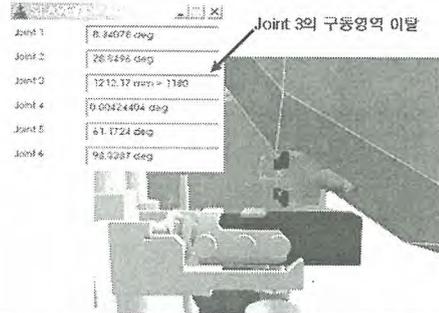


그림 3. 유지보수작업에서 MSM의 구동영역 이탈.

본 연구에서는 공정에 필요한 공정장치 및 유지보수장치를 실물과 같은 크기로 3차원으로 그래픽 모델링하여 가상 환경에서 모든 장치들은 조립되고 공간상에 배치하여 가상의 목업을 구축하였다. 이를 이용하여 핫셀에 공정장치의 배치 및 운전에 필요한 공정장치의 설계요건 분석뿐만 아니라 그래픽 시뮬레이션을 이용하여 핫셀에서 원격으로 수행되는 공정운전과 유지보수를 위한 분석을 수행하였다. 이에 대한 분석결과를 이용하여 ACPF의 공정장치들을 설치하여 시뮬레이션의 구현결과를 실제 작업과 비교하여 만족할 만한 수행결과를 도출하였다.

금속전환공정 시료 내 질산 불용성 물질의 용해 및 성분 분석

김민재, 이창현, 지광용

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

apollo93@nate.com

1. 서론

LiCl/Li₂O 용융염 매질에서 산화 우라늄의 전기회원 공정조건을 최적화하고 공정 간의 물질수지를 정확하게 평가하기 위하여 공정시료에 미량 함유되어 있는 핵분열생성물을 정밀, 정확하게 분석해야 한다. 사용후핵연료의 화학조성을 모사한 SimFuel, 그리고 Reduced Metal, Uranium Metal Ingot 및 Salt Ingot와 같은 공정시료에 미량 함유되어 있는 성분원소를 유도결합 플라즈마 원자방출분광법 (ICP-AES)으로 정량하기 위하여 HNO₃과 HCl으로 용해하는 과정에서 일부 금속 산화물들이 잘 용해되지 않음을 확인하였다. 불용성 물질은 SimFuel 제조과정에서 첨가한 ZrO₂, MoO₃ 및 RuO₂ 그리고 공정과정에서 생성된 Fe-Cr 및 Fe-Ni 혼합물이었다. 불용성 물질 용해에 적합한 용해조건을 조사한 결과 Microwave Digestion System을 이용한 가압 산분해법으로 HNO₃과 HF의 혼합산으로 ZrO₂, MoO₃ 및 Fe-Cr, Fe-Ni를 정량적으로 용해시킬 수 있었다. 이 조건에서 용해되지 않는 RuO₂는 KOH를 용제로 사용하여 정량적으로 용해시킬 수 있었다.

2. 실험 및 토의

2.1. Fe-Ni 및 Fe-Cr 용해

Reduced Metal과 Uranium Metal Ingot를 8 M HNO₃으로 용해시키는 과정에서 검정색의 불용성 물질이 확인되었으며 XRD로 분석한 결과 Fe-Ni 및 Fe-Cr 혼합물이었다. 표 1에서와 같은 가압 산분해 조건에서 HNO₃과 HCl의 혼합산 (1:2.5, v/v), 또는 HNO₃ 및 HF (5:1, v/v) 혼합산으로 용해시킬 수 있었다.

표 1. Microwave Digestion System을 이용한 질산 불용성 물질 용해조건

Metal Oxide	Mixed acid	Microwave Digestion
ZrO ₂ , MoO ₃ , RuO ₂	5 mL HNO ₃ , 1 mL HF	250 w 5 min, 400 w 5 min, 600 w 5 min, 250 w 5 min

2.2. ZrO₂ 및 MoO₃ 용해

SimFuel을 제조하기 위하여 첨가한 ZrO₂ 및 MoO₃는 8 M HNO₃에 용해되지 않았다. 표 1의 가압 산분해 조건에서 HNO₃과 HF의 혼합산 (5:1, v/v)을 사용하여 정량적으로 용해시킬 수 있었다.

2.3. RuO₂ 용해

ZrO₂, MoO₃ 및 RuO₂를 각각 10 mg씩 취하여 테프론 재질의 용해용기에 넣고 표 1의 가압 산분해 조건에서 용해시켰다. 5,000 rpm에서 약 10 분간 원심분리시켜 용해되지 않은 RuO₂를 회수하여 Ni 도가니로 옮겼다. 약 200~500 mg의 KOH를 넣고 700 °C 이하에서 용융시켜 Ru 용해거동을 비교한 결과 표 2에서와 같이 91~95% 범위에서 RuO₂가 용해됨을 확인할 수 있었다.

표 2. KOH 양에 따른 Ru의 회수율

Add KOH, mg	Add RuO ₂ , mg	Found RuO ₂ , mg	Recovery, %
200	15.0	14.0	93.3
300	13.3	12.6	94.7
400	14.3	13.2	92.3
500	11.1	10.1	91.0

2.4. ICP-AES에 의한 Ru 정량에 미치는 KOH의 영향

용융을 위하여 첨가한 KOH가 ICP-AES에 의한 Ru 정량에 미치는 영향을 조사하였다. 그림 1에서와 같이 K이 Ru의 정량에 영향을 미침을 확인할 수 있었다. 따라서 용융을 위하여 사용한 양만큼의 KOH를 표준용액에 첨가하여 Ru를 정량할 필요가 있다.

2.5. Ru 용액의 안정도

KOH로 용융된 Ru 용융물을 묽은 HCl로 용해시킨 다음 일정 시간이 지난 후에 침전물이 생성되는 것을 확인하였다. 10 mg의 RuO₂를 300 mg의 KOH로 용융시킨 후 최종 용액의 HCl 농도가 0.5 M 이 되도록 하였다. 용액을 5 군으로 나누고 HCl의 농도를 0.5~5.5 M 범위에서 조절한 다음 일정 기간 방치하였다. 주사기 거르개 (0.45 µm)로 거르고 거르개에 함유되어 있는 Ru의 양을 조사한 결과 그림 2에서와 같이 약 4 M 이상의 HCl에서 Ru 용액이 안정함을 알 수 있었다.

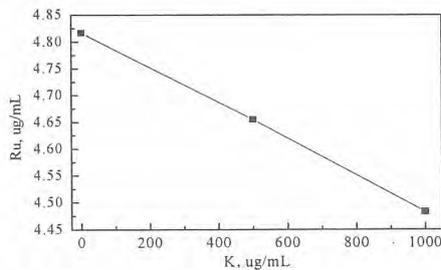


그림 1. Effect of K on the determination of Ru by ICP-AES. sample; 4 M HCl

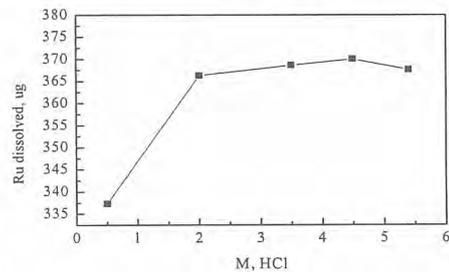


그림 2. Effect of HCl on the dissolution of Ru

3. 결론

금속전환공정 시료에 함유되어 있는 불용성 Fe-Cr, Fe-Ni, ZrO₂, MoO₃, 및 RuO₂의 용해조건을 확립하였다. 일반적으로 사용되는 진한 산을 이용한 용해방법으로는 ZrO₂, MoO₃, 및 RuO₂를 정량적으로 용해시키기 어려웠다. Fe-Cr, Fe-Ni, ZrO₂, MoO₃는 HNO₃과 HF의 혼합산 (5:1, v/v)을 사용하는 가압 산분해법으로 용해시킬 수 있었다. RuO₂는 KOH를 이용한 용융법으로 용해시킬 수 있었으며 4 M 이상의 HCl 매질에서 안정하였다.

참고문헌

1. K. Gloe, P. Muhl and M. Knothe, "Recovery of precious metals from electronic scrap, in particular from waste products of the thick-layer technique., Hydrometallurgy, 25 (1990) 88-110.
2. C.H. Lee, M.Y. Suh, K.S. Choi, J.S. Kim, Y.J. Park and W.H. Kim, "Determination of Ru, Rh, Pd, Te, Mo and Zr in spent pressurized water reactor fuels by ion exchange and extraction chromatographic separations and inductively coupled plasma atomic emission spectrometric analysis, Analytica Chimica Acta 475 (2003) 171-179.

국산 고연소도 사용후핵연료의 성능특성분석

김대호, 방제건, 양용식, 김선기, 이찬복, 전용범
 한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
 kdh@kaeri.re.kr

경수로(PWR) 원전의 경제성향상을 위해 핵연료의 고연소도화가 추세이며, 이로인한 선행 및 후행핵연료의 다양한 연구개발이 국제적으로 시도되고 있다. 우수한 내부식성 성능의 피복관 소재가 개발되면서 지속적인 연소도의 증가를 가져왔으며, 원전의 경제성 제고를 위한 고연소도 핵연료 개발에 관심이 집중되었다. 세계적으로 원전 이용률이 높은 우리나라의 경우 국내에서 생산된 핵연료의 인.허가 연소도를 58 MWd/kg-U.rod avg.으로 제한하고 있으며, 이는 핵연료의 안전성 확보를 위한 설계기준에 적용된다. 특히, 피복관의 성능은 핵연료 건전성에 직접적인 영향을 주며, 현재 국산 핵연료에 사용된 Zircaloy계열의 피복재는 연소도의 증가에 따라 저 주석함량의 Improved Zircaloy-4에서 내식성이 강화된 Zirlo™으로 대체되어 있다. 국내 원전에서 인출되어 저장하고 있는 핵연료의 대부분은 Zircaloy-4 계열의 피복관이며, 2000년 말부터 장전되기 시작한 내부식성의 Zirlo™ 피복관 사용 핵연료가 인출되고 있다. 현재 발전소 저장조에 보관중인 높은 연소도의 핵연료는 저 주석함량의 Improved Zircaloy-4 피복관을 사용한 핵연료가 주도적이고, 이들 중 제한 연소도까지 연소된 핵연료를 다량 저장하고 있다. 고준위 폐기물로 분류된 사용후 핵연료의 처리처분과 장기저장방식에 대한 다양한 논의가 시작되고 있는 시점에서 국산 사용후 고연소도 핵연료의 특성을 분석하였다. 기존의 30 ~ 40 MWd/kg-U의 중저수준 연소도를 갖는 사용후 핵연료와는 다르게 고연소도 핵연료에서 나타난 피복재의 특성은 향후 사용후핵연료 처리처분의 기술기준에 중요한 요소이다.

- 국산 고연소도 사용후 핵연료

시험에 사용된 국산 고연소도 사용후 핵연료는 봉평균 57,830 MWd/MTU-rod avg.의 연소도를 갖는 연료봉으로 국부적으로 67,000 MWd/ MTU까지의 연소도를 갖는다. 표 1.은 시험에 사용된 사용후 핵연료의 제원과 주기연소도이다. 고연소도에 따른 피복관의 부식, 수소화 및 Crud 침착, 변형률 및 응력변화, 소결체의 핵분열기체 분포 및 방출, 핵연료 분산 및 PCMI 등의 다양한 특성을 확인한다. 이의 구체적인 성능확인을 위해 Separate Effects Test를 수행하였다. 피복관의 경우 산화층 및 Crud 등에 의한 재료 특성변화를 확인하고 이때의 기계적 성질시험을 수행하였고 소결체의 경우 FGR의 분포와 방출거동과 Rim에 의한 미세구조 및 생성기구를 분석하였다.

표 1. 고연소도 사용후 핵연료의 제원 및 주기연소도

Parameter	Value	Cycle	Operation Days	Burnup (MWd/kgU)
- Material/Enrichment (w/o)	UO ₂ / 4.20, NU0.70	8	436	17.83
- Pellet diameter (mm)	8.192			
- Pellet length, EU/NU (mm)	9.83/10.16			
- Pellet density (g/cc)	10.51 (95.75 %TD)			
- Clad material	Improved Zircaloy-4	9	441	19.83
- Rod outside diameter (mm)	9.60			
- Clad thickness (mm)	0.67			
- Diameter gap (µm)	165			
- Active length of fuel (mm)	3,657.6 (3,362.8EU/304.8NU)	10	439	14.93
- Rod array/No. of fuel rod	17x17 / 264			
- Fuel rod pitch (mm)	12.60			
- No. of spacer, (End/Mid/IFM)	2 Inc./6 Zr-4 /3 Zr-4			
- FA Length (mm)	4,063	Total	1,316	52.59

- 고연소도 핵연료의 피복관 특성

피복관의 응력기준은 일반적으로 1 %의 항복응력 혹은 Ultimate Tensile Strength 등이 사용되며, 변형률 기준으로는 1 %의 원주방향의 탄성 및 소성 변형률 혹은 소결체의 팽윤으로 인한 피복관의 원주 및 축방향의 유효영구 변형률 2.5 % 등이 사용된다. 산화층의 경우 100 μm 이하생성 및 이때 수소침투는 500ppm 이하를 기준으로 한다. 국산 고연소도 핵연료의 시험결과 응력, 변형률 및 산화층등의 기준치가 모두 제한수위에 있는 것으로 확인되었다. 그림 1은 국산 고연소도 사용후 핵연료의 산화층과 직경변화의 측정자료이며, 그림 2는 고연소도 핵연료봉의 하단에서 300cm 부근에서 산화층 외관사진 이다.

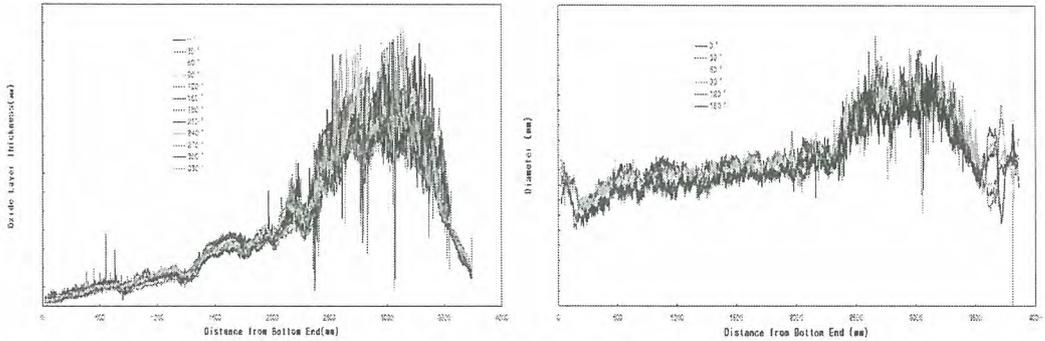


그림 1. 국산 고연소도 핵연료의 산화층 및 직경변화

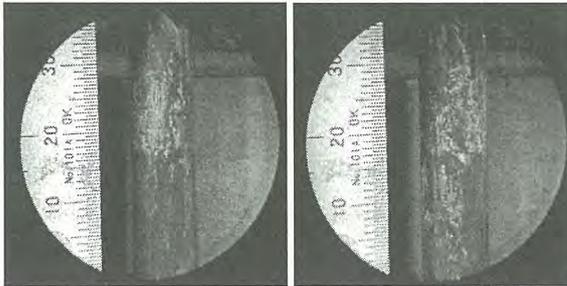


그림 2. 국산 고연소도 핵연료의 산화층 외관사진

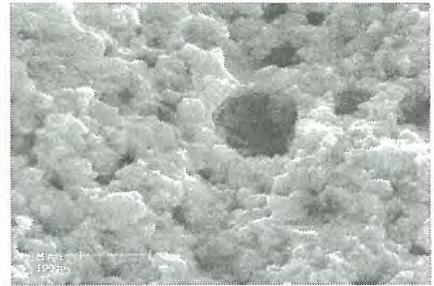


그림 3. Rim영역 SEM 사진

- 고연소도 핵연료의 소결체 특성

소결체의 경우 고연소도에 따른 사용후 핵연료 처리처분 및 장기저장에 따른 특성에 피복관보다는 중요성이 떨어진다. 반면, 핵비확산에 따른 사용후 핵연료의 재활용시 고려되어질 수 있는 것이 핵분열기체의 절대량과 고연소에 따른 Rim영역의 확대이다. 고연소도 핵연료로 인해 핵분열기체의 양은 증대되었으며, 국부적이기는 하지만 Rim의 영역이 100 μm 까지 확대되어 있는 것이 관찰되기도 하였다. 그림 3은 국산 고연소도 소결체의 외곽에서 관찰된 Rim사진이다.

- 결론 및 향후 계획

국산 고연소도 경수로용 사용후핵연료의 특성자료는 향후 장기건식저장 등의 처리처분에 관한 연구개발의 중요한 기본 자료가 된다. 고연소도 핵연료의 소재 및 재료에 대한 연소후 특성은 선행핵연료의 안전성평가와 개발에 활용되고, 핵비확산을 위한 재활용 연구에 이용될 수 있다. 지속적인 고연소도 사용후 핵연료의 안전성 평가 및 성능자료 생산을 통하여 안전한 사용후핵연료 관리 및 처분에 연계이용이 필요하다.

조사후 핵연료 천공장치 상세설계

김재용, 이형권, 박승재, 김봉구

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

고연소도 핵연료봉(high burn-up nuclear fuel rod) 안정성 검증을 위하여 사용 후 핵연료에 열전대(thermocouple)를 장입한 후 연구용원자로에서 재조사하여 열적성능을 검증하는 것은 중요하다. 현재까지 조사되기 전 핵연료 소결체(pellet)와 건식 재가공된 핵연료 소결체에 대해 연구용원자로에서의 조사시험은 진행되어 왔으나 조사후(irradiated nuclear fuel rod) 핵연료봉을 가공하는 재계장기술(re-fabrication technology)은 국내에서는 시도된 적이 없다. 현재까지는 몇몇 원자력 선진국에서만 보유하고 있는 기술로서 안전도와 정밀도를 요하는 기술이며 고연소도 핵연료의 조사특성을 파악하기 위한 필수 기술이다. 재계장기술은 크게 조사 중 핵연료봉 중심에 열전대를 설치하기위하여 지름 2.5mm, 깊이 60mm의 hole을 내는 천공공정(drilling process)과 열전대가 삽입된 핵연료에 봉단마개(end plug)를 삽입하기 위해 깊이 10mm의 소결체를 제거하는 소결체제거공정(defueling process)으로 나눌 수 있다.

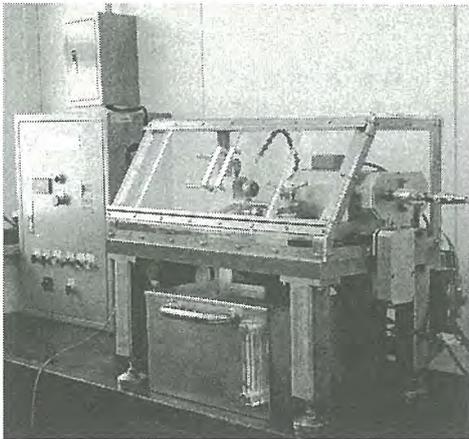


Fig. 1 Mock-up drilling device for a center hole on a simulated fuel rod

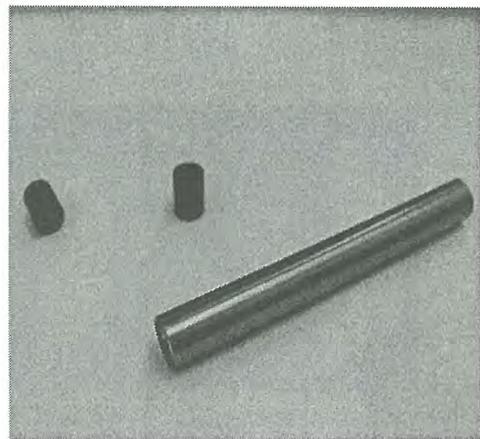


Fig. 2 Simulated fuel rod consisted of Ba_2FeO_3 and Zircaloy-4

재계장공정은 조사후 핵연료를 다루는 작업이므로 강한 방사선으로부터 운영자를 보호하기위해 모든 작업이 핫셀(hot-cell)내에서 원격조정기(manipulator)를 이용하여 이루어진다. 그러므로 천공장치 상세설계시 핫셀내의 공간크기(space size), 납셀창(lead window)을 통해 핫셀내부를 볼 수 있는 가시영역범위, 원격조정기의 작동범위 등을 고려하여야 한다. 이와 같이 조사후 핵연료 천공장치 상세설계에는 많은 제약조건을 만족시켜야 하는데 먼저 장비의 기본적인 성능을 검증하고 최적 절삭인자를 구하기위해서 일반실험실(cold lab)에서 사용이 가능한 모의 핵연료 천공장치를 Fig. 1처럼 제작하고 Fig. 2와 같이 지름 8.3mm, 두께 10mm인 바륨페라이트(Ba_2FeO_3) 6개를 zircaloy-4 rod에 resin을 이용하여 고착시켜 만든 모의 핵연료봉을 이용하여 천공시험을 실시하였다. 여러 차례의 천공실험을 통해서 조사후 핵연료봉 천공 최적조건을 구하였으며, 공정절차를 확립하고 천공 가능성을 확인하였다. 이렇게 얻어진 데이터들을 상세설계에 반영하였다.

본 장치는 그 기능에 따라서 크게 세 부분(component), 즉 천공부(drilling part), 드라이아이스부(dry-ice vessel part), 흡입부(suction part)로 나눌 수 있다. Fig. 3은 조사후 핵연료 천공장치의

개념도(conceptual drawing)이다. 각 부분의 기능과 상세설계시 고려해야 할 중요한 사항은 다음과 같다.

천공부의 중요한 기능은 소결체의 중심에 열전대를 삽입할 수 있는 hole을 가공해주며 봉단마개가 체결될 수 있도록 소결체의 일부분을 제거하는 역할을 수행한다. 또, hole내에 몰리브덴관(molybdenum tube)을 삽입하는 공정을 수행하며 회전속도 3,000~5,000 rpm, 절삭속도 0.005~2.5 mm/sec으로 동작되어야 한다. 처음부터 장축의 절삭공구를 이용하여 hole을 절삭하면 공구가 초기 위치를 잡지 못하여 공구축이 흔들리는 떨림현상(chattering)이 일어나 절삭이 되지 않고 부러져 버리는 현상을 유발한다. 그러므로 절삭공구를 길이별로 총 3종류로 설계하고 절삭 깊이에 따라 교환하여 사용하도록 하였다. 소결체제거공정에서는 Fig. 4와 같이 절삭공구를 지름별로 총 5종류로 구분하여 별도의 장비 없이 피복관에 손상을 주지않고 제거할 수 있도록 설계하였다.

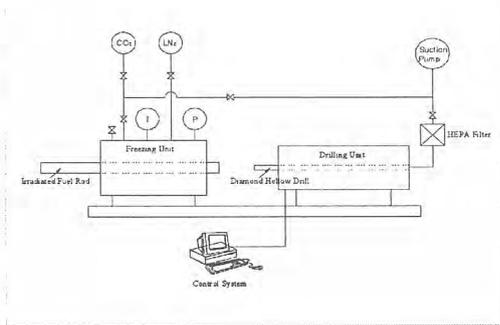


Fig. 3 Conceptual drawing of the drilling machine for irradiated nuclear fuel rods

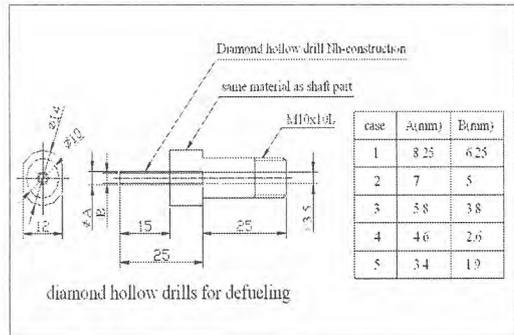


Fig. 4 Drawing of diamond hollow drills for the defueling process

드라이아이스부는 조사된 소결체내에 존재하는 크고 작은 크랙(crack)이 천공 중 하중을 받아서 더 진척되거나 소결체의 일부분이 떨어져나가는 현상을 막기 위해서 연료봉 내부 및 주위에 액체 이산화탄소(LCO₂)를 투입한 후 -175℃의 액체질소(LN₂)을 이용하여 드라이아이스화 시키는 역할을 한다. 이 부분의 중요 설계 포인트는 기밀유지를 위해서 부착되는 드라이아이스 용기의 뚜껑(cap)부가 드라이아이스화 공정에서 얼려졌을 때 원격조정기를 이용하여 쉽게 탈착할 수 있도록 설계하는 것이다.

마지막 흡입부는 절삭도중 발생하는 소결체 칩(chip)을 작업과 동시에 배출하여 절삭공구의 마모를 최소화하고 절삭작업이 원활하게 진행되도록 하는 기능을 한다. 일반 칩과는 달리 조사후 소결체는 고준위 방사능물질(radioactive material)로 외부로 확산되거나 비산(scattering)되지 않도록 해야 함으로 흡입펌프(suction pump)전에 HEPA filter를 두어서 포집한 후 일괄 보관하도록 설계하였다. 또 일정 진공압 유지를 위해서 고속으로 회전(5,000 rpm max.)하고 있는 천공부와 흡입부 사이 연결부분의 기밀유지방범이 흡입부 상세설계의 중요 포인트라고 할 수 있다.

본 논문에서는 재계장기술 개발을 위해 설계되고 있는 조사후 핵연료 천공장치의 각 부분별 핵심설계방법과 조사후 핵연료 천공작업절차에 대해서 간략히 서술하였다. 또한 상세설계에 고려하여야 할 제약사항들에 대해서 기술하고 현재 운영 중인 모의 핵연료 천공장치에 대해서도 간략히 소개하였다.

모의 핵연료 중심공 천공시험

이형권, 김재용, 김봉구, 전용범

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

nhkleel@kaeri.re.kr

경수로형 조사 핵연료를 재계장하기 위한 선행조건으로 모의 UO_2 펠렛을 사용하여 천공시험을 수행하였으며, 그 결과로 모의 UO_2 펠렛에 대한 천공조건을 수립하였다. 천공시험은 비방사성구역에서 수행하므로 방사선 오염을 방지하기 위하여 UO_2 와 경도가 비슷한 바륨페라이트($BaFe_{12}O_{19}$)와 이보다 경도가 높은 산화알루미나(Al_2O_3)를 사용하였다. 사용후 핵연료에 열전대를 삽입, 즉 재계장을 하기 위해서는 펠렛을 직경 2.5 mm, 길이 60mm로 천공하여야 한다, 이를 수행하기 위해서는 실험을 통하여 다이아몬드 드릴 1개당 펠렛을 천공할 수 있는 능력이 평가되어야한다. 즉 다이아몬드 드릴 1개당 천공할 수 있는 깊이를 알아야만 드릴이 마모 또는 파손되기 전에 드릴을 교환함으로써 천공작업을 원활히 수행할 수 있다. 다이아몬드 드릴이 마모될 경우 절삭저항이 증가되어 어느 시점에서는 파손되며, 파손된 다이아몬드 드릴 파편은 펠렛에 삽입되어 빠지지 않게 되어 더 이상 천공작업을 수행할 수 없게 된다. 시험결과 다이아몬드 드릴의 마모정도가 재료의 경도의 크기에 따라 비례하지만 드릴의 회전수는 회전수의 증감에 따라 드릴의 마모가 비례하지 않았으며 드릴 회전수가 3,000 RPM일때 마모가 가장 적은 것으로 판명되었다. 본 연구에서는 다이아몬드 드릴의 회전수가 3,000 RPM에서 바륨페라이트를 천공하였을 때는 드릴 1개당 천공할 수 있는 천공깊이는 5 mm, 산화알루미나를 천공하였을 때는 4 mm로 모의 펠렛에 대한 최적천공 조건으로 수립하였으며, 이를 토대로 사용후핵연료의 펠렛 천공에 적용할 수 있음을 확인하였다.

사용후 핵연료의 제원측정과 연소도분포에 대한 연소거동 분석

엄성호 · 이은표 · 서항석 · 김길수 · 황용화 · 양송열 · 홍권표

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

eom@kaeri.re.kr

사용후 핵연료의 건전성과 성능을 최종적으로 확인하기 위하여 조사후시험시설의 핫셀(HOT CELL)에서 핵연료 연료봉에 대한 비파괴 시험의 일환으로 제원측정 및 연소도 분포측정을 수행하였다. 고리원자력 1호기에서 4주기 동안 연소한 핵연료봉 G23-J11, G23-M4 및 G23-K2 에 대한 연소도 분포를 측정하기 위한 감마선 스캐닝(scanning) 핵종으로는 Zr95-Nb95, Ru106-Rh106, Ce144-Pr144 및 Cs-137등이 사용되고 있는데, 연소기간과 냉각기간에 따라 핵종을 선정하여 스캐닝하고 있다. 상용핵연료의 경우에는 일반적으로 반감기가 30년인 Cs-137 핵종을 선정하여 측방향 연소도분포를 측정하였다. 그림 1은 연료봉의 측방향 연소도분포인데, Cs-137 핵종에서 나오는 662keV의 감마선을 측방향으로 스캐닝하여 얻은 결과와 화학분석을 통하여 구한 시료의 연소도를 근거로 한 연소도 상관관계식을 이용하여 측방향 연소도분포로 결정하였다. 그 결과 G23-J11, G23-M4 및 G23-K2 연료봉의 평균 연소도는 각각 33.51 GWd/tU, 35.93 GWd/tU 및 35.28 GWd/tU 로서 발전소 공표 값과는 약 7.3 %, 8.7 % 및 9.6 % 의 차이를 보였다. 각 연료봉의 측방향에 따른 측정위치별 연소도분포는 연료봉 하단부와 상단부에서 낮았고 그 외의 부위에서는 높은 분포를 나타냈는데, 다만 지지격자의 열중성자 흡수(absorption of thermal neutron)에 의한 영향으로 다른 부위 보다 약간 낮았는데, 집합체내 연료봉의 위치에 관계없이 약 1 % 정도 낮은 연소도를 보였다.

각 연료봉에 대한 직경변화 측정치는 그림 2에서 보는바와 같이 연소전에 비하여 감소한 모습을 보이고 있다. 로내 연소에 따른 연료봉의 직경 감소량을 0°와 90°방향에서 측정한 값의 평균치와 연료봉의 설계기준치를 비교하여 본 결과 스프링이 장전된 연료봉의 플레넘(plenum)부위에서는 직경의 변화가 없었는데 반하여, 연료소결체 부위의 평균직경은 10.64mm로 약 0.66 % 의 직경 감소가 있었다. 이때 연료봉의 측방향 평균 조사성장율은 0.80 % 이었다.

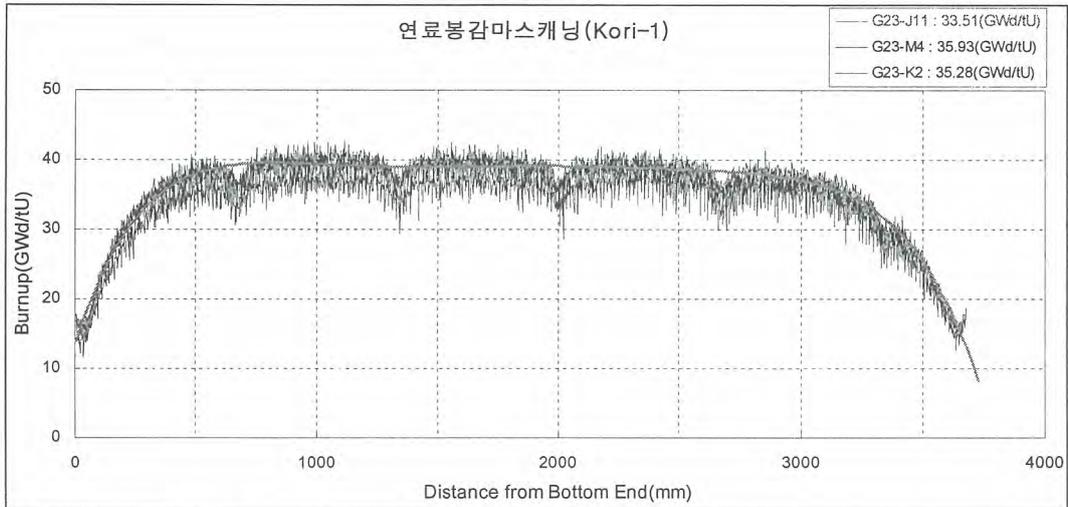


Fig. 1. Axial Burnup Distribution of G23-J11, G23-M4 and G23-K2 Fuel Rods.

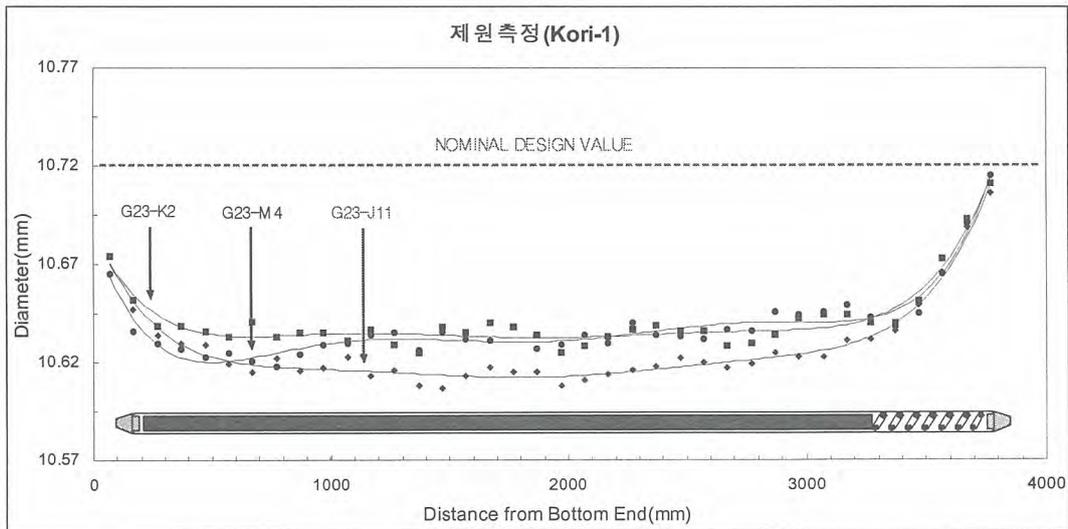


Fig. 2. Diameter Variation of G23-J11, G23-M4 and G23-K2 Fuel Rods.

후방산란전자상을 활용한 사용후핵연료 소결체 분석

권형문, 서항석, 민덕기, 전용범

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

django@kaeri.re.kr

사용후핵연료 소결체의 기공을 분석을 위해 주로 광학현미경 사진이 활용되고 있다. 광학현미경 사진은 전자현미경 사진에 비해 기공과 UO_2 기지 사이의 명암이 분명하여 기공을 분석에 유리하다. 그러나 고연소도 핵연료의 경우, 조사경화로 인해 사용후핵연료 소결체의 시편준비 과정에서 기공이나 결정립 계면 근처의 결정립 일부 혹은 결정립 전체가 떨어져 나가는 현상이 발생할 가능성이 높으며 이런 인공적인 결함은 광학현미경 사진에서는 기공과 구별되지 않아 기공을 평가의 오차요인으로 작용될 수 있다. 광학현미경에 비해 초점심도가 깊은 전자현미경은 시료 표면의 굴곡을 이차전자상으로 보여주므로 인공적인 결함을 판단하기에 적합하다. 다만 이차전자상은 기공 부위의 일부를 밝게 보여주는데 이는 이차전자 검출기가 전자빔이 발생하는 시료의 상부에 위치하지 않고 시료 한쪽에 편향되게 설치되어 있기 때문이다. 이에 비해 후방산란전자 검출기는 시료 상부에 위치하며, 시료표면에 예각으로 발생한 인공결함을 표면과 유사한 명도로 보여주기 때문에 기공을 분석에 보다 적합할 것으로 예상된다.

- 기공을 분석

소결체 평균연소도 61.5 GWd/tU인 고연소도 시편의 반경방향 $r/r_0=0.8$ (0은 소결체 중심)의 같은 국부위치에서 광학현미경 사진과 이차전자상, 후방산란전자상을 촬영하고 이미지 분석을 수행하여 기공율을 평가하였다. 이미지 분석에는 Image-Pro Plus 5.1 프로그램을 사용하였다. 이차전자상과 후방산란전자상의 이미지 분석 결과, 기공율은 동일하게 5.6 %이었으나 광학현미경 사진 분석 결과, 기공율은 거의 두 배에 이르는 10.2 %이었다. 고연소도 핵연료의 경우 인공결함에 의한 오차요인이 매우 큰 것으로 판단된다.

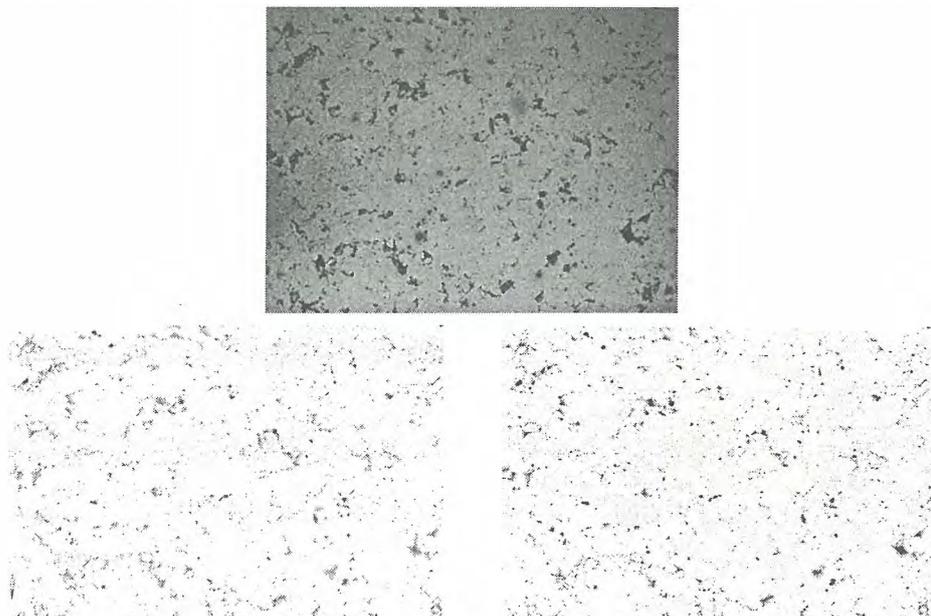


그림 1. 광학현미경 사진, 이차전자상과 후방산란전자상 비교, 500배(위, 왼쪽부터)

- 후방산란전자상의 결정립 크기 분석

사용후핵연료 소결체의 결정립 크기 분포를 분석하는 기존의 방법은 시료를 화학적으로 에칭한 후 광학현미경으로 관찰하는 방법이다. 고연소도 핵연료의 경우 소결체 중심부 위치에서 결정립 내에 다량의 미세 버블이 형성되어 화학적 에칭과 광학현미경 방법으로는 결정립을 분간하기 어렵지만, 다수의 후방산란전자상 이미지를 축적하면 결정립 계면을 분간할 수 있음을 확인하였다. 결정립 계면이 검출기 방향으로 입사되는 후방산란전자량을 감소시키는 역할을 하는 것으로 생각된다. 그림 2는 후방산란전자상으로 결정립을 확인한 사진이다.

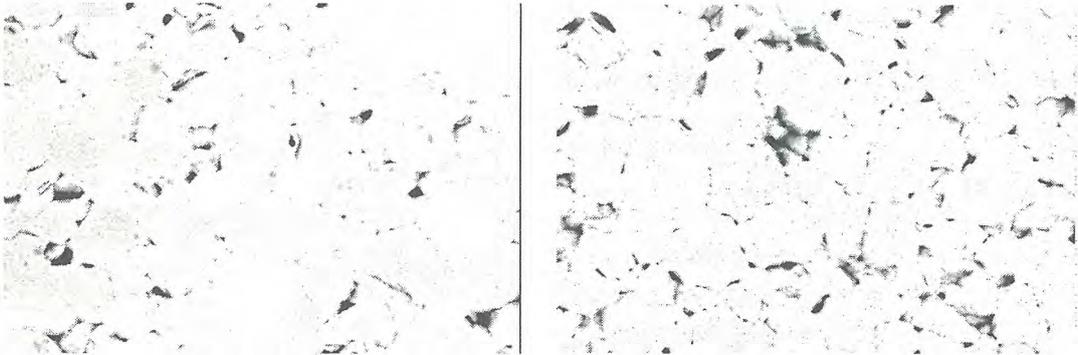


그림 2. 사용후핵연료 소결체의 후방산란전자상 (1500배, 1000배)

- 결론

고연소도 핵연료 소결체의 기공율을 이미지 분석으로 평가할 때, 광학현미경 사진은 시편준비 과정에서 발생하는 인공결함에 대한 한계를 지니고 있다. 이에 비해 후방산란전자상은 이러한 오차요인에 대해 광학현미경에 비해 덜 민감한 것으로 생각된다. 또한 여러번 후방산란전자상을 축적할 경우 결정립 계면을 확인할 수 있으며 계면 혹은 결정립 내에 기공이 어떻게 분포하는지 평가할 수 있다. 화학적 에칭법은 결정립 계면 뿐만 아니라 포어까지 확장시켜 원래의 기공 형태를 변형시키는 데 비해, 후방산란전자상은 기공의 형태를 그대로 유지한 채 입계면을 관찰할 수 있다는 장점을 갖고 있다.

하나로에서 조사한 금속핵연료의 밀도측정용 시편제작 준비장치의 개발에 관한 연구

주용선, 유병옥, 김도식, 김기하, 백승제

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

yschoo@kaeri.re.kr

연구용 원자로인 하나로에서 중성자에 조사된 금속핵연료(HANARO, SMART, U-Mo)의 스웰링(swelling) 측정은 금속핵연료의 건전성을 평가하기 위한 중요한 인자중의 하나로써, 핵연료의 밀도를 측정하여 평가함이 가장 적합한 시험이다. 상용 원자력발전소에 사용하는 이산화우라늄 핵연료봉은 펠렛(pellet)과 피복관이 분리된 상태로 제작되어 밀도시편 제작시 피복관과 펠렛의 분리가 용이 하였으나, 금속핵연료들은 재질이 서로 다른 심재와 피복관을 동시에 인발하여 제작하므로 분리작업이 매우 어렵고 곤란하다. 그리고 밀도시험을 정확하게 하기 위해서는 이중재료인 피복재와 심재를 완전하게 분리한 후 심재만을 취할 수 있는 방법이 필요하다.

본 연구에서는 스웰링 평가에 필요한 밀도측정용 시편 제작 및 폐기물을 최소량으로 발생시키는 장치개발과 성능시험을 수행하였다.

- 실험장치

장치의 제원은 200 mm(가로) x 500 mm(세로) x 230 mm(높이)이고, 중량은 20 kg이다. 장치의 구성은 가공물 물림부, 가공물 절단부, 가공물 물림장치, 절단부 이송장치 및 피복재(폐기물)저장함으로 되어 있으며, 각각의 설계요건은 다음과 같고, 핫셀에 설치한 외관은 그림 1과 같다.

가. 가공물 물림부

- 가공물의 장착 직경범위는 최대 10 mm이고, 회전수는 200 rpm 이하이다.

나. 가공물 절단부

- 바이트 수량 및 배치는 120도 간격으로 3개가 설치되어 있고, 재질은 고속도공구강(HSS)이다.

다. 가공물 물림장치

- 이송량은 0.05 mm/cycle이며, 최대이송량은 7 mm이다.

라. 절단부 이송장치

- 이송량은 0.05 mm/cycle이며, 최대이송량은 7 mm이다.

마. 피복재(폐기물) 저장함

- 실험 방법

실험 방법은 다음과 같고, 이의 작업 절차는 그림 2와 같다.

가. 시험대상물(핵연료)를 가공물 물림부에 장착 시키고, 장착한 시험대상물의 길이는 10 mm이하가 되도록 한다.

나. 가공물 물림부를 원격조종기로 가공물 절단부에 장착시킨다.

다. 가공물 물림부를 가공물 절단부에 장착된 나사를 시계방향으로 회전시켜 고정시킨다.

라. 절단부 이송장치를 반시계방향으로 회전시켜 가공물 절단부에 장착된 3개의 바이트의 직경을 가공물의 크기에 맞도록 조정한다.

마. 작동스위치를 눌러 가공물 절단부가 회전하면 절단부 이송장치를 원격조종기를 사용하여 시계방향으로 천천히 회전시킨다.

바. 피복재 탈피가 완료되면 가 ~ 마.항의 역순으로 가공물을 가공물 물림부로부터 분리하여 시험에 사용할 길이로 절단한다.

사. 탈피된 피복재(폐기물)는 피복재 저장함에서 수거한 후 핫셀 내부에 반입한 고방사선 폐기물 저장함(bin for Monolith)에 처리한다.

- 실험 결과

시험대상 금속핵연료봉은 연구용원자로인 하나로에서 13 개월간 약 0.3 g/cc(95 at%)의 연소도 및 최대 선출력(BE 342.7 W/cm)으로 조사하고, 하나로 저장수조에서 3개월동안 냉각한 후, 2004년 4월에 조사재시험시설(IMEF)에 반입된 금속핵연료이다. 금속핵연료봉의 중성자조사로 인한 연료봉의 강도 및 경도 증가로 피복재 탈피기의 회전수를 100 rpm으로 낮추어 시편을 얻었고, 시편의 표면에 이종물질이 포함되어 있는지 여부도 확인하였으며, 이를 그림 3 및 4에 나타내었다.

- 결론

핵연료피복관 및 핵물질을 동시에 인발하는 금속우라늄 핵연료의 스웰링(swelling) 평가를 위한 밀도측정용 시편제작 장치를 성공적으로 설계 및 제작하였다. 피복관의 피복을 제거할 때 중성자 조사로 인한 연료봉의 강도 및 경도의 증가를 고려할 때 가공물립부의 최적 회전속도는 100 rpm이다. 절단 및 제작한 밀도시험편의 표면을 하이스코프로 관찰하였고, 관찰 결과 핵물질 이외의 이종물질이 전혀 포함되어 있지 않음을 확인하였다. 또한 핵물질 절단에 의한 분진의 양을 현저하게 감소시켜 이에 따른 고방사선 폐기물의 발생량을 감소시킬 수 있다.

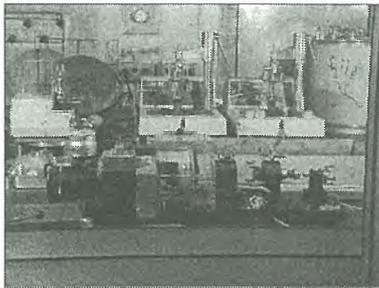


그림 1. 핫셀에 설치한 장치의 외관.

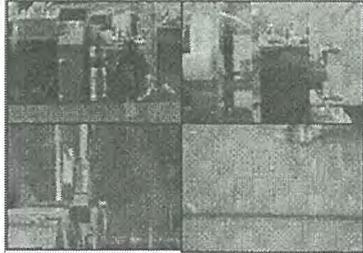


그림 3. 금속우라늄핵연료 피복작업 및 제작 시편



그림 2. 핵연료 탈피기 공정도

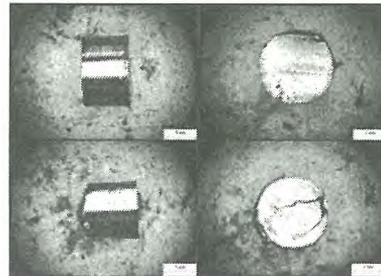


그림 4. 피복후 시편의 표면 관찰.

- 참고문헌

[1] J. M. Park, C. G. Kim, "Irradiation Behavior of Rod-type U-7/Mo/Al Dispersion Fuel", J. Nucl. Mater. (2006).
 [2] P. G. Luctuta, R. A. Verrall, H. J. Matzke. and B. J. Palmer, "Micro-structural Features of SIMFUEL", J. Nucl. Mater. 178, 48 (1991).
 [3] Y. H. Jung, B. O. Yoo, Y. S. Choo, K. P. Hong, "Irradiated U₃Si Fuel EPMA Quantitative", KAERI(2000).
 [4] Y. H. Jung, B. O. Yoo, H. M. Kim., J. M. Park. and M. H. Kim, "EPMA Analysis of Inter-reaction Layer Irradiated U₃Si-Al Fuels", Analytical Science & Technology VOL.17, No. 4, Aug. 2004.
 [5] B. O. Yoo, Y. H. Jung, Y. S. Choo, K. P. Hong, "Post Irradiation Examination of Mini-Plate Nuclear Fuel", KAERI/TR-1896, KAERI(2001).
 [6] B. O. Yoo, Y. H. Jung, Y. S. Choo, K. P. Hong, "Post Irradiation Examination of Mini-Element Nuclear Fuel", KAERI/TR-1836, KAERI(2001).

ACP Smelting 공정운전에 대한 고찰

허진목, 강대승, 홍순석, 서중석, 윤지섭

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

jmhur@kaeri.re.kr

한국원자력연구소에서는 1997년 이래로 경수로 발생 사용후핵연료를 처리하기 위하여 1) 사용후핵연료 집합체의 dry decladding과 air voloxidation, 2) 사용후핵연료 산화물 분말의 금속분말로 전해환원, 3) 잔류염의 휘발분리 및 금속분말의 금속 ingot으로의 제조 등으로 구성된 건식공정의 일종인 사용후핵연료 관리·이용 기술개발(Advanced Spent Fuel Conditioning Process (ACP))에 대한 연구를 수행하고 있다.

ACP 전해환원 공정산출물은 일반적으로 전해환원된 미세 금속분말과 아울러, 30 ~ 40 wt%에 달하는 잔류 LiCl 염 및 이에 포함된 Li_2O 등으로 구성되어 있다. 따라서, 전해환원된 금속전환체 미세분말을 금속잉곳으로 제조하기 위해서는 잔류염 제거가 선행되어야 한다. 한국원자력연구소의 ACP에서는 금속분말과 잔류염의 증기압 차이를 이용하여, 잔류염을 금속전환체로부터 휘발분리하고 있다. 그리고 한국원자력연구소 ACPF 핫셀에 설치된 Smelter에서 수행되는 smelting 공정을 통하여 잔류염의 휘발분리, 금속분말의 용융 및 금속 잉곳으로의 고화가 단일 장치내에서 순차적으로 이루어지게끔 설계되어 있다.

본 연구에서는 ACPF에 설치된 Smelter의 공정운전 최적화를 위하여, 전해환원된 금속전환체와 잔류염에 대한 물성분석, 열중량 분석법에 의한 잔류염 휘발속도 분석 및 계산, 잔류염이 우라늄 재산화에 미치는 영향, 미세 우라늄 분말의 용융 특성 및 산화막이 용융에 미치는 영향 등을 모사 실험 등을 통하여 고찰하고, 이를 Smelter의 운전조건 설정에 적용하였다.

잔류염 휘발 단계에서 Smelter에 가해지는 부하의 대부분을 차지하는 LiCl의 휘발속도를 진공 및 알곤 가스 분위기에서 Smelter 장치특성을 고려하여 계산할 수 있었으며, Li_2O 가 우라늄 금속분말의 재산화에 미치는 영향을 정량적으로 분석하였다. 아울러 기초 실험 및 계산을 통하여 산출한 공정 운전 설정치를 ACPF에서의 Smelter 운전 결과를 통하여 검증, 평가하였다.

상용 핵연료봉 비파괴시험장치의 dead length 개선

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

한국원자력연구소의 조사후시험시설은 상용 원자로의 사용후핵연료에 대한 조사후시험을 목적으로 운영되고 있으며, 1987년 준공이후 현재까지 사용후핵연료에 대한 조사후시험이 수행되고 있다. 조사후시험시설은 3개의 풀과 4개의 증콘크리트 핫셀 및 2개의 납 셀을 가지고 있으며, 연계 시설로는 방사화학 실험실 및 폐기물처리시설 등이 있다. 비파괴시험 핫셀에서는 사용후핵연료봉에 대한 외관검사, 와전류시험, 감마스케닝, 제원측정, X-선 촬영 그리고 피복관의 산화층 두께측정 등을 수행하고 있다. 국내 상용 원자로에서는 발전효율 증진을 위해 핵연료의 장주기 및 고연소도를 추진하고 있으며, 따라서 사용후핵연료봉에 대한 비파괴시험 중 하나인 와전류를 이용한 사용후핵연료 피복관의 결함탐상 및 산화층 두께측정 자료는 장주기 및 고연소 사용후핵연료봉의 건전성 평가에 특히 중요한 자료라 할 수 있다.

조사후시험시설의 핫셀에 설치된 비파괴시험장치는 상용 원자로 핵연료봉(길이가 약 4m)에 대한 시험 목적으로 설계 제작된 장치로서 핵연료봉의 길이가 짧은 하나로 조사 시험봉 같은 짧은 길이를 가진 핵연료봉에 대한 와전류 결함탐상 및 산화층 두께측정 등의 시험은 수행 할 수 없었다. 따라서 핫셀 비파괴시험장치의 와전류 탐상 프로브 홀더를 개선하여 하나로 핵연료와 같이 길이가 짧은 핵연료의 시험도 가능하게 하였다. 개선 전에는 와전류 결함탐상 및 산화층 두께 측정시험을 수행할 수 없는 구간이 연료봉의 상단에서 170mm 까지였으나, 와전류 탐상 프로브 홀더를 개선한 후에는 이 길이가 80mm 까지 짧아졌으며, 핵연료의 길이가 짧은 하나로 조사 시험봉을 길이가 긴 연장봉에 연결하여 시험을 수행할 경우는 이 길이가 40mm 까지로 짧아졌다. 또한 프로브 홀더의 개선 전에는 산화층 두께측정 시험 준비 시 표준봉에 부착된 표준필름 및 PVC 심봉의 손상이 종종 발생하였다. 그러나 홀더 개선후 이러한 손상이 현저히 줄어 표준봉의 수명이 연장되고 산화층 측정자료의 신뢰성도 향상되었다.

조사후시험시설 공조시스템의 소음저감대책

황용화, 이형권, 엄성호, 이은표, 전용범, 민덕기, 홍권표
 한국원자력연구소 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
hvh@kaeri.re.kr

조사후시험시설의 공조시스템은 공기의 온습도, 청정도, 기류분포 등 공기환경과 시설내의 오염을 줄이기 위하여 적절한 환기회수와 설정 부압으로 연속가동이 요구된다. 송풍팬은 기체에 기계적인 에너지를 부여하여 압력과 속도에너지로 변환시켜주는 유체기계로 사용빈도가 광범위 하다. 본 연구에서는 과대한 에너지 소모를 절감할 수 있는 방안을 도출하고, 특히 소음을 최소화하기 위하여 팬의 선정방법을 고려하고 소음 및 진동 등의 저감으로 인체 및 실험 장치에 적절한 환경이 되도록 노력하였다.

1) 축류팬의 impeller 최적 각도설계

축류팬(axial flow type)은 임펠러와 모터가 단일 축을 공유하는 직동식(direct driven type) 구조로 회전 원심력에 의한 와류공기를 압력 에너지로 변환시켜 배기된다. 임펠러(impeller)의 깃이 뒤쪽으로 기울어진(backward vane) 형상의 터보타입으로 160mmAq이상의 정압을 요구하고 있다. 소음저감 대책으로 임펠러를 사형구조에서 금형구조로 변형하여 조직의 조대화, 강도향상 및 경량화 하였다. 속도제어(speed control)에 의한 유량을 조절하여 그림 1과 같이 이상적인 풍량을 얻을 수 있었다. 고속회전에 의한 소음특성은 주로 공기 흐름이 깃을 지나면서 날개의 경계층에서 일어나는 난류 및 박리에 의한 와류를 형성함으로써 발생하는 소음원으로 깃의 각도 및 균질도에 따라 크게 영향이 있었으나 그림 2와 같이 신제 팬의 동익 최적 출구각도를 20°로 설계하여 임펠러 지름거리에서 배기소음을 측정된 결과 78dB이하로 낮아졌고 팬 외부의 전방향 측정에서는 50dB이하로 나타났다.

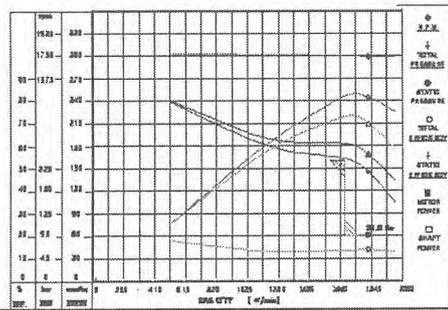


그림 1. speed control에 의한 특성

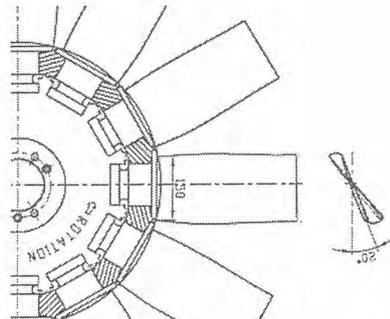


그림 2. 임펠러의 회전각

2) 에어마운트(Air Mount Isolator) 설치

Firestone사 에어 마운트(#110)는 공기압력으로 상부의 축류팬을 지지하는 스프링 역할로 지반으로부터 전파되는 진동을 효과적으로 차단이 가능하였다. 그림 3에서와 같이 제진대의 수평 안전성을 유지하기 위해 6개의 Air mount를 설치하였다. 조절변(Regulation valve)(그림 4)에 의해 공기압의 탄성효과로 스프링 상수 조절이 가능해졌고, 진동변위값이 4.2 mm/s 이하로 진동의 증폭이 낮게 나타났으며 감쇠성능이 우수함을 알 수 있었다.

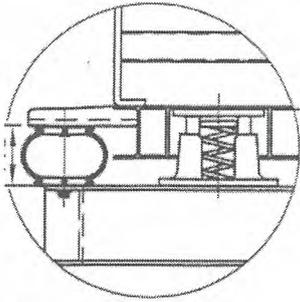


그림 3. Air Suspended Isolation System.

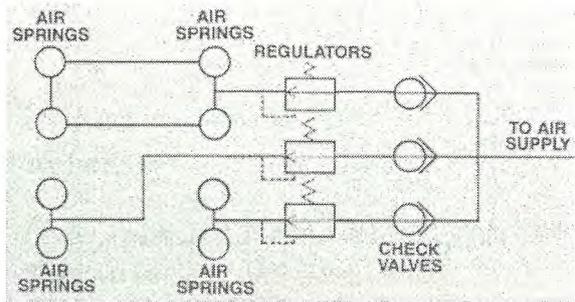


그림4. 압력조절 체계도

3) 소음챔버(Sound Chamber) 설치

소음감소율은 내장재의 흡음률 및 설치면적에 비례하며 덕트 출구 면적에는 반비례한다. 팬 토출측에 설치된 챔버는 그림 5와 같이 0.8mm 두께의 SUS \varnothing 5mm 구멍에 7mm 피치, 각도 60° 규격으로 46% 타공판으로 50t 유리섬유(glass wool)를 삽입하여 난류공기의 조절기능과 소음을 감소시키는 구조로 중음 및 고음역에서의 소음감소를 얻을 수 있었다. 스피리터((splitter)의 형상(그림 6)은 유선형(입구U컵 · 출구V유선)으로 설계하여 압력손실 및 난류현상을 최소화하고 저주파에 의한 소음을 감소시키는 베플(baffle)구조로 하였다. 챔버 후단에서 측정된 소음레벨은 45dB이하로 나타났다.

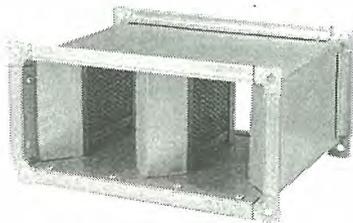


그림 5. 소음챔버

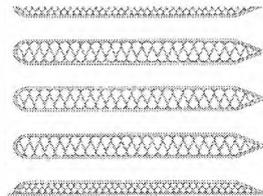


그림 6. 스피리터의 베플구조

- 결론

본 연구에서는 조사후시험시설의 소음 및 진동의 저감대책으로 팬 깃을 각도를 최적화하고 공기제진 대 및 소음덕트를 설치하여 획기적인 소음저감을 실현하였고, 또한 인버터 설치에 의한 회전수를 제어함으로써 에너지 소모를 대폭 절감할 수 있었다.

사용후핵연료 시편 분석을 위한 핫셀용 저배율 페리스코프

서항석, 이형권, 양송열, 전용범

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

nhsseo@kaeri.re.kr

한국원자력연구소 조사후시험시설 납셀에는 폴라로이드 필름을 사용한 사용후핵연료 시편의 거시조직 시험장치가 설치되어있다. 주로 사용후핵연료의 금속조직시험에 앞서 저배율로 시편의 표면 및 마운팅 상태를 관찰하고 시편의 거시조직사진을 제공하기 위해 사용되어 왔다. 기존의 거시조직 시험장치는 습기 및 방사선에 의해 노후화되고 렌즈 및 부품이 경화되어 선예도와 해상도가 저하된 상태이다. 이에 따라 조사후시험시설 콘크리트셀에 페리스코프를 설치하고 사진포착을 위해 CCD 카메라를 장착하였다.

- 핫셀용 이미지 획득/분석 장치

그림 1은 핫셀 내부에 설치하기 전, 페리스코프 사진이다. 페리스코프는 사용자의 방사능 피폭을 막기 위해 상단의 콘크리트 핫셀 차폐벽을 수평으로 통과하고 핫셀 내의 시편 위치까지 수직으로 설치된다. 그림 1의 왼쪽 부분에 장착된 것이 CCD 카메라이다. 설치된 시스템의 CCD 해상도는 $1,392 \times 1,040$ pixel이고, 각 pixel의 크기는 $4.65 \mu\text{m} \times 4.64 \mu\text{m}$ 이다. 이미지 포착 및 분석을 위해 Image-Pro Plus 5.1 프로그램이 사용되었다. 또한 시편 관찰을 위한 광원으로 LED 링 라이트에 의한 광폭 조명기구를 사용하였다. 그림 2는 핫셀 내에서 원격조종기에 의한 조작이 쉽도록 제작한 시편 스테이지이다. X, Y, Z 방향으로 미세조절이 가능하도록 제작되었다.

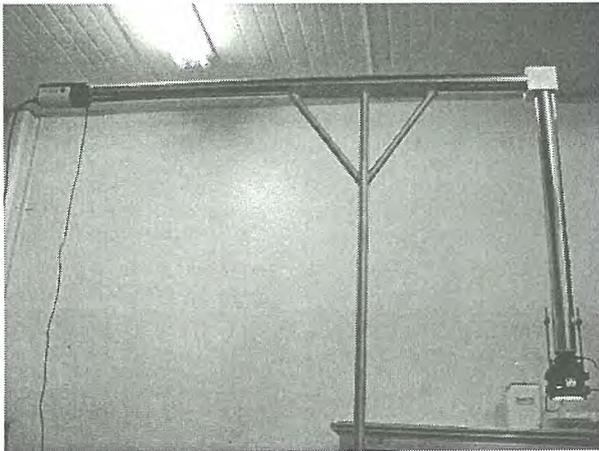


그림 1. 핫셀용 페리스코프

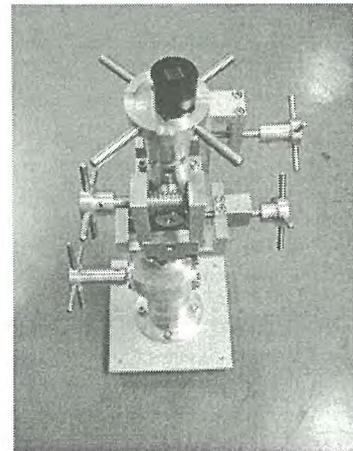


그림 2. 시편 스테이지

- 거시조직 사진 비교

기존의 폴라로이드 필름을 사용한 장치와 새로 설치된 페리스코프에서 획득한 거시조직사진을 비교하였다. 사용된 시편은 소결체 평균연소도 59.8 GWd/tU인 고연소도 사용후핵연료 시편이다. 그림 3, 4에서 보듯이 페리스코프에 의해 촬영된 사진의 선명도가 폴라로이드 필름에 비해 매우 우수한 것을 알 수 있다. 또한 국내 PWR 고연소도 핵연료의 특성 중 하나로 소결체 중앙부에서 결정립 내에 미세하게 형성되는 버블로 인해 소결체 중앙부와 주변부의 밝기가 뚜렷한 경계로 구분되는 현상을 페리스코프를 통해 보다 명확하게 확인할 수 있었다.

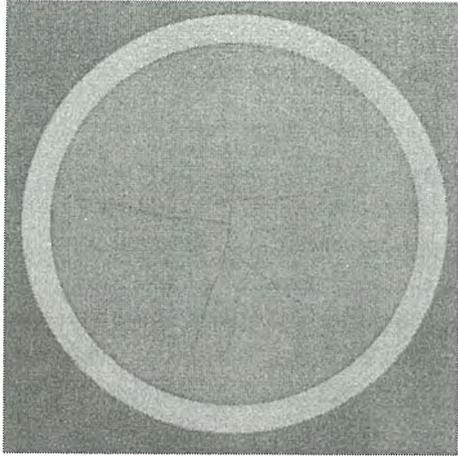


그림 3. 사용후핵연료 시편 거시조직사진
(폴라로이드 필름)

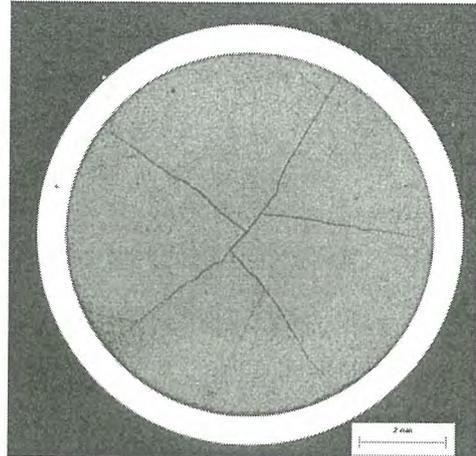


그림 4. 사용후핵연료 시편 거시조직사진
(페리스코프)

- 결론

기존 거시조직 시험장치의 노후화에 따라 핫셀용 저배율 페리스코프를 제작하고 조사후시험 시설 콘크리트셀에 설치하였다. 새로 설치된 핫셀용 페리스코프는 기존의 폴라로이드 필름을 사용한 거시조직 시험장치에 비해 뛰어난 선예도와 해상도를 갖고 있는 것으로 확인되었다. 또한 기존 시스템은 이미지 분석에 의한 시편의 제원측정시 표준자에 의한 보정과 더불어 전자파일로의 전환을 위해 스캔과정을 거쳐야만 한다. 핫셀용 페리스코프는 이러한 과정이 불필요하며 CCD 카메라에 직접 이미지 분석장치를 연결하여 시편의 제원을 측정할 수 있다. 본 시스템은 사용후핵연료 시편 뿐만 아니라 시편 절단 및 마운팅이 어렵고 부피가 큰 시료에 대한 조직시험에도 활용될 예정이다.

SIMFUEL을 이용한 전해환원 시스템의 특성평가

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

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

smjeong@kaeri.re.kr

한국원자력연구소에서는 PWR 산화물 사용후핵연료를 금속잉곳 형태로 제조함으로써 방사성폐기물의 부피, 방사성 및 발열량을 획기적으로 감소시킬 수 있는 사용후핵연료 차세대 관리공정 (ACP)을 개발하고 있다. 이 공정은 단순성, 경제성 및 환경친화성 등에 장점을 가지는 고온건식 공정 (pyroprocessing)에 기반을 둔 것으로 사용후핵연료의 부피감소에 큰 역할을 할 것으로 생각된다. ACP공정은 건식분말화, 전해환원, 폐용융염 처리 및 스멜팅과 같은 몇몇 단위장치로 이루어져 있으며 ACP의 핵심 공정으로써 전해환원 공정이 개발 중에 있다. ACP 공정 개념에서 사용후핵연료는 건식분말화 공정을 거쳐 U_3O_8 분말로 전환되며, U_3O_8 분말은 $LiCl-Li_2O$ 용융염계에서 전기화학적 환원방식에 의해 금속형태로 전환된다. 또한 사용된 폐용융염은 이송되어 염잉곳 형태로 제조된다.

본 연구에서는 핵분열생성물의 대용물질 (Surrogates)로써 다양한 금속산화물이 포함된 U_3O_8 분말의 전해환원 반응특성에 대해 고찰하였다. 이 연구에서 다음과 같은 조건을 고려하여 ORIGEN 코드를 통해 사용후핵연료의 조성을 계산하였다.

- 1) Burn-up: 43,000 MWd/tU
- 2) Enrichment: 3.5 % of U-235
- 3) Cooling: 10 years

이 계산을 기초로 하여 핵분열생성물의 적절한 대용물질을 선정함으로써 다음과 같은 조성의 SIMFUEL의 전해환원 반응을 수행하였다.

Table 1. The composition of SIMFUEL

Element	Mole Fraction from SF	Scaled Mole Percent (%)	Oxide	Weight Percent (%)	Oxide M.P.(°C)
U(+Pu)	0.91	93.32	U_3O_8	95.00	2827
Ba	0.00	0.40	BaO	0.23	1973
Ce(+Np)	0.01	0.58	CeO_2	0.38	2400
La(+Am+Cm)	0.00	0.34	La_2O_3	0.42	2305
Mo	0.01	1.05	MoO_3	0.57	795
Sr	0.00	0.26	SrO	0.10	2530
Cs	0.01	0.53	Cs_2O	0.56	490
Y	0.00	0.15	Y_2O_3	0.13	2690
Zr	0.01	1.19	ZrO_2	0.55	2677
Ru(+Tc)	0.01	0.91	RuO_2	0.46	1200
Nd(+Pr+Pm+Sm)	0.01	1.26	Nd_2O_3	1.60	2320
Total	0.977607441	100		100	

SIMFUEL은 U_3O_8 분말과 대용 금속산화물을 볼밀을 이용하여 물리적으로 혼합함으로써 제조되었다. 이상에서 제조된 10 kg의 SIMFUEL은 $LiCl-3$ wt% Li_2O 용융염계에서

Chronopotentiometry 기법에 의해 금속으로 전환되었다. 본 논문에서 전해환원시스템, 전해환원 반응 특성, Li_2O 거동 및 AM, AEM의 확산거동 및 환원된 금속산화물의 특성분석 등에 대해 보고할 것이다.

고온용융염계에서 전해환원 반응에 의한 니오븀 금속분말의 제조

이일우, 유희용, 정상문, 서중석
 한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
 (smjeong@kaeri.re.kr)

니오븀 금속은 초합금 제조 및 초전도체 제조분야에서 널리 사용되고 있다. NbTi와 Nb₃Sn과 같은 니오븀합금은 초전도체 물질로 각광받고 있다. 현재 가장 널리 사용되는 니오븀 제조방법은 Aluminothermic 공정이다. 이 기술은 고온에서 Nb₂O₅와 금속 환원제인 Al의 직접적인 접촉을 통해 니오븀 금속을 제조한다. 그러나 이와 같은 고온 화학반응은 경제적, 환경친화적 및 공정의 단순성 측면에서 단점을 지니고 있다.

최근 금속분말 제조를 위한 신기술로써 CaCl₂-NaCl, CaCl 및 LiCl 등의 용융염을 이용하여 금속산화물로부터 해당 금속을 제조하는 연구가 진행되고 있다. 이 기술은 용융염 내에서 금속산화물의 격자산소를 전기화학적으로 제거하는 방법으로써 경제적이고 환경친화적으로 고순도의 금속분말을 제조할 수 있다는 장점이 있다. 본 연구에서는 LiCl-Li₂O 용융염계에서 Nb₂O₅의 전해환원반응을 통해 고순도 Nb 금속분말을 제조하였다.

본 연구에서의 전해환원 반응은 LiCl 과 Li₂O 의 분해 전위차 (LiCl: -3.46 V, Li₂O: -2.47)에 근거한다. 각 분해전위의 중간 전위에서는 LiCl-Li₂O 용융계에서 Li₂O의 선택적 전해반응을 통해 환원전극에서는 Li가 생성되며, 산화전극에서는 O₂가 생성되어 가스상으로 방출된다. 환원전극내의 Li금속은 일체형 환원전극내의 Nb₂O₅와 반응하여 니오븀 금속과 Li₂O를 생성하게 된다. 본 연구에서 니오븀 금속 분말을 제조하기 위해 대시간전위차법 (chronopotentiometry)을 이용하였다. 반응동안 생성되는 중간생성물은 LiNbO₃ 와 LiNb₃O₈과 같은 Li-Nb 산화물로 밝혀졌다. 생성된 니오븀 금속분말의 분석을 통해 이론치의 약 1.5배의 전하량을 공급하면 Nb₂O₅가 니오븀 금속으로 완전히 전환되는 것이 밝혀졌다. 이 결과는 LiCl-Li₂O 용융염을 이용한 전해환원 반응은 고순도 Nb 금속제조를 위한 효과적인 공정인 것을 제안한다.

고온 리튬용융염계에서 $ZrO_2-Y_2O_3$ 산화물로 코팅된 합금의 부식거동

조수행, 서중석, 윤지섭, 박성원

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150

nshcho1@kaeri.re.kr

1. 서론

산화물 사용후핵연료의 금속전환공정은 고온 용융염 $LiCl-Li_2O$ 계에서 우라늄산화물을 전해환원하는 공정으로 음극에서 우라늄메탈로 환원되며, 양극에서 산소가 발생된다. 이러한 전해환원공정은 $650^{\circ}C$ 이상의 고온에서 부식성이 강한 용융염상에서 이루어지고, 산소가 발생되어 용융염 취급장치는 가혹한 부식환경에 놓이게 됨으로 이에 적합한 용융염 취급장치 재료개발이 요구된다. 일반적으로 초내열합금의 사용온도의 상승에 따른 격심한 산화와 부식에 대한 대책, 고온에서의 기계적 성질 개선 등을 동시에 해결할 수 있는 합금개발은 어려운 실정으므로 각각을 별도로 개선하고 상호 적용되며, 고온에서 사용되는 재료들의 높은 열화학적 하중을 완화하기 위한 방법으로 열차폐코팅이 많이 사용되고 있다. 본 연구에서는 산소가 발생하는 고온 $LiCl-Li_2O$ 용융염계 분위기에서 고온용 재료인 Inconel 713LC 표면에 $MCrAlY$ ($M=Ni, NiCo$)의 금속간 화합물 bond coat, 기지금속과 확산층간의 결합력을 향상시키기 위한 pack cementation, $ZrO_2-Y_2O_3$ 의 top coat으로 이루어진 코팅층과 기지금속간의 부식거동을 고찰하여 용융염부식억제형 재료개발에 필요한 자료를 도출하고자 한다.

2. 실험방법

본 연구에서 사용한 시편($70mm(L) \times 15mm(W) \times 2mm(T)$)은 상용의 초합금, Inconel 713LC를 사용하였으며, 표면을 #60 Al_2O_3 grit blasting으로 조도를 높인 후, Table 1에 제시된 기지금속에 코팅 물질을 플라즈마 용사로 코팅을 하였다. 또한 용사된 피복층 표면의 Al content를 향상시키고자 Auminizing 처리를 행하였다. 부식실험은 부식환경온도; $675^{\circ}C$, 부식시간; 216시간, Li_2O 농도; 3wt%, 혼합가스 농도; $Ar-10\%O_2$ 분위기하에서, 혼합용융염 $LiCl-Li_2O$ 를 MgO 도가니에 넣고 아르곤 분위기에서 가열하였으며, 용융염의 온도가 $675^{\circ}C$ 에 도달하면 시편을 용융염에 침지시킨 후 용융염 중에 알루미늄 나 튜브(6ϕ)를 통해 혼합가스를 공급하였다. 주어진 부식반응시간에 도달하면 시편을 용융염으로부터 분리시킨 후 아르곤 분위기에서 로냉하였다. 실험 종료 후 부식된 시편을 증류수에서 세척하여 용융염을 제거하였으며, 부식생성물의 분석, 미세조직 관찰을 위해 XRD, SEM과 EDS를 사용하여 분석하였다.

Table 1. Characteristics of substrate and coating materials

Layer	Product	Composition(wt.%)	Process	Thickness
Substrate	Inconel 713LC	74Ni-11.6Cr-0.1Fe-6.1Al-0.8Ti-4.2Mo	Rolled/Heat Treat	2mm
Top coat	METCO 204NS	$ZrO_2-8Y_2O_3$	APS	200~250 μm
Bond coat	AMDRY 365-1	Ni-23Co-17Cr-13Al-0.5Y	APS	100~150 μm
	AMDRY 965	Ni-22Cr-10Al-0.1Y		

3. 결과 및 고찰

Fig. 1은 LiCl-3%Li₂O, 675°C, 216시간동안 부식실험 한 bare Inconel 713LC 시편의 부식층 단면 사진과 부식층 구성원소의 mapping 분석결과를 나타내었다. 부식층은 박리되지 않고 조밀한 Al, Ti 및 Cr계 산화물로 형성되었으나, 외부 및 내부부식층 계면에 균열현상 및 내부부식에는 Cr 고갈이 나타났다. Fig. 2는 LiCl-3%Li₂O, 675°C, 216시간동안 부식실험 한 bond 코팅된 Inconel 713LC 시편의 부식층 단면사진과 부식층 구성원소의 mapping 분석결과를 나타내었다. 외부피막이 박리된 내부피막은 Co, Ni, Al-산화물로 형성되었으며, bond coat의 구성 원소 중 Cr은 외부확산 한 것으로 나타났다. Fig. 3은 bond 및 top coat, aluminizing 한 as-coated 시편의 단면사진과 구성원소의 mapping 분석결과를 나타낸 것이다. Bond 및 top 코팅층의 접합상태는 매우 양호하며, 코팅층에 나타난 porosity는 통상 10% 미만으로 나타났다. Fig. 4에는 LiCl-3%Li₂O, 675°C, 216시간동안 부식실험 한 bond 및 top 코팅된 Inconel 713LC 시편의 부식층 단면사진과 부식층 구성원소의 line profile 분석결과를 나타내었다. Top 코팅층 표면에는 Al의 외부확산으로 인한 Al-산화물을 형성하였으며, 내부에는 ZrO₂-Y₂O₃ 산화물, top 및 bond 코팅층의 계면에는 Al-산화물로 구성되었다. ZrO₂는 열전달계수가 낮고 열팽창계수가 금속과 유사하여 고온에서 열응력을 감소시켜 top coat로 적용되면 더욱 더 내구성 및 기지금속과의 접착력이 개선될 것으로 판단된다.

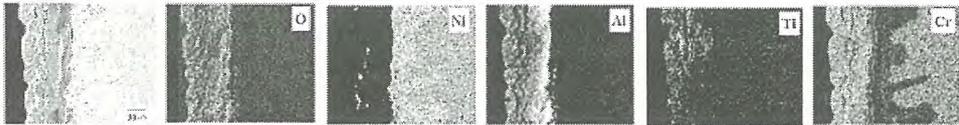


Fig. 1. Cross-sectional SEM image and elemental distribution of Inconel 713LC corroded at 675°C for 216 hrs.

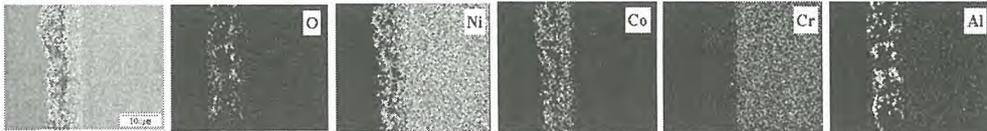


Fig. 2. Cross-sectional SEM image and elemental distribution of NiCoCrAlY coated and aluminized Inconel 713LC corroded at 675°C for 216 hrs.

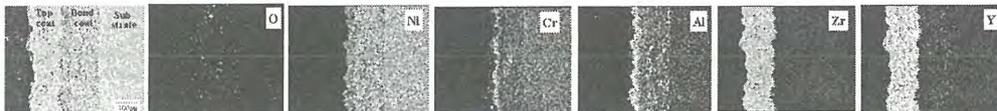


Fig. 3. Cross-sectional SEM image and elemental distribution of NiCrAlY, ZrO₂-Y₂O₃ coated and aluminized Inconel 713LC corroded at 675°C for 216 hrs.

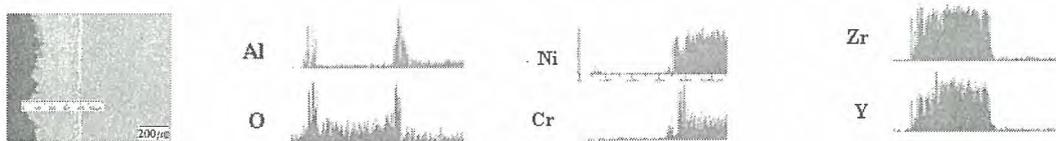


Fig. 4. Cross-sectional SEM image and line profiles of NiCrAlY, ZrO₂-Y₂O₃ coated and aluminized Inconel 713LC corroded at 675°C for 216 hrs.

ACP 실증시설 반출입 작업 안전성 평가를 위한 구조 해석

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

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

kiechankwon@kaeri.re.kr

한국원자력연구소의 차세대관리 종합공정(ACP) 실증시설은 지하에 건설된 핫셀로 천장 차폐문 (roof door)이 존재하지 않으며, 모든 물품의 반출입은 후면 차폐문(rear door)를 통해 이루어져야 한다. 따라서 반출입 작업시 공간 활용성과 작업 가능성을 고려해 후면 차폐문 전면부에는 래치트 (ratchet) 방식으로 상하 이동이 가능한 선반이 부착되어 있다. 또한 후면 차폐문과 닿는 핫셀 내부 작업대(working table)의 일부는 개폐가 가능한 구조로 제작되었으며, 이 부분의 구조적 안전성은 유한요소해석을 통해 이미 입증된 바 있다. 본 연구에서는 ACP 실증시설 운전시 공정 물품 및 폐기물의 반출입 작업에 빈번히 사용되는 공정셀 후면 차폐문 및 여기에 부착된 선반의 구조적 안전성을 동적 유한요소해석을 통해 평가한다.

구조적 안전성 평가를 위한 유한요소 해석 모델은 Fig. 1과 같으며, 실제 해석에서는 대칭성을 고려하여 1/2 모델만을 사용하였다. ACP 실증시설 공정셀 후면 차폐문은 높이 2,050 mm, 폭 1,100 mm, 두께가 1,000 mm이며, 자체 중량은 13.5톤이다. 후면부에는 중량 2.48톤인 Padirac 접속장치가 결속되어 있다. 이 부분들은 솔리드요소(solid element)로 모델링하였다. 후면 차폐문 전면부에는 STS304로 제작된 선반이 부착되어 있으며, 선반의 치수는 폭 880 mm, 길이 870 mm, 두께 50 mm이다. 선반의 아랫부분은 굽힘강성을 보강하기 위해 림(rib) 형태로 빔(beam)이 용접되어 있다. 선반 부분은 셸요소(shell element)로 모델링하고, 탄소성 구성방정식을 사용하였다. 후면 차폐문의 선반을 이용해 반출입되는 물품은 중량이 800 kg인 원통형 물체로 가정하고, 운전 상황을 고려해 이 물체가 초기속도를 가지고 선반에 충돌하는 문제를 해석하였다. 원통형 물체는 솔리드요소로 모델링하고 질량이 800 kg이 되도록 밀도 값을 주었다. 후면 차폐문, Padirac 접속장치, 반출입 물체의 탄성계수는 충분히 큰 값을 주어 강체처럼 거동하도록 하였다. 반출입 물품의 선반 안착은 핫셀 내부의 크레인과 외부의 지브크레인(jib-crane)을 통해 이루어진다.

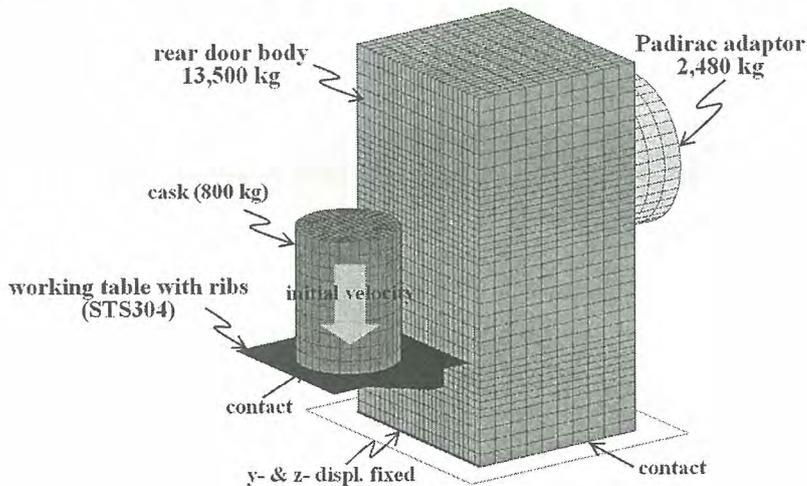


Fig. 1 Finite element model

이중 하역 속도가 큰 지브크레인의 속도 0.2 m/s를 반출입 물품의 초기 충돌속도로 사용하였다. 또한 사고 상황을 고려해 물품이 10 cm 높이에서 선반에 낙하하는 경우도 해석하였다. 본 연구에서는 해석의 신뢰성을 검증하기 위해 동일한 문제에 대해 외연적(explicit) 기법에 기반한 LS-DYNA와 내연적(implicit) 기법에 기반한 ANSYS를 사용해 해석을 수행하고 결과를 비교하였다.

Fig. 2는 10 cm 낙하의 경우에 대해 선반부분의 von-Mises 응력의 분포를 보여준다. 이 분포는 최대응력 발생시점에 대한 것이다. 최대응력은 길이 방향의 보강 립의 아랫부분에 발생함을 볼 수 있다. Fig. 3은 최대 수직변위 발생 시점에 대한 수직변위 분포를 보여주고 있다. 최대 수직변위는 선반중심 끝단에서 발생한다. Fig. 2와 Fig. 3에서 알 수 있듯이, 응력과 수직변위에 대해 LS-DYNA와 ANSYS 결과가 거의 동일한 분포 형상을 보여주고 있다. Table 1은 크레인 안착과 10 cm 낙하의 경우에 대해 응력 및 변형의 최대값을 수록하였다. 정상운전 상황인 크레인 안착의 경우 최대응력은 재료의 항복강도인 172.5 MPa보다 작아 구조적으로 안전하다고 평가할 수 있다. 응력의 경우 ANSYS 결과가 LS-DYNA 보다 8% 정도 큰 값을 주었으며, 선반 끝단의 최대 수직 변위는 LS-DYNA가 15% 정도 큰 결과를 주었다. 사고 상황인 10 cm 낙하의 경우 선반에 소성 변형이 발생하게 된다. 그러나 최대응력인 극한강도(ultimate strength)인 489.7 MPa 보다 작아 선반의 파단은 일어나지 않음을 알 수 있다. 여기서도 ANSYS가 LS-DYNA 보다 큰 응력값을 보여 주고 있으며, 보강 립에서는 3% 선반의 평판부에서는 15% 정도 크게 계산되었다. 선반의 수직변위에 대해서는 LS-DYNA가 3% 정도 큰 결과를 주었다. 모든 경우에 대해 후면 차폐문의 변위는 10^{-4} mm 이하로 거의 발생하지 않는 수준이었으며, 따라서 운전중 후면 차폐문의 전도와 같은 사고의 가능성은 없는 것으로 평가된다.

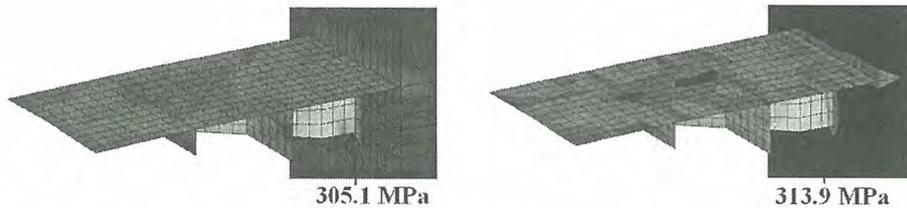


Fig. 2 Stress contours from LS-DYANA (left) and ANSYS (right)

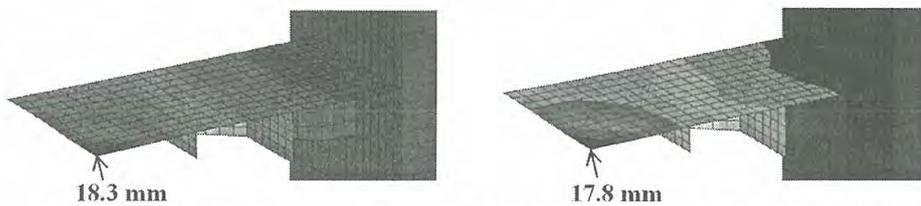


Fig. 3 Deflection contours from LS-DYANA (left) and ANSYS (right)

Table 1 Maximum stress and deflection results of dynamic analysis

Analysis case	Code	Stress at rib	Stress at plate	deflection at plate
Crane unloading	LS-DYNA	141.5 MPa	80.6 MPa	2.3 mm
	ANSYS	152.8 MPa	87.1 MPa	2.7 mm
10 cm drop	LS-DYNA	305.1 MPa	190.5 MPa	18.3 mm
	ANSYS	313.9 MPa	224.3 MPa	17.8 mm

차세대관리 종합공정 Scale-up 개념연구

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

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

차세대관리 종합공정(ACP: Advanced spent fuel Conditioning Process)은 건식공정으로서 산화물 형태의 사용후핵연료를 고온의 용융염 매질에서 전기화학적 방법으로 사용후핵연료를 금속으로 전환하고, 고발열성 및 고방사성 핵종을 효율적으로 제거하여 사용후핵연료의 부피, 발열량 및 방사선의 세기를 크게 감소시킴으로서 사용후핵연료를 안전하고 효율적이며, 경제적으로 관리를 할 수 있다는 측면에서 제안되어 개발되고 있다.

한국원자력연구소는 차세대관리 종합공정의 실증시험을 위하여 한국원자력연구소 내 조사재시험시설(IMEF) 지하에 α - γ type의 핫셀 및 부대시설의 건설을 2005년 7월에 완료하고, 핫셀 내에 Lab. Scale의 ACP 공정 시험장치를 설치하였다. ACP 공정의 Blanket Test를 거쳐 Natural Uranium과 Metal Oxides를 사용하여 2005년 11월에 Inactive Test에 착수하여 현재까지 총 5 campaign의 공정시험을 수행하였다.

본 연구에서는 핫셀 내 ACP 공정시험과 원격운전 및 유지, 보수 결과에 대한 분석을 토대로 ACP 공정의 Scale-up을 위한 개념을 설정하기 위한 연구를 수행하여 기준공정으로서 그림 1에 표기된 공정흐름도를 기준으로 하고, Scale-up 시설의 규모를 표 1에 내용을 기준으로 하여 차세대관리 종합공정의 Scale-up 시설 개념을 설정하였다.

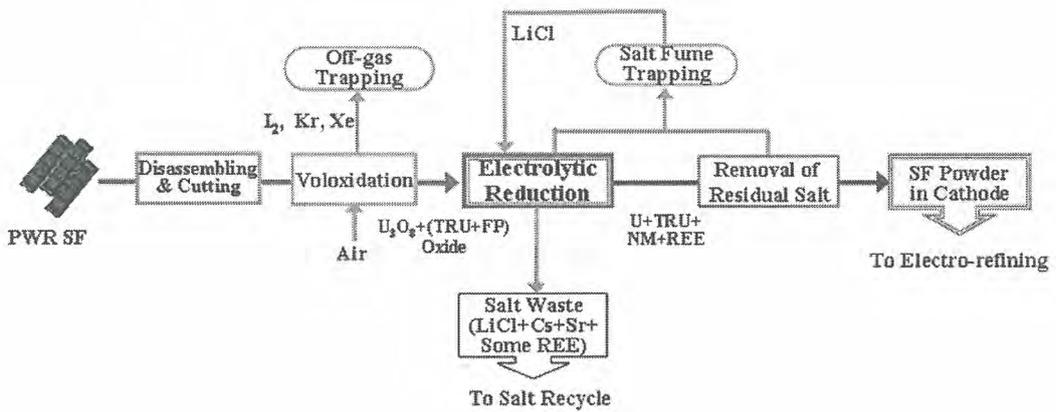


그림 1. ACP Scale-up 공정흐름도

표 1. ACP Scale-up 시설 기준

시설 용량	연간 생산규모 : 10 t-HM/y 규모의 Module
	Batch 당 용량 : 200 kg-HM/batch 규모 - Module 2기 설치
PWR SF	17 x 17, 460 kg-HM/assembly, 냉각기간 5년 이상
예상 설비	- SF Cask 입.출하 설비 - SF 건식저장 설비 (6개 Assembly 저장) - 금속전환체 및 Waste salt 저장설비
	- SF Assembly 해체 및 절단장비 - Slitting 장치, Hull 처리장치 - 건식분말화 장치, 폐가스 처리장치
	- Electrolytic Reduction Reactor - Cathode Processor (잔류염 제거) - Waste Salt Treatment 장치 (Ingot or bead 제조)
	- 유틸리티 (수배전 설비, 압축공기, PW 및 DW 등) - HVAC, Ar 공급 및 순환/정제 설비
건물 구성	Air 분위기 핫셀 및 Ar 분위기 핫셀, 작업 공간, Truck bay, 유틸리티 공간, 출입 및 안전관리실, 사무실 및 분석실 등

차세대관리 종합공정 실증시설 기준선원 비교 평가

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

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

hyilje@kaeri.re.kr

차세대관리 종합공정 실증시설에서 취급할 사용후핵연료의 기준 사양은 U-235농축도 3.5 w/o, 연소도 43,000 MWd/tU, 냉각기간 10년으로서, ORIGEN-2 코드를 이용하여 계산된 결과값을 기준으로 ACP 공정 설계 및 시설이 개발되었다. 현재 차세대관리 종합공정을 실증하기 위한 inactive 시험이 수행 중이며, 추후 사용후 핵연료를 대상으로 공정 시험을 수행할 예정이다. 또한 차세대관리 종합공정 시설을 Scale-up하기 위한 개념 연구가 진행 중이다.

사용후핵연료를 이용한 차세대관리 종합공정 실증 시 공정자료를 정확히 평가하기 위해서는 화학분석시험을 통한 분석이 필수적이거나, 여건상 모든 물질을 분석할 수 없는 형편으로서, 많은 부분을 핵종량 분석코드에 의존할 것이다. 따라서 본 연구에서는 핵종량 분석코드로 많이 사용되는 ORIGEN-2코드와 SCALE5.0에 포함되어 있는 ORIGEN-ARP(ORIGEN-S)을 이용하여 현재 차세대관리 종합공정의 기준선원에 대하여 비교 분석 하였다. 표 1은 악티나이드 원소들에 대한 핵종량과 방사능의 비교표이며, 표 2는 주요핵분열생성물에 대한 핵종량과 방사능의 비교표이다. 우라늄 1톤, 냉각기준 10년을 기준으로 비교하였다. 핵종량 및 방사능량의 총합은 두 코드간 차이가 없었으며, 대부분 핵종은 10% 내외의 결과값을 보였다. 그러나 핵종량에서는 넵티늄(Np237) 및 큐륨(Cm244), 방사능량에서는 큐륨(Cm242, Cm243, Cm244)의 상대오차가 15%이상 생겼으며, 핵분열 생성물의 경우 Sn, Sb, Te, Pm, 및 Eu 원소가 큰 편차를 보였다. 특히 ORIGEN-2의 경우 몇가지 핵분열 생성물에 대해서는 decay data 또는 decay tree에 오류가 있는 것으로 확인되었다.

Table 1 악티나이드 원소의 핵종량 (g/tU) 및 방사능량(Curie/tU) 비교결과 (우라늄 1톤기준)

원소	SCALE5 (ORIGEN-ARP)	ORIGEN-2	상대오차	원소	SCALE5 (ORIGEN-ARP)	ORIGEN-2	상대오차
u234	175.4	166.2	5.25	u237	2.2	2.202	0.68
u235	5625.0	5114	9.08	np239	38.9	37	4.96
u236	4860.0	4617	5.00	pu238	3909.0	4382	-12.10
u238	933600.0	933700	-0.01	pu239	318.1	353.5	-11.13
np237	581.1	698.8	-20.25	pu240	625.2	619.8	0.86
pu238	228.1	255.9	-12.19	pu241	92630.0	89750	3.11
pu239	5125.0	5685	-10.93	am241	2015.0	1954	3.03
pu240	2753.0	2719	1.24	am243	38.9	37	4.96
pu241	895.6	870.8	2.77	cm242	6.0	12.22	-104.18
pu242	819.4	708.1	13.58	cm243	24.0	29.37	-22.53
am241	587.2	569.2	3.07	cm244	3838.0	4383	-14.20
am243	195.0	185.5	4.87				
cm244	47.4	54.16	-14.29	u	4.0	3.906	1.86
				np	39.4	37.57	4.57
u	944300.0	943500	0.08	pu	97480.0	95110	2.43
np	581.1	698.8	-20.25	am	2068.0	2021	2.27
pu	9822.0	10240	-4.26	cm	3868.0	4426	-14.43
am	782.8	756.3	3.39				
cm	50.7	58.63	-15.62				
Total(g)	95550	95530	0.02	Total(Ci)	10350.0	10160	1.84

Table 2 주요 핵분열생성물의 핵종량 (g/tU) 및 방사능량(Curie/tU) 비교결과 (우라늄 1톤기준)

원소	SCALE5 (ORIGEN-ARP)	ORIGEN-2	상대오차	원소	SCALE5 (ORIGEN-ARP)	ORIGEN-2	상대오차
se	6.96E+01	7.25E+01	-4.25	h	3.60E+02	4.14E+02	-15.02
br	2.56E+01	2.75E+01	-7.54	kr	5.91E+03	6.21E+03	-5.06
kr	4.50E+02	4.57E+02	-1.62	sr	7.57E+04	7.27E+04	3.90
rb	4.39E+02	4.50E+02	-2.55	y	7.57E+04	7.28E+04	3.90
sr	9.75E+02	9.79E+02	-0.43	zr	1.51E+00	2.32E+00	-53.65
y	5.84E+02	5.80E+02	0.72	nb	5.92E-01	9.85E-01	-66.35
zr	4.39E+03	4.67E+03	-6.38	ru	8.33E+02	7.82E+02	6.11
mo	4.31E+03	4.34E+03	-0.72	rh	8.33E+02	7.82E+02	6.11
tc	1.00E+03	9.84E+02	1.74	ag	2.82E-01	2.95E-01	-4.68
ru	2.91E+03	2.96E+03	-1.48	sn	5.59E+00	1.28E+00	77.15
rh	5.91E+02	5.33E+02	9.73	sb	8.30E+02	1.53E+03	-84.43
pd	1.93E+03	2.01E+03	-3.88	te	2.02E+02	3.73E+02	-84.34
ag	1.16E+02	9.96E+01	13.88	cs	1.19E+05	1.17E+05	1.68
cd	1.37E+02	1.66E+02	-20.96	ba	1.05E+05	1.02E+05	3.04
sn	6.87E+01	1.18E+02	-71.47	la	2.54E-10	1.23E-10	51.42
sb	1.18E+01	2.47E+01	-110.55	ce	1.96E+02	1.90E+02	3.51
te	6.07E+02	6.40E+02	-5.49	pr	1.99E+02	1.92E+02	3.71
i	2.91E+02	3.05E+02	-4.71	nd	2.14E-09	2.17E-09	-1.26
xe	7.08E+03	7.08E+03	-0.04	pm	1.39E+04	9.58E+03	31.26
cs	3.09E+03	3.00E+03	2.72	sm	4.03E+02	4.06E+02	-0.79
ba	2.31E+03	2.34E+03	-1.39	eu	4.70E+03	9.13E+03	-94.36
la	1.57E+03	1.58E+03	-1.09	tb	1.00E-12	1.25E-12	-24.53
ce	3.16E+03	3.09E+03	2.00				
pr	1.44E+03	1.45E+03	-0.28				
nd	5.24E+03	5.27E+03	-0.65				
pm	1.50E+01	1.03E+01	31.23				
sm	1.10E+03	1.09E+03	1.00				
eu	1.79E+02	2.02E+02	-12.88				
gd	1.86E+02	1.96E+02	-5.49				
Total(g)	4.43E+04	4.47E+04	-0.97	Total(Ci)	4.05E+05	3.95E+05	2.37

사용후핵연료 집합체의 연료봉 인출을 위한 인덱스 플레이트 가이드

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

한국원자력연구소의 조사후시험시설은 상용 원자로의 사용후핵연료에 대한 조사후시험을 목적으로 운영되고 있으며, 1987년 준공이후 현재까지 사용후핵연료에 대한 조사후시험이 수행되고 있다. 조사후시험시설의 플에서 사용후핵연료집합체의 연료봉을 인출하기 위해서는 상단 고정체를 해체한 후 사용후핵연료집합체 상부에 인덱스 플레이트를 설치하고 연료봉 인출 공구로 연료봉을 인출한다. 연료봉 인출 시간을 단축시키고, 사용후핵연료집합체의 상부에 인덱스 플레이트를 설치하는 과정에서 가이드 튜브에 손상을 가하지 않아야 상단 고정체를 재조립할 수 있다. 사용후핵연료집합체에서 연료봉을 인출하기 위한 종래의 인덱스 플레이트 설치 방법은 인덱스 플레이트 밑부분에 부착된 서로 다른 2개의 삽입용 고정 핀을 핵연료 집합체 가이드 튜브 내에 삽입하는 방식이었다. 이러한 작업은 방사선 안전을 위해 수중 10m 이하에서 수행되며 사용후핵연료 집합체 가이드 튜브와 인덱스 플레이트 삽입용 고정 핀이 인덱스 플레이트의 하부에 위치하고 있어 육안으로 볼 수 없기 때문에 어려움이 많다. 또한 인출 대상 연료봉의 위치에 따라 인덱스 플레이트를 교체해야 하므로 동일한 삽입작업을 반복해야 한다. 사용후핵연료집합체 가이드 튜브의 상단 부는 Lock Tube가 제거된 상태에서 4방향으로 절개되어 있으므로 인덱스 플레이트의 삽입용 고정 핀을 핵연료집합체 가이드 튜브 속에 삽입하는 과정에서 삽입용 고정 핀과 가이드 튜브의 접촉에 의한 충격으로 인하여 사용후핵연료집합체 가이드 튜브의 절개부위에 변형이 발생할 가능성이 있으며 이 경우 연료봉을 인출하기 위한 인덱스 플레이트를 설치할 수 없는 상황을 초래할 수 있을 뿐만 아니라 최악의 경우 상단 정체를 재조립할 수 없게 된다. 인덱스 플레이트 설치에 따른 작업상의 어려움과 가이드 튜브의 손상을 막기 위해 인덱스 플레이트 가이드를 제작 설치하였다. 인덱스 플레이트를 안내할 수 있는 가이드 삽입용 고정핀 대신 사용되어 가이드 튜브의 손상 가능성을 줄여 주고 인덱스 플레이트 설치작업을 보다 쉽게 수행할 수 있도록 도와 주며 이후 사용후핵연료집합체의 가이드 튜브 손상으로 인한 상단고정체 재조립 불량 가능성을 감소시킬 것으로 생각된다.

용융염매질에서의 우라늄 전해정련공정 중 Li_2O 의 영향에 대한 연구

김택진, 조영환, 최인규, 지광용

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

t-jin@hanamail.net

사용후 핵연료 차세대관리공정은 기존의 습식방법을 탈피하여 건식방법인 고온용융염 매질에서 진행된다. 이에 사용후핵연료를 고온용융염에서 전기화학적으로 금속으로 전환시키는 연구 활발히 진행되고 있다. 고온의 $\text{LiCl-Li}_2\text{O}$ 용융염계에서 사용후핵연료를 금속전환과 Li_2O 의 전기화학적 환원반응이 동시에 진행되는 통합 반응 메커니즘을 기초로 한 이 공정은 습식보다는 설비가 간단하고, 핵확산저항성이 크다는 장점이 있다. 우라늄의 전기화학적 금속전환공정에서 만들어진 우라늄 금속전환체는 다시 용융염을 이용한 우라늄 전해정련공정을 통해 장수명핵종 및 희토류 원소를 제거하게 된다. 이때, 우라늄 전기화학적 금속전환공정에서 만들어진 금속전환체에는 장수명핵종, 희토류원소 뿐만 아니라 우라늄을 금속으로 전환시키기 위해 필수적으로 사용되어진 Li_2O 가 소량 포함 되어 질 수 밖에 없다. 이에 우리는 우라늄 전해정련공정의 주요 물질인 UCl_3 와 Li_2O 와의 반응성에 대한 연구를 수행하였다. 또한 UCl_3 와 란탄족 원소가 반응하여 란탄족 원소들이 용융염에 LnCl_3 형태로 녹아 있는데 Li_2O 가 존재할 경우 녹아있는 란탄족 원소와의 반응성 여부에 대한 연구도 같이 수행하게 되었다.

(1) Li_2O 와 UCl_3 의 반응성 연구

금속우라늄을 450°C 로 용융되어있는 LiCl-KCl 용탕에 넣어주고, 산화제인 염화카드뮴을 같이 넣어주면 치환반응이 일어나서 금속우라늄은 UCl_3 로 산화되고, 이때 환원된 카드뮴 금속은 용융상태로 용기 바닥에 가라앉게 된다. UCl_3 만 취하여 다른 용기에 담은 다음, 다시 450°C 용융시킨다. 충분히 용융이 되어 지면, Li_2O 를 넣어 주고 교반을 해 준다. 일정 시간 간격으로 교반을 해준 다음 시료를 일부 취한다. 취한 시료를 물에 녹인 후, 페놀프탈레인 지시약을 이용하여 변색 여부를 확인한다. 만약 변색이 되면 Li_2O 가 반응을 하지 않고 남아 있을 것이고, 변색되지 않는다면 Li_2O 의 대부분이 반응하여 지시약으로 확인 할 수 없을 만큼 적은 양이 남아있다고 볼 수 있다.

수차례 반복 실험 결과 페놀프탈레인 지시약을 넣어 주어도 변색이 일어나지 않았다. 이 결과 Li_2O 와 UCl_3 가 반응함을 확인 할 수 있었다. 그리고 Li_2O 와 UCl_3 이 반응해서 생성 될 것이라고 예상되는 우라늄 산화물의 존재 여부를 확인하기 위해 용기 바닥 부분을 취하여 XRD를 측정해 본 결과 그림1과 같은 데이터를 얻을 수 있었다.

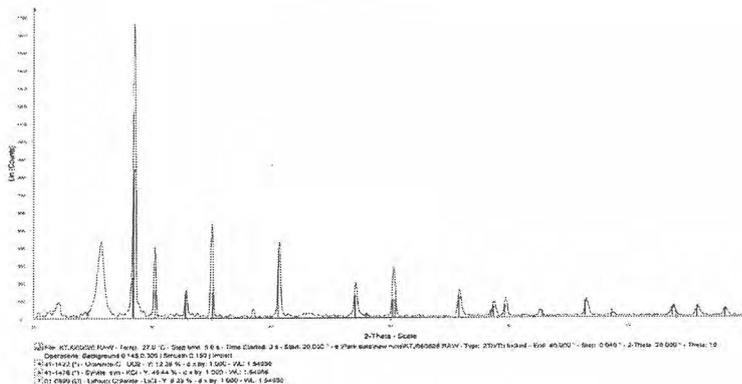


그림1. Li_2O 와 UCl_3 반응후 침전물의 XRD 자료.

(2) Li_2O 와 LnCl_3 의 반응성 연구

시중에 판매중인 LnCl_3 중 대표적으로 NdCl_3 를 구하여 실험을 수행 하였다. 우선 그림2.에서와 같은 샘플용기에 LiCl-KCl 와 NdCl_3 같이 넣어 주고 450°C 에서 충분히 용융시켜 주었다. 우선, LiCl-KCl 용융염에서의 순수한 NdCl_3 의 흡수스펙트럼을 얻었다. 그 다음, Li_2O 를 조금씩 첨가해 주면서 흡수스펙트럼의 변화를 확인 하였다. 그림3.에서 확인 할 수 있듯이 Li_2O 의 양이 증가함에 따라 NdCl_3 의 흡수스펙트럼이 점차 줄어들어 가는 것으로 보아 Li_2O 와 NdCl_3 이 반응한다는 것을 확인 할 수 있었다.

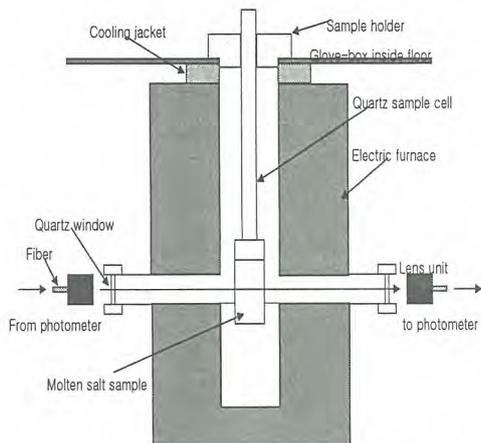


그림2. 반응용기 및 분광측정시스템 개략도

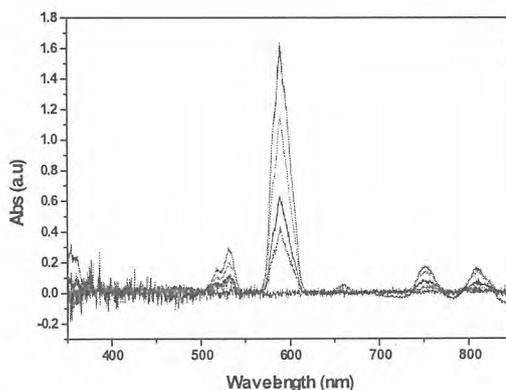


그림3. Li_2O 와 NdCl_3 의 반응 후 흡수스펙트럼

소량의 핵연료 시편내 핵물질 계량 가능성 타진을 위한 중성자 측정시험

주준식, 박광준, 김정석, 강희영, 김호동
 한국원자력연구소, 대전시 유성구 덕진동 150
 nisju@kaeri.re.kr

핵연료 취급시설에서 핵물질 계량은 핵투명성 차원 및 안전조치 측면에서 볼 때 필수적이며, 여러 가지 측정방법이 사용되고 있다. 핵연료처리시설에서 핵물질 계량 방법은 중성자측정, 감마선분광 분석, 열량측정, K-Edge/K-XRF 등 측정할 수 있는 비파괴적인 방법이 다양하다. 그러나 듀픽 공정, pyro공정 등 건식공정에서의 핵물질 계량은 습식재처리 공정에서의 핵물질 계량 방법을 그대로 활용할 수가 없다. 습식공정에서는 거의 모든 핵분열 생성물이 제거되지만 건식공정에서는 일부 감마선을 방출하는 핵분열 생성물이 잔존한다. 이러한 핵분열 생성물이 존재하기 때문에 핵물질 계량에 걸림돌이 되고 있다. 본 연구에서는 핵연료 펠렛보다 작은 소량의 핵연료 시편에 대한 핵물질 계량장치를 개발하기 위한 전단계로서, 실제 극소량의 핵연료 용해시료를 대상으로 중성자 측정 가능성 시험을 수행하였다. 측정대상 시료는 울진-2호기에서 연소한 K23집합체/MO4연료봉에서 절단한 #1시편(질량: 0.668g)으로서 화학분석을 하기 위하여 질산용액에 용해된 것이며, 이 용해시료의 질량은 50.871g이다. 본 측정시험에서는 2개의 용해시료를 사용하였는데, 하나는 회석시키지 않은 원래의 용해시료 중 0.017g을 취출한 시료(용액 중 핵연료 함유량 : 0.223mg)이며, 다른 하나는 원래의 용해시료 중 0.664g을 취출하여 32.935g의 질산으로 회석시킨 후, 그 중 0.017g을 취출한 시료(용액 중 핵연료 함유량 : 4.501 μ g)이다. 표1에서 보는 바와 같이 이 두 가지 핵연료 용해시료에 대한 중성자 측정시험 결과, 핵연료 함유량이 0.223mg 인 핵연료 용해 원액시료는 미약하나마 자연방사능 보다 높은 수준의 중성자가 검출되었으나, 반면에 핵연료 함유량이 4.501 μ g인 회석시료에서는 자연방사능 수준과 거의 유사한 값으로 측정되었다. 이러한 결과로부터 유추해 볼 때, 연료봉에서 절단한 시편의 약 3만분의 1인 0.223mg의 핵연료 용해시료에서 방출되는 중성자가 검출된다는 것은 그 이상의 핵연료를 함유하고 있는 핵연료 시편에서는 중성자 측정이 가능하다는 것을 의미한다. 이러한 측정 자료는 앞으로 소량의 핵연료 계량장치를 개발하는데 기본 설계 자료로써 활용될 것이다.

표1. 핵연료 용해시료 용액 및 전착시편에 대한 중성자 측정 값

Sample Type	Dissolved Spent Fuel Sample Measurement		
	Non-diluted	Diluted	Cm-Am*
Singles Rate, n/s	0.852	0.590	0.590
Background, n/s	0.588	0.588	0.588

*각 측정값은 3회측정 평균값이며, Cm-Am시편은 핵연료 용해시료에서 분리하여 알파 측정을 위해 전착한 시편임

불순물 함유 UO_2 고용체의 산화거동

이재원, 이정원, 박근일
 한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150
 njwlee@kaeri.re.kr

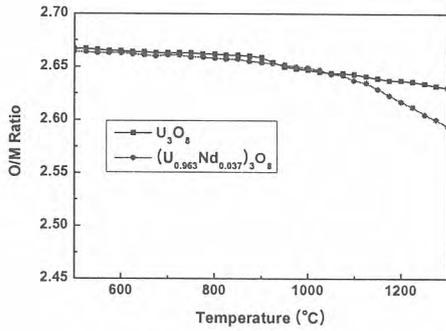
UO_2 핵연료의 연소중에 핵분열생성물로 란타나이드계 원소(Ln)들이 생성되며, 연소후에 UO_2 기재에 고용된 상태로 남아있게 된다. 란타나이드계 원소는 핵분열생성물의 약 30%, 연소시 중성자 흡수율의 약 50%를 차지한다. 연소된 UO_2 의 재활용에 있어 불순물인 Ln을 제거한다면 재활용 핵연료내 핵분열성 물질의 에너지 효율을 더욱 높일 수 있다. Ln 고용 UO_2 의 고온에서의 산화 열처리하는 캐나다 AECL에서 수행하였으며 열처리 생성상인 U_3O_8 상에서는 Ln 종류와는 관계없이 농도가 0.003 mol로 매우 낮고, 상대적으로 $(U_{1-y}Ln_y)O_{2+z}$ 상에서는 Ln의 농도가 매우 높았음을 확인하였으나 열처리 온도에 따른 $(U_{1-y}Ln_y)O_{2+z}$ 상내에서의 Ln 농도 변화를 기술하지 않았다. 본 연구에서는 Ln으로 Nd를 선정하여 균질한 $(U_{0.963}Nd_{0.037})O_2$ 소결체를 제조하였다. 소결체를 500°C에서 산화 열처리를 하여 $(U_{0.963}Nd_{0.037})_3O_8$ 상의 분말을 얻고, 이 분말을 1150°C~1300°C에서 고온 산화 열처리를 한 후 상온으로 냉각하면서 무게변화(TGA)를 측정하였다. 이와 같이 얻어진 분말의 상변화(XRD), 형상변화(SEM) 및 화학적 조성변화(EPMA)를 분석하여 $(U_{1-y}Ln_y)O_{2+z}$ 상과 U_3O_8 상내에서 Ln 농도 변화 거동을 해석하였다.

순수한 U_3O_8 과 $(U_{0.963}Nd_{0.037})_3O_8$ 상의 O/M 비는 약 1100°C 이상에서 차이를 보이기 시작하며 온도가 증가함에 따라 급격히 차이를 보였다(그림 1). $(U_{0.963}Nd_{0.037})_3O_8$ 상은 1150°C 이상에서 격자 변형 완화에 의해 반가폭이 감소하고 Nd 이온의 농도가 높은 $(U_{1-y}Nd_y)O_{2+z}$ 상과 U_3O_8 상 형태로 전환되었다(그림 2).

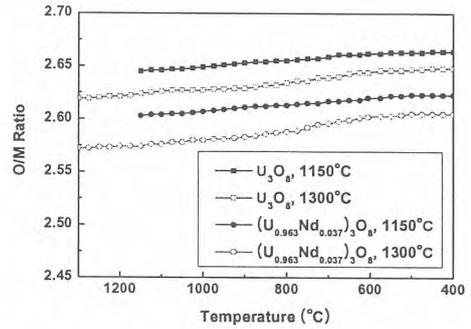
산화 열처리 온도의 증가에 따라서 생성되는 U_3O_8 상에 대한 $(U_{1-y}Nd_y)O_{2+z}$ 상의 X선 회절면의 상대적인 강도가 커짐을 보였다(그림 2). U_3O_8 상에 대한 $(U_{1-y}Nd_y)O_{2+z}$ 상의 상대적인 양을 분석하기 위해서 두개 상의 특정 회절면의 적분강도를 계산한 결과에 의하면 산화 열처리 온도의 증가에 따라서 $(U_{1-y}Nd_y)O_{2+z}$ 상의 양은 증가하고 U_3O_8 상의 양은 감소함을 알 수 있다(그림 3). 그림 4에서 $(U_{1-y}Nd_y)O_{2+z}$ 상의 입자크기는 1150°C에서 1300°C까지는 열처리 온도가 증가함에 따라서 약 0.5 μm 에서 1 μm 까지 커짐을 알 수 있었으며, $(U_{1-y}Nd_y)O_{2+z}$ 상의 화학적 조성을 EPMA로 분석한 결과(그림 5)에 의하면 열처리 온도의 증가에 따라 생성된 $(U_{1-y}Nd_y)O_{2+z}$ 상에서의 Nd 양이온의 농도는 감소하고 U 양이온의 농도는 증가하였다. 반면에 U_3O_8 상내에 Nd 농도는 산화처리 온도에는 거의 영향을 받지 않았으며, Nd 농도는 0.003 mol로 일정하였다. 위의 결과로부터 열처리 온도가 증가하면 U_3O_8 상의 양은 감소하고, $(U_{1-y}Nd_y)O_{2+z}$ 상의 양은 증가함을 알 수 있다. 이러한 현상은 U_3O_{8-w} 상의 Nd 양이온의 고용도는 1100~1300°C에서는 0.003 mol로 일정하기 때문에, 산화 열처리 온도의 증가에 따라서 U_3O_{8-w} 입자에서 $(U_{1-y}Nd_y)O_{2+z}$ 입자로의 U 양이온이 두입자의 계면을 통해 농도 구배에 따른 확산에 의해서 이동하여 $(U_{1-y}Nd_y)O_{2+x}$ 상내에 U의 농도는 증가하고 Nd의 농도는 감소하게 되는 것으로 여겨진다.

순수한 U_3O_8 의 고온에서의 O/M비 및 $(U_{1-y}Nd_y)O_{2+z}$ 상의 농도를 이용하여 화학반응식으로부터 $(U_{1-y}Nd_y)O_{2+z}$ 상의 z 값을 계산한 결과에 의하면 온도에 증가에 따라서 z는 감소함을 보였다. 따라서 온도 증가에 따라서 z 값의 감소와 U 양이온의 농도가 증가하므로 U 양이온은 이온가가 감소되는 환원반응이 일어남을 알 수 있었다. 열처리 후 냉각시에 O/M비 및 $(U_{1-y}Nd_y)O_{2+z}$ 상의 농도를 이용하여 z 값을 계산한 결과에 의하면 z 값은 약 0.25로 $(U_{1-y}Nd_y)O_{2+z}$ 상은 $(U_{1-y}Nd_y)_4O_9$ 상의 형태를 보였다.

연소된 UO_2 의 재활용에 있어 불순물인 Ln을 제거하기 위해서는 U_3O_8 상의 양은 많고, $(U_{1-y}Nd_y)O_{2+z}$ 상의 양이 적게 생성되는 1150°C에서의 열처리가 최적임을 보였다.



가열



냉각

그림 1. O/M 비 변화

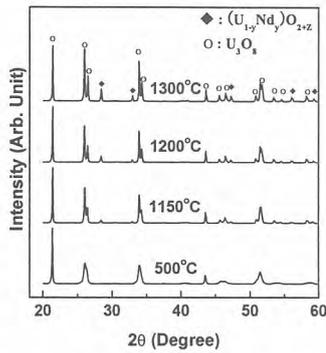


그림 2. X선 회절형태

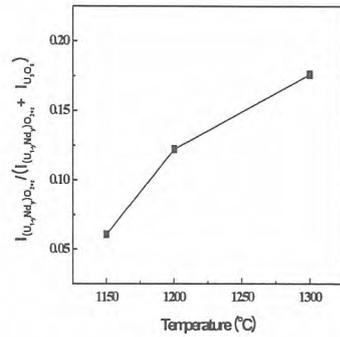
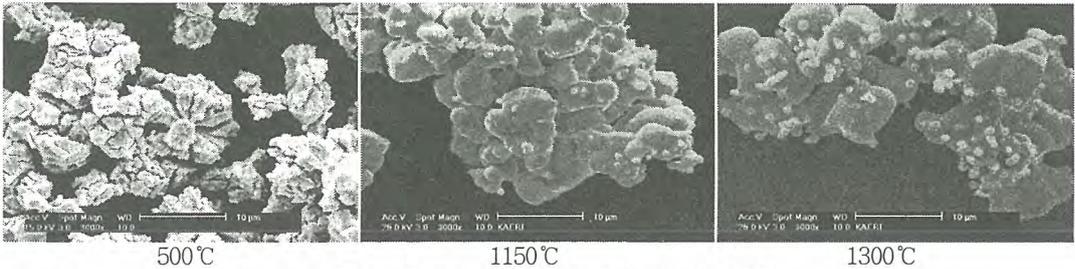


그림 3. 특정 X선 회절면의 적분강도비



500°C

1150°C

1300°C

그림 4. 열처리 온도에 따른 분말 형상변화

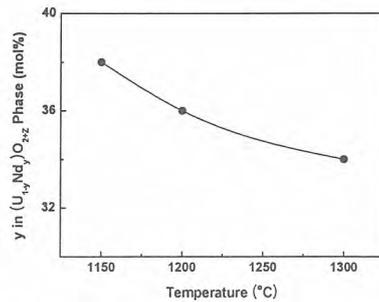


그림 5. 열처리온도에 따른 Nd 농도변화

SIMFUEL을 이용한 제조된 모의 건식재가공 핵연료 소결체 특성

이재원, 이정원, 김용기, 이수철, 박근일
 한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150
 njwlee@kaeri.re.kr

건식재가공 핵연료 제조공정에 있어 분말 및 소결체 특성화는 고방사성 사용후 핵연료의 취급에 의한 시험수행에 제한이 많아 실제 사용후 경수로 핵연료를 모사한 모의 사용후 핵연료(Simfuel)를 사용하여 수행하고 있다. 모의 사용후 핵연료는 농축우라늄대신에 천연우라늄, 핵분열 생성물 대신에 해당 산화물을 사용하여 제조한다(표 1). 최근에는 경수로 핵연료의 연소도를 높이고 있으며 연소도가 증가함에 따라서 핵분열생성물(불순물)의 양은 증가하게 되므로 이들 불순물은 분말 및 소결체 특성에 영향을 미칠 것으로 생각된다. 따라서 본 연구에서는 연소도 35,000 및 60,000 MWd/tU의 모의 사용후 핵연료 소결체를 제조하여(표 1) 산화·환원처리 및 밀링에 따른 분말특성을 조사하였으며, 소결체의 성능을 향상시키기 위해 첨가제를 이용하여 제조된 소결체의 특성을 분석하였다.

표 2는 3회 반복 산화·환원처리하여 15분간 Attrition 밀링을 한 분말의 특성을 나타낸 것으로 연소도가 높을수록 비표면적이 증가하는 것은 불순물중의 결정립계에 분포되어 있는 산화석출물(약 0.1 μm)에 의한 영향인 것으로 분말 입자의 형상 관찰로 판단할 수 있었다. 그림 1은 연소도 및 소결온도에 따른 소결체 밀도 및 결정립 크기를 나타낸 것이다. 소결온도 증가에 따라서 소결 밀도는 크게 증가되나 결정립 크기는 거의 변화가 없다. 연소도 35,000 MWd/tU의 이론밀도는 10.78 g/cm³, 연소도 60,000 MWd/tU의 이론밀도는 10.65 g/cm³으로 소결체 밀도는 모두 이론밀도의 95%이상으로 비표면적이 큰 연소도 60,000 MWd/tU 분말의 소결체가 이론밀도에 대한 상대밀도가 높았다. 반면에 연소도가 큰 경우에는 결정립 크기가 작는데 이는 금속석출물 및 산화석출물과 같은 UO₂에 불용성 입자가 UO₂ 고용체 입자의 성장을 억제하기 때문인 것으로 여겨진다.

UO₂ 소결체의 특성을 향상시키기 위해서 소결 촉진제로 TiO₂ 및 Nb₂O₅가 사용되고 있다. 이러한 소결촉진체를 모의 건식재가공 핵연료 분말에 첨가하여 1700°C에서 소결하였다. 연소도 35,000 MWd/tU의 모의 사용후 핵연료 소결체를 1회 산화·환원처리하여 15분간 4회 반복 Attrition 밀링한 분말(비표면적 3.75 m²/g)을 소결하여 얻은 소결체의 특성을 그림 2에 나타내었다. 산화·환원처리를 1회만 하였기 때문에 분말의 비표면적이 낮으나 첨가제 함량의 증가에 따라서 밀도는 크게 증가하였으며, 산화·환원처리를 3회 반복하여 1800°C에서 소결한 것(그림 1)보다 밀도가 높았다. 결정립 크기도 또한 0.1 wt.%만 첨가하여도 15 μm 이상의 큰 결정립을 얻을 수 있었다(그림 4). TiO₂가 결정립 성장에 보다 좋은 첨가제임을 알 수 있었다.

연소도 60,000 MWd/tU 분말의 소결체가 결정립이 작기 때문에 결정립을 증대 시키기 위해 TiO₂를 첨가하여 소결한 결과를 그림 3에 나타내었다. TiO₂ 첨가에 따라 소결밀도는 증가하며 첨가제 없이 1800°C에서 소결한 소결체보다 밀도를 높일 수 있었다. 결정립 크기는 첨가제 없는 경우 보다 증가하며 약 9 ~ 10 μm 정도였다. 결정립을 증대시키기 위해 액상소결이 가능한 첨가제인 Li₂O(융점 : 1570°C)를 첨가하여 소결한 결과를 그림 3에 나타내었다. 소결체 밀도는 1570°C 이상에서 Li₂O가 휘발하기 때문에 첨가량에 따라서 소결밀도는 다소 감소하나 모두 이론밀도의 95% 이상은 유지되었다. 결정립 크기는 첨가량에 따라서 증가하며 0.2 wt.% 첨가한 경우에 12 μm 까지 증가하였다(그림 4).

표 1. Simfuel 제조에 사용된 핵분열생성물 조성 및 대응 산화물

구분	우라늄 및 핵분열생성물	대응 산화물	원소 조성 (mol%)	
			35,000 MWD/MTU a)	60,000 MWD/MTU b)
기지	U	UO ₂	93.662	89.394
UO ₂ 기지 고융 산화물	Sr c)	SiO	0.205	0.422
	Y	Y ₂ O ₃	0.125	0.218
	Zr c)	ZrO ₂	0.991	1.628
	La	La ₂ O ₃	0.226	0.368
	Ce(Pu, Np) d)	CeO ₂	1.339	2.257
	Nd(Pu, Sm) d)	Nd ₂ O ₃	1.006	1.645
	Sum		3.942	6.536
금속산화물	Mo	MoO ₃	0.840	1.437
	Ru(Tc) d)	RuO ₄	0.723	1.325
	Rh	Rh ₂ O ₃	0.105	0.128
	Pd	PdO	0.314	0.564
		Sum		1.982
산화석출물	Ba	BaCO ₃	0.323	0.456
금속/산화석출물	Te	TeO ₂	0.069	0.159

a) 냉각시간 : 15년
 b) 냉각시간 : 영종
 c) Zr과 Sr은 Be와 산화석출물로 존재
 d) 팔효속의 원소는 팔효 앞의 원소로 대체하였음

표 2. 분말 특성

사용 분말특성	35,000 MWD/MTU		60,000 MWD/MTU	
	밀링전	밀링후	밀링전	밀링후
입자크기 (μm)	7.5	0.6	6.2	0.4
비표면적 (m ² /g)	4.86	5.38	5.57	6.21
겉보기밀도 (g/cm ³)	0.71	1.63	0.72	1.95
탭밀도 (g/cm ³)	1.87	3.05	1.83	3.12

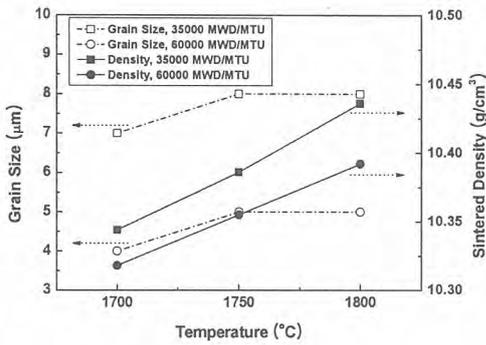


그림 1. 연소도에 따른 결정립 크기 및 밀도

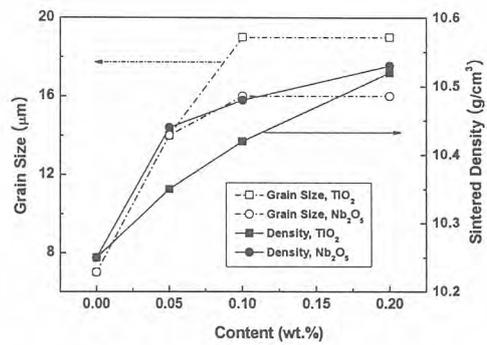


그림 2. 첨가제량에 따른 결정립 크기 및 밀도 (연소도 35,000 MWD/MTU)

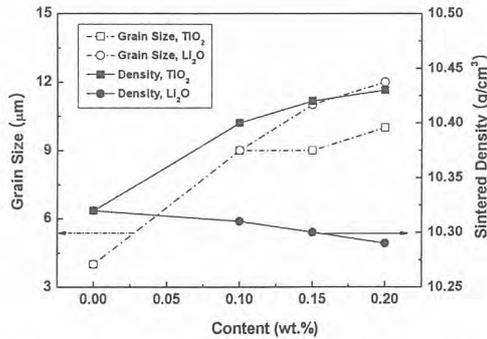


그림 3. 첨가제량에 따른 결정립 크기 및 밀도(연소도 60,000 MWD/MTU)

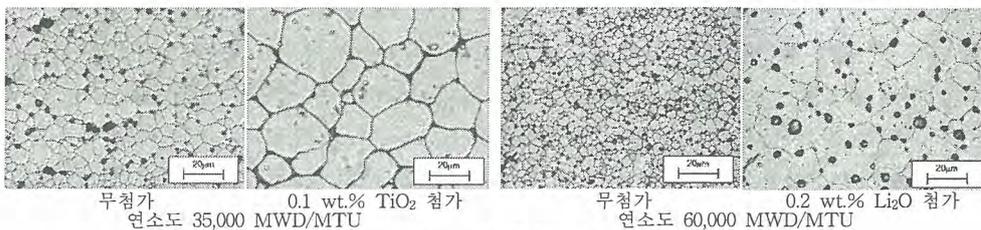


그림 4. 결정립 조직

차세대관리종합공정 실증시설의 핫셀내 중량물 취급 시스템 평가

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

한국원자력연구소에서는 조사재시험시설의 지하에 위치한 예비 핫셀을 개조하여 차세대관리종합공정실증시설(ACPF: Advanced spent fuel Conditioning Process Facility)을 건설하였다. 이 ACPF 시설을 전해환원 공정의 실증을 위한 시설로서 공정셀과 유지보수셀의 두 개의 핫셀로 구성되어 있으며, 공정셀에는 전해환원장치, 폐용융염 처리장치, 오프가스 처리장치 등의 각종 장치들이 위치해 있으며, 적절한 장치를 이용하여 이 장치들을 운전 및 취급하여야 한다.

이 ACPF는 기존 핫셀 시설의 지하층에 위치한 관계로 핫셀 상부에 루프도어(roof door)를 갖고 있는 일반적인 핫셀과는 달리 모든 장치들이 핫셀의 리어도어(rear door)를 통해 반입할 수밖에 없다. 따라서 실증시설의 공정장치들은 대부분 크기가 리어도어의 폭보다 적게 하여야 하기 때문에 직경이 1m 이내로 제작되어 공정셀의 리어도어를 통해 반입되게 되며, 리어도어를 통해 반입된 장치들은 핫셀 내의 천장크레인을 이용하여 취급한다. 핫셀까지의 중량물의 반입은 기존의 IMEF 시설 서비스구역의 천장크레인을 통하여 인양하여, IMEF 서비스구역의 바닥에 폭 2m, 길이 3m의 해치도어(hatch door)를 통하여 지하의 ACPF 후면의 서비스구역으로 하역한 뒤, 운반대차를 이용하여 ACPF 후면의 리어도어 근처까지 이동시킨다. 이렇게 이동된 장치는 ACPF 격리실(isolation room)에 설치된 1톤 용량의 지브크레인에 의해 인양되어 공정셀 리어도어 안으로 반입하도록 하고 있다.

일단 핫셀 안으로 반입된 장치는 1톤 용량의 핫셀내 천장크레인에 의해 취급될 수밖에 없다. 따라서 ACPF 내의 모든 장치는 직경이 리어도어의 폭인 1m 이내의 크기를 가져야 하며, 중량은 핫셀 크레인의 용량인 1톤 이하이어야만 한다. 따라서 모든 중량물은 이 핫셀내 천장크레인에 의해 취급되며, 대부분의 공정물질도 이 크레인에 의해 운반할 수밖에 없다.

그러나 공정장치의 운전에서 크레인과 15 kg 용량의 원격조종기만 갖고는 취급하기 어렵기 때문에 TM(Telescopic Manipulator)라는 고하중조작기를 이용하여 함께 운전을 하도록 하고 있다. 또한 ACPF 핫셀 내에 설치된 이 천장크레인과 고하중조작기가 고장시에는 유지보수셀로 이동하여 수리를 하여야 하는데, 이 때 핫셀 사이의 셀간벽 상부를 차폐할 수 있도록 한 크레인게이트를 설치하였다. ACPF의 바닥에서부터 천장까지의 총높이는 4.3m이지만 바닥에서부터 90cm 높이의 워킹데이블의 높이를 제외하고, 크레인의 레일을 설치하여 사용하기 위해서 필요한 천장부터의 높이 약 93cm와 크레인 레일용 보강부 두께를 제외하면 실제 유효공간의 높이는 2.2m밖에 되지 않는다. 따라서 이 좁은 공간의 제한으로 인해 천장크레인과 고하중조작기 및 크레인게이트를 한 레일에 함께 올려놓을 수밖에 없었다. 이러한 공간의 제약으로 인해 ACPF 핫셀 내에서는 이들 세 장치를 모두 다 이용할 수는 있지만, 이들 장치가 같은 레일을 이용함으로써, 각 장치가 갖는 폭이 다른 장치의 사용시 접근이 불가능한 dead zone으로 작용하여 시설내 장치운전의 효율성을 떨어뜨리는 문제점을 만들고 있다. 그래서 고하중조작기는 크레인과 크레인게이트의 폭을 합친 약 1.9m의 dead zone을 갖게 되며, 천장크레인은 크레인게이트의 폭인 73cm의 dead zone을

갖게 된다.

따라서 이러한 dead zone의 문제점을 해결하기 위해 장치의 운전성과 중량물의 취급성의 상대적 빈도와 중요성을 평가한 결과 크레인의 접근성이 더욱 중요하기에 크레인게이트의 핫셀 벽쪽에 500 kg 용량의 보조크레인을 설치하였다. 이 보조크레인의 사용으로 인해 천장 크레인의 자체의 65cm dead zone과 크레인게이트의 폭인 73cm의 dead zone을 합친 총 약1.4m의 dead zone을 없애서 ACPF 핫셀내의 크레인의 접근영역이 1.4m 증가시켰다. 또한 고하중조작기 하단의 중량물 취급용 훅(hook)의 활용도를 높일 경우 공간 및 장치의 활용도는 좀 더 증가될 것으로 판단된다. 향후에는 고하중조작기가 접근하지 못하는 영역에 대한 장치의 취급성능 향상을 위한 개선작업을 진행할 계획이다.

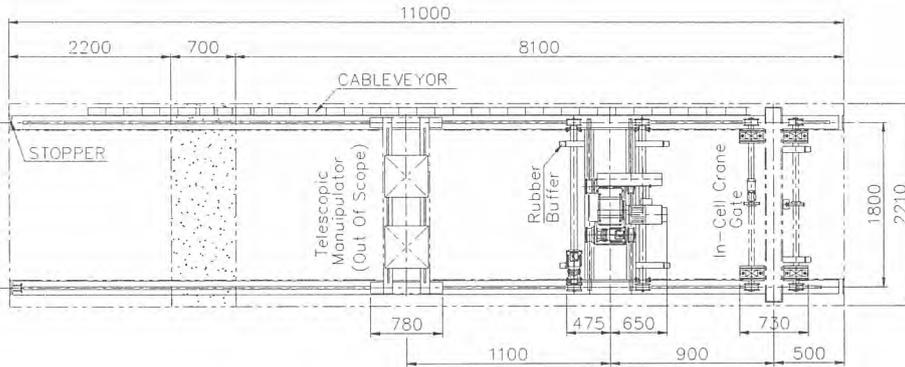


그림1. ACPF 핫셀의 중량물 취급장치(평면도)

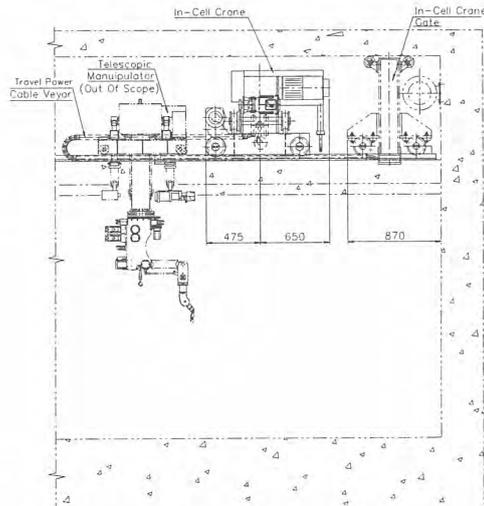


그림2. ACPF 핫셀의 중량물 취급장치(단면도)

공학규모 ACP 시설의 사용후핵연료 인수구역 개념설계

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

현재 운전중인 차세대관리종합공정실증시설(ACPF: Advanced spent fuel Conditioning Process Facility)은 20 kg/batch의 시설용량을 갖고 있는데, pilot 규모 단계로의 시설확대를 위한 scale-up 설계자료를 확보하기 위하여 개념설계를 수행중에 있다. 현재 공학규모의 ACPF 시설은 연간 10 ton-HM/yr 규모의 Module을 고려하고 있으며, batch당 용량은 200 kg-HM/batch 규모 Module 2기를 설치하는 것으로 가정하고 있다. 이러한 공학규모 ACPF는 사용후핵연료 수송용기 운반트럭이 진입하여, 수송용기를 하역하는 truck bay와 cask receiving area, 핫셀 및 작업공간, 유틸리티 공간, 출입 및 안전관리시설, 그리고 사무실 및 분석실 등으로 구성된다. 본 논문에서는 사용후핵연료 수송용기의 인수구역에 관한 개념설계 내용만을 다루고 있다. 공학규모 시설의 전체적인 크기를 결정하는 데 있어서 수송용기 인수구역의 설계는 전체 시설의 높이를 결정하는 가장 큰 요소라 할 수 있다.

우선 수송용기 인수구역의 크기를 설정하기 위해서, 기존의 수송이 진행중인 국내 원전의 현황을 고려하여 개념설계를 수행하였다. 현재 국내 원전에는 PWR 사용후핵연료 12달방 용량의 수송용기가 운전중에 있는데, 이 수송용기는 충격완충체를 포함해 직경 2.5m, 길이 5.7m의 제원을 갖는다. 충격완충체를 포함한 수송용기의 총중량은 85톤이다. 그러나 실제 운전중에는 사용후핵연료를 포함한 수송용기의 자체중량인 75톤의 수송용기를 인양한다. 이 수송용기를 운반하는 트레일러의 총길이는 15.1m이나, 트레일러를 끄는 트랙터의 길이를 포함한 총길이는 19.8 m, 폭은 2.9 m, 높이는 4.3m이다. 따라서 수송용기 인수시설의 설계에는 이 수송차량의 진입이 가능하기 위해 출입구의 크기를 폭 4.5m, 높이 6m로 설정하였으며, 인수구역의 최소 폭은 10m, 최소길이는 25m로 가정하였다. 이 크기는 수송용기가 공학규모 ACPF의 수송용기 인수구역 내에 들어와서 수송용기의 하역작업이 끝날 때까지 관리구역으로 분류되는 인수구역의 출입문을 닫고 작업을 하는 것으로 가정하고, 관련 취급장비 등의 보관 등을 위한 최소한의 여유 공간을 고려한 것이다.

한편 인수시설의 높이를 계산하여 보면 현재 사용중인 수송용기 및 차량의 제원을 평가해볼 때 바닥에서부터 트레일러 적재함 바닥까지의 높이를 1.1m, 수송용기 결속장치의 바닥부터 트러니온까지의 높이를 수송용기 최외곽 직경 2.5m의 1/2에서 프레임 자체의 높이를 약 40cm로 가정하여 고려하면 1.7m가 된다. 여기에 수송용기의 길이 약 5m와 수송용기 인양장치의 길이 약 3m, 그리고 수송용기 취급용 크레인의 훅(hook)의 최하단서부터 거더(girder)의 최상부까지의 자체 높이를 약 4m로 가정하면 총 높이는 약 15m 정도가 소요된다. 이 높이는 차량이 진입하는 바닥부터 인수시설의 천장까지의 내부공간의 치수를 나타내는 것으로서 수송용기의 설계와 취급장치의 설계에 따라 달라질 수 있는 치수이다.

한편 이와 같은 수송용기 인수구역에서 크레인에 의해 인양된 수송용기는 수송용기의 ACPF 시설로 반입하기 전에 제염작업이나, 뚜껑볼트를 해체하는 준비실로 옮겨져야만 한다. 이러한 준비실은 최소 수송용기의 직경과 작업자들의 작업 접근거리 및 작업공간 등의 치수를 고려하여 최소

치수를 약 4.5m로 고려하였다. 한편 이곳에서 핫셀로의 반입을 위한 준비작업이 마무리되면 수송용기를 핫셀내 반입을 위한 공간으로 이동하여 안착하여야만 한다. 이 공간은 수송용기의 자체 크기와 수송용기취급장치(cask lifting yoke)의 탈부착을 위한 공간을 고려한 치수를 확보하여야 한다. 이와 같이 수송용기가 차량으로부터 반입공간까지 이동하는 구역에는 천장형 크레인의 접근이 가능하여야만 한다.

따라서 본 시설의 설계에는 취급중량을 125톤으로 하고, 10m의 폭을 갖는 크레인을 고려하였다. 또한 ACPF 핫셀 공간의 효율성을 극대화하기 위해서는 수송용기가 air cell 하단으로 접속하여 수송용기 내부의 사용후핵연료를 인출하는 개념을 설정하였다. 따라서 공학규모 ACPF의 air cell의 최소 높이는 바닥에 접속된 수송용기에서 사용후핵연료를 수직으로 인출하는 4.2m 길이의 사용후핵연료의 길이와 인출장치의 운전공간을 고려하여야만 한다. 또한 수송용기의 뚜껑을 열 수 있는 약3톤 용량의 천장크레인과 핫셀내 장치 취급을 위한 power manipulator를 함께 설치할 경우, 운전의 편의성을 높이기 위해 주행레일을 2단으로 설치하며, 이들의 간섭 및 충돌을 예방하기 위한 여유공간을 노려하여 높이를 결정하여야만 한다. 현재 인수구역의 사용후핵연료의 취급에 관계된 제반 장치들을 고려한 내부공간의 개념설계가 더욱 더 심도 있게 진행될 예정이다.

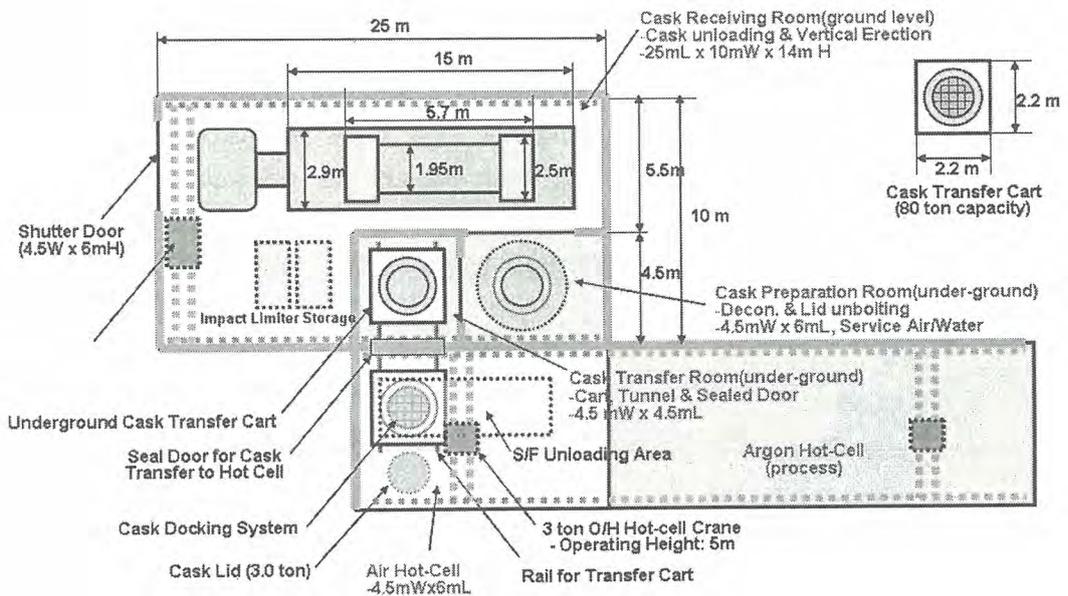


그림 1 Eng.-scale ACPF의 사용후핵연료 인수구역 개념도

실증용 분말화장치의 스케일 업을 고려한 나이프 게이트 밸브 플레이트의 열 변형 해석

김영환, 정재후, 송태길, 홍동희, 박병석, 윤지섭
 한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
yhkim3@kaeri.re.kr

원자력 발전소에서 매년 발생하는 방사성 폐기물량을 줄이기 위하여 차세대관리 공정을 개발하고 있다. 차세대관리 공정에서 금속전환로에 UO_2 펠릿을 산화하여 균질한 U_3O_8 분말을 공급하기위해서 분말화장치가 개발되고 있다. 분말화장치 구성부 중에서 분말을 분말용기로 이송하기 위해서 가열로 하부를 개폐시키는 나이프게이트 밸브(knife gate valve)가 필요하다. 본 연구의 목적은 기존 나이프게이트 밸브 플레이트의 열 구조 측면에서 안전한지를 확인하고 주요 설계 치에 대해 적절한 공학적인 설계자료 생산을 목적으로 하고 있다. 이를 위해 분말화 장치의 스케일 업(scale-up)에 따라 나이프게이트 밸브의 원형플레이트에 대한 열 변형 정도를 분석하였다. 즉 나이프게이트 밸브의 직경변화에 대한 열 구조해석을 수행함으로써 응력분포와 변위를 확인하고 설계 값에 대한 평가와 적절한 설계 data를 제시하였다.

연구를 수행하기 위해, 열 구조해석이 가능한 유한요소 수치해석 코드인 ANSYS 8.0 을 사용하였으며, 나이프게이트 밸브 플레이트가 탄성영역에서 항복조건을 만족할 수 있는 지를 평가하기위하여 ASME 설계기준을 따랐다. 그림 1에서 분말화장치의 내부구조는 직선·회전 구동축, 에어실린더, 메시, 히터, 나이프게이트 밸브, 공기분배기 등으로 구성된다. 반응이 완료되면 UO_2 펠릿은 U_3O_8 으로 분말화되고, 분말용기로 보내기 위하여 나이프게이트 밸브의 개·폐에 의해 분말의 흐름을 조절한다. 이때 그림 2에서와 같이 분말의 통로인 나이프게이트 밸브 플레이트의 직경크기에 따라 밸브 플레이트의 변형 및 응력 변화 예측은 대용량 장치 설계에 있어서 매우 중요한 안전 기준이 된다. 따라서 운전온도로 예상되는 500~800°C에 이르는 영역에서 직경변화에 의해 나이프게이트 플레이트에 걸리는 변형응력을 해석하고 안전여부를 확인하였다.

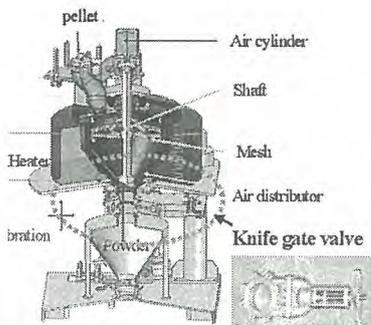


Fig. 1. Internal structure of Vol-oxidizer.

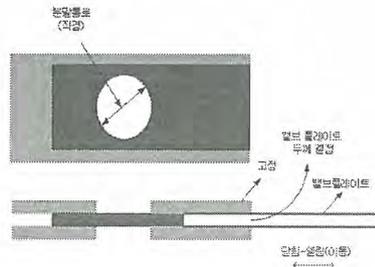


Fig. 2. Schematics of knight gate valve.

Table 1 Thermal analysis condition of valve plate

제목	내용
상황	장치 Scale-up에 따른 밸브 플레이트 변형
결정사항	valve 두께 결정
온도조건	500~800°C
사용시간	8시간/batch-day
재질	SUS 304S
밸브 변수(mm)	직경: 100, 150, 200, 250, 300

본 논문에서는 해석대상물의 해석조건을 기준으로 하여 조사된 고온에서의 SUS304 물성 치를 입력 값으로 설정하고 변형해석을 수행하였다. 해석에 필요한 실험조건은 표 1과 같고, 재료 물성치는 그림 3 과 표 2와 같다. 밸브 플레이트 두께 평가를 위해서 밸브플레이트가 여닫는 위치를 원형 플렌지로 가정하여 모델링 하였고, 이 플렌지와 가열로 하단부 밸브가 연결되도록 하였다. 밸브 플레이트의 두께는 현재 20mm이다. 이 값을 기준으로 밸브의 직경이 변화함에 따라 응력과 변위를 구하였다.

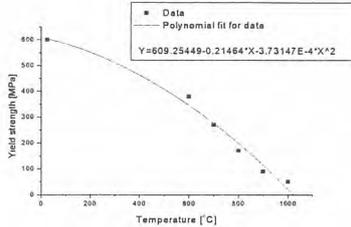


Fig. 3. Yield stress on the temperature of SUS 304.

Table 2 SUS304 material properties

Temp. (°C)	coefficient of thermal expansion (μm/m/°C)	Temp. (°C)	25	600	700	800	900	1000
0-100	17.2	Tensile Strength (MPa)	600	380	270	170	90	50
0-315	17.8							
0-538	18.4							
0-649	18.7							

전반적으로 응력범위는 국부적인 부위를 제외하고 10~60MPa 가량으로 낮았으며 변위도 1% 이내임을 확인했다. 직경이 커짐에 따라 응력과 변위가 비례해서 증가하는 경향을 보이고 있지만 그 차이가 크지 않았다. 직경이 커짐에 따라 압력하중에 노출되는 부분이 늘어나지만 탄성영역 내에서의 변형이므로 문제될 것이 없다고 판단되었다. SUS304의 경우 항복강도 역시 같은 온도의 페라이트계 합금에 비해서 낮은 편이다. SUS304의 온도에 따른 항복강도 변화곡선을 보면 800°C 이상에서 100MPa 이하로 떨어지는 것을 볼 수 있다. 국부열응력이 아닌 일반 열응력의 경우에 응력집중현상을 무시하더라도 항복강도의 2배를 넘게 되면 탄성거동을 보장할 수 없다. 또한 고온에 의한 내부의 열 사이클이 반복될 시에 thermal ratcheting으로 인한 진행누적 소성변형의 위험성이 있다.

본 연구에서는 분말화장치의 나이프 게이트 밸브의 열 변형 해석을 통하여 설계를 위한 안전요건을 정량적으로 확인하였고, 방사성폐기물을 감소시키는 공정장치의 일부로서 분말화장치의 상용화 설계를 위한 나이프게이트 밸브의 설계 자료를 확보하였다.

Table 3 Stress-displacement values according to valve diameter

밸브직경(mm)	70(기준)	100	150	200	250	300
응력(MPa)	11.3	17.8	20.7	29.2	35	59.6
변위(10 ⁻³ %)	6	9.57	11.4	16.8	23.2	36.1

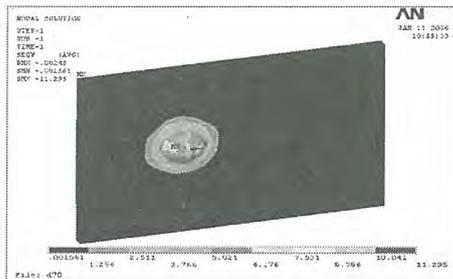


Fig. 4. Thermal stress of valve plate.

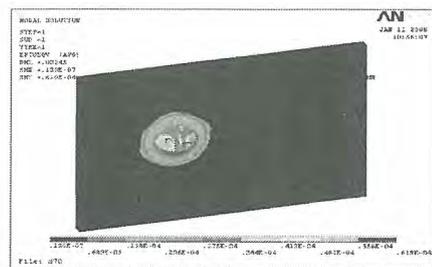


Fig. 5. Thermal displacements of valve plate

사용후핵연료 건식분말화 공정 화학반응 평형 예측

박병홍, 서중석, 윤지섭

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

bhpark@kaeri.re.kr

한국원자력연구소에서 개발하고 있는 사용후핵연료 차세대관리 공정은 산화물 사용후핵연료를 대상으로 건식분말화, 전해환원, 금속전환체 용융공정의 일련의 공정으로 사용후핵연료의 부피, 발열량, 방사독성을 감소시키는 기술이다. 사용후핵연료 차세대관리 공정의 첫 단계인 건식분말화 공정에서 펠렛 형태의 사용후핵연료는 공기분위기에서 산화되어 분말 형태로 전환된다. 산화에 따른 형상의 변화는 UO_2 와 U_3O_8 의 부피 차에 기인하는 것으로 이 과정에서 사용후핵연료에 존재하는 일부 휘발성 분열생성물은 고체상에서 분리 제거된다. 사용후핵연료의 구성 성분들은 다양하며 사용후핵연료 내부의 산소분압에 따라 각각 안정적인 산화물 형태를 나타낸다. 귀금속 계열의 원소들은 금속상으로 존재하는 반면 희토류 원소들은 산화물 형태로 우라늄 산화물 상에 용해되어 존재한다. 따라서 산화반응이 발생하는 건식분말화 공정에서 화학반응은 핵종에 따라 상이하게 나타나게 된다. 그러나 사용후핵연료 구성 성분에 대한 실험적 데이터는 아직 부족하며 이에 따라 화학반응 예측을 위한 계산 도구가 필요하게 된다.

본 연구에서는 문헌의 데이터를 이용하여 화학반응 관점에서 사용후핵연료 구성 성분들의 변화를 계산하여 연결 공정인 전해환원 공정에 반응 물질로 공급되는 사용후핵연료 분말에서 원소들의 안정적인 형태를 제시하고자 하였다. 건식분말화 공정은 기체-고체 반응이며 금속의 산화 반응은 속도론적 관점에서 상당히 빠른 반응으로 알려져 있기 때문에 화학평형 중심으로 연구를 수행하였다. 공정은도인 $550\text{ }^\circ\text{C}$ 에서 양론비 이상의 산소가 공급되었을 때 일부 UO_2 는 U_3O_8 를 거쳐 UO_3 로 산화되는 것으로 나타났다. 이는 UO_3 로 산화되는 반응 역시 속도가 매우 빠르다는 가정으로 우라늄-산소 시스템의 반응 깃스에너지를 최소화하는 과정에서 계산된 결과로 실험적인 접근이 필요할 것으로 판단된다. U_3O_8 의 추가 산화를 막기 위해 양론비로 공급된 공기 조건에서 귀금속 원소들은 충분히 산화되지 못하여 금속-금속산화물 형태의 혼합물로 존재하게 된다. 희토류 원소들은 3가의 안정적인 산화물을 형성하나 Tb과 같은 일부원소는 다양한 산화물이 발생하는 것으로 계산되었다. 반면 TRU 원소들은 4가의 안정적인 산화물 형태를 나타낸다. 금속전환 공정에 공급되는 Pu과 Am의 산화수는 금속전환 공정 반응에서 Pu과 Am의 화학반응을 결정하는 중요 변수로 본 연구에 따르면 PuO_2 와 AmO_2 로 전해환원 금속전환 공정에 도입되는 것으로 판단할 수 있다. 다양한 원소들의 산화 속도 측정 데이터와 혼합물에서의 물성들의 실험 데이터가 부족한 상황에서 본 연구는 사용후핵연료 차세대관리 공정의 물질 수지 및 공정 조건 설정에 활용될 수 있을 것으로 기대되며 이후 발표되는 실험 데이터를 포함하면 계산 결과가 보다 엄밀해질 것으로 예상된다.

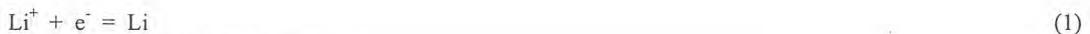
Equilibrium calculation for the electrolytic reduction process of the ACP

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

Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Deokjin-dong, Yuseong-gu, Daejeon, 305-353, Korea
bhpark@kaeri.re.kr

The electrolytic reduction process is the most critical process of the advanced spent fuel conditioning process (ACP) since most of the chemical reactions take place during this reduction process in a molten salt bath. However, it is very difficult to observe the behavior of all the spent fuel elements by experiments. Therefore, a perspective calculation is required to predict how much the chemicals are distributed between the phases and which forms are stable in each phase.

Chemical equilibria take place during the electrolytic reduction process. The reduction process uses a porous magnesia filter and the materials to be reduced are loaded into the filter, which means the filter, the cathode of the electrolytic reduction cell, acts as a packed-bed reactor. The reductions of the metal oxides in the filter take place as follows.



Lithium metal is produced by an electrolytic reaction in a molten Li_2O - LiCl cell and the reaction is denoted as Eq.(1). In this work, attention has been paid to the chemical reactions of Eq.(2) since an electrochemical reaction is controlled easily by the supplied current and the extents of the chemical reactions are determined by considering many candidates species. Uranium oxides, for example, can be reduced to U_4O_9 , UO_2 , and/or U when U_3O_8 is fed to the electrolytic reduction process. Therefore, the chemical reaction of U_3O_8 should be extended by considering all of the possible products as follows.



The amounts of the three uranium oxides and uranium metal are determined by minimizing the Gibbs free energy of the above system. The amount of lithium metal participating in reactions (2-1) to (2-3) is controlled by the current and the electrochemical reaction time for Eq.(1). Therefore, the amounts of the uranium oxides and the metal are also calculated with respect to the current and time.

In this work, the amounts of SF components during the electrolytic reduction process are calculated with respect to the reaction time under an assumption that the produced lithium metal is uniformly spread throughout the cathode and each metal-oxide system (e.g. U-O, Am-O, and Pu-O) behaves as a separated system.

우라늄 용융염 전해정련시 양극 용해거동

이중현, 황성찬, 강영호, 심준보, 김응호

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

jonglee@kaeri.re.kr

고온 야금처리공정에 의한 사용후 핵연료의 전해정련공정은 용융염내에서 전기화학적으로 핵연료를 용해시키고, 순수한 우라늄만을 회수하는 공정이다. 이러한 전해정련 공정은 사용후 핵연료내의 주요성분인 다량의 우라늄을 높은 순도로 제한된 공간에서 효율적으로 회수해야 하므로 핵연료 성분이 전기화학적으로 용해되는 양극과 순수한 우라늄이 전착되는 음극에 대한 근본적인 이해가 필요하다. 현재까지 진행되어오고 있는 전해정련관련 연구는 전해정련 반응기의 효율 향상을 위하여 우라늄이 석출되는 음극의 면적을 넓히고, 전극간의 간격을 줄여 저항을 감소시킴으로써 다량의 전류를 인가시키며, 연속적으로 조업이 가능하도록 장치를 개선하는 공정개발이 주로 이루어져 왔으며, 음극 전착물을 용이하게 회수하기위한 다양한 전기화학적 및 공정연구가 활발히

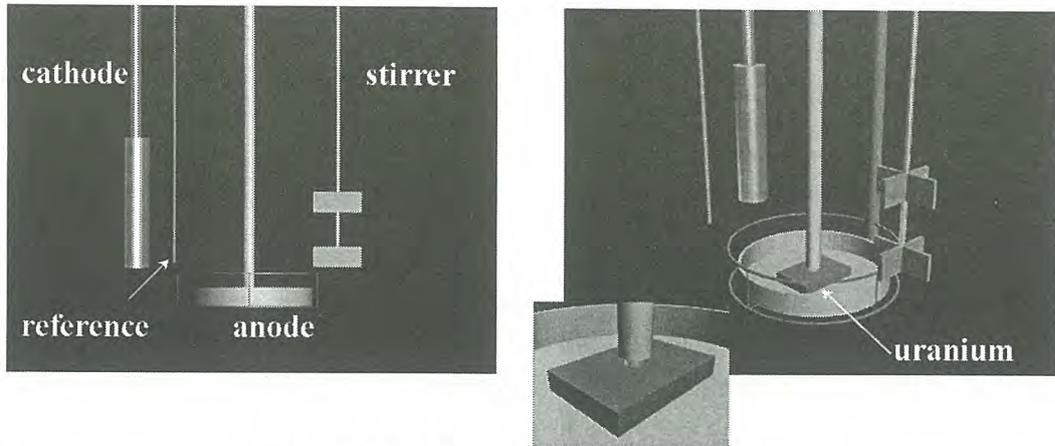


그림 1. 양극용해실험에 사용된 전극 구성 모식도

이루어지고 있다. 그러나 우라늄과 핵분열생성물의 선택적 용해가 1차적으로 이루어지는 양극에 대한 연구는 복잡한 전기화학적 상호관계로 인하여 제한적인 연구만이 이루어져 있다. 따라서 본 연구에서는 전해정련시 양극용해에 미치는 변수를 최대한 단순화한 그림 1과 같은 전극을 구성하여 전류밀도, 양극면적 및 교반속도가 양극용해거동에 미치는 영향을 살펴보고자 하였다. 실험에 사용된 용융염은 LiCl-KCl공용염으로서 감손우라늄을 CdCl_2 로 산화시켜 UCl_3 농도를 9wt%로 조절하였으며, 500°C 에서 실험을 진행하였다. 우라늄 용해속도는 실험도중 양극시편의 중량변화를 직접 칭량하여 결정하였으며, 전위변화를 관찰하여 양극용해 완료시점을 결정하였다. 실험결과 양극 용해속도에 가장 큰 영향을 미치는 인자는 전극의 면적이었으며, 교반속도는 용해 효율에 큰 영향을 미치지 않았다. 특히 전극면적이 작을경우 양극전위는 전이원소의 용해전위인 -0.5V 이상으로 상승하여 양극 구조체의 부식은 물론 우라늄의 고순도화에도 영향을 미칠 것으로 예상되며, 본 연구결과는 향후 고효율의 전해정련 반응기 설계시 기초자료로 활용될 수 있을 것으로 판단된다.

고용체 함유 모의 건식공정핵연료의 열전도도

강권호, 나상호, 문제선, 박창제, 이철용, 송기찬, 양명승

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

nghkang@kaeri.re.kr

- 서론

건식공정 핵연료는 경수로 사용후핵연료를 건식공정을 이용하여 재가공한 핵연료로서 핵확산 저항성이 입증된 핵연료이다. 그러나 사용후핵연료에는 많은 핵분열 생성물이 포함되어 있어 핵적인 성질과 재료적 성질이 연소되지 않은 이산화우라늄과는 많은 차이를 보이 것으로 예상된다. 따라서 건식공정 핵연료를 상업용 원자로에서 연소시키기 위해서는 핵적 양립성과 원자로에서의 성능평가를 위한 재료적 물성평가가 이루어져야 한다. 건식공정핵연료의 높은 방사선 때문에 실험실 규모의 물성연구를 위해서는 차폐시설과 원격장치 등이 필요하여 시험을 다양하게 수행하기에는 많은 어려움이 따른다. 따라서 건식공정핵연료의 물성 연구를 위해서는 재료적 성질을 모사한 모의 핵연료를 이용한다. 모의 핵연료는 실제 건식공정핵연료에 비해 제조가 비교적 간단하기 때문에 물성연구에 필요한 다양한 변수의 시료를 제조할 수 있어 건식공정핵연료의 물성 예측 뿐만 아니라 물성에 미치는 변수의 영향도 확인할 수 있다.

본 연구에서는 건식공정핵연료의 열전도도에 미치는 변수 중에 고용체의 영향을 파악하기 위해 고용체만 함유한 모의 건식공정 핵연료를 이용하여 열확산도를 측정하였으며 이를 이용하여 열전도도를 계산하였다. 또한 UO_2 의 열전도도와 비교하여 건식공정핵연료의 열전도도에 미치는 고용체의 영향을 계산하였다.

- 실험

본 실험에 사용된 재료는 3, 6, 12 at% 연소도에 해당하는 건식공정 핵연료의 핵분열 생성물중 고용체를 형성하는 SrO , Y_2O_3 , ZrO_2 , TeO_2 , La_2O_3 , CeO_2 및 Nd_2O_3 를 UO_2 분말과 혼합하여 모의 핵연료의 펠릿을 제조하였다. 열확산도는 Laser Flash 장치를 이용하여 상온에서 1473 K의 온도 범위에서 측정하였다.

- 결과

열전도도는 식 $k = \rho ac$ 를 이용하여 계산할 수 있으며, 여기서 ρ 는 밀도, a 는 열확산도, c 는 비열을 나타낸다. 열전도도는 기공에도 영향을 받기 때문에 기공도 5 (이론밀도의 95%)를 기준으로 Loeb 식을 이용하여 환산하였다. 그림 1은 이렇게 계산한 열전도도 나타낸 것이다. 연소도가 증가할수록 즉 모의 핵연료내에 고용체가 많을수록 열전도도는 감소하며, 그 차이는 온도가 증가할수록 줄어드는 것으로 나타났다.

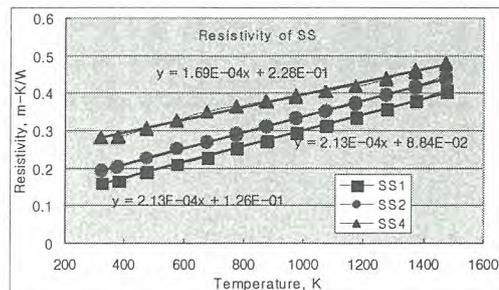
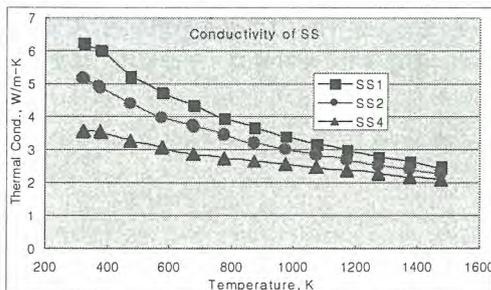


그림 1 고용체 함유 모의 핵연료의 열전도도 그림 2 고용체 함유 모의 핵연료의 열저항도

그림 2는 열전도도의 역수인 열저항도를 나타낸 것이다. 자유전자에 의한 열전달이 활성화 되기 전까지의 온도 범위에서는 열저항도를 이용하여 다음의 식으로 나타낼 수 있다.

$$k = 1/R = \frac{1}{A + BT} \quad (1)$$

여기서 R은 열저항도, A, B는 상수 그리고 T는 온도를 나타낸다. 본 실험에서 구한 고용체 함유 모의 핵연료의 열전도도는 다음과 같다.

$$k_{SS1} = \frac{1}{2.13 \times 10^{-4} T + 0.0884} \quad (2)$$

$$k_{SS2} = \frac{1}{2.13 \times 10^{-4} T + 0.126}$$

$$k_{SS4} = \frac{1}{1.69 \times 10^{-4} T + 0.228}$$

그림 3과 4는 모의 건식공정핵연료의 연소도에 따른 핵분열 생성물중 고용체의 영향을 나타낸 것이다. k_{ld} 는 모의 건식공정핵연료의 열전도도를 UO_2 의 열전도도로 나눈 값이다. 고용체의 영향이 연소도가 증가할수록 크게 나타났으며, 온도가 증가할수록 감소하는 것으로 나타났다.

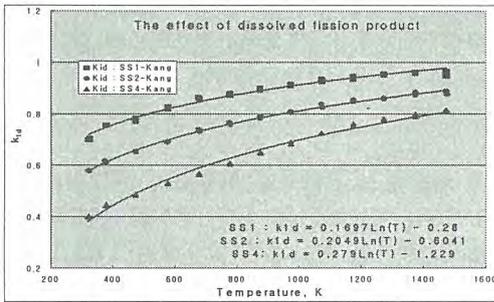


그림 3 모의 건식공정핵연료의 열전도도에 미치는 온도에 따른 고용체의 영향

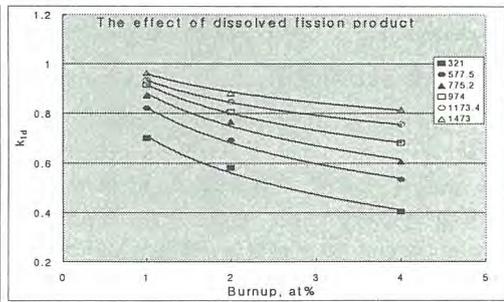


그림 4 모의 건식공정핵연료의 열전도도에 미치는 연소도에 따른 고용체의 영향

- 결론

본 연구에서는 건식공정핵연료의 열전도도에 미치는 변수 중에 고용체의 영향을 분석한 결과 고용체가 열전도도를 감소시키며, 그 양에 비례한다. 고용체의 영향이 저온에서는 크게 나타났으나 온도가 증가할수록 줄어드는 것으로 나타났다. 본 연구 결과는 건식공정핵연료의 성능평가 뿐만 아니라 핵분열생성물이 존재하는 사용후핵연료의 중간저장 용기설계, 수송용기 설계, 처분장 설계 등에도 활용될 수 있을 것으로 생각된다.

(x Zr-DEHPA)/NDD-다성분 질산 추출 계에서 Am, Cm 및 RE의 추출

이 일 회, 임 재 관, 김 광 욱, 정 동 용, 문 제 권, 양 한 범
 한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
 njglim@kaeri.re.kr

실 폐액 수준의 22성분계 모의용액을 대상으로 (x g/L Zr-DEHPA)/NDD에 의한 Am, Cm 및 RE의 공추출과 공추출 부하 유기상으로부터 DTPA/Lactic acid 혼합용액에 의한 Am, Cm의 선택적 역추출 등을 고찰하였다.

1. Zr-DEHPA 제조

1M DEHPA/NDD와 1M 황산(0.167M Zr 함유)을 O/A=1에서 Zr이 평형이 이루어질 때 까지 추출한 다음 방치한 후 상분리 하고 상분리된 유기상을 다시 0.5M 질산으로 2회 연속 세척한 다음 상분리 여과지로 잔유 수분을 제거하여 (Zr-DEHPA)로 사용하였다. 황산용액에서의 DEHPA에 의한 Zr(+4) 추출 반응은 $Zr^{4+} + 3(HA)_2 \rightleftharpoons ZrA_6H_{12} + 4H^+$, (HA=DEHPA)이다.

2. Am, Cm 및 RE의 추출

Fig. 1-(a), (b)는 질산농도 변화에 따른 각 원소의 추출율로, 1M DEHPA의 경우 질산 농도가 증가함에 따라 산화가 +3가의 Am과 RE(Ce, Nd, Eu, Y 등)의 추출율이 급격히 감소하고 있다. Am은 질산농도 0.1M에서 99.8%, 1M에서는 14.8%가 추출 되었다. 이는 DEHPA/NDD에 의한 Am/RE의 추출이 $M^{3+} + 3(HA)_2 \rightleftharpoons M(HA)_6 + 3H^+$, [M^{3+} =Am(/Cm), RE]로 M^{3+} 과 H^+ 이온과의 이온교환 반응기구 의해 일어나며, 질산농도 증가에 따라 분배계수가 감소하여 추출율이 감소된데 기인한다. 한편 Cs, Sr은 DEHPA에 대한 분배계수가 본질적으로 적어 ($D < 0.01$), 질산 농도 0.1M에서 Sr(13.1% 추출)를 제외하고는 거의 추출되지 않고 있다. 그러나 용매추출 전반에 걸쳐 문제 핵종으로 작용하는 Fe, Mo, Zr 등은 산도와는 무관하게 DEHPA에 의한 분배계수가 높아 Am/RE와 함께 거동할 것으로 보이며, 이들은 질산농도만을 조정하여 역추출시키는 것은 불가능할 것으로 보인다. 반면에 (15g/L Zr-1M DEHPA)의 경우는 Am/RE의 추출이 질산 농도 증가에 따라 감소는 하고는 있으나, DEHPA 처럼 급격히 감소하지 않으며 질산 농도 1M에서도 약 80%의 Am이 추출 되었다. 이는 (Zr-DEHPA)에 의한 Am/RE의 추출 반응 또한 $M(NO_3)_2^{2+} + ZrA_6H_{12} \rightleftharpoons M(NO_3)_2ZrA_6 + 2H^+$ 로 (Zr-DEHPA)의 H^+ 이온과 Am, RE가 치환하는 반응으로 산도가 증가 할수록 이들의 분배계수가 감소하여 추출율이 감소하고 있다. 또한 질산농도 1M에서도 추출율이 높은 것은 (Zr-DEHPA)-Am(/RE) 간의 금속이온-질산염 혼합착물이 DEHPA-Am(/RE) 간의 금속착물보다 친유기성이 증가된데 기인하는 것 같다. Fig. 2는 (15g/L Zr-xM DEHPA)/NDD 계에서 DEHPA 농도 변화에 따르는 각 원소의 추출율로 DEHPA에 대한 분배계수가 본질적으로 작은 Cs, Sr을 제외하고는 모두 추출제 농도가 증가함에 따라 추출율이 증가하는 일반적인 경향을 따르고 있으며, 이는 같은 농도의 추출제에서 O/A 비를 증가시켜주는 것과 같은 효과를 나타낸다. Fig. 3은 (x g/L Zr-1M DEHPA)/NDD 계에서 Zr 농도 변화에 따르는 각 원소의 추출율로 Am, RE 등은 Zr의 함유량이 증가할수록 추출율이 증가하다가 15g/L 이상에서는 증가 폭이 적다. 이는 Zr의 함침농도 증가에 따라 $nZr^{4+} + (2n+1)(HA)_2 \rightleftharpoons Zr_nA_{2(2n+1)}H_{2n} + 4nH^+$ ($n \geq 1$)와 같이 (Zr-DEHPA) 착물의 복합화를 유도하여 M^{3+} 에 대한 추출성이 증가된데 기인한다. 한편 Mo, Fe 등은 Zr의 함침 여부에는 거의 영향을 받지 않으며, DEHPA에 의해서 결정되는 것 같다.

Fig. 4는 1M DEHPA/NDD-0.1M HNO₃ 및 (15g/L Zr-1M DEHPA)/NDD-1M HNO₃ 계에서의 각 원소의 추출율이다. Am, Cm의 공추출 면에서 보면 DEHPA는 Am, Cm 모두 98% 이상, Zr-

DEHPA에서는 Am=80.6%, Cm=85.4%가 추출되어 상기 추출 계 모두 별 문제가 없을 것으로 보이며, 친화도는 $Y > Eu > Sm > Cm > Nd \geq Am > Ce > La$ 순이었다. 그리고 Fe, Zr, Mo 등은 (Am-Cm)/RE의 공추출은 피할 수 없을 것으로 보이며, 특히 Zr의 경우 (15g/L Zr-1M DEHPA) 적용 시 제 3상 형성으로 조업이 불가능하므로 탈질 등을 적용하여 반드시 선제거가 수행되어야 한다. 이때 Mo의 대부분과 Fe의 상당량도 그리고 다른 악단족인 U과 Np도 DEHPA에 대한 분배계수가 높아 (Am-Cm)/RE와 함께 거동할 것으로 보이므로 이 또한 (Am-Cm)/RE의 공추출 전에 제 3의 단위 분리 공정을 통해 미리 제거 하던지 또는 (Am-Cm)/RE와 공추출 유기상에서 선택적인 역추출제(착화제 등)를 적용하여 각각 분리해야 할 것으로 판단된다.

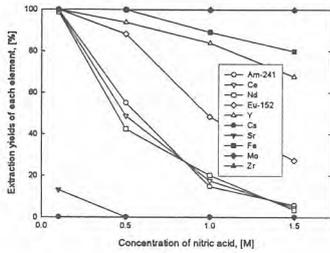


Fig. 1-a. Extraction yields of each element with concentration of nitric acid at 1M DEHPA/NDD-xM HNO₃ system.

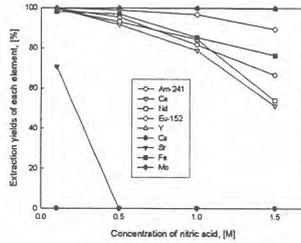


Fig. 1-b. Extraction yields of each element with concentration of nitric acid at (15g/L Zr-1M DEHPA)/NDD-xM HNO₃ system.

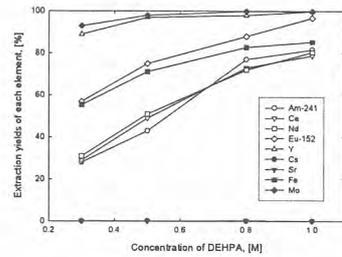


Fig. 2. Extraction yields of each element with concentration of DEHPA in (15g/L Zr-xM DEHPA)/NDD-1M HNO₃ system.

3. Am, Cm의 선택적 역추출(D_{metal}/D_{Am})

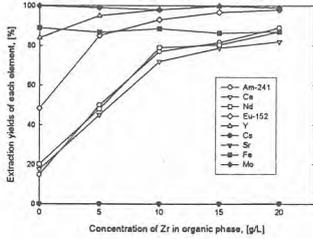


Fig. 3. Extraction yields of each element with concentration of Zr in (pg/L Zr-1M DEHPA)/NDD-1M HNO₃ system.

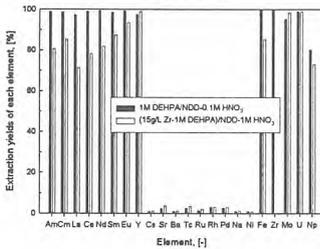


Fig. 4. Extraction yields of each element in different extraction systems.

Extraction system	1M DEHPA/NDD -0.1M HNO ₃	(15g/L Zr-1M DEHPA) /NDD-1M HNO ₃
Stripping		
U	50	101
Np-237	39	81
Am-241	1	1
Cm-244	0.95	0.94
La	404	256
Ce	201	160
Nd	39	23
Sm	45	22
Eu	13	8
Y	505	343
Cs	19	58
Sr	19	256
Ba	24	101
Tc-99	28	0.04
Re	12	0.02
Ru	12	67
Pd	25	56
Na	66	67
Ni	100	101
Fe	172	136
Zr	201	-
Mo	0.01	0.02

LiCl-KCl 용융염계에서 액체금속에 대한 우라늄 및 희토류금속의 전해석출에 대한 연구

박성빈, 이종현, 황성찬, 안병길, 심준보, 김응호, 박성원

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

sbpark@kaeri.re.kr

최근 미국정책의 변화로 사용후핵연료에 존재하는 TRU를 회수하는 공정에 대한 관심이 높아지고 있다. 또한 차세대원자로에 대한 연구가 진행되어지면서 금속연료에 대한 재처리 및 회수의 개념으로 Pyroprocess에 대한 관심이 높아지고 있다. 전해정련(electrorefining) 및 전해제련(electrowinning) 공정은 핵분열생성물에서 악티나이드를 분리하는 pyroprocess에서 중요한 단계이다. 전해제련은 액체금속을 이용하여 용융염을 사용하여 사용후핵연료로부터 악티나이드 원소들을 분리하는 주요공정이다. 이번 연구는 전해제련 기술에 대한 기초연구로서 액체금속전극을 이용하여 우라늄 및 TRU 대용물질인 희토류금속에 대한 전해분리거동에 대한 특성을 평가하고자 하였다. 액체금속전극으로 Cd를 사용하여 500°C의 LiCl-KCl 용융염 내에 존재하는 우라늄과 희토류금속을 액체금속상으로 전해분리되는 거동을 알아보았다.

Fig.1은 LiCl-KCl/Cd계에 대한 cyclic voltammogram과 전류-전위곡선이다. 용융염상에 존재하는 Cd를 관찰할 수 있었고 전류-전위곡선의 변화는 Cd의 영향으로 생각되어진다. Fig.2는 LiCl-KCl-RE(Nd,Ce,Y,La)Cl₃/Cd 계에 대한 cyclic voltammogram과 전류-전위곡선이다. 각 핵종에 대한 환원전위를 확인할 수 있었고 Cd의 존재 및 전류-전위곡선에 대한 Cd의 영향을 확인할 수 있었다. Fig.3는 LiCl-KCl-RE(Nd,Ce,Y,La)Cl₃-UCl₃/Cd 계에 대한 cyclic voltammogram과 전류-전위곡선을 나타낸 것으로 U의 영향을 확인할 수 있었다. Fig.4는 50mA/cm²의 전류밀도로 전해셀에 인가하여 U과 RE의 LCC에 대한 전해석출에 관한 chronopotentiogram이다. 인가전류량에 따라 U과 RE는 석출되어지는 것을 용융염계에 대한 cyclic voltammogram으로 확인할 수 있었다. 그 결과를 Fig.5에 나타내었다. Fig.5(a)는 50분이 경과한 후 우라늄이 액체카드뮴전극에 전해분리되면서 Nd과 Ce도 같이 전해석출되는 것을 확인할 수 있었으며 Fig.5(b)는 약 3.5 시간이후 U과 RE이 모두 액체카드뮴전극으로 전해분리됨을 확인할 수 있었다.

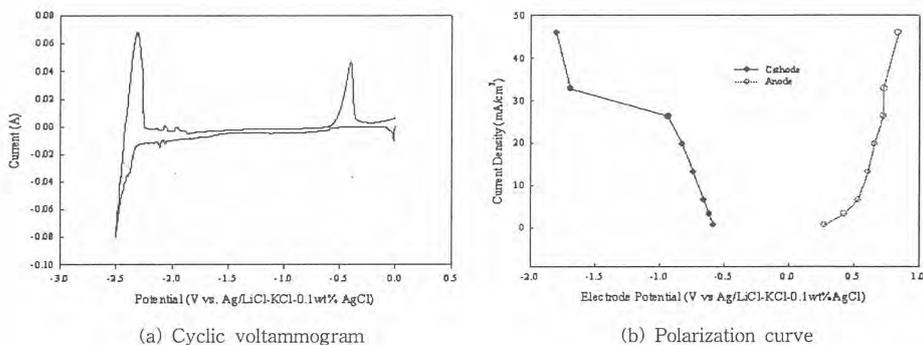
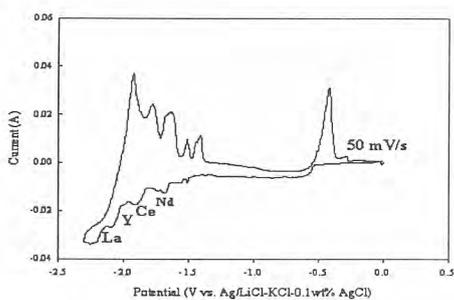
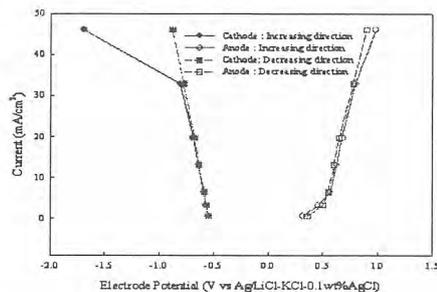


Fig.1 Cyclic voltammogram and polarization curve for LiCl-KCl/Cd system.

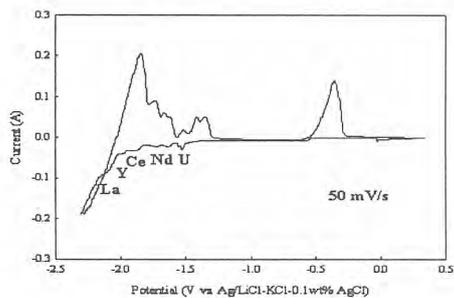


(a) Cyclic voltammogram

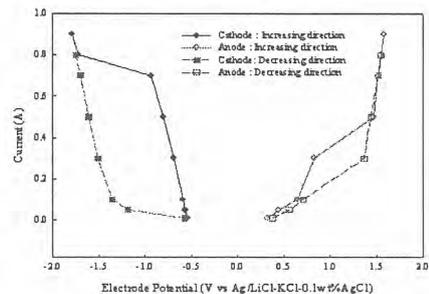


(b) Polarization curve

Fig.2 Cyclic voltammogram and polarization curve for LiCl-KCl-RECl₃/Cd system.



(a) Cyclic voltammogram



(b) Polarization curve

Fig.3 Cyclic voltammogram and polarization curve for LiCl-KCl-RECl₃-UCl₃/Cd system.

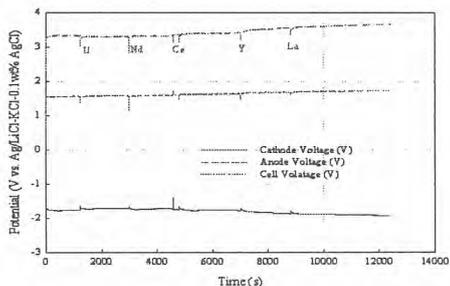
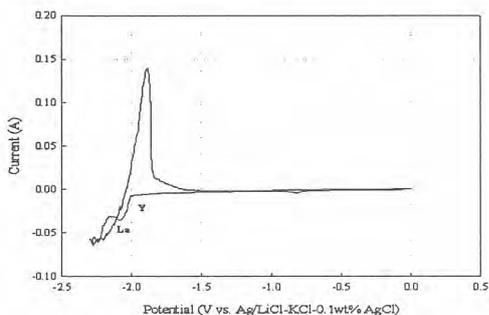
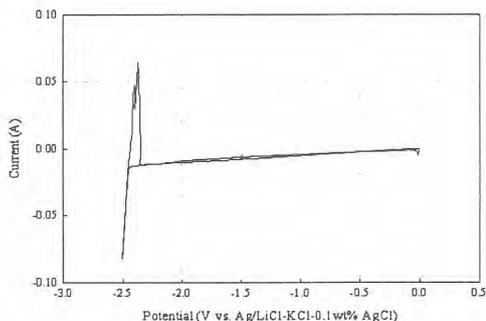


Fig.4 Chronopotentiogram for electrodeposition of U and RE into LCC in LiCl-KCl-RECl₃-UCl₃/Cd system.



(a) Cyclic voltammogram for



(b) Polarization curve

Fig.3 Cyclic voltammogram and polarization curve for LiCl-KCl-RECl₃-UCl₃/Cd system.

조사재시험시설 DUP 배기시스템의 AFU 제작

백상열, 김기하, 박중순, 권혁일, 주용선
 한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
 sybaek1@kaeri.re.kr

조사재시험시설은 하나로 및 상용발전소에서 증성자에 조사된 원자력재료(핵연료 및 재료)를 시험하는 시설로서 대기오염 방지를 위해 핫셀 내부에서의 절단, 연마 등 파괴시험 및 여타 시험으로 부터의 오염된 공기를 정화시켜서 외부로 배출한다. 시설의 DUP(Deep Under Pressure) 배기시스템은 HEPA(High Efficiency Particulate Air)필터 및 Charcoal 필터로 구성되어 있는데, 기존의 DUP AFU(Air Filtering Unit)의 노후화로 인하여 새로운 AFU를 설계, 제작, 설치 완료하였다. 새로운 AFU의 특징은 현장 누설시험을 용이하게 수행할 수 있고, 유지보수가 용이하며, 폐기물의 양을 줄이기 위하여 기존의 카트리리지 타입(cartridge type) 차콜 필터를 벌크 타입(bulk type)으로 변경하였다.

시험결과로는 하우징 누설시험은 0.00565 ~ 0.00039 CMM 으로서, 최대 허용누설율 0.0933 CMM 을 만족했고, 공기 분배시험은 3.4 ~ 4.8 m/s로서 최저 허용값 3.12 m/s와 최고 허용값 5.16 m/s 의 범위 안에 들었으며, HEPA 필터 현장 누설시험의 경우 45번 AFU의 누설율이 0.0183 %로 최고값이 나왔으나, 누설율의 규정범위인 0.05 % 미만으로 만족했고, 차콜 필터 현장 누설시험의 경우 43번 AFU의 누설율이 0.035 %로서 가장 큰 값이 나왔으며, 규정범위인 0.05 % 미만으로 만족했으며, 프레임 누설시험의 경우 측정값이 10 LPM 이하로서 허용값 28 LPM의 범위안에 들었으며, 시트 누설시험의 경우 최고 측정값이 58 LPM 으로서 허용값 1406 LPM 값을 만족 시켰고, 차폐망의 물결모양 검사시험 기준은 47.5 ~ 52.5 mm이며, 측정된 결과는 48.9 ~ 51.7 mm로 만족되었다.

1. 시험장치

1.1 품명 : DUP 배기시스템 AFU(Air Filtering Unit)

1.2 처리풍량 및 수량 : AFU 1대당 5,600 CMH, 4대

1.3 AFU의 구성

(1) Filter Housing 크기 : 4650*910*1945mm (LxWxH)

(2) Filter Bank 1단 : Pre-HEPA 필터 (610 x 610 x 292mm, min. 99.97% efficiency at 0.3 μ m DOP) 2개, 수직배열 장착

(3) Filter Bank 2단 : Adsorber Bank(Type III, 2" Bed, min. 99.95%(Halide) 수직배열 장착, Canister 8개 설치

(4) Filter Bank 3단 : Post-HEPA 필터 (610 x 610 x 292mm, min. 99.97% efficiency at 0.3 μ m DOP) 2개, 수직배열 장착

(5) 격리 댐퍼 : 상부 및 하부, 각각 2개

(6) 시험용 캐니스터 : 베드와 동일한 조건으로 노출되도록 설계, 각각 8개

(7) 기타 : 출입문, 점검등, 온도 감지기, 필터 차압계, 시험용 매니폴더 등

2. 시험방법 및 결과

2.1 하우징 누설시험

하우징의 누설시험은 압력감쇄법에 의하여 실시하며, 모든 개구부를 막고 설계 운전압력의 1.25배 이상 가압한 상태에서 밸브를 잠그고 15분동안 1분 간격으로 압력을 측정한다. 누설량은 아래 공식으로 계산하며, 누설량은 규정 풍량의 0.1% 이하이어야 한다.

$$Q = (P_i/T_i - P_f/T_f)(V/R\Delta t)$$

여기서, Q : 평균 누설량(CMM), V : 내부체적(m³), P_i : 초기압력(kg/m²), P_f : 최종압력(kg/m²), T_i : 시작 온도(K), T_f : 최종 온도(K), Δt : 측정시간, t_i : 시작 시간, t_f : 종료 시간, R : 공

기 상수(29.4kg-m/kg K) 이다.

시험 결과는 0.00565 ~ 0.00039 CMM 으로서, 최대허용 누설율 0.0933 CMM을 만족시키고 있다.

2.2 공기 분배시험

공기 분배시험은 설계 풍량에서 공기가 균일하게 필터를 통과하는지를 검증하는 것이다. HEPA필터 후단에서의 풍량을 측정하여 평균값의 20%를 초과하거나 미달하는 값이 없어야 한다.

공기 분배시험 결과는 24곳에서 3.4 ~ 4.8 m/s로서 최저 허용값 3.12 m/s와 최고 허용값 5.16 m/s 범위 안에 드는 양호한 결과가 나왔다.

2.3 HEPA 필터 현장 누설시험

AFU의 현장 설치 후에 HEPA 필터와 프레임의 누설 여부를 시험하는 것으로, 정격 풍량에서 DOP 에어로졸을 필터 유닛의 상단부에서 분사하고 감지기를 이용하여 상류측 농도 값과 하류측 농도값을 읽어 누설율을 계산한다.

$$P = 100(Cd/Cu)$$

여기서, P : 누설율(%)

Cd : 하류측 에어로졸 농도

Cu : 상류측 에어로졸 농도

시험결과 45번 AFU의 경우 누설율이 0.0183 %로 최고값이 나왔으나, 누설율의 규정범위인 0.05 % 미만으로 만족스러운 결과를 얻었다.

2.4 차콜 필터 현장 누설시험

AFU의 현장 설치 후에 차콜 필터와 프레임의 누설 여부를 시험하는 것으로, 정격 풍량에서 Halide를 필터 유닛의 상단부에서 분사하고 감지기를 이용하여 상류측 농도 값과 하류측 농도 값을 읽어 누설율을 계산한다.

$$P = 100(Cd/Cu)$$

여기서, P : 누설율(%)

Cd : 하류측 Halide 농도

Cu : 상류측 Halide 농도

시험결과 43번 AFU의 누설율이 0.035 %로서 가장 큰 값이 나왔으며, 규정범위인 0.05% 미만으로 만족스러운 결과를 얻었다.

2.5 댐퍼 성능시험

이 시험은 댐퍼의 성능이 원전 설비에 적합함을 확인하는데 있으며 프레임 누설시험, 시트 누설시험 등이 있다. 규정 압력에서 2분 간격으로 10분 동안 시험한 결과 프레임 누설시험의 경우 측정값이 10 LPM 이하로서 허용값 28 LPM의 범위안에 들었으며, 시트 누설시험의 경우 측정값이 58 LPM으로서 허용값 1406 LPM 값을 만족 시켰다.

2.6 차폐망의 물결모양 검사시험

차콜 베드 깊이의 지나친 변동 및 베드 깊이가 설계 두께보다 작게 되는 것을 방지하기 위하여 측정하는 시험이다. 합격기준은 47.5 ~ 52.5 mm이며, 유닛 당 16곳씩 총 64 곳을 측정한 결과는 48.9 ~ 51.7 mm로 만족된 값을 얻었다.

2.7 기타

그밖에 차콜의 성능 검사, HEPA 필터 성능 검사, 육안검사, 칫수측정, 용접검사, 페인트 검사 등이 실시되어 만족할 만한 결과를 얻었다.

3. 결과 및 고찰

원자력시설의 AFU는 방사성물질로 오염된 공기를 외기로 배출하는데 있어서 대기오염 방지를 위한 필수 시스템으로, 조사재시험시설의 여건에 맞게 새로운 설비를 설계, 제작, 설치 및 시험을 완료 하였다. 기존의 카트리지 타입을 벌크타입 차콜 필터(타입 III)로 개조 설치하므로서 유지보수 등을 편리하게 하였으며, 경비 절감 및 폐기물의 발생도 줄일 수 있을 것으로 기대한다.

각종 설계, 시험자료 및 경험 들은 향후 원자력시설의 배기계통 시스템 설계, 제작 등에 중요한 지침이 될 것이다.

PWR 고연소핵연료 연소도와 U, Pu 및 Nd 동위원소 사이의 상관관계

김정석, 전영신, 박순달, 한선호, 김종구, 지광용
 한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
 njskim1@kaeri.re.kr

사용후핵연료의 조사후 분석결과와 일관성을 확인하기 위해서는 핵연료 중의 무거운 원소와 핵분열생성물의 농도 및 각각의 동위원소비와 연소도 사이의 상관관계 연구가 필요하다. 본 연구에서는 국내 원전으로부터 연소된 몇 종의 PWR 고연소핵연료시료에 대하여 화학적 방법으로 연소도를 측정하고 질량분석 방법으로 병행하여 측정된 U, Pu 및 Nd 동위원소비 및 조성 사이의 상관관계를 상관관계 방법으로 측정결과를 검토하였다. 상관관계 연구를 위하여 공인된 Nd-148 방법으로 총연소도(Ft)를 측정하고 질량분석 방법으로 ^{235}U 핵분열에 의한 부분연소도(F5) 및 U 무게감손율[D5, $(W_5^0 - W_5)/W_5^0$]을 측정하였다(표 1). 핵연료시료 중의 U, Pu 및 Nd 원소와 각각의 동위원소 농도는 ^{233}U , ^{242}Pu 및 ^{150}Nd 를 스파이크로 사용하는 동위원소희석 질량분석법(isotope dilution mass spectrometry)으로 정량하였다. 화학적 방법으로 측정된 연소도와 질량분석에 의한 동위원소비 또는 조성을 토대로 몇 가지 상관관계를 나타내 보았으며, 이들 실험적 상관관계를 감마스캐닝에 의한 비파괴 연소도측정과 ORIGEN-S 핵종계산치를 이용한 계산에 의한 결과와 비교해 보았다.

표 1. 화학적 방법으로 측정된 몇가지 연소도 변수

Parameter	Sample						
	S-1	S-2	S-3	S-4	S-5	S-6	S-7
Ft (atom% fission)	6.3753	6.4015	5.1520	5.2492	6.1436	3.9612	4.6567
F5 (atom% fission)	3.2204	3.1806	2.8157	2.9268	2.9838	2.5050	2.7577
D5	1.1108	1.1221	1.2551	1.2076	1.1557	1.4401	1.2761

실험적으로 측정된 총연소도와 질량분석으로부터 구한 U과 Pu 동위원소조성 사이의 관계는 그림 1 및 2와 같이 나타났으며 양호한 직선성을 보여 주었다.

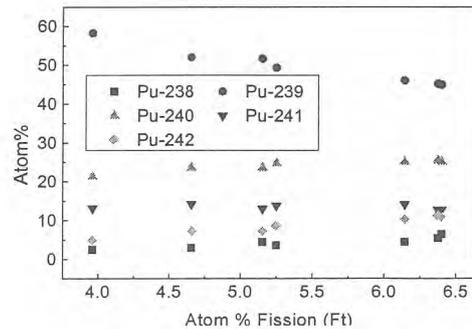
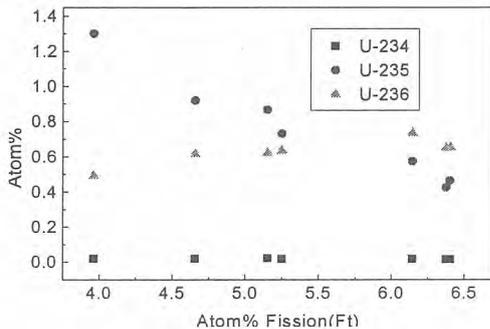


그림 1. 총연소도와 U 동위원소조성 사이 관계

그림 2. 총연소도와 Pu 동위원소조성 사이 관계

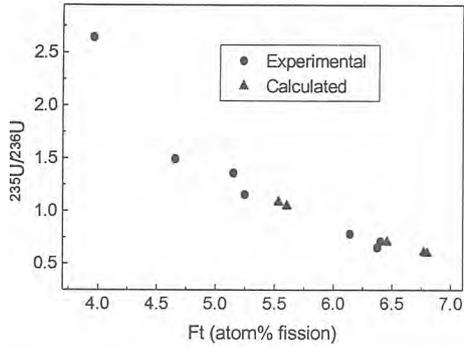


그림 3. 총연소도와 $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ 비 사이 관계

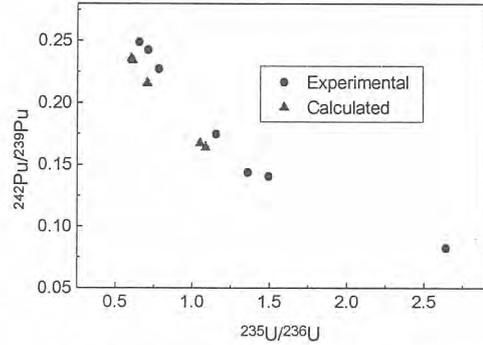


그림 4. $^{235}\text{U}/^{236}\text{U}$ 과 $^{242}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ 비 사이 관계

그림 3에는 총연소도와 $^{235}\text{U}/^{236}\text{U}$ 비, 그림 4에는 $^{235}\text{U}/^{236}\text{U}$ 과 $^{242}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ 비 사이의 상관관계를 나타내었다. 그림 3의 분포는 총연소도와 D5를 이용한 상관관계와 동일한 경향을 보였으며 계산치를 이용한 결과와 잘 일치하였다. $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ 과 $^{236}\text{U}/^{238}\text{U}$ 사이의 상관관계, D5와 $^{236}\text{U}/^{238}\text{U}$ 사이의 상관관계 또한 계산치를 이용한 결과와 잘 일치하였다. 그림 4는 측정된 U과 Pu 동위원소간 상관관계를 나타내며 총연소도와 $^{242}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ 비를 이용한 상관관계와 동일한 경향을 보여 주었다. 계산치를 이용한 결과와 같은 기울기를 보이거나 약간 낮은 값을 나타내었다. 측정 Pu 동위원소간 상호일치는 $^{240}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ 와 $^{242}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}$ 및 $^{242}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ 와 $^{240}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ 비 사이의 상관관계로부터 확인할 수 있었으며 계산치에 의한 결과와 비교적 잘 일치하였다. 반면 Pu/U 비와 U 동위원소조성 및 연소도와의 상관관계는 계산치와 상당한 차이를 보였으며 이에 대한 많은 검토가 요구되었다.

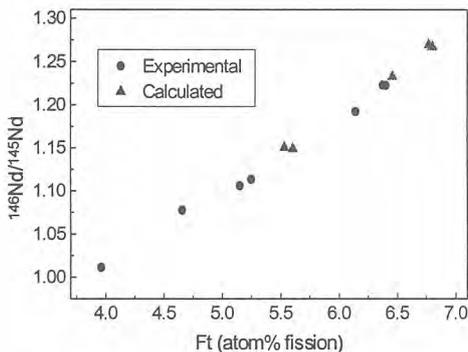


그림 5. 총연소도와 $^{146}\text{Nd}/^{145}\text{Nd}$ 비 사이 관계

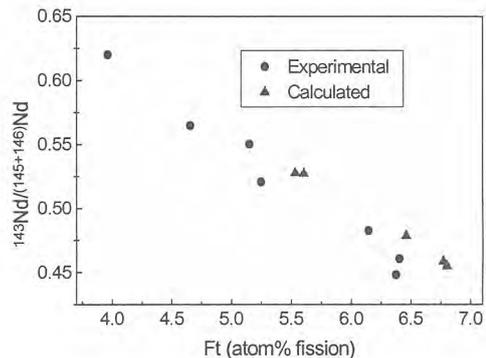


그림 6. 총연소도와 $^{143}\text{Nd}/(^{145}+^{146})\text{Nd}$ 비 사이 관계

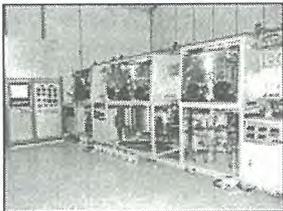
그림 5와 6에는 연소도측정 지표원소로 이용되는 Nd 동위원소들과 측정된 연소도와의 상관관계를 나타내었다. 두 상관관계 모두 계산에 의한 계산치에 의한 결과와 잘 일치하였다. 이 결과는 사용후핵연료시료 연소도측정을 위하여 화학적 분리과정으로 분리한 Nd이 동중위소(Ce 및 Sm)들의 간섭없이 순수하게 분리되었음을 보여주고 있다.

차후 많은 고연소핵연료시료에 대하여 화학적 방법으로 연소도를 측정하고 동위원소 상관관계 연구를 병행수행하여 측정결과에 대한 검토와 분석방법의 신뢰도를 높여야 할 것으로 판단된다. 이들 결과들은 조사후시험 결과의 예측과 검증, 원자로의 안전운전에 대한 기초자료로 활용될 수 있으며, 화학적 연소도측정에서의 핵연료시료의 용해 및 전처리 방법의 검토와 개선, 질량분석을 위한 시료전처리 및 측정, 스파이크용액의 사용 등과 관련하여 정보를 제공할 것으로 기대된다.

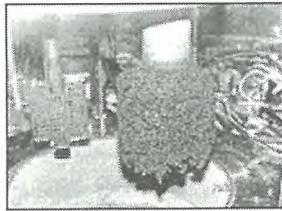
우라늄 전해정련 및 Ingot 제조를 위한 Scale-up System의 장치 구축 및 실증시험

우문식, 황성찬, 강영호, 권상운, 안병길, 이종현, 박성빈, 이병직, 유재형, 심준보, 김응호
한국원자력연구소, P.O. Box 105, Yuseong, Daejeon, 305-600 Korea
msswoo@kaeri.re.kr

초우라늄 물질과 같은 장수명핵종을 단수명핵종으로 소멸처리 하기 위하여 경수로용 사용후 핵연료의 경우 95%이상 포함된 우라늄을 회수할 필요가 있다. 본 연구는 LiCl-KCl 용융염(salt)을 사용한 전해정련공정으로 우라늄을 회수하며, 이때 우라늄 전착물과 함께 전착되는 salt를 석출물 회수공정(cathode process)을 통하여 증발분리 함으로써 우라늄 ingot을 제조할 수 있다. 본 연구의 초기 단계는 ~100gU/batch 규모의 전해정련장치를 이용하여 우라늄 및 란타늄원소의 전기 화학적 특성 및 거동을 연구하였다. 그리고 2005년 후반기에 1kgU/batch 용량의 실험 장치로 scale-up하였고, 구축된 실험 장치를 이용하여 실증실험을 하였다. 본장치의 주요 구성부분은 (1)3개의 glove box, (2)전해정련장치, (3)전해정련장치의 음극(cathode)에 salt와 함께 전착된 우라늄 전착물을 Ar-gas를 이용한 공압기기를 이용하여 석출물 회수장치로 이동시키는 석출물 이송장치, 그리고 (4)salt와 함께 전착된 수지상의 우라늄 전착물을 고온 감압하에서 salt를 증발 분리시킨 후, 1300℃에서 우라늄 ingot을 제조하는 석출물 회수장치로 구성되어 있다. 그리고 부대장치로 Ar-gas의 재생장치, glove box 내부 수분 및 산소 측정장치, 자료수집 및 처리장치 등이 있다. 장치의 운전결과 전해정련장치의 경우 양극의 전류밀도가 150~170mA/cm²에서 5~6시간 운전되었고, 이때 전극의 회전 속도는 양극과 음극의 경우 각각 8, 40rpm으로 운전하였다. 석출물 회수 장치의 경우 반응기의 내부압 및 온도가 각각 900mtorr, 900℃에서 salt를 증발 분리시킨 다음 1300℃에서 4시간 가열 후 자연 냉각시켰다. 최종생성물인 우라늄 ingot의 분석 결과 99.9%이상의 순도를 갖는 생성물을 얻을 수 있었다.



(장치사진)



(우라늄 전착물)



(우라늄 ingot)

A Visualization Program of the Li Reduction Process for PWR Spent Fuel

Hee-Sung Shin, Yun-Hee Lee, Ji-Woon Jang, Ho-Dong Kim, Ji-Sup Yoon

Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Duck-Jin Dong, Yuseong-Gu, Daejeon

shinhs@kaeri.re.kr

To predict the amounts of metals produced from the metalization process of PWR spent fuel, the GC code, which simulates the Li process, was developed[1] and a program, which is similar with it, was also developed recently[2-5]. Since the latter provides only the calculating results, it is necessary that the program is improved to one with a user-friendly interface. In this paper, the program was upgraded in order that users can not only accurately understand the metalization process by the Li reduction method but also access its input or output data easily. The visualization program for simulating a metalization process of PWR spent fuel has been developed based on PV-WAVE[6]. This program is composed of two parts which are input menus and output windows. The first part is for inputting the information, such as data files and conditions, required for simulating the metalization process. The second part is for displaying the input and output data as a table, a graph, and a text form. Figure 1 shows the main window of the program. The following are the usage procedures for the developed program. 1) Data files, which are the spent fuel oxides, the gibbs free energy of each compound, and the chemical equations, are loaded. 2) Simulation conditions, which are the temperature, the amounts of LiCl, Li and Li₂O, and the number of batches, are entered. 3) The simulation is executed by clicking the EXECUTE button. 4) If one of the radio buttons in the left window is selected, its graph is displayed in the right window. 5) After the simulation execution, the output files are saved automatically and they are presented in the left list box. 6) When one of the result files is selected, its content appears in the right output window. This visualization program provides the amounts of products and the remaining reactants yielded for each batch and it also calculates the accumulated amounts of the compounds whose property is the LiCl rich phase. Figure 1 also shows the simulation result at the temperature of 650 °C, LiCl of 4500 mole, Li of 350 mole, Li₂O of 0 mole, and the 300 batches case. The left graph is the input data and the right is the batch number vs the accumulated amounts of some compounds. The content of the result file selected in the list box is the equilibrium procedure of each spent oxide fuel by the Newton-Raphson method at the 1st batch.

In this paper, the recent developed program for numerically simulating the Li reduction process of PWR spent fuel was improved from its execution and data visualization aspects. It is possible that, through its interface, a user can directly set or control its condition variables and obtain the resulting data in various forms. It is also expected that this program could be applied to simulate the ACP process.

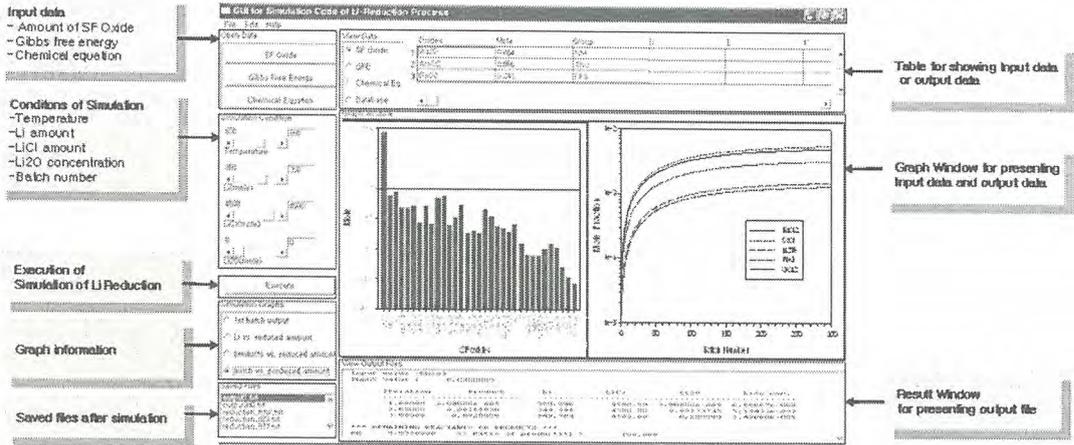


Figure 1. Main Window for the Simulation Program of the Li-Reduction Process.

REFERENCE

[1] RAhluwalia, and H.Geyer, The GC Computer Code for Flow Sheet Simulation of Pyrochemical Processing of Spent Nuclear Fuels, Nuclear Technology, v116, p.180-195(1996).

[2] Yun-Hee Lee, Hee-Sung Shin, Ji-Woon Jang, Ho-Dong Kim, Ki-Jung Jung, A Preliminary Study on the Simulation of a Spent Oxide Fuel Metalization Process, 한국원자력방사성폐기물학회 춘계학술발표회, 논문집, p.424-425(2005).

[3] Yun-Hee Lee, Hee-Sung Shin, Ji-Woon Jang, Ho-Dong Kim, Ki-Jung Jung, A Study on a Computer Code Simulating a Metallization Process of Spent Oxide Fuels, 한국원자력방사성폐기물학회 추계학술발표회, 논문집, p.293-294(2005).

[4] Hee-Sung Shin, Yun-Hee Lee, Ji-Woon Jang, Ho-Dong Kim, Ki-Jung Jung, A Numerical Simulation of the Li Reduction Process for PWR Spent Fuel, 한국원자력방사성폐기물학회 춘계학술발표회, 논문집, p.293-294(2006).

[5] 이윤희 외 4인, PWR 사용후핵연료의 Li 환원과정 모사 프로그램 개발, 한국방사성폐기물학회지, 2006년 12월호 게재확정.

[6] PV-WAVE 8.0 Application Developer's Guide(2003).

빈 면

제4분과

방사선 안전 및 환경 (Oral)

빈 면

Radio-sensitivity and ^{40}K , ^3H , ^{14}C levels in dark-striped field mice, *Apodemus agrarius coreae*, as a potential biological monitor for enviro-radiation and radionuclides

Hee-sun Kim, Y. Nishimura*, Seung-yeon Song, Eun-joo Kim, Hoon-Choi, Suk-chul Shin, Chong-soon Kim
Radiation Health Research Institute, KHNP, 388-1, SSangmoon-dong, Dobong-ku, Seoul 132-703, Korea

* National Institute of Radiological Sciences, 4-9-1, Anagawa, Inage, Chiba 263-8555, Japan

hskimdvm@khnp.co.kr

Social concerns over radiation safety remain a very important issue in the management of nuclear power plants and the installation of facilities for radiation waste storage. To understand how environmental effects of radiation and radionuclides from radiation facilities relate to human beings, the development of an unmanned monitoring system is required. For the reasons of that, the International Atomic Energy Agency (IAEA) suggests a method to evaluate the effects of radiation emitted from radiation facilities on marine water, freshwater, and habitats for land animals and plants on its Technical Report Series 190, 288, and 332. Recently, International Commission on Radiological Protection (ICRP) Publication No. 91 (2003) was consecutively published to protect non-human animals and plants from environmental radiation and radioactive materials [1]. Existing radio-environmental surveillance systems can be classified into physical and biological monitoring systems. Wild small animals, such as *Clethrionomys glareolus* was reported to be effective biological indicator of enviro-radiation after the Chernobyl incident. Moreover, livestock such as cows and plant, *Tradescantia* [2] were used with confounding factors. On the other hands, ^3H and ^{14}C are leaked out from nuclear power plants and ^3H is leaked from light-water reactor, respectively. As these radionuclides exist in nature and become the major cause of environmental exposure, we need to have an accurate understanding of their dynamic movements to evaluate the surrounding environments of radiation facilities. Nevertheless, not many studies have been done on this topic. In order to understand the movements of radionuclides in the environment has been evaluated by physiological methodologies [3]. However, it is not easy to evaluate the effect of radionuclides in human beings, because many confound factors, such as temperatures and humidity, intervene in the process of ingesting radionuclides into the human body and the biological half-life of each radionuclide that is ingested varies [4]. Thus, we have not developed a biological indicator that can be used along with the existing physiological indicator to substitute human being in the evaluation of the environmental movements of radionuclides. In this study, we sets up the following requirements to select a biological indicator: 1) it must be an animal species that is clearly classified from other species 2) it must have a consistent ecological characterization 3) it must inhabit areas with human being 4) its habitat must be limited 5) it must eat and drink from its habitat; 6) it must have a considerable length of lifespan; 7) it should indicate a clear dose-response relationship with high sensitivity and 8) it must provide information on the radioactivity of natural radionuclides in its bodies. This study examined the potential usefulness of dark-striped field mice as a biological indicator of enviro-radiation and radionuclides around nuclear power plants and radioactive waste storage facilities. For this purpose, dark-striped mice were collected in regions of Korea where there are no radiation facilities. Their external morphological characters and isoenzyme patterns were observed. As a result, the most dark-striped mice that scattered in Korea are *Apodemus agrarius coreae* [5]. Their survival rate and damages of bone marrow of *A. a. coreae* were observed after irradiate (0, 0.5, 1, 3, 5, 7, 9 Gy) and $\text{LD}_{50/30}$ was approximately 5 Gy (Table 1). The tooth-wear of the captured dark-striped mice was observed and only middle-staged age was selected to measure gamma-ray emitted radionuclides. Results show that only ^{40}K was detected with average radioactivity of 17Bq per mice. The average radioactivity of ^3H and ^{14}C in each organs of *A. a. coreae*

was 39.3Bq/gm and 23Bq/gm, respectively. The radioactivity of the liver, lung, heart, and kidney was about twice that of other organs (Table 2). The results from this study proved the potential usefulness of *A. a. coreae* as a biological monitor of enviro-radiation and the dynamic movement of radionuclides around site of radiation waste storage.

Table 1. LD_{50/30} between *Apodemus agrarius coreae* and ICR mice

Animals	LD _{50/30} (Gy)
<i>Apodemus agrarius coreae</i>	5
ICR	7.9

The LD_{50/30} of animals was estimated with data of survival rate and micronuclei in polychromatic erythrocytes in peripheral blood after irradiation.

Table 2. Radionuclides in organs of dark-striped field mice, *Apodemus agrarius coreae*

Organs	Activity (Bq/gm) of	
	³ H	¹⁴ C
Liver	59±17 ^a	28±2.6 ^a
Lung	61±12 ^a	24±0.9 ^{bc}
Heart	43±10 ^{ab}	25±1.5 ^{ab}
Kidney	46±17 ^{ab}	26±3.2 ^{ab}
Spleen	23±0.6 ^b	21±0.2 ^{cd}
Thymus	21±3.5 ^b	20±1 ^{cd}
Adrenal gland	22±3.2 ^b	21±1 ^{cd}

The same mean with the letters in vertically is not significantly different (SAS, ANOVA, Duncan's multiple range analysis, n=5).

P<0.0016: Activity of ³H and ¹⁴C in organs of *Apodemus agrarius coreae*.

P<0.0009: Activity of ¹⁴C in organs of *Apodemus agrarius coreae*.

References

1. ICRP. ICRP Publication, Elsevier Ltd., Exeter, No. 91, 2003.
2. Suyama F., Guimaraes E.T. et al. Braz J Med Biol Res 35(1): 127-129.
3. Ban-nai T., Muramatsu, Y., Yoshida, S. Health Phys., 72, 384-389, 1997.
4. Shiraishi K. and Yamamoto M. Health Phys., 71(5), 700-704, 1996.
5. Woon B.O. Illustrated encyclopedia of fauna and flora of Korea. Vol. 7, Mammals. pp214-222, 1967.

Safety Assessment of the Solid/Liquid Waste Managements System in Cernavoda NPP Unit 2

Tae Woon Kim, Hyoung Tae Kim, Churl Yoon, Bo Wook Rhee and Hyun-Geun Shin*

Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Dukjin-dong, Yusong-gu, Daejeon, 305-353

*KHNP Co., Ltd, Wolsong NPP-1, 260 Naah-ri, Yangnam-Myun, Gyeongju-si, Gyeong Buk 780-715

twkim2@kaeri.re.kr

European Union (EU) required that the Safety Level of Cernavoda unit 2 to be comparable to those of the other European Nuclear Power Plants (NPPs). One of the technical items subject to these requirements is a safety review for the waste management systems. In this paper the safety review for the liquid and the solid waste handling systems of CANDU plants are performed by reviewing the design documents and operation experiences of Cernavoda units 1 and 2 and Wolsong units 1,2,3,4.

1. Liquid waste system

The most severe accident case for the liquid waste management system can be assumed when the effluent from the waste tanks is released directly to the condenser cooling water discharge duct without a decontamination process. The relevant failure modes can occur under a combination of the following failures.

- a) Failure of a sampling of the liquid contents in a tank
- b) Failure of a liquid effluent monitoring through the dispersal flow pass.
- c) Failure of a sampling of the condenser cooling water from the condenser cooling water (CCW) duct.

For the liquid waste management system without a failure, the dilution process may be used to reduce the concentration of the contaminants in the tanks. Furthermore, active liquids containing more than $2.1 \times 10^{-3} \mu\text{Ci/mL}$ of a total β and γ activity will normally be processed by a combination of a filtration and an ion exchange. For the liquid waste management system without a decontamination process, it is considered unlikely that any of the active liquids will have high concentrations of radioactive materials. Normally, the activity of the liquid effluents is from $1 \times 10^{-7} \mu\text{Ci/mL}$ to $1 \times 10^{-6} \mu\text{Ci/mL}$ from the operation experience of the Wolsong nuclear power plants (NPPs). Liquid effluents containing more than $1 \times 10^{-5} \mu\text{Ci/mL}$ are not expected during the overhaul period. These quantities of the activity of the liquid waste are lower than $1.08 \times 10^{-3} \mu\text{Ci/mL}$, the effluent concentration limit (ECL) for the Wolsong NPPs. Table 1 shows the amount of the liquid waste from CANDU6 during the past years, from which the activity concentration also can be shown to be lower than $1 \times 10^{-5} \mu\text{Ci/mL}$.

Table 1. Release of radioactive materials from CANDU6 (TBq/y)

Source	Point Lepreau	Gentilly-2	Wolsong unit1	Embalse	CANDU6 Average	*Cernavoda unit 1
Tritium	254	160	79.1	238	183	58.3
Total Beta-Gamma	1.26E-2	9.03E-3	4.68E-4	2.95E-3	6.27E-3	-

* Data from FSAR of Cernavoda unit 1 is the annual average from 1997 to 2003.

** Data for the other plants are from the FSAR of Wolsong unit2,3,4 (average from 1988 to 1994)

Therefore, the failure of the liquid waste management system would not result in an annual radiation dose to the public in excess of the dose limit (1 mSv/yr) of ICRP 60, as shown in Table 2 which shows the estimated public dose from CANDU6.

Table 2. Estimated public dose from CANDU6 ($\mu\text{Sv/y}$)

Source	Point Lepreau	Gentilly-2	Wolsong unit1	Embalse	Cernavoda unit 1
Tritium	0.027	1.6	2.2	19.2	-
Total Beta-Gamma	0.558	0.0034	0.24	23.8	-
Total	0.59	1.6	2.4	43.0	1.04

2. Solid waste system

A separate solid waste management system is provided for each CANDU NPP unit. This system includes the facilities to handle the following types of solid radioactive wastes: spent resins, spent filter cartridges, low activity solid wastes, organic fluids, oil and chemicals, etc. The spent resin handling system is the most critical solid waste handling system because of its high activity level. Besides, replacement of spent filter cartridges is processed during an overhaul period, and the spent filter cartridges are moved to and stored in the on-site solid waste storage facility.

The most severe accident case for the spent resin transfer system can be assumed when the spent resin of one transfer procedure is released directly to the floor of the service building during the spent resin transfer process. The relevant failure mode can occur under a combination of the following failures.

- a) Failure of a transfer line of the spent resin transfer system
- b) Fail to control the valve (7914-V10) to the spent resin storage vaults.

The activity of the heat transport and the spent fuel bay systems resins is due to almost entirely cesium-134 and cesium-137. The activity of the moderator resins, however, is due to mainly cobalt-60, chromium-51 and carbon-14, which are low energy beta emitters. The calculated amount of radioactive cesium could be shielded in the contamination control zones of the service building, and the low energy beta could be shielded by the 60cm-thick concrete outer walls of the service building.

Usually the amount of solid wastes produced in a nuclear power plant is inversely proportional to the radioactivity release to the environment. Because Korean NPP's try to reduce a radioactive release to as low as possible, far below the regulations, the amount of solid wastes becomes about the maximum. Compared to other Pressurized Light Water Reactor (PWR) plants operated in Korea, the CANDU 6 reactors in Wolsong produced the least amount of solid radioactive waste as well as the lowest total activity. Table 3 shows the volume of spent resins produced in Cernavoda unit 1 for several years, which are less than those of Wolsong units 1/2/3/4.

The amount and activity level of the solid wastes produced in a CANDU 6 NPP are less than those of a PWR NPP. The solid wastes of the Cernavoda unit 2 shall not be released to the environment in the event of the solid waste management system failure.

Table 3. Volume of the Spent Resin Produced in Cernavoda unit 1 (Unit in m³)

System	1996	1997	1998	1999	2000	2001	2002	Total
Heat Transport	0.000	2.080	0.000	2.120	2.160	2.160	2.000	10.520
Moderator	3.000	2.800	1.200	1.400	1.800	2.000	1.200	13.400
Spent Fuel Bay	0.000	2.260	2.260	0.000	2.260	0.000	2.260	9.040
Shield Cooling	0.000	0.200	0.200	0.000	0.200	0.200	0.000	0.800
D ₂ O Cleanup	1.200	2.330	1.800	1.800	1.400	0.600	0.600	9.730
Liquid Zone Control	0.000	0.400	0.200	0.200	0.200	0.400	0.000	1.400
Liquid Radwaste	0.025	-	-	0.040	-	-	-	0.065
FM Auxiliary	0.000	0.000	0.200	0.200	0.400	0.000	0.600	1.400
Total	4.225	10.070	5.860	5.760	8.420	5.360	6.660	46.355

References

1. Cahill, J. et al. "Radioactive Liquid Waste Management System," 86-79210-DR-001, Atomic Energy of Canada Ltd., 1993.
2. Cernavoda unit 2 FSAR, Chapter 11. Radioactive Waste Management
3. FSAR of Wolsong 2/3/4, Chapter 11. Radioactive Waste Management, KEPSCO.

방사능 낙진으로 인한 담수호의 Cs-137 농도 평가

정효준, 김은한, 서경석, 황원태, 한문희

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

jeong1208@kaeri.re.kr

원자력시설의 사고나 핵실험 및 테러 등으로 인한 방사성 물질의 대기 중 이동은 시간의 경과에 따라 방사능 낙진(fallout)의 형태로 생태계에 피해를 미칠 수 있다. 방사능 낙진은 지표에 침적되어 농작물이나 토양생물에 직접적인 영향을 줄 수 있으며 강우에 기인한 유출(Runoff) 작용으로 주변 지표수를 오염시킬 수 있다. 1950년대 미국의 핵실험과 1986년 구소련 체르노빌 원자력 사고 등으로 발생한 방사성 물질의 전지구적 순환으로 국내에서도 방사능 낙진이 적은 양이나마 관측되었으나 그 영향은 매우 미미하다. 그러나 강우의 계절적 편차가 큰 우리나라의 경우 수자원을 거의 담수호의 형태로 이용하고 있기 때문에 혹시 발생할지도 모르는 방사능 낙진으로 인한 담수호의 방사능 오염을 평가해 볼 필요가 있다. 본 연구에서는 1950년대와 60년대 미국 Great lakes 주변에서 방사능 낙진으로 관측된 Cs-137의 농도와 동일한 양이 우리나라의 수도권에 생활용수를 공급하는 P댐에 영향을 미칠 경우를 가정하여 수체(Waterbody)와 침적층(Sediment layer)의 방사능 오염 정도를 평가하였다.

-모델의 구성

방사능 낙진이 담수호에 주는 영향은 담수호에 직접적으로 떨어지는 경우와 담수호에 영향을 미치는 유역(Watershed)에 떨어진 후 강우로 인해 담수호로 유입하는 형태로 구분된다. 전자의 경우는 시간적으로 연속이며 후자의 경우는 간헐적이라는 차이가 있다. 또한 담수호는 수체부분과 침적으로 구분할 수 있다(그림1). 두 개로 구분된 담수호에 대한 Cs-137의 물질수지는 아래의 식과 같이 정의할 수 있다. 그림2에 미국 Great lakes 주변에서 관측된 Cs-137의 낙진농도를 나타냈다.

$$V_1 \frac{dC_1}{dt} = W_c - QC_1 - kC_1 V_1 - \nu_s A f_{p,1} C_1 + EA(f_{d,2} C_2 - f_{d,1} C_1) \quad (\text{식1})$$

$$V_2 \frac{dC_2}{dt} = -kC_2 V_2 + \nu_s A f_{p,1} C_1 - \nu_r A C_2 - \nu_b A C_2 - EA(f_{d,2} - f_{d,1} C_1) \quad (\text{식2})$$

$$V_1 \frac{dm_1}{dt} = W_s - Qm_1 - \nu_s A m_1 + \nu_r A m_2 \quad (\text{식3})$$

$$V_2 \frac{dm_2}{dt} = \nu_s A m_1 - \nu_r A m_2 - \nu_b A m_2 - km_2 \quad (\text{식4})$$

Where C_1, C_2 : Concentrations of cesium in the water column and the sediment water

V_1, V_2 : Volumes of water column and sediment

W_c : Input rates of cesium

Q : Outflow rate of water

k : First-order decay rate constant

ν_s, ν_r : Settling & resuspension velocities of particle

$f_{p,1}, f_{d,1}$: particulate(insoluble) and dissolved fractions in the water column

E : sediment-water column diffusion coefficient

$f_{d,2}$: particulate fraction in the sediments

ν_b : burial rate constant

m_1, m_2 : particulates concentrations in the water column and sediments

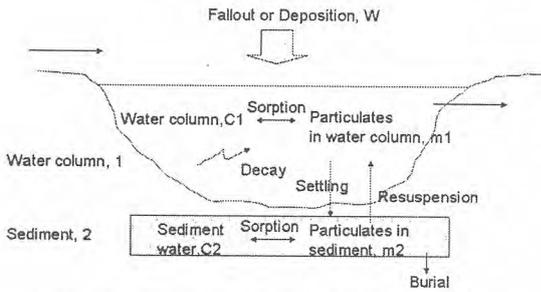


그림1 Cs-137 계산을 위한 담수호의 개념도

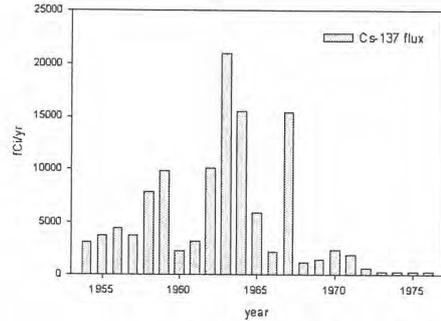


그림2. 낙진중의 Cs-137농도

-담수호의 Cs-137 농도 계산

수체와 침적층의 물질전달을 나타내는 계수들은 Michigan호에서 측정된 것들을 사용하였으며 유출에 의해 간헐적으로 담수호의 부하를 주는 Cs-137의 양은 특정하는데 어려움이 있어 시간에 따라 연속적으로 담수호로 유입되는 양만을 고려하였다. 그림 3은 수중에 존재하는 Cs-137의 농도를 나타낸 것이다. 수중 농도의 경향은 낙진 유입량의 분포와 유사하다. 이것은 물의 유입(Inflow)과 유출(Outflow)로 인한 효과로 낙진 flux와 담수호 체류시간(Retention time) 만큼의 지연(Time lag)이 있음을 알 수 있다. 그러나 그림4에 나타난 바와 같이 침적층에서는 물의 유입과 유출에 따른 flushing 효과가 나타나지 않고 시간의 경과에 따라 침적층에 존재하는 점토성분과 함께 축적되는 경향이 있는 것을 확인할 수 있다. 이것은 극히 작은 양이라도 저서생물에게 지속적으로 영향을 미쳐 장기적으로 생체농축을 가져올 가능성이 있으므로 방사성 물질로 인한 담수호의 오염시 침적층의 적절한 관리대책이 마련되어야 할 것으로 보인다.

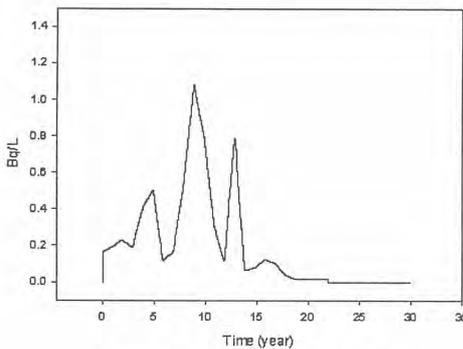


그림3 수중의 Cs-137 농도변화

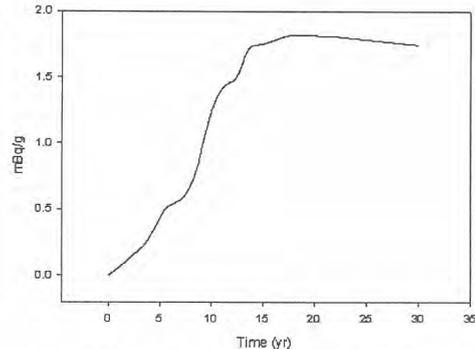


그림4 침적층의 Cs-137 농도변화

-결론

본 연구에서는 방사성물질의 낙진 중 Cs-137로 인한 담수호의 농도변화를 평가하였다. 미국에서 핵실험 이후로 관측된 낙진량 정도의 시나리오를 가정하더라도 수도권 P댐의 Cs-137 수중 최고농도는 1.1 Bq/L로 미국 Michigan호의 최고 계산값인 14.8 Bq/L보다 낮은 값을 나타냈다. 본 연구는 강우시 유출로 인한 평가는 고려하지 않았으나 수리학적 체류시간이 5일 정도로 매우 짧은 하천형 호수인 P댐의 경우 유출(Runoff)로 인한 Cs-137농도에 대한 상승효과의 지속시간은 제한적일 것으로 판단된다. 그러나 침적층에 존재하는 Cs-137의 농도는 매우 낮지만 지속성이 수중과 비교하여 매우 크므로 원자력사고시 침적층에 대한 방사성물질의 지속적인 모니터링이 필요할 것으로 판단된다.

A Safety Analysis of the Polymer Concrete Container in Free Drop

Kyoung-O Nam, Ki-Seog Seo, Joo-Chan Lee, Dong-Hak Kim, Byung Yoon Min

Korea Atomic Energy Research Institutes, 150, Dukjin-Dong, Yusung-Gu, Taejon, Korea, 305-353
namko@kaeri.re.kr

The development of radioactive waste container to transport safe and store for a long time is a very important problem. The radioactive waste containers that have been developed by this time have generally been made of steel or polyethylene materials. These materials are so expensive and have a weakness of storing for a long time. Consequently, it has been substituted a polymer concrete material by steel and polyethylene to make up for these weaknesses. The radioactive waste container made of steel has been studied in domestic research work[1,2]. The radioactive waste container must be designed to ensure safe under all potential accidents. Especially, under free drop accident, the radioactive waste container must be maintained integrity.

In this paper, a finite element analysis is carried out to evaluate structural safety on free drop condition of two polymer concrete container types using ABAQUS explicit code. Polymer concrete radioactive waste container is consisted of two parts. One is a container body that is similar to cup in shape. The other is a lid. Container body and lid were made of only polymer concrete material. The height and out-diameter of the container body are 1260, 1200 mm respectively. The wall thickness of the container body and the bottom is 50 mm uniformly. The first container type has a typical shape. The modified container has a 50 mm radius round in bottom and lid. The height and diameter of the container lid are 100, 1200 mm respectively. The property test of polymer concrete material was carried out on the Korea Institute of Construction Materials(KICM). Uni-axial tests of polymer concrete such as the compressive, tensile strength, Young's Modulus and Poisson's ratio were accomplished. Three specimens have been tested respectively. Applied material properties for analysis were used a mean value respectively. Generally, compressive strength of the polymer concrete is a greater than tensile strength. As the result of test, compressive strength, tensile strength, Young's Modulus and Poisson's ratio of polymer concrete material were 117.8 MPa(N/mm²), 14 MPa, 21764 MPa, 0.16 respectively. The compressive strength test is presented in Figure 1 and Young's Modulus and Poisson's ratio test are presented in Figure 2.



Fig. 1 Compressive strength test



Fig. 2 Young's Modulus and Poisson's ratio

To investigate the structural safety of the polymer concrete container, three hypothetical accident types were considered. These accident types were vertical, horizontal and corner free drop. Applied

distance between ground and bottom of container was 1.2 m. Angle of corner free drop was 45°. Ground was assumed as rigid. Gravity, 9810 mm/sec² for free drop, was applied in all of cases. Initial speed of container was 4850 mm/sec too. Two container types were used 1/2 model with the symmetric condition. Contact condition between cylindrical container body and lid was applied tie contact condition. Friction between rigid ground and polymer concrete was neglected.

Principal stresses were compared with uni-axial compressive and tensile strength. In case of corner drop in first container, maximum principal stress of bottom corner of container was greater than uni-axial compressive strength as shown Figure 3. That means failure is occurred in bottom corner of container in this case. Maximum principal stress of modified container in corner drop was larger than uni-axial compressive strength too, as shown Figure 4. But principal stress of modified container analysis was less than principal stress of the first container.

In order to evaluate structural safety of two polymer concrete container types in cases of vertical, horizontal, corner free drop, a finite element analysis was carried out using ABAQUS explicit dynamic code. Principal stresses were investigated to interpret the fracture of container. Maximum positive principal stress and minimum negative principal stress were compared with tensile strength and compressive strength respectively. The first and modified polymer concrete container is fractured in corner and horizontal drop cases not vertical drop. That means two container type designs are not ensured structural integrity under hypothetical drop accident. So this polymer concrete radioactive waste container must be reinforced with reinforcement material or shock absorber.

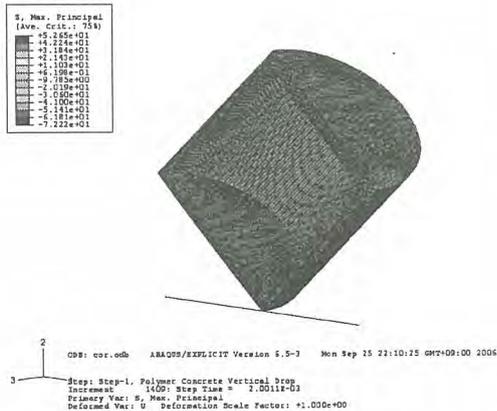


Fig. 3 Max. principal stress distribution of the polymer concrete container in corner drop.

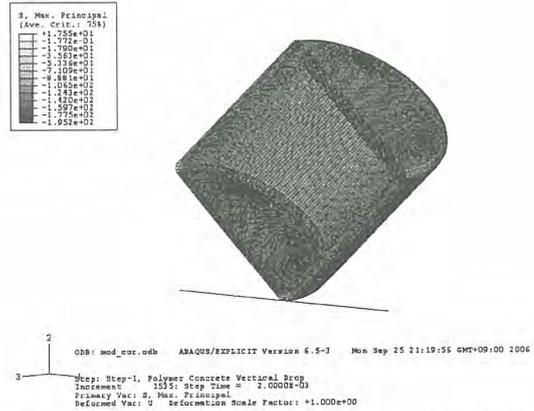


Fig. 4 Max. principal stress distribution of the modified polymer concrete container in corner drop

References

1. Dong Hak Kim, Ki Seog Seo, Joo Chan Lee, Ki Jeong Jeong, Byeong Il Choi, Yeon Do Lee, Heong Young Lee, "Evaluation of Overturn Analysis of Spent Fuel Storage Container", Proceedings of the Korean Radioactive Waste Society Spring 2005, pp. 385-386, 2005.
2. Dong Hak Kim, Ki Seog Seo, Chen Hyeong Jo, Kyoung Ho Lee, Byeong Il Choi, "Experimental Test of the Overturn Accident of Storage Container", Proceedings of the 2006 Korean Society of Pressure Vessel and Piping Conference, pp. 726-735, 2006.

중·저준위방사성폐기물 IP-2형 운반용기 요건 및 평가방안

정성환 · 최승호 · 노명섭

한국수력원자력(주) 원자력환경기술원, 대전광역시 유성우체국사서함 149호

shchung@khnp.co.kr

요약

중·저준위방사성폐기물(이하, '방폐물'이라 함)을 처분시설로 안전하고 효율적으로 운반하기 위하여 원자력법[1][2] 및 IAEA 안전운반규정[3] 등 국내의 관련규정의 기술기준을 만족시키는 안전성이 확보된 운반용기를 사용하여야 한다. 방폐물이 저준위비방사능(LSA; Low Specific Activity) 물질 또는 표면오염물체(SCO; Surface Contaminated Object)로 분류되고 전용상태로 운반되는 경우는 거의 IP-2형 운반용기를 이용하여 운반하는 것이 가능하다. 방폐물 처분시설이 경주의 임해 지역에 건설되어 운영될 것이므로 일부를 제외한 대부분의 방폐물은 IP-2형 운반용기에 적재하여 전용선박을 이용하여 해상으로 운반하게 된다. 전용선박은 크레인을 이용하여 화물을 선적하고 하역하는 Lo/Lo(Lift-on/Lift-off) 방식으로 IMO 규정 및 국내 선박법에 따라 국내에서 설계, 건조될 예정이며, 선박의 규모는 총톤수 약 2,000톤이며, 약 1,600드럼의 방폐물을 적재할 수 있다. 여기서는 방폐물의 해상운반을 위한 IP-2형 운반용기에 대한 요건 및 관련규정에 따른 기술기준을 입증하기 위한 건전성 평가방안에 대하여 기술하였다.

IP-2형 운반용기 요건

전용선박을 이용하여 방폐물을 해상으로 운반하는 경우에 대하여, 원전의 물량장과 처분시설의 항만에 설치하는 부두크레인을 이용하지 않고 전용선박에 설치되는 10톤 용량의 선상크레인으로 운반물을 선적하고 하역하기 위하여 내용물(방폐물)을 포함한 단일운반물의 총중량을 6톤 미만으로 한다. 운반용기는 그림 1에 나타낸 것처럼 상부의 뚜껑을 개폐하여 크레인으로 내용물을 적재하는 박스(box)형 구조이며, 운반용기의 취급 및 적재, 선박 내 화물구역에서의 안전한 고박을 위하여 운반용기의 각 모서리에 모서리쇠(corner fitting)를 설치하고, 또한, 지게차를 이용하여 취급할 수 있도록 운반용기의 하부에 지게차 포켓(lift pocket)을 구비한다. 내용물은 단일 드럼의 중량이 400kg인 방폐물 드럼 8개의 적재를 기준하고, 방폐물 드럼의 원활한 적재를 위하여 각 방폐물 드럼 사이에 충분한 이격거리를 두며, 운반용기의 내부에서 방폐물 드럼의 안전한 결속을 위한 장치를 운반용기 내부의 상, 하부에 설치한다.

IP-2형 운반용기를 이용하여 운반하는 내용물은 관련규정에 따르는 저준위비방사능물질 및 표면오염물체로 분류되는 방폐물이어야 하는데, 운반대상은 200리터 일반드럼 및 320리터 초고압압축드럼에 담긴 고체형 방폐물을 기준한다. 전용선박을 이용하여 운반하는 IP-2형 운반물에 대한 최대방사선량은 운반물의 표면에서 2mSv/h(200mrem/h) 미만이며, 운반수단에 대한 최대방사선량은 전용선박의 표면에서 2mSv/h(200mrem/h) 미만, 전용선박의 표면으로부터 2m 떨어진 위치에서 0.1mSv/h(10mrem/h) 미만, 선실 등 선원거주구역은 0.02mSv/h(2mrem/h) 미만이어야 한다.

또한, IP-2형 운반용기는 관련규정의 운반용기에 대한 일반요건을 만족시키고, 정상운반조건

낙하 및 적층조건에 대하여 내용물의 유실과 분산이 없으며 방사선량률이 20% 이상의 차폐능력을 상실하지 않도록 설계하여야 한다.

IP-2형 운반용기 평가방안

운반대상 방폐물이 IP-2형 운반물로 운반이 가능한 저준위비방사능물질 및 표면오염물체임을 확인하기 위하여 방사성핵종의 종류 및 농도 등 특성을 분석하고, 운반에 대한 기술기준을 만족시킬 수 있는 방폐물의 최대방사능량 및 최대방사선량률을 설정한다. 운반물의 방사선차폐평가는 최대방사선량률이 운반용기의 표면에서 2mSv/h(200mrem/h) 미만, 운반용기로부터 2m 떨어진 지점에서 0.1mSv/h(10mrem/h) 미만을 기준으로 전산해석코드를 이용하여 수행한다. 아울러, 이러한 운반물을 전용선박에 적재한 경우에 대하여 화물구역의 차폐기준 및 적재한도 등 해상수송요건을 만족시키는 지를 평가한다.

IP-2형 운반용기는 운반 도중 안전성 확보에 필수적인 관련규정의 운반용기 일반요건을 만족시키며, 그림 2와 같은 정상운반조건 중에서 운반물 중량의 5배 하중에 해당하는 적층시험 및 운반물의 중량에 따라 0.3~1.2m의 높이에서의 낙하시험에 대하여 내용물의 유실과 분산이 없는 구조적 건전성을 유지하여야 하며 방사선량률이 20% 이상의 차폐능력을 상실하지 않아야 한다. 낙하시험은 운반용기에 최대의 손상이 가해지는 방향에서 평가된다. 이러한 적층 및 낙하시험에 대한 구조적 건전성은 전산해석코드에 의한 응력, 변형량, 볼트 체결력 등을 평가하는 해석적 방법과 실물크기의 모델을 제작하고 입증시험을 실시하여 내용물의 유실 및 손상을 검사하는 시험에 의한 방법을 동시에 수행하여 평가한다. 시험 후 운반용기의 변형에 의한 방사선차폐의 영향은 전산해석코드를 이용하여 평가한다.

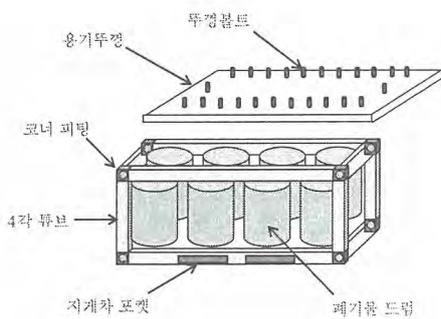


그림 1 운반용기 개념

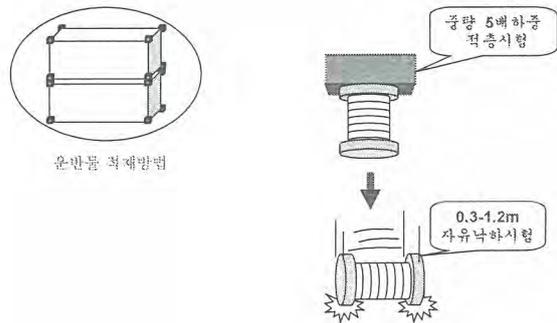


그림 2 운반용기 입증시험

참고문헌

- [1] 과학기술부령 제30호, 방사선안전관리등의 기술기준에 관한 규칙, 2001
- [2] 과학기술부 고시 제2001-23호, 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정, 2001
- [3] IAEA Safety Standards Series No.TS-R-1, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material(2005 Edition), 2005

액체섬광계수기에 대한 검·교정 수행시 선원형태 차이 및 플라스틱 역할에 대한 연구

이승진, 한상준, 김희강, 이나영, 문지연, 박용섭, 황정래*

영광원전환경·안전감시센터, 전라남도 영광군 영광읍 무령리 83-44번지

*라드텍(주), 대전광역시 유성구 덕진동 150번지 한국원자력연구소 창업보육센터 109호

lsj2910@hanmail.net

중심어 : 액체섬광계수기, Geometry 차이, 소광보정 및 교정곡선, 방사능오차분석, 플라스틱 용기

서 론

저에너지의 베타선을 방출하는 핵종인 H-3를 검출하기 위해 액체섬광계수기가 전 세계적으로 널리 사용되고 있다. 국내의 일부 기관에서는 액체섬광계수기에 대한 교정을 수행할 때 고체형태의 H-3선원을 이용하여 교정을 수행하고 있는데 실제 환경 시료는 시료와 섬광체가 측정용기 내부에 균일하게 분포된 형태로 측정이 되기 때문에 환경시료와는 Geometry 차이가 존재하게 되고, 이러한 차이로 인해 환경시료를 분석하는 과정에서 오차를 유발할 수 있을 것으로 판단되지만 이에 대한 체계적인 평가 및 연구 결과가 없는 실정이다. 따라서 본 연구에서는 계측 정확도와 정밀도를 높이기 위해 민감도 분석을 수행한 후 그 결과에 근거하여 Geometry 차이에 따른 영향을 계측 장비를 이용하여 정량적으로 평가하고자 하였다.

재료 및 방법

Geometry 차이에 따른 영향을 평가하기 위해 Wallac사의 Quantulus 1220 액체섬광계수기를 사용하였고, 방사능이 20만 dpm/g인 액체 및 고체 형태의 H-3선원을 이용하여 선원, 증류수, 섬광체의 혼합비별로 총 20개의 교정용 시료를 조제하였다. 조제한 시료를 계측하기 전에 계측 정확도와 정밀도를 높이기 위해 측정 결과에 영향을 미칠 수 있는 변수를 도출 한 후 민감도 분석을 수행하였으며, 그 결과[1]에 근거하여 조제된 총 20개 시료를 연속적으로 31회씩 계측함으로써 정량적인 분석을 수행하였다. 계측 결과에 대한 검증을 수행하기 전에 장비의 정상작동 여부를 평가하기 위해 일반적으로 널리 사용되고 있는 Chi-square test를 수행한 후 방사능 오차분석법을 이용하여 계측 결과에 대한 검증을 수행하였고, 그 결과에 근거하여 Geometry 차이에 따른 영향과 플라스틱 용기의 역할에 대한 원인 규명을 수행하였다.

결과 및 고찰

계측장비의 정상작동 여부를 파악하기 위해 일반적으로 널리 사용되고 있는 Chi-square test 수행한 결과 Chi-square probability가 2%~98% 내에 포함되었기 때문에 계측 장비의 건전성에는 문제가 없는 것으로 판단하였다. [그림 1]은 Activity가 20만 dpm인 고체 및 액체 형태의 H-3선원을 이용하여 작성한 소광보정 및 교정 곡선으로 액상선원이 고상선원에 비해 효율이 높게 나타나고 있는 것을 볼 수 있다. [그림 1]에 제시된 교정곡선을 검증하기 위해 조제한 시료들 중 혼합비가 3:17, 5:15, 8:12인 시료를 선정하여 방사능오차분석을 수행한 결과 액체 및 고체 형태 모두 최대 2% 미만의 오차를 보였기 때문에 교정 곡선에 대한 신뢰성에는 문제가 없는 것으로 판단하였고, 검증된 교정곡선을 20만 dpm으로 실제 환경시료의 Geometry와 동일하게 조제된 표준검증시료에 적용한 경우의 결과를 [그림 2]에 도시하였다. [그림 2]에서 보여 주듯이 액체형태의 교정곡선을 적용한 경우 오차가 거의 없는 반면 고체의 오차범위는 13~17%로 상당히 높게 나타나고 있는 것을 볼 수 있는데, 이에 대한 원인을 규명하기 위한 실험결과를 [표 1]에 제시하였다. [표 1]에 제시된 결과는 H-3 선원 자체의 차이에 의한 영향과 플라스틱 용기의 역할을 규명하기 위한 것이다. [표 1]의 Case A와 B는 플라스틱의 역할을 규명하

기 위해 도시한 것으로 SQP(E) 및 효율이 거의 차이가 없는 것을 볼 수 있고, 이러한 결과에 근거하여 플라스틱은 Quencher가 아닌 단순 불순물이란 결론을 도출하였다. Case D는 고체선원을 증류수로 희석한 후 1cc를 분취하여 시료를 조제한 후 선원형태에 의한 영향을 평가하기 위해 제시한 것으로 Case C의 결과와는 거의 차이가 없지만 Case A와는 다른 경향을 보이고 있는 것을 볼 수 있다. 즉 Quencher 양을 파악할 수 있는 SQP(E) 값은 차이가 거의 없지만 효율은 Case A에 비해 약 5% 정도 낮게 나타나고 있는 것을 볼 수 있는데, 이러한 경향을 보이는 것은 고체선원의 제작 과정과 환경 조건에 의한 영향이 반영됨과 동시에 Activity가 높은 선원을 사용하였기 때문이라 판단된다.

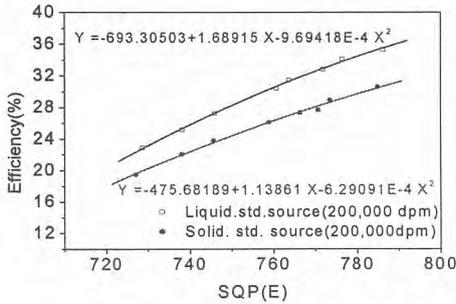


그림 1. Geometry 차이에 따른 영향평가 결과

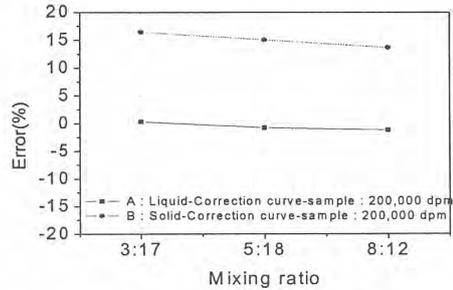


그림 2. 방사능 오차분석 결과

표 1. 선원형태 차이 및 플라스틱 유무에 따른 평가 결과

구분	시료 상태			플라스틱	SQP(E)	Eff.	비고
	선원	증류수	섬광액				
Case A	액(1cc)	7cc	12cc	무	736.83	25.13	
Case B	액(1cc)	7cc	12cc	유	735.66	24.99	
Case C	고(1cc)	8cc	12cc	유	736.52	20.54	
Case D	고(1cc)	7cc	12cc	무	738.08	20.53	고체선원을 희석

결론

Activity가 20만 dpm/g인 고체 및 액체형태의 H-3선원을 이용하여 Geometry 차이에 따른 영향을 정량적으로 평가한 결과 고체형태의 H-3선원을 사용하여 검·교정을 수행할 경우 액체형태에 비해 오차가 크게 나타났다. 이를 규명하기 위한 실험을 추가적으로 수행한 결과 비수용성인 플라스틱은 Quencher가 아닌 불순물이란 사실을 확인하였고, 구입한 고체선원의 제작 과정과 환경 조건, Activity가 높은 선원의 사용 등에 기인한 것으로 판단된다.

본 연구는 산업자원부의 전력산업연구개발사업의 지원에 의해 수행되었습니다.

참고문헌

1. Eung-Seop Park, Sang-Jun Han, Seung-Jin Lee, Hee-Gang Kim, "Research on Measurement Condition Establishment of a Liquid Scintillation Counter System", J. Korea Asso. Radiat. Prot. Vol. 31 No. 3 : 155-164(2006)
2. 박용섭, 황정래, 전인섭, 하충기, 김대원, 정병희, "액체섬광계수기를 이용한 H-3 분석시 선원의 형태가 소광보정에 미치는 영향의 평가", KARP 춘계학술발표회 논문요약집, pp 50~51 (2006)

콘크리트 구조물 내 발생한 균열의 폭에 따른 표면선량율의 변화에 관한 연구

이창민, 이윤희, 이진재, 조천형*, 이경호*, 백창열*
 한국과학기술원, 대전광역시 유성구 구성동 373-1번지
 *환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
cmlee@kaist.ac.kr

사용후핵연료 건식저장시설을 비롯한 방사선차폐가 요구되어 지는 많은 시설에서 콘크리트가 사용되고 있다. 콘크리트는 cement와 물, 골재를 섞어 만드는 재료로써 특성상 양생 전후에 균열이 발생되는데 균열은 콘크리트 구조물의 열화(degradation)에 영향을 미치게 되므로 이들의 효율적인 관리는 매우 중요하다.

일본의 중앙전력연구소(CRIEPI)와 미국의 idaho 국립연구소등의 연구에 따르면, 균열은 콘크리트의 차폐능력에 변화를 줄 수 있으며, 특히 균열의 폭과 주름등은 표면선량율의 변화에 직접적인 영향을 미치는 것으로 평가되었다. 그러나 균열의 경우 형상이 매우 불규칙하여 이들에 대한 표면선량율의 변화를 코드를 이용한 수치적 해석으로 평가하기에는 매우 어려우며, 일본의 경우 단순화된 모델을 통해 균열을 모사하여 보수적으로 표면선량율의 균열폭에 대한 영향을 평가하였다. 그러나 이는 표면선량율에 매우 큰 영향을 미치는 것으로 알려진 주름등에 대한 고려가 되지 않은 모델을 이용함으로써 높은 표면 선량율을 보이며, 이는 현실적이지 못한 것으로 평가되었다. 따라서 본 연구에서는 실험을 통해 실제 균열의 모양이 반영된 콘크리트 시편을 통해 균열에 의한 차폐효과를 반영함으로써 보다 현실적인 균열의 폭과 표면 선량율 간의 상관관계를 도출하고자 하였다.

이를 위하여 균열의 폭과 표면선량율간의 관계를 정량화 할 수 있는 아래와 같은 실험장치를 구성하였다.

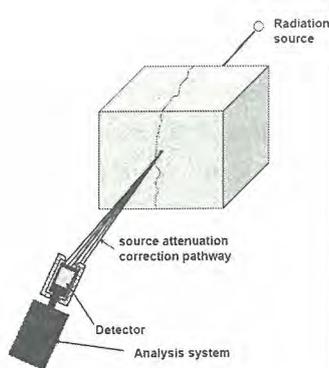


그림 1 실험장치 개략도

콘크리트 내 발생하는 균열의 경우 매우 다양한 형태를 나타내게 되므로 본 연구에서는 방사선 차폐 관점에서 가장 보수적인 관통 균열을 인위적으로 형성시켜 실험을 수행하였다. 본 연구에서 사용된 콘크리트 시편의 조성은 현재 운영 중인 월성의 콘크리트 사일로의 조성을 따랐다. 아래 그림 2는 실험에서 사용되어진 콘크리트 시편의 개략도이다.

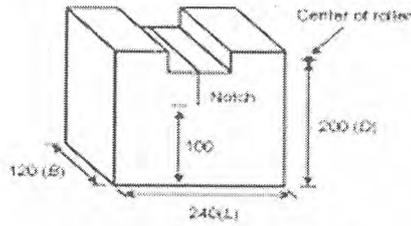


그림2. 콘크리트 시편의 개략도

콘크리트 시편은 10, 15, 20cm 세 가지 두께로 제작되었고, 방사선원으로는 Co-60을 사용하였다. 실험의 결과는 아래와 같다.

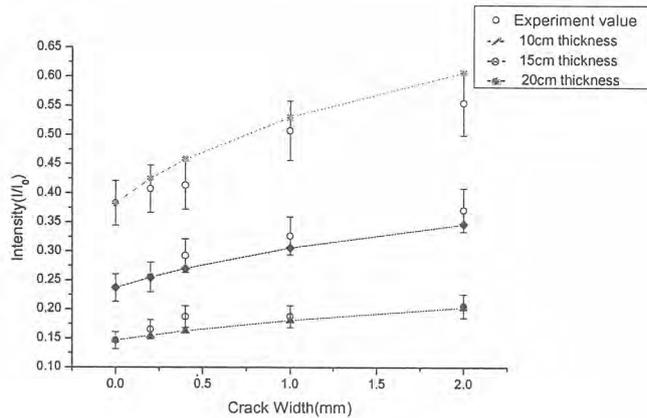


그림 3. 균열폭에 따른 방사선 강도의 변화

위의 결과로부터 본 연구에서는 아래와 같은 실험식을 제안하였다.

$$\frac{I}{I_0} = e^{-\mu} \log\left(\frac{bx}{t} + 10\right)$$

이 식은 콘크리트 차폐체내 발생한 관통균열의 폭에 따른 방사선 강도의 감쇄정도를 나타내는 식으로써 I는 방사선의 강도(intensity), I₀는 감쇄전의 방사선의 강도, μ는 매질의 선형 감쇄계수(linear attenuation coefficient), t는 매질의 두께, x는 균열의 폭을 나타내며, b는 상수이다. 본 연구에서는 실험결과에 따라 b의 값으로써 140 - 150값을 제안하였다.

앞에서 언급한 바와 같이 균열은 매우 다양한 형태를 가지게 되므로 본 연구의 결과는 실제 표면 선량율을 예측하는데 사용하기는 적절치 않을 것으로 판단되나, 보수적인 관점에서, 방사선 방호적 측면에서 차폐설계 시 하나의 기준으로써 사용될 수 있을 것으로 판단되며 특히 차폐여유도를 결정하는데 있어서 도움이 될 것으로 판단된다.

제4분과

방사선 안전 및 환경 (Poster)

빈 면

방사성폐기물고건전성용기 설계 개념 설정

이수홍, 최호균, 김위수, 이재민*

일진방사선엔지니어링(주) 서울시 구로구 구로5동 104-3 일진빌딩

*(주)에네시스 대전시 유성구 장대동 337-2

realsh@iljinrad.co.kr

원자력산업에서 발생하는 방사성폐기물은 취급 및 처분시 규제요건 적합한 안전성과 건전성이 확보되어야 한다. 이를 위하여 고품화하거나 이미 안전성과 건전성이 확보된 용기 즉, 고건전성용기(HIC)를 사용하는 방법이 있다. 현재 원자력발전소에서 발생하는 폐수지를 처리하기 위하여 PE HIC를 사용하고 있다. 그러나 PE HIC는 미국 NRC에서 불승인 받았고 국내에서도 승인을 받지 못하였다. 방사성폐기물처분장의 운영이 가시화됨에 따라 국내기준에 맞는 HIC의 개발이 시급하다. 이에 본 연구에서는 국내의 관련 기준 및 연구를 통하여 HIC 설계요건 설정 방향을 제시하고자 한다.

국내의 HIC 개발 현황

HIC 유형	장점	단점
Enviralloy 또는 Ferralium 합금 255	- 탁월한 내식성 - 튼튼한 구조	- 매우 고가
polyethelene	- 가격이 매우 저렴 - 경량 - 공급자 많음 - 내식성	- 메몰트렌취에서 장기적 구조 건전성 문제 - 처분깊이의 제한성(튼튼한 구조의 overpack 없이는 30ft 이내) - 옥외저장시 자외선 보호 필요
폴리머 내피의 탄소강	- 내식성 - 가격 저렴 - 튼튼하면서 경량 - 여러 가지 규격 적용용이	- 장기적 구조 건전성이 의문
스테인레스강	- 튼튼한 구조	- 부식방호에 필요한 벽두께로 제조 어려움 - 응력부식 및 점식(pitting)발생 용이
SFPIC	- 튼튼한 구조 - 비교적 저렴	- 무거움, 뚜껑체결의 번거로움 - 제조공정의 복잡

국내의 폐기물 처분 관련 규정 및 현황

미국의 경우 1980년에 반월처분장에서 이온교환수지 및 기타 필터매체의 핵종농도 증가에 따라 안정화조건을 수립하기 위해 최초로 사용되었다. 그 후 10CFR과 49CFR을 통하여 관련 인허가 및 규제를 제시하고 있다.

영국, 독일 등 유럽국가의 규제기관에서는 HIC라는 용어를 별도로 사용하지는 않고 있다. 영국은 Nirex사에서 ILW 및 LLW의 심층지하처분계획에 따라서 폐기물형태와 인수조건에 합당한 4종류의 ILW표준용기와 2종류의 LLW표준용기를 사용하고 있으며, 독일은 MOSAIK 케이스크를 중간저장과 최종처분을 위해서 허가받아 사용중이다.

프랑스의 경우 특수내부식성 금속섬유를 보강재로 사용한 고성능 섬유보강콘크리트용기를 2가지 형식으로 개발하여 용도에 따라서 여러 가지 규격으로 생산, 사용하고 있다.

국내에서는 과기부고시 제2001-18호 중저준위방사성폐기물 인도규정에서 고건전성용기에 대한

방사성폐기물 처분용 고건전성 용기 개발을 위한 소재의 내구성 시험

김태현, 정기철, 박상규, 전종선, 이재민

(주)에네시스, 대전광역시 유성구 장대동 337-2

nunki@enesys.co.kr

방사성폐기물의 안정적이고 장기적인 처분을 위한 고건전성 용기 개발에 폴리머 콘크리트 사용하려고 한다. 폴리머 콘크리트가 방사성폐기물 처분에 적합한지 확인하기 위하여 화학적 내구성 시험 및 생물학적 저항성 시험을 하였다.

폴리머 콘크리트는 1950년대부터 사용되어 왔으며 제작방법에 따라 Polymer Impregnated Concrete (PIC), Polymer-Modified Concrete (PMC) 및 Polymer Concrete (PC) 등으로 분류되며 기존 콘크리트에 비해 물성이 우수하여 여러 분야에 적용되고 있다. PIC는 일본에서 방사성폐기물 처분용기로 상용화되어 사용 중이며, PMC는 전자재 분야에서 유지, 보강재로 주로 사용되고 있다. PC도 전자재 유지, 보강재 및 구조물, 단일 제품으로도 상용화중이며 성능대비 경제성이 우수하다. PC는 일반적인 몰타르나 콘크리트에서 수화시멘트 결합체를 완전히 고분자 결합체로 대체, 골재와의 우수한 결합력으로 콘크리트의 기존 물성을 크게 향상시키고 기존 콘크리트 중량의 1/3 이하까지 제작이 가능하다.

화학적 내구성 시험에서는 방사성폐기물 내에서 발생하는 화학물질이나 폐기물 저장소 주위 환경에서 유출되는 화학물질에 대한 고건전성용기의 저항성을 평가하였다. 이를 위하여 지름 7.5 cm, 길이 15 cm인 원통형 시편과 각 변이 6 cm인 정방형 고건전성 용기 시편을 화학물질에 일정 시간 노출시킨 후 시편의 압축강도의 변화와 중량변화를 측정하여 화학적 저항성을 확인하였다. 시험에 사용한 화학물질은 수용액 형태의 H₂SO₄, NaOH(pH 13.5), HCl, Citric Acid와 EDTA 등을 표 1과 같이 사용하였다. 실험방법은 각각의 화학 용액에 원통형 시료 3 개와 5 개씩 정방형 시편을 담구고 6 주간 보관한 후 시험평가항목인 압축강도와 중량변화를 측정하였다. 6 주간 시험 중 용액 pH의 변화는 없었고 화학 용액별로 정방형 시편 압축강도 변화량과 중량 변화율을 표 2 및 그림 1과 같이 확인할 수 있었다.

생물학적 저항성 시험은 미국의 ASTM G21에 의하여 수행하였다. 균주로는 *Aspergillus niger*, *Penicillium pinophilum*, *Chaetomium globosum*, *Gliosadium virens*, *Aureobasidium pullulans*를 사용하여 4주후 균사의 발육여부를 확인하였다.

표 1. 화학저항성 시험 항목 및 항목별 용액조건

항 목	용액조건	비 고
pH 저항도	2% H ₂ SO ₄ (pH 0.4)	NRC Technical Position 제시값 pH 4~11
	2% NaOH (pH 13.5)	
	2% HCl (pH 0.55)	
폐기물 유출 화학물질	10% EDTA	ASTM C114*
	10% Citric Acid	

* EDTA 1.00 kg을 용해하기 위해 증류수 10 L와 NaOH 53 g을 사용함.

표 2. 화학저항성 시험 항목별 시험 결과

항 목	용액조건	평균압축강도변화률(%)	평균중량변화률(%)
pH 저항도	2% H ₂ SO ₄ (pH 0.4)	- 5.5	- 0.15
	2% NaOH (pH 13.5)	- 0.3	- 0.08
	2% HCl (pH 0.55)	0.8	- 0.60
폐기물 유출 화학물질	10% EDTA	- 0.6	- 0.81
	10% Citric Acid	- 5.5	- 0.71

생물학적 저항성 시험 판독 결과는 4주간 시험편의 집중한 부분에 균사의 발육이 인지되지 않았음을 표 3 및 그림 2와 같이 확인할 수 있었다.

6 주간의 화학적 저항성 시험에서 최대 압축강도가 5.5% 떨어지고 생물학적 저항성 시험에서는 곰팡이 발생이 없음을 확인하였다. 이와 같은 결과로 두 부문에 대해서는 방사성폐기물 처분용 고건전성 용기 소재로 적절함을 확인하였다.

표 3. 생물학적 저항성 시험 항목 및 시험결과

시험항목	항곰팡이 시험			
	배양시험기간			
	1 주후	2 주후	3 주후	4 주후
시험결과	0*	0	0	0
시험방법	ASTM G-21			

* 균사의 발육이 인지되지 않았음을 표시함.

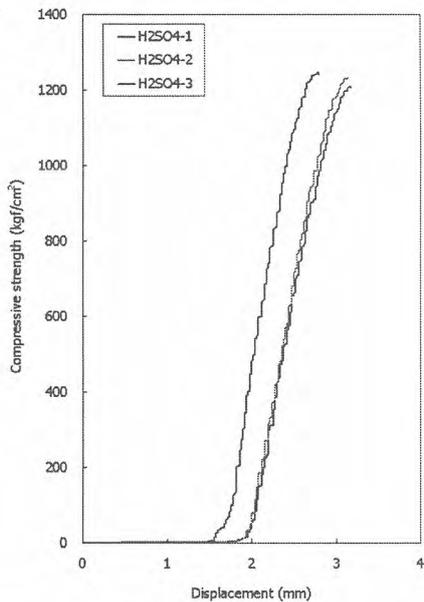


그림 1. 황산에 대한 화학적 내구성 시험결과.

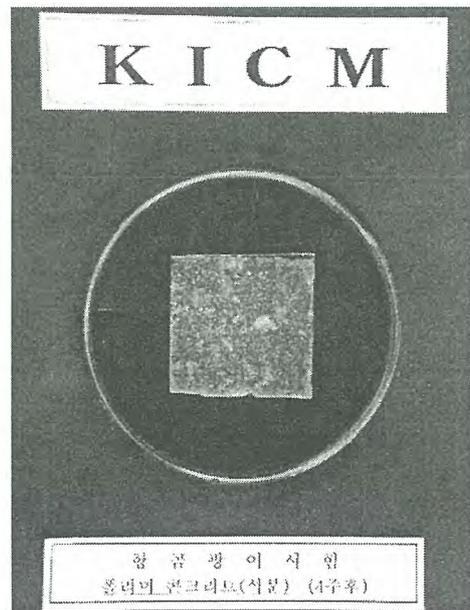


그림 2. 생물학적 저항성 시험 결과.

KRI-BGM 방사성동위원소 운반용기의 열안전성 평가

이주찬, 김동학, 방경식, 서기석

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

sjclee@kaeri.re.kr

국내 하나로에서 방사성동위원소(RI) 양산체계가 확립됨에 따라 동위원소의 국내 공급 및 해외 수출을 위하여 운반효율이 향상된 대량 선원 운반용기의 개발을 추진하고 있다. 원자력연구소에서 개발중인 KRI-BGM 동위원소 운반용기는 운반물의 방사선원으로 고체형 Ir-192 370 TBq (10,000 Ci), 또는 액체형 Mo-99 29.6 TBq (800 Ci) 및 액체형 I-131 37 TBq (1000 Ci) 등을 고려하고 있다. 본 논문에서는 KRI-BGM 운반용기의 정상 및 사고조건에 대한 열안전성 평가를 기술하였다. KRI-BGM 운반용기는 그림 1과 같이 원통형 구조를 가진 운반용기로 완충용기(over-pack)와 차폐용기(Sheilded package)로 구성된다. 완충용기는 사고조건에서 충격흡수 및 단열을 목적으로 사용하며, 탄소강 케이싱 내부에 난연성 폴리우레탄 폼과 방화재로 3M 매트를 채워 넣는 구조이다. 운반용기의 중량과 체적을 최소화하기 위하여 운반용기의 차폐체로 감손 우라늄과 텅스텐을 사용하였으며, 차폐용기는 차폐체와 스테인리스강으로 구성된다. KRI-BGM 운반용기는 B형 운반용기로 정상운반조건 및 가상 화재사고조건에서 안전성이 유지되어야 한다. 즉, 정상운반조건에서는 운반용기 내부의 동위원소로부터 방출되는 붕괴열(decay heat)을 외부로 적절하게 방출시켜야 하며, 가상 사고조건인 800 °C 화재조건에서는 외부 화염으로부터 유입되는 열을 적절히 차단하여 설계압력 유지 및 차폐체의 건전성이 유지되도록 하여야 한다.

운반용기에서의 열전달은 전도, 대류 및 복사 등 3가지 열전달 모드로 이루어지며, 용기의 외부 표면에서 대기에 의한 자연대류 열전달계수는 다음 식으로 정의된다.

$$H = Nu(k/L) \dots\dots\dots (1)$$

$$Nu = c(Gr_L \cdot Pr)^a, Gr_L = g\beta(\Delta T)L^3/v^2 \dots\dots\dots (2)$$

위와 같은 관계식과 실험식을 이용하여 용기 표면에서의 대류열전달계수($H = 4 \text{ W/m}^2\text{-K}$)를 구하였다. 운반용기 외부표면에서 복사열전달이 일어나며, 복사열전달은 다음 식으로 설명된다.

$$q/A = \epsilon\sigma(T_s^4 - T_a^4) \dots\dots\dots (3)$$

이와 같은 복사열전달은 재료의 방사율(emissivity)에 영향을 받는다. 운반용기 완충체의 표면은 탄소강으로 구성되며, 노란색 또는 흰색으로 도색된다고 가정하여 정상조건에서의 방사율을 0.85로 가정하였다. 태양복사열은 수직 평면에서는 800 W/m^2 , 곡면에서는 400 W/m^2 을 고려하였다. 열해석 조건은 법규에서 규정하고 있는 정상수송 및 화재사고조건을 적용하였고 Ir-192 동위원소 10,000 Ci로 설정하여 동위원소로부터 방출되는 붕괴열은 60 W 로 고려하였다. 전산 프로그램은 범용 열 유동해석 코드인 FLUENT 코드를 사용하였으며, 고온조건에 대한 정상상태의 온도를 구한 후에 화재사고조건에 대한 시간에 따른 과도상태(transient state)에 대한 해석을 수행하였다.

표 1은 정상 및 화재조건에 대한 열해석 결과이며, 정상조건에서 동위원소 및 감손우라늄의 최대 온도는 각각 $230 \text{ }^\circ\text{C}$ 및 $117 \text{ }^\circ\text{C}$ 까지 상승하지만 안전성에는 문제가 없을 것으로 판단된다. 폴리우레탄 폼의 최대온도도 $115 \text{ }^\circ\text{C}$ 로 충격완충 및 단열 기능이 충분히 유지될 것으로 판단된다. 국내 과기부고시 제2001-23호 제22조, IAEA Standard Safety Series No. TS-R-1 Para. 617 및 US 10 CFR Part 71.43에서는 항공으로 운반할 경우 운반용기의 접촉 가능한 표면온도는 일광효과를 고려하지 아니한 $38 \text{ }^\circ\text{C}$ 의 주변온도의 환경에서 $50 \text{ }^\circ\text{C}$ 를 초과하지 않도록 규정하고 있다. 태양복사열이 없는 경우 운반용기 표면의 최대온도는 $49.7 \text{ }^\circ\text{C}$ 로 계산되어 허용치에 근접하나 실제 항공운반 시에는 운반용기를 별도 포장하게 되므로 접촉 가능한 표면에서의 온도는 $50 \text{ }^\circ\text{C}$ 보다 낮을 것으로 예측된다. 최대온도로 계산된 $49.7 \text{ }^\circ\text{C}$ 는 운반용기의 국소 부위의 온도이며, 평균온도는 $46.0 \text{ }^\circ\text{C}$ 로 허용치 보다

낮게 나타났다. 따라서 항공운반 시에 접촉 가능한 지점에서의 표면온도는 법규에서 규정하는 허용치 이내로 유지될 수 있을 것이다. 화재사고조건에서 운반용기의 충격완충체로 사용된 폴리우레탄 폼의 온도는 500 °C 이상 상승하지만 DU 차폐체의 온도는 226 °C로 폴리우레탄 폼의 온도에 비하여 훨씬 낮게 나타났다. 이것은 용기 본체와 over-pack 사이에 약 4.5 mm의 air gap이 존재하여 화재사고 시 단열층 역할을 함으로써 나타난 결과이다. 화재사고 시 DU 차폐체의 온도가 226 °C까지 상승하지만 스테인리스강으로 DU 차폐체를 보호해 주므로 차폐체의 열적 건전성이 충분히 유지될 것으로 판단된다. 따라서 KRI-BGM 동위원소 운반용기는 법규에서 규정하는 정상 및 사고조건에서 열적 건전성이 충분히 입증되었다.

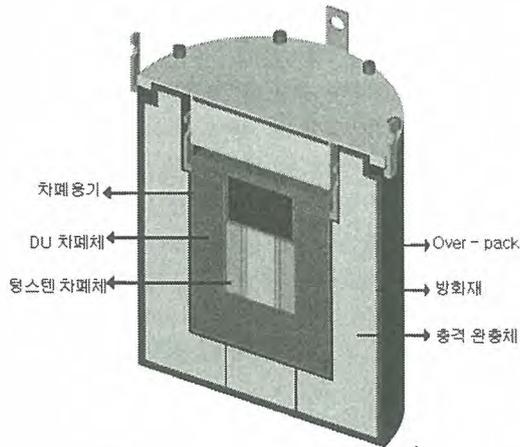


그림 1. 운반용기 개요도.

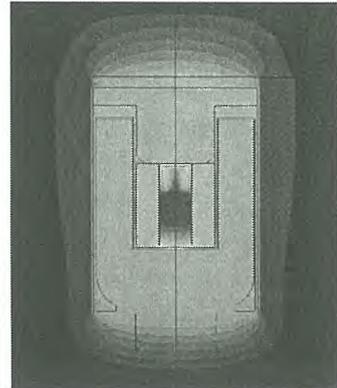
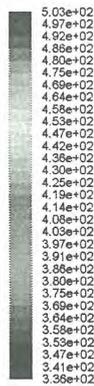


그림 2. 정상조건 온도분포(단위: K).

표 1. 정상운반 및 화재사고조건에 대한 열전달해석 결과

Location	Calculated temperatures (°C)									
	Normal	Fire state		Post fire state (t > 0.5 h)						Max.
		0.25	0.5	0.75	1.0	1.5	2.0	2.5	3.0	
RI source	230	230	234	250	275	306	314	314	310	314
Tungsten	158	158	167	191	217	245	252	251	247	252
Inner-shell(middle)	144	146	163	196	217	237	240	237	232	240
DU shield	117	124	169	211	223	226	222	216	209	226
O-ring	110	128	179	216	223	222	214	206	198	223
Polyurethane(core)	74	415	536	356	260	179	147	131	121	536
3M Mat	73	488	598	350	255	175	142	127	117	598
Outer surface	68	750	770	248	194	141	119	108	101	770

B형 방사성폐기물 운반용기 구조 안전성 해석 평가

김동학, 서기석, 남경오, 이주찬, 이경호*, 이상진*, 백창열*

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

*원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

dhkim@kaeri.re.kr

본 연구에서는 저준위비방사능물질 및 표면오염물체로 분류되지 않는 방사능 한도량 A값 이상의 방사성물질 DOT-17H 드럼(직경 620 mm X 높이 890 mm) 1개를 원자력발전소의 폐기물처리시설에서 중간저장고로 운반하기 위한 B형 방사성폐기물 운반용기에 대한 구조 안전성 평가를 수행하였다. 80 mm 두께의 철판을 이용하여 차폐를 수행하는 한편 구조재로서의 역할을 하도록 하였다. 드럼을 운반용기 내부에 적재하는 경우에 크레인을 이용하여 취급이 가능하도록 상부개폐를 하였으며 취급장비의 사용을 위하여 드럼과 운반용기의 간격을 100 mm 정도 떨어지도록 내부 지지구조물을 설치하였다. 차폐용기는 운반내용물인 방사성폐기물 드럼이 적재 되어 있고, 격납을 유지하며 차폐성능을 보장하여야 한다. 완충용기는 운반용기가 이송 중에 발생할 수 있는 열이나 충격으로부터 차폐용기를 보호한다. 차폐용기의 내부크기는 직경 820 mm X 높이 910 mm이며 외부크기는 직경 980 mm X 높이 1,070 mm이며 완충용기의 내부크기는 직경 970 mm X 높이 1,115 mm이며 외부크기는 직경 1,380 mm X 높이 1,510 mm이다. 운반용기의 적재중량은 400 kg이며 총중량은 4.3 톤이다.

표 1은 B형 운반용기 해석의 종류를 나타낸다. 정상운반조건에서의 1.2 m 자유낙하, 적층, 관통 압력 등을 수행하였고 사고운반조건에서의 9 m 낙하, 파열, 침수, 압력 및 화재 조건에 대하여 해석을 수행하였다. 자유낙하방향은 1.2 m 낙하와 9 m 낙하에 대하여 바닥수직낙하, 뚜껑수직낙하, 수평낙하, 바닥무게중심낙하, 뚜껑무게중심낙하, 바닥경사낙하, 뚜껑경사낙하의 7개 방향으로 수행하였으며 관통 및 파열은 뚜껑, 측면, 바닥방향에 대하여 해석을 수행하였다.

운반용기의 해석에 대한 개요를 표 2에 나타내었다. B형 운반용기의 구조해석을 수행하기 위한 유한요소모델을 대칭성을 고려하여 만들었다. 볼트 체결부는 고정구속조건(Tied Constraint)를 적용하였으며 각 부재간 사이는 마찰이 없는 접촉조건(Contact constraint)으로 가정하였다. 이러한 모델을 이용하여 ABAQUS/Explicit를 사용하여 해석을 수행하였다. 사용된 요소의 종류는 3차원 요소인 C3D8R(8-node linear brick, reduced integration with hourglass control)이다. 요소의 개수는 33,801개이며 절점의 수는 52,697개이다. 차폐용기 셸은 탄소강 A-105이며 차폐용기 뚜껑과 바닥, 내부지지구조, 완충용기의 케이스는 탄소강 A-36이다. 격납경계로 ASME sec. III div. 3의 평가를 하기 위하여 차폐용기 셸과 뚜껑, 바닥은 탄성으로 가정하였다. 그 이외의 탄소강으로 제작된 차폐용기의 내부지지구조 및 완충용기의 케이스는 탄소성으로 가정하였다. 탄소강의 탄소성 응력-변형률 관계는 항복응력이후에 연신률에 해당하는 소성변형이 인장응력까지 선형경화변형을 하고 그 이후에 강제소성변형을 한다고 가정하였다. 완충용기의 케이스 내부에는 폴리우레탄 폼과 3M사의 단열재가 포함되어 있다. 단열재는 내부 200 mm에서 8 mm 정도로 얇고 구조적으로 큰 역할을 하지 않으므로 모델에서 제외하였다. 폴리우레탄폼은 205 kg/m³의 밀도를 가지며 이러한 밀도의 압축시편에 대한 압축시험결과를 토대로 응력-변형률 관계를 결정하였다. 폴리우레탄폼의 응력-변형률 관계는 소성변형률이 1이 되는 지점까지 동일하게 압축시험결과를 외삽하여 적용하였다. 드럼의 경우, 중량이 400 kg이 되도록 밀도를 조정하고 높은 강성을 가졌다고 가정하였다.

표 3은 방사성폐기물 운반용기에 대한 구조해석의 결과를 나타낸다. 국부적인 부분에 집중응력이 발생되며 이를 제외한 대부분의 영역에서는 낮은 응력을 보여준다. 차폐용기 셸의 두께에 따른 평균응력 및 최대 응력으로 정상운반조건 및 가상사고조건에서의 응력제한치와 비교하여 평가하였다. 적층, 압력, 관통 및 침수조건에서 최대응력은 응력제한치에 비하여 매우 낮은 값을 보여

준다. 낙하 파열조건에서도 응력제한치 이하의 최대응력값을 보여준다. 그러므로 B형 방사성폐기물 운반용기의 구조적 건전성은 유지되고 있음을 알 수 있다.

표 1. B형 방사성폐기물 운반용기 해석의 종류

조건	정상운반조건				사고운반조건			
	1.2m 낙하	적층	관통	압력	9m 낙하	파열	압력	침수
방향	수직 (바닥/뚜껑)		바닥		수직 (바닥/뚜껑)	바닥		
	수평		측면		수평	측면		
	무게중심 (바닥/뚜껑)		뚜껑		무게중심 (바닥/뚜껑)	뚜껑		
	경사 (바닥/뚜껑)				경사 (바닥/뚜껑)			

표 2. B형 방사성폐기물 운반용기 해석의 개요

해석코드		ABAQUS/Explicit	
해석방법	해석모델	3차원 1/2 모델로 C3D8R를 적용(요소 수:33,801, 절점 수:2,697)	
	경계조건	대칭경계조건, 중력가속도 적용.	
	재료특성	탄소성해석, 격납경계(차폐용기 쉘, 뚜껑 및 바닥)은 탄성	
해석조건	정상운반조건	1.2 m 낙하	초기속도 : 4.9 m/sec
		적층	운반용기 중량의 5배를 차폐용기에 직접 적용
		관통	초기속도 : 4.4 m/sec(관통봉에 적용)
		압력	내압 : 700 kPa
	가상사고조건	9 m 낙하	초기속도 : 13.3 m/sec
		파열	초기속도 : 4.4 m/sec
	침수	외압 : 2 MPa	

표 3. B형 방사성폐기물 운반용기에 대한 구조해석의 결과

정상운반조건			사고운반조건			
해석조건	최대 응력	응력제한치	해석조건	최대응력	응력제한치	
바닥수직	126.4	233.73	바닥수직	284.3	337.84	
뚜껑수직	135.2		뚜껑수직	196.4	337.84	
수평	본체		147.7	수평	297.8	337.84
	뚜껑		101.9	바닥무게중심	276	279.9
바닥무게중심	126.4		뚜껑무게중심	282	337.84	
뚜껑무게중심	228.9		바닥경사	310	337.84	
바닥경사	113.9		뚜껑경사	313.5	337.84	
뚜껑경사	123.2		침수	30.71	337.84	
적층	2.21		바닥파열	55.3	337.84	
압력	10.75		측면파열	275.3	279.9	
관통	차폐용기에 응력발생 없음		뚜껑파열	55.8	337.84	

방사성폐기물 B형 운반용기 화재시험

방경식, 이주찬, 서기석, 이경호*, 최병일*, 이홍영*

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150

*한국수력원자력(주), 대전광역시 유성구 덕진동 150

nksbang@kaeri.re.kr

방사성폐기물 B형 운반용기의 화재사고조건에서의 안전성 여부를 평가하기 위하여 화재시험을 수행하였다. 화재시험은 4.0 m × 3.5 m × 3.0 m 크기의 무연화재시험설비에서 Open pool fire test 방법으로 수행되었다.

화재시험에서 시험모델의 온도를 측정하기 위하여 인코넬로 외장된 직경이 1.6 mm인 K형 열전대 12개를 그림 1과 같이 설치하였다. 또한, 시험모델의 뚜껑에 있는 O-ring 부위의 온도를 평가하기 위하여 O-ring 바깥쪽, 중간 및 안쪽 부위에 각각 Thermo Label을 부착하였다. Thermo Label은 5 °C 간격으로 5 등급의 색변화를 통해 온도를 확인할 수 있는 접착식 온도계로서 100 °C에서 150 °C까지 확인할 수 있도록 부착하였다.

화재시험에 있어서 화염으로부터 모델로 유입되는 열 유속을 평가하기 위해서는 시험모델 표면 및 시험모델 주변의 정확한 화염온도측정이 무엇보다 중요하다. Burgess는 화염온도는 시험모델로부터 50 cm 떨어진 곳에 설치한 열전대가 화염보다 차가운 모델표면으로부터의 복사에 의한 영향을 가장 적게 받는다고 하였다[1]. 실제로 KN-12 운반용기 화재시험결과로부터 보면, slice 모델 표면으로부터 10 cm, 20 cm, 40 cm 떨어진 곳에서의 화염온도는 40 cm 떨어진 곳에 설치한 열전대에서 측정된 온도가 가장 높게 나타났었다[2]. 따라서, 모델 주변의 화염온도를 측정하기 위해 인코넬로 외장된 직경이 3 mm인 K형 열전대 8개를 용기의 중앙부와 상부에 모델로부터 50 cm 떨어진 곳에 설치하였다.

화재시험은 무연조건 하에서 open pool fire 방법으로 3.5 m × 4.0 m 크기를 가진 화재시험설비에서 수행되었다. 화재시험설비의 문을 열고 크레인을 사용하여 시험모델을 화재시험설비 내의 모델 supporter에 설치하였다. 모델 및 모델주변의 화염온도를 측정하기 위해 설치된 20개의 열전대를 화염으로부터 보호하기 위해 세라믹 튜브 및 세라믹 울을 사용하여 2중으로 처리한 후 열전대는 열전대 탐지기에 연결하였다.

화재시험은 화재시험설비 pit 내에 물을 20 cm 높이로 채우고, 시험모델의 가장 낮은 바닥면과 등유의 높이가 1 m 이상 차이가 나도록 등유를 채워 약 30분 동안 그림 3과 같이 수행되었으며, 연료공급을 중단한 이후 12분간 화염은 지속되었다. 화재시험에서 측정된 화염의 온도는 모델 상부 방향에서 평균 553 °C로 측정되었으며, 중앙부 방향에서는 그림 3과 같이 평균 808 °C로 측정되었다. 또한, 연료공급을 중단한 이후 화염의 온도는 모델 상부 방향에서 평균 327 °C, 중앙부 방향에서 평균 342 °C로 측정되었다. 화염이 완전히 종료된 후 냉각기간 동안의 시험모델의 주변온도는 평균 30 °C로 측정되었다.

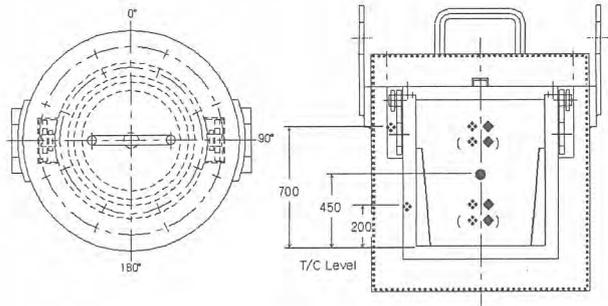


그림 1. 시험모델의 열전대 부착 위치.

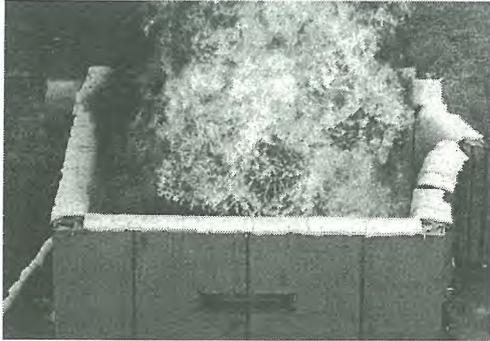


그림 2. 화염이 성립된 모습.

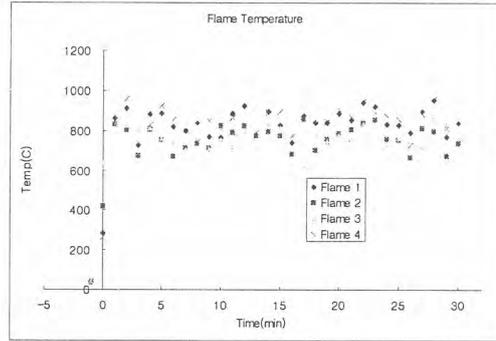


그림 3. 화재시험기간 동안 화염온도 변화.

화재시험 동안 측정된 시험모델의 최고온도는 표 1에서와 같이 Over-pack의 90° 방향인 인양장치 부위에서 173 °C로 가장 높게 측정되었다. 이것은 인양장치 부위의 단열재가 가장 얇았기 때문에 나타난 것으로 판단된다. 그 다음 높게 측정된 부위는 Over-pack의 180° 방향으로 99 °C로 측정되었다. 이것은 파열시험으로 인한 시험모델 파열부위의 파열로 인해 단열재가 가장 먼저 연소하였기 때문으로 판단된다.

표 2는 화재시험 동안 측정된 차폐용기의 최고온도를 보여주고 있다. 차폐용기에서의 최고온도는 화염이 종료되고 약 5.8 시간 경과한 후 53 °C로 측정되었으며, 이는 화재시험을 수행하기 전의 시험모델의 온도보다 약 20 °C 정도 상승하였으며, 화재시험이 완전히 종료된 후 뚜껑을 해체하고 O-ring 부위의 Thermo Label을 확인한 결과 Thermo Label의 색은 변색되지 않았음을 확인할 수 있었다.

이들 결과로부터, 방사성폐기물 B형 운반용기는 800 °C 화재사고조건에서 열 및 격납 건전성이 유지됨을 알 수 있다.

표 1. 화재시험에서 Over-pack의 최고온도

열전대 위치	0°		180°		인양장치	
	중1	중2	상	하	상	하
최고온도(°C)	49	49	99	61	173	49
종료 후 경과시간(h)	7.5	7.5		0.3	0.2	7.5

표 2. 화재시험에서 차폐용기의 최고온도

열전대 위치	0°		180°		내 벽	
	상	하	상	하	중1	중2
최고온도(°C)	51	48	51	48	53	50
종료 후 경과시간(h)	4.5	10.8	5.5	11	5.8	6.1

[참고문헌]

- [1] M.H. Burgess, and C.J. Fry, "Fire Testing for Package Approval," Int. J. Radioactive Materials Transport, Vol. I, No. 1, pp. 7-16, Nuclear Technology Publishing, Ashford, Kent, England, 1990.
- [2] 방경식 외., "운반용기의 Pool Fire Test", 2002 원자력학회 추계학술발표 논문집, 용평 2002. 10.

감사의 글

본 연구는 한국수력원자력(주)으로부터 수탁사업의 일환으로 수행되었음.

B형 방사성폐기물 운반용기의 구조 안전성 시험

김동학, 서기석, 남경오, 이경호*, 조천형*, 백창열*

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

*원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

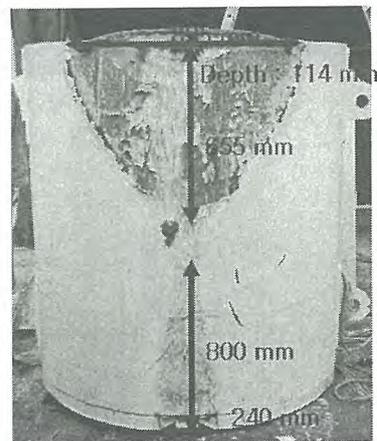
dhkim@kaeri.re.kr

저준위비방사능물질이나 표면오염물질로 분류되지 않는 방사능 한도량 A값 이상의 방사성물질 DOT-17H 드럼 1개를 원자력발전소의 폐기물 처리시설에서 중간저장고까지 운반하는 B형 방사성 폐기물 운반용기에 대한 가상사고조건인 9m 자유낙하시험 및 1m 파열시험과 같은 구조 안전성 시험을 수행하였다. 9 m 자유낙하시험 및 1 m 파열시험에서 해석에 대한 검증을 실시하기 위하여 14개의 가속도 및 8개의 변형률을 측정하였다.

9 m 자유낙하시험은 운반용기(Specimen)을 낙하시험시설의 Release 장치에 낙하방향에 적합하도록 고정하고 Release 장치를 Hoist에 매달아 9m 높이에서 평평하고 단단한 바닥 면에 자유낙하시킨다. 그림 1(a)와 같이 B형 방사성폐기물 운반용기에 대하여 바닥경사방향(15도 기울기)으로 9 m 자유낙하시험을 실시하였다. 바닥경사방향으로 9 m 자유낙하시험에 의하여 1차 충돌 이후에 회전하면서 2차 충돌이 발생되고 뒤집어졌다. 해석에 대한 검증을 위한 13개의 변형률과 7개의 가속도를 취득하였다. 1차 충돌에서 취득한 최대 가속도는 측면에서 발생된 146 g이며 2차 충돌에서는 130 g이다. 그림 1(b)는 시험 이후의 변형을 나타낸다. 직경이 114 mm 감소하고 높이가 79 mm 증가하였다. 충돌부위의 인접한 바닥의 용접부에서는 큰 변형에 따라서 찢어졌다. 완충용기의 볼트가 큰 변형이 발생하면서 뚜껑이 약간 벌어졌다. 완충용기 뚜껑과 동시에 완충용기 본체가 동시에 변형되어서 크게 입구가 벌어지지 않았다. 그림 2는 낙하시험에서 취득한 3개의 가속도와 4개의 변형률에 대한 결과를 대표적으로 보여준다. A1에서 A3까지의 가속도는 운반용기의 측면에서 낙하경사각도와 동일한 15도의 기울기로 기울어진 방향으로의 가속도이다. A1은 바닥쪽에서의 가속도를 나타내며 A3이 뚜껑쪽에서의 가속도이다. 바닥쪽(A1)에서는 1차로 충격되는 초기에 큰 값을 보이며 2차로 뚜껑쪽(A3)에서 큰 값을 보인다. 최대 가속도는 약 150 g이다. 변형률은 모든 위치에서의 값이 각각 다른 값을 보이며 경향도 매우 다르다. 특히 낙하충돌면에 대하여 대칭인 좌우면의 동일한 위치에서의 변형률이 다른 값을 보인다.



(a) 낙하시험 방법



(b) 시험 이후의 변형

그림 1. B형 방사성폐기물 운반용기 9m 경사방향 자유낙하시험

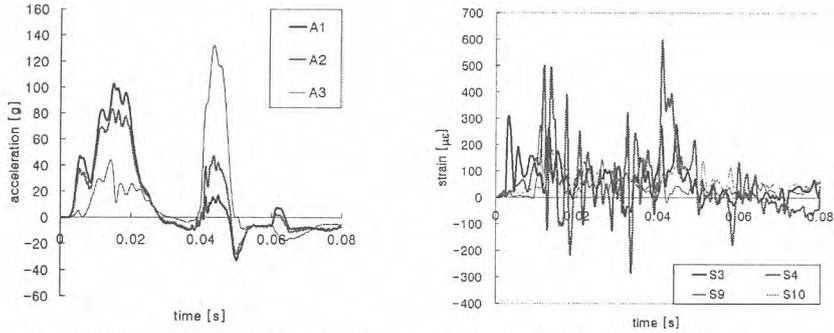
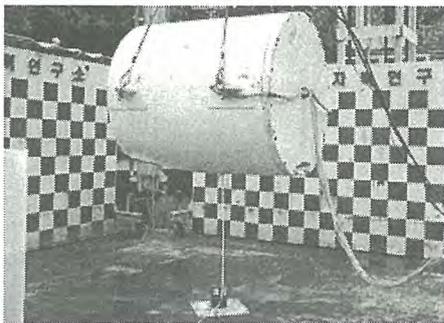


그림 2. B형 방사성폐기물 운반용기의 9 m 자유낙하시험에서 취득한 가속도 및 변형률

1 m 파열시험은 직경이 (15.0±0.5)센티미터이고 길이가 20센티미터인 연강봉이고 봉의 상단부가 평탄하고 가장자리는 반경 6밀리미터 이하로 둥근 봉을 시험바닥면 위에 수직으로 견고하게 고정시켜 놓고, 운반용기를 1m 높이에서 봉 위에 낙하시킨다. 그림 3(a)와 같이 B형 방사성폐기물 운반용기에 대하여 측면방향으로 1 m 파열시험을 실시하였다. 측면방향으로의 1 m 파열시험에 의하여 운반용기의 완충용기가 함몰되면서 파열 봉 위에 잠시 멈추었다가 쓰러졌다. 4개의 가속도와 12개의 변형률을 취득하였다. 그림 3(b)는 1 m 파열시험에 의한 완충용기의 변형으로 완충용기 두께의 약 1/3인 70 cm의 함몰이 발생되었다. 파열시험에 따른 다른 변형은 없었으며 완충용기를 분해하여 차폐용기에 대한 변형 및 차폐두께의 변화는 없었다. 그림 4는 1m 파열시험에서 취득한 가속도와 변형률을 나타낸다. 최대 가속도는 본체에서 발생된 32 g이다. 그 이외에 뚜껑에서의 최대 가속도는 크기가 비슷한 23 g이다. 변형률의 경우 파열초기에만 발생하며 그 이외에는 작은 값을 보인다. 그림에는 나타내지 않았지만 최대 변형률은 중심부위에서 발생된 100 με이다.



(a) 파열시험 방법



(b) 시험 이후의 변형

그림 3. B형 방사성폐기물 운반용기 1m 측면방향 파열시험

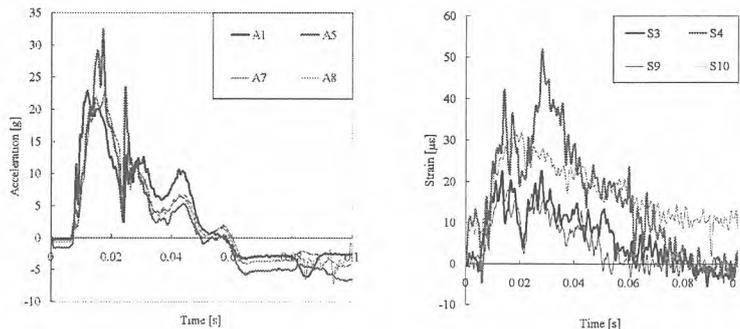


그림 4. B형 방사성폐기물 운반용기의 1 m 파열시험에서 취득한 가속도 및 변형률

B형 방사성폐기물 운반용기 안전성 입증 시험

서기석, 김동학, 방경식, 이주찬, 이경호*, 조천형*, 백창열*

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

*원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

nksseo@kaeri.re.kr

B형 방사성폐기물 운반용기는 저준위비방사능물질이나 표면오염물질로 분류되지 않는 방사능 한도량 A값 이상의 방사성물질 DOT-17H 드럼 1개를 원자력발전소의 폐기물 처리시설에서 중간 저장고까지 운반하는 운반용기로써 차폐용기와 완충용기로 나누어져 있다. 차폐용기는 운반내용물인 방사성폐기물 드럼이 적재 되어 있고, 격납을 유지하며 차폐성능을 보장하여야 한다. 완충용기는 운반용기가 이송 중에 발생할 수 있는 열이나 충격으로부터 차폐용기를 보호한다. B형 운반용기는 가상사고조건에 대한 9m 자유낙하시험, 1m 파열시험, 화재시험 및 침수시험을 순차적으로 실시하여 격납경계에서의 누설률이 제한치 이내이어야 한다.

B형 방사성폐기물 운반용기의 안전성 입증 시험으로 9m 높이에서의 자유낙하시험과, 봉 위로 운반용기를 1 m 높이에서 자유낙하 하는 파열시험, 800℃에서 30분간 유지하는 화재시험, 물 150 kPa 외압을 가하는 침수시험을 실시한다. 그림 1은 B형 방사성폐기물 운반용기의 안전성 시험에 대한 개념도이다. 9m 바닥무게중심낙하시험과 1m 측면파열시험을 실시한 후에 스트레인지지와 가속도계 등을 제거하고 열전대를 부착하여 화재시험을 실시하고 차폐용기만을 사용하여 침수시험을 실시한다. 구조 및 화재시험을 전후로 하여 누설량을 평가하기 위한 누설시험을 실시한다. 누설시험은 Pressure rise test 장비를 이용하여 누설률을 측정하여 허용누설률과 비교한다. 또한 낙하 혹은 파열 시험 전후로 차폐 두께, 뚜껑 플랜지 갭 측정을 포함하여 예상 변형위치에 대한 치수검사 및 초음파 두께 측정기를 이용한 차폐체의 두께를 측정하였다. 특히 초음파 두께측정기를 이용한 차폐체의 두께의 측정을 통하여 차폐성능에 대한 평가를 실시한다.

9 m 자유낙하시험은 운반용기(Specimen)을 낙하시험시설의 Release 장치에 낙하방향에 적합하도록 고정하고 Release 장치를 Hoist에 매달아 9m 높이에서 평평하고 단단한 바닥 면에 자유낙하시킨다. B형 방사성폐기물 운반용기에 대하여 바닥경사방향(15도 기울기)으로 9 m 자유낙하시험을 실시하였다. 1 m 파열시험은 직경이 (15.0±0.5)센티미터이고 길이가 20센티미터인 연강봉이고 봉의 상단부가 평탄하고 가장자리는 반경 6밀리미터 이하로 둥근 봉을 시험바닥면 위에 수직으로 견고하게 고정시켜 놓고, 운반용기를 1m 높이에서 봉 위에 낙하시킨다. 그림 8과 같이 B형 방사성폐기물 운반용기에 대하여 측면방향으로 1 m 파열시험을 실시하였다. 9 m 자유낙하시험 및 1 m 파열시험에서 해석에 대한 검증을 실시하기 위하여 가속도 및 변형률을 측정하였다. 화재시험은 시편(Specimen)을 무연화재 시험설비에 설치하고 연료에 점화한 후 800 °C 이상의 화염 온도 상태를 30 분 이상동안 유지한 후 자연 냉각한다. 시험 중에 시험모델에 부착된 열전대를 통하여 온도변화를 취득하여 해석결과와 비교분석한다. 화재시험에서는 K type으로 shieth 재질은 inconel로서 길이가 7 m 이고 총 길이는 16 m이인 열전대를 11개 설치하여 화재시험시의 온도 분포를 측정하여 전산해석결과와 보수성 및 경향을 확인한다. 온도 분포의 취득 및 저장은 NI SCXI 시스템을 이용하며 11개 채널을 사용한다. 침수시험은 시편을 압력용기 넣고 물을 채운 후 압력용기 내부의 압력을 150 kPa이상으로 가압한 후 8시간 이상동안 침수한다. 침수시험을 수행한 후에 차폐용기 내부에 누수여부를 육안으로 관찰하여 침수여부를 확인한다. 누설시험은 진공펌프를 이용하여 시편 내부공간을 0.1 hPa 이하로 감압한 후, 내부 공간의 압력이 안정되면, 그 상태를 15분 동안 유지한다. 15분 이후의 내부압력을 측정하여 누설률을 계산한다.

9 m 자유낙하시험에 의하여 1차로 충격되는 완충용기 바닥에서 큰 변형이 발생하여 직경이 114 mm 감소하고 높이가 79 mm 증가하였다. 충돌부위의 인접한 바닥의 용접부에서는 큰 변형에 따라서 찢어졌다. 완충용기의 볼트가 큰 변형이 발생하면서 뚜껑이 약간 벌어졌다. 1 m 파열시험에

의하여 완충용기의 표면은 찢어졌으며 단열 및 완충을 위한 두께의 약 1/3인 70cm의 함몰이 발생되었다. 차폐체 두께에 대한 변화는 없었으며 볼트가 풀리거나 플랜지가 변형되지 않았다. 파열시험 이후에 구조시험에서 사용된 가속도계나 스트레인게이지를 제거하고 화재시험을 위한 열전대를 부착하였다. 개방형 800℃ 화재를 실시한 결과 차폐용기의 온도는 화재시험을 수행하기 전보다 약 20℃ 정도 상승하였다. 9m 자유낙하시험 및 파열시험에 의하여 완충용기 외부의 셸의 파손으로 화재시험에 의하여 난연성 폴리우레탄 폼의 일부가 직접적으로 화염에 노출이 되었다. 해체 후 O-ring 부위의 접촉식 온도계 확인 결과 온도계 색의 변화는 없으므로 접촉식 온도계의 측정 가능한 최저 온도인 100℃ 이하로 화재조건에서 열적으로 건전성을 유지하였다. 화재시험을 실시한 후에 낙하/파열/화재 조건에 대한 평가를 위하여 누설시험을 실시하였다. 누설률은 3.95×10^{-5} ref cm^2/s 로써 허용누설률 이하의 값이다. 완충용기를 제외하고 차폐용기만을 이용하여 침수시험을 실시하였다. 침수시험을 실시한 후 시험모델의 뚜껑 부위의 틈새를 compressure를 이용하여 완전히 건조시킨 후 진공 누설시험 장비를 이용하여 누설률을 측정하였다. 측정된 누설률이 허용 누설률에 비하여 1/100 이하로 나타나 낙하, 파열, 화재 및 침수시험 과정에서 시험모델 뚜껑 부위의 기밀이 유지됨을 확인하였다. 뚜껑을 제거하고 내부를 육안으로 확인결과 시험모델 내부로 물이 전혀 유입되지 않았으며, 파손 또는 buckling 등이 발생하지 않았다. 침수시험 전후에 용기의 주요 부위의 치수를 측정하였으며, 치수 측정결과 침수시험 이후에 용기의 변형이 발생되지 않았다. 또한 뚜껑 볼트를 풀면서 볼트 토크를 측정한 결과 142 ~ 258 N·m로 볼트의 체결력은 충분히 유지하고 있음을 알 수 있었다.

표 1은 시험전, 구조시험 및 화재시험이후, 침수시험 이후에 측정된 누설시험의 결과이다. 누설시험에서 측정된 누설률은 모두 사고조건에서의 허용누설률(4.55×10^{-2} ref cm^2/s) 뿐만 아니라 정상조건에서의 허용누설률(2.4×10^{-4} ref cm^2/s) 이하의 값으로 격납경계에서의 누설은 거의 없는 것으로 평가되었다. 즉 B형 방사성폐기물 운반용기의 안전성이 입증되었다.

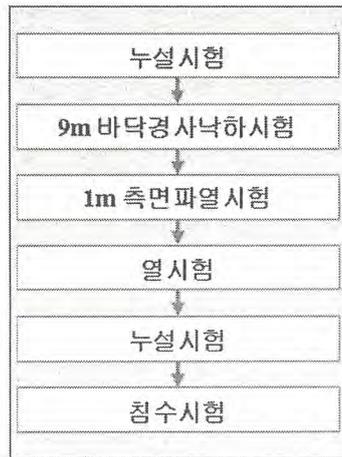


그림 1. B형 방사성폐기물 운반용기의 안전성 입증시험 개요도

표 1. B형 방사성폐기물 운반용기의 시험 전·후의 누설시험 결과

누설시험 조건	낙하시험 전	낙하/파열/화재 시험 후	침수시험 후
누설률 [ref cm^2/s]	3.6×10^{-5}	3.98×10^{-5}	1.36×10^{-4}

Preliminary Criticality Calculation for the Transport Cask of CE-Type 16×16 Spent Fuel Assemblies with the Inserted-Type Neutron Absorber

Suk-Hoon Kim, J. H. Park, Y. S. Song, D. G. Lee, J. H. Ko, S. J. Lee*, C. H. Cho*, and B. I. Choi*

Korea Nuclear Engineering Service Corporation, #6F, Hapdong-bldg., 210-2 Yangjae-dong, Seocho-gu, Seoul

* KHNP, Nuclear Environment Technology Institute, 150, Dukjin-dong, Yuseong-gu, Daejeon

kuni0808@kones21.com

Spent nuclear fuels (SNF) involve fissile materials, fission products, and transuranium, so that they are highly radioactive and have a possibility to be critical state. Therefore, criticality safety for the transport cask loading spent fuel assemblies should be guaranteed through reliable evaluation procedure. According to the 10CFR71[1] and IAEA TS-R-1[2], the regulatory requirement for subcriticality is prescribed as follows: the k_{eff} , including all biases and uncertainties at a 95% confidence level, do not exceed 0.95. However, because there are uncertainties of modeling and possibility of design modification, the subcriticality limit is established that the maximum value of k_{eff} at a 95% confidence level do not exceed 0.935.

The objective of this study is to evaluate the criticality for the transport cask that is designed for transportation of 18, 21, and 24 fuel cells with the inserted-type neutron absorber and to determine the minimum gap size between the adjacent fuel cells for each cask to meet the regulatory requirements. Figure 1 shows the typical outline and dimensions of fuel cell with an inserted-type neutron absorber on the four sides of fuel basket.

Prior to criticality calculation, cavity (internal region of cask, exclusive of shields and the outermost structural material) inner radius must be determined with loading capacities and gap sizes between two fuel cells. Various errors, manufacturing tolerance included, has to be taken into account in the calculation process. For this reason, in this study, it is considered a margin of 3mm. Table 1 contains these calculation results.

The method for performing the criticality analysis is the general three-dimensional Monte Carlo Code MCNPX v2.5.0. In this study, the reliability of computer code is verified by the modeling and executions of two critical experiments performed at Los Alamos Scientific Laboratory.[3][4] The assumptions used in 3-D modeling for criticality analyses are as follows.

- U-235 enrichment of all fuels: 5w/o
- Filling material in plenum and cavity: Water
- Setting up a water reflector cube 30cm thick on the outside of cask to consider the infinite arrangements
- Density of fuel pellets: 10.44g/cm³ (nominal value)
- Density of water: 1g/cm³ (Effective multiplication factor, k_{eff} , increases with water density.)
- Parts excluded from modeling of fuel assembly: Upper & lower end fitting, Spacer grids
- Parts excluded from modeling of cask body: Upper & lower trunnion, Heat transfer fins, Lid

For the criticality calculation using MCNPX code, it is required the data on density and isotopic composition of each material fresh fuel (UO₂), cladding (zircaloy-4), neutron absorber (borated aluminum: E.P.1100), gamma shield (carbon steel: SA-350 Grade LF3), neutron shield (resin: NS-4-FR), supporting structure (stainless steel SA240 type 304&321), and water. Detailed information used for analysis is omitted in this paper.

And, in neutron problems, one neutron interaction table is required for each isotope or element in the problem. In this study, three continuous energy cross-section sets - ENDF/B-IV, ENDL92, and RMCCS - were used.

In this analysis, the KCODE card is used for calculating k_{eff} . This card specifies the MCNPX criticality source that is used for determining k_{eff} . The convergence of a Monte Carlo criticality problem is sensitive to the number of source histories per cycle, number of cycles to be skipped before averaging, and the total number of cycles to be done. Input values for each parameter are 10000, 10, and 100, respectively.

Table 2 presents the criticality results that are calculated with various loading capacities and gap sizes between fuel cells. As a result, Considering the limit at the time of preliminary analysis, it is desirable that the minimum

gap sizes between fuel cells for cask to transport 18, 21, and 24 fuel cells are 19, 21, and 21mm, respectively.

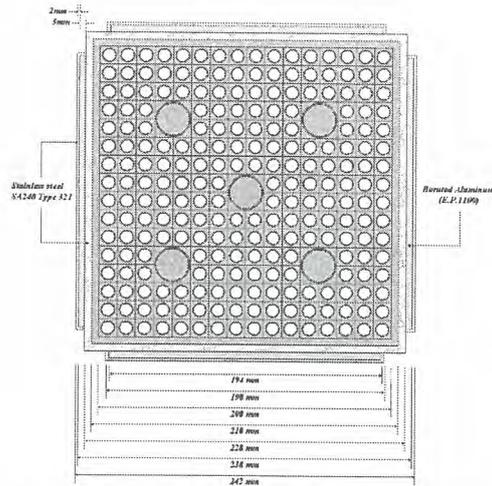


Figure 1. Schematic diagram of fuel cell with inserted-type neutron absorber

Table 1. Cavity inner radius for each loading capacity and gap size between fuel cells

Gap between fuel cells [mm]	Cavity inner radius for various loading capacities		
	18FA	21FA	24FA
17	713.6	736.9	804.8
18	715.8	739.1	807.3
19	717.9	741.3	809.8
20	720.0	743.6	812.4
21	722.1	745.8	814.9
22	724.2	748.0	817.4
23	726.4	750.2	820.0
24	728.5	752.5	822.5
25	730.6	754.7	825.1

Table 2. Criticality results for each loading capacity and gap size between fuel cells

Gap between fuel cells [mm]	Effective multiplication factor (k_{eff})					
	18FA		21FA		24FA	
	Mean	95% CI*	Mean	95% CI*	Mean	95% CI*
18	0.93617	0.93446 ~ 0.93788	-	-	-	-
19	0.93099	0.92915 ~ 0.93283	0.93909	0.93719 ~ 0.94100	-	-
20	0.92557	0.92406 ~ 0.92708	0.93447	0.93244 ~ 0.93649	0.93613	0.93428 ~ 0.93798
21	-	-	0.92969	0.92784 ~ 0.93154	0.92973	0.92800 ~ 0.93146
22	-	-	-	-	0.92705	0.92526 ~ 0.92885

*CI: Confidence interval

References

1. US Code of Federal Regulations 10CFR71, Packaging and Transportation of Radioactive Material, 1996.
2. IAEA Safety Standards Series No. TS-R-1, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, 2005.
3. LA-UR-94-3270, Benchmark Critical Experiments of ^{233}U Spheres Surrounded by ^{235}U , 1995.
4. LA-UR-94-3275, Benchmark Critical Experiment of a Thorium Reflected Plutonium Sphere, 1995.

Preliminary Criticality Calculation for the Transport Cask of CE-Type 16×16 Spent Fuel Assemblies with the Overlapped-Type Neutron Absorber

Suk-Hoon Kim, J. H. Park, Y. S. Song, D. G. Lee, J. H. Ko, C. H. Cho*, S. J. Lee*, and B. I. Choi*

Korea Nuclear Engineering Service Corporation, #6F, Hapdong-bldg., 210-2 Yangjae-dong, Seocho-gu, Seoul

* KHNP, Nuclear Environment Technology Institute, 150, Dukjin-dong, Yuseong-gu, Daejeon

kuni0808@kones21.com

Spent nuclear fuels (SNF) involve fissile materials, fission products, and transuranium, so that they are highly radioactive and have a possibility to be critical state. Therefore, criticality safety for the transport cask loading spent fuel assemblies should be guaranteed through reliable evaluation procedure. According to the 10CFR71[1] and IAEA TS-R-1[2], the regulatory requirement for subcriticality is prescribed as follows: the k_{eff} , including all biases and uncertainties at a 95% confidence level, do not exceed 0.95. However, because there are uncertainties of modeling and possibility of design modification, the subcriticality limit is established that the maximum value of k_{eff} at a 95% confidence level do not exceed 0.935.

The objective of this study is to evaluate the criticality for the transport cask that is designed for transportation of 18, 21, and 24 fuel cells with the overlapped-type neutron absorber and to determine the minimum gap size between the adjacent fuel cells for each cask to meet the regulatory requirements. Figure 1 shows the typical outline and dimensions of fuel cell with overlapped-type neutron absorber.

Prior to criticality calculation, cavity (internal region of cask, exclusive of shields and the outermost structural material) inner radius must be determined with loading capacities and gap sizes between two fuel cells. Various errors, manufacturing tolerance included, has to be taken into account in the calculation process. For this reason, in this study, it is considered a margin of 2mm. As fuel cell type of the exclusive transport cask for CE-type 16×16 spent fuel assemblies is not yet definitely decided, the cavity inner radius must be determined as the maximum value out of calculation results for the two - overlapped and inserted - types. Table 1 contains these calculation results.

The method for performing the criticality analysis is the general three-dimensional Monte Carlo Code MCNPX v2.5.0. In this study, the reliability of computer code is verified by the modeling and executions of two critical experiments performed at Los Alamos Scientific Laboratory.[3][4] The assumptions used in 3-D modeling for criticality analyses are as follows.

- U-235 enrichment of all fuels: 5w/o
- Filling material in plenum and cavity: Water
- Setting up a water reflector cube 30cm thick on the outside of cask to consider the infinite arrangements
- Density of fuel pellets: 10.44g/cm³ (nominal value)
- Density of water: 1g/cm³ (Effective multiplication factor, k_{eff} , increases with water density.)
- Parts excluded from modeling of fuel assembly: Upper & lower end fitting, Spacer grids
- Parts excluded from modeling of cask body: Upper & lower trunnion, Heat transfer fins, Lid

For the criticality calculation using MCNPX code, it is required the data on density and isotopic composition of each material - fresh fuel (UO₂), cladding (zircaloy-4), neutron absorber (borated aluminum: E.P.1100), gamma shield (carbon steel: SA-350 Grade LF3), neutron shield (resin: NS-4-FR), supporting structure (stainless steel SA240 type 304&321), and water. Detailed information used for analysis is omitted in this paper.

And, in neutron problems, one neutron interaction table is required for each isotope or element in the problem. In this study, three continuous energy cross-section sets - ENDF/B-IV, ENDL92, and RMCCS - were used.

In this analysis, the KCODE card is used for calculating k_{eff} . This card specifies the MCNPX criticality source that is used for determining k_{eff} . The convergence of a Monte Carlo criticality problem is sensitive to the number of source histories per cycle, number of cycles to be skipped before averaging, and the total number of cycles to

be done. Input values for each parameter are 10000, 10, and 100, respectively.

Table 2 presents the criticality results that are calculated with various loading capacities and gap sizes between fuel cells. As a result, considering the limit at the time of preliminary analysis, it is reasonable that the minimum gap sizes between fuel cells for cask to transport 18, 21, and 24 fuel cells are 20, 21, and 21mm, respectively.

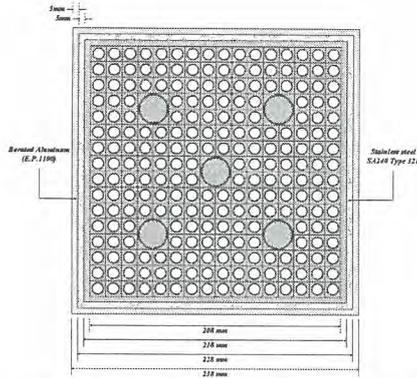


Figure 1. Schematic diagram of fuel cell with inserted-type neutron absorber

Table 1. Cavity inner radius for each loading capacity and gap size between fuel cells

Gap between fuel cells [mm]	Cavity inner radius for various loading capacities		
	18FA	21FA	24FA
17	713.6	736.9	804.8
18	715.8	739.1	807.3
19	717.9	741.3	809.8
20	720.0	743.6	812.4
21	722.1	745.8	814.9
22	724.2	748.0	817.4
23	726.4	750.2	820.0
24	728.5	752.5	822.5
25	730.6	754.7	825.1

Table 2. Criticality results for each loading capacity and gap size between fuel cells

Gap between fuel cells [mm]	Effective multiplication factor (k_{eff})					
	18FA		21FA		24FA	
	Mean	95% CI*	Mean	95% CI*	Mean	95% CI*
18	0.93760	0.93579 ~ 0.93941	-	-	-	-
19	0.93351	0.93172 ~ 0.93530	0.94165	0.93990 ~ 0.94339	-	-
20	0.92772	0.92587 ~ 0.92957	0.93524	0.93345 ~ 0.93704	0.93767	0.93595 ~ 0.93940
21	-	-	0.92956	0.92766 ~ 0.93146	0.93151	0.92947 ~ 0.93356
22	-	-	-	-	0.92646	0.92464 ~ 0.92828

*CI: Confidence interval

References

1. US Code of Federal Regulations 10CFR71, Packaging and Transportation of Radioactive Material, 1996.
2. IAEA Safety Standards Series No. TS-R-1, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, 2005.
3. LA-UR-94-3270, Benchmark Critical Experiments of ²³³U Spheres Surrounded by ²³⁵U, 1995.
4. LA-UR-94-3275, Benchmark Critical Experiment of a Thorium Reflected Plutonium Sphere, 1995.

For a 1m side puncture condition, it was assumed that the above-mentioned model is dropped from height of 1m onto a mild steel bar in a horizontal position with the initial velocity of 4.43m/sec at the moment of contact with the bar. For the evaluation of dynamic behavior, several dynamic response data such as the time histories of energy, maximum stress, impact force and velocity and the distribution of maximum stress and deformation of the model were analyzed. The maximum stress of 213 MPa occurred at the vicinity of direct impingement on the C/S cask body as shown Fig.3 was well below the stress limits of 2.4Sm(385.4 MPa).

For a 9m vertical drop condition, it was assumed that the whole cask system is dropped from height of 9m onto an unyielding surface in a vertical position with the initial velocity of 13.29m/sec. The maximum stress, 108 MPa occurred at the cask lid part was well below the stress limits of 2.4Sm (385.4 MPa).

For a 9m side drop condition, it was assumed that the whole cask system is dropped from height of 9m onto an unyielding surface in a horizontal position with the initial velocity of 13.29m/sec. The maximum stress of 121 MPa occurred at the adjacent part of direct impingement was quite low against the stress limits of 2.4Sm(385.4 MPa).

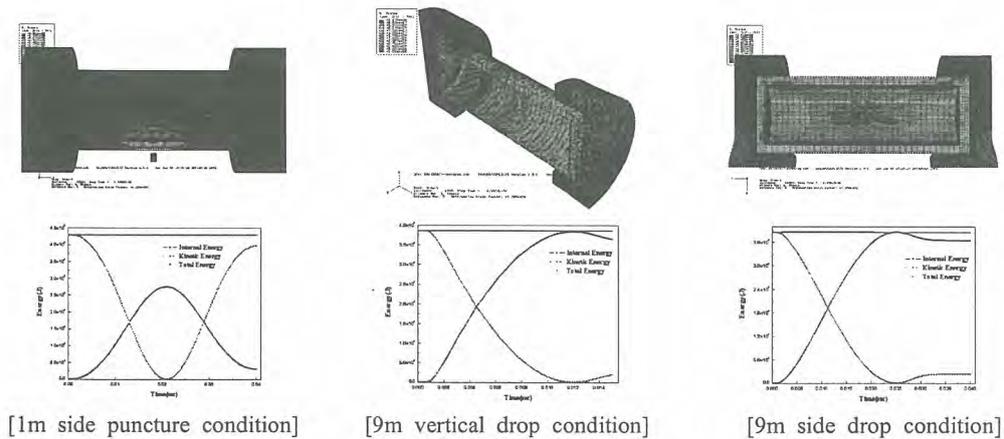


Figure 3. Stress distribution & Energy time history

As the results of drop analysis, the structural integrity of SNF shipping cask was guaranteed for all the evaluated cases.

References

1. IAEA Safety Standards Series, No. TS-R-1, "Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material" 2005.
2. Regulatory Guide 7.6, "Design Criteria for the Structural Analysis of Shipping Cask Containment Vessels" Revision 1, March 1978.
3. ASME B&PV Code Section III Division 3, July. 1998.
4. S.H.Jung et. al, "Structural Evaluation on HIC Transport Packaging under Accident Conditions", J. of the Korean radioactive waste society, Sept. 2005.
5. J.H.Goo et. al, "Free drop impact analysis of large scale spent nuclear fuel shipping cask", Proceeding of KNS meeting, 1997.
6. ABQUS/Explicit User's Manual Ver 6.5, H.K.S. Inc.

Tritium Permeation in the Heat Exchanger for Nuclear Hydrogen Development and Demonstration Reactor

Daesik Yook and Kunjai Lee

Korea Advanced Institute of Science and Technology, Yuseong-gu, Daejeon, 305-701

dsyook@nuchen.kaist.ac.kr

The Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) has studied to develop a Nuclear Hydrogen Development and Demonstration(NHDD) reactor which are high temperature gas cooled reactor since 2004. Tritium which is generated by fission and neutron reaction will be diffused to the primary He coolant. Because the main purpose of this reactor is to produce the hydrogen gas, tritium permeation from the primary coolant to the hydrogen production system through the heat exchanger is an important problem. In the previous study[1], Tritium activity in the primary coolant was estimated and shown in the figure 1. Figure 2 shows an outline of tritium permeation process in the NHDD. As shown in Figure 2, Tritium permeates a heat transfer pipe of an intermediate heat exchanger(IHX) and transfers from a primary cooling system to a secondary cooling system. Finally, it seems to be probable that tritium permeates a second IHX of iodine-sulfur process(IS) which is the hydrogen production process and mixes in hydrogen as a product. For the IHX, the effectiveness must be no lower than 90%, and for the recuperator, it is 95%. To limit the size, the compact heat exchangers are the attractive solution to the IHX design. In this study, Incoloy 800 is assumed to be used as a constructing material for the IHX because of its high strength and corrosion resistance properties in the presence of high-temperature water or steam. The permeation rate of tritium through a metallic barrier may be expressed as

$$J_i(t) = \frac{K_{pi}}{PRF} ((P_i(t))^{0.5} - (P_{i+1}(t))^{0.5}) \quad (1)$$

$$K_{pi} = D_s \cdot S = F_0 \cdot \exp(-E/RT_{IHX,i}) \quad (2)$$

$$Q_i = \frac{A_i}{l_i} \int J_i(t) dt \quad (3)$$

where

J_1, J_2 : Permeation flux of primary and secondary side [$mol m^{-2} s^{-1} Pa^{-0.5}$]

K_{p1}, K_{p2} : Permeability of primary and secondary side [$mol m^{-1} s^{-1} Pa^{-0.5}$]

S : Solubility [$mol m^{-3} Pa^{-0.5}$]

D_s : Diffusivity of tritium in a solid metal [$m^2 s^{-1}$]

F_0 : Pre-exponential factor of tritium permeability [$mol m^{-1} s^{-1} Pa^{-0.5}$]

P_1, P_2 : Tritium partial pressure of primary and secondary side [Pa]

A_1, A_2 : Heat transfer area of primary and secondary IHX [m^2]

l_1, l_2 : Thickness of heat transfer of primary and secondary IHX [m]

Q_1, Q_2 : Amount of permeated tritium of primary and secondary IHX [mol]

PRF : Permeation reduction factor [-]

Generally, PRF value is about 10 ~ 1000 in case of Incoloy 800. Tritium partial pressure with respect to the operating time is shown in Figure 3. Figure 4 shows the specific activity of tritium in the hydrogen production system with respect to the PRF. Even if the PRF is not considered (that is,

PRF=1.0), tritium specific activity suffice to meet the regulatory requirement[2] which is the 1.0×10^6 Bq/g. As stated above, PRF values are usually about 10~1000 so the tritium specific activity in the hydrogen production system will be expected as 76 ~ 0.23 Bq/g-H₂.

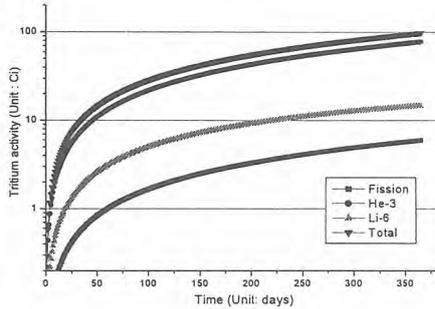


Fig. 1. Tritium activity in the primary coolant with respect the production sources in case of Pebble

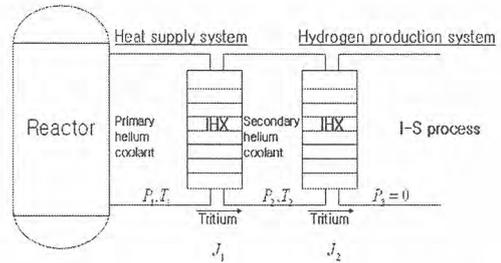


Fig. 2 Tritium permeation process in the NHDD plant for hydrogen production system

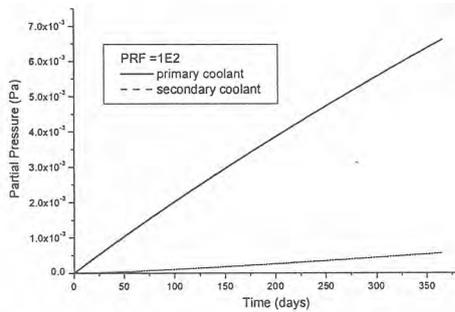


Fig. 3 Calculated tritium partial pressure in each system

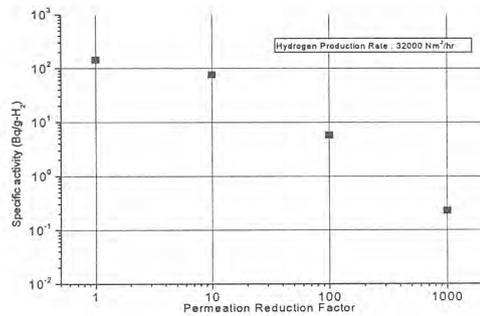


Fig. 4. Calculated specific activity of tritium in the H₂ Gas production system

Table 1. Necessary parameters for calculation of the tritium permeation through the IHX in case of the 300 MWth pebble type gas cooled reactor

Parameter	Value	Unit
Inlet temperature (Primary/secondary)	900/488.8	°C
Outlet temperature (Primary/secondary)	509/879.4	°C
Heat transfer Area	1749	m ²
Thickness of heat transfer	1.6	mm
Mass of coolant (Primary, Secondary)	10830	kg
Pre-exponential permeation factor	2.11×10^{11}	$\text{mol m}^{-1} \text{s}^{-1} \text{Pa}^{-0.5}$
Activation energy	56.6	$\text{kJ} \cdot \text{mol}^{-1}$

Reference

1. Daesik Yook and Kunjailee, "Tritium Behavior in The Primary Coolant of Pebble and Prism Type Gas Cooled Reactor", *Proceeds. of KRWS*, Gyeongju, Korea, Nov. 17-18, 350~351(2005)
2. IAEA, *International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources*, Safety series No. 115, (1996).

PWR의 계통내 Tritium 농도와 DAC(유도공기중농도)와의 관계 분석

성기방, 강기두

원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

kbsung@khnp.co.kr

환경에 존재하는 삼중수소(³H)는 1934년에 물리학자 Ernest Rutherford 등이 중수소(Deuterium)원자에 고에너지 중수소핵(Deutron)을 충돌시켜 발견하였으며, 대기권 상층 공기중의 질수원소에 우주선(Cosmic ray)이 충돌할 때나, 핵무기 실험, 원자력발전소의 부산물로서 생성된다. 본 논문에서는 원전의 계통내 삼중수소의 생성, 그리고 계통내 예상 설계값을 비교하였고, 기체분압의 법칙을 이용하여 원전 운전시 사용후연료저장조(Spent Fuel Pool :SFP)계통 농도와 SFP 표면에서의 삼중수소포화농도를 구해 유도공기중농도(DAC)와 비교하여 보았다.

- 삼중수소 생성

가압경수로에서의 삼중수소의 주요 생성원은 삼중핵분열과 냉각재와 제어봉내에 있는 B, Li, ²H와 중성자의 반응이다. 냉각재내에서 생성된 삼중수소는 냉각재내 삼중수소 농도에 직접 기여하지만 핵연료 펠릿에서 핵분열에 의해 생성된 삼중수소와 제어봉내에서 중성자와의 반응에 의해 생성된 삼중수소는 피복재를 통해 냉각재로 방출되어 냉각재내의 삼중수소 농도에 기여한다. 삼중수소를 생성하는 방사화반응이 표 1에 제시되어 있으며, 3중핵분열과 붕소 방사화반응이 삼중수소 생성원이다. 방사화반응에 의한 삼중수소의 생성은 다음 식에 의해 결정된다.

$$\text{Activity (Bq)} = V \lambda N = \Sigma_a \phi (1 - e^{-\lambda t}) V$$

여기에서, $\Sigma_a \phi$ = 생성반응률, atoms/cm³-sec, t= 원자로 운전기간, V= 노심내 냉각재 의 부피, cm³

표 1 삼중수소 생성의 방사화 반응

반응	문턱에너지 (MeV)	반응단면적 (cm ²)
¹⁰ B(n,2α)T	1.4	1.20E-26
⁷ Li(n,nα)T	3.9	9.50E-27
⁶ Li(n,α)T	열중성자	9.44E-22
² H(n,γ)T	열중성자	5.50E-28
¹¹ B(n,T) ⁹ Be	10.4	7.30E-30
¹⁴ N(n,T) ¹² C	4.3	3.00E-28

표 2. WH형 원전 삼중수소 생성 설계값

생성원	총생성량 (Ci/cycle)	냉각재 방출량 (Ci/cycle)	분율 (%)
² H(n,γ)T	-	-	-
⁶ Li(n,α)T	83	83	6.7
¹⁰ B(n,2α)T	240	240	19.3
핵분열생성물	8500	850	68.4
제어봉	70	70	5.6
합 계	8,893	1,243	100

- 1차계통내 삼중수소 농도

운전주기말 계통내 삼중수소농도는 방사능붕괴, 소외배출, 증발 등의 줄어듦에 의존하며, 작업자 활동구역인 SFP에서의 삼중수소 농도 경우는 다음식과 같다[1].

$$M_{SFP} \frac{dN_{SFP}}{dt} = S_{RWST} N_{RWST} - (\lambda M_{SFP} + T_{SFP} + E_{SFP}) N_{SFP}$$

여기서, M = Pool 용수질량, N = 삼중수소농도, S = SFP로 용수유입율,
T = RWST로 용수이동율, E= 증발 용수 손실률

- 사용후연료저장조(SFP)의 증발률

SFP에서의 증발률 계산식은 평균기압과 Pool 표면의 평균공기속도, 물표면의 포화수증기압과 이슬점온도에서 Pool 표면 수증기압에 관계되는 다음 식으로부터 구해진다[2].

$$E = (1.465 - 0.0186B)(0.44 - 0.118W)(e_s - e_a)$$

표 3. 1000MW WH형 원전계통내 ³H 존재량 및 ³H 평형농도

생성원	Ci	μCi/g
RCS	396	2.3
SFP	283	0.16
RMWT	987	2.1
RWST	355	0.19

표 4. SFP ³H 농도 및 온도와 포화 ³H와의 관계

온도(°C) \ 농도	0.10uCi	0.16uCi	0.20uCi	0.30uCi	0.50uCi
20	6.4E+04	1.0E+05	1.3E+05	1.9E+05	3.2E+05
25	8.5E+04	1.4E+05	1.7E+05	2.6E+05	4.3E+05
30	1.1E+05	1.8E+05	2.2E+05	3.4E+05	5.6E+05
35	1.5E+05	2.3E+05	2.9E+05	4.4E+05	7.3E+05
40	1.9E+05	3.0E+05	3.8E+05	5.7E+05	9.5E+05
45	2.4E+05	3.9E+05	4.8E+05	7.3E+05	1.2E+06
50	3.1E+05	4.9E+05	6.1E+05	9.2E+05	1.5E+06

- Pool 지역의 공기중 ³H 포화농도

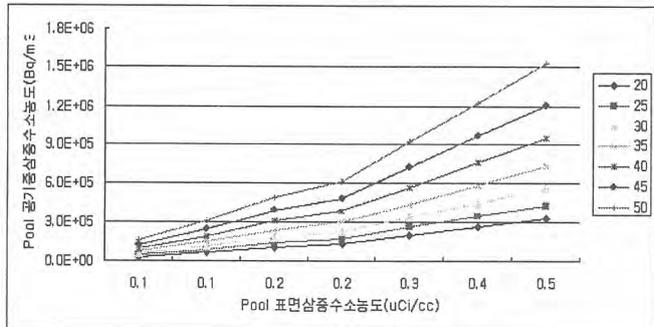
삼중수소는 PWR원전에서 HTO형태로 존재하는 혼한 핵종이며, 호흡시 방사선적으로 내부피폭에 관련된다. 원전 Pool 표면에서 삼중수소 포화농도는 공기분압 및 이상기체상태방정식으로부터 다음식이 유도된다[3].

$$Ca_s = 4.86 \times 10^{-6} \times 10^{\frac{6.9t}{230+t}} \times A_{TW} \quad \text{여기서, } Ca_s = \text{공기의 포화삼중수소농도,}$$

$$A_{TW} = \text{물의 삼중수소 농도, } t = \text{온도(°C)}$$

위 식에 관계상수를 대입하여 구한 결과 표 4와 그림 1의 결과를 얻을 수 있었다. 표의 포화 ³H농도는 SFP의 평형농도인 0.16uCi/cc인 경우 파기부고시의 유도공기중농도(DAC)인 $3 \times 10^5 \text{ Bq/m}^3$ 을 준수하기 위해서는 계통온도의 한계값이 40°C로 나타났고, 계통온도 제한치인 50°C에서 운전하기 위해서는 SFP의 ³H농도가 0.1uCi/cc 아래로 되어야 할 것이다.

그림 1 SFP ³H 농도 및 온도와 포화³H와의 관계그래프



- 결론

가압경수로에서의 삼중수소 방출메커니즘은 SFP에서 증발되어 대기중으로 배출되는 것이 대부분이다. 그러나 원전가동연수가 증가하면서 삼중수소의 배출량도 증가하는 경향을 보이고 있으며, 배출량을 줄이면 필연적으로 계통내 삼중수소의 농도는 증가하게 될 것이다. 이에 따른 유도공기중농도(³H DAC = $3 \times 10^5 \text{ Bq/m}^3$) 영향을 평가하기 위하여 SFP의 ³H 농도, 운전온도와 ³H 포화농도를 구한 결과, 계통의 평형 ³H농도가 0.16uCi/cc 인 경우 운전상한온도는 40°C, 평형 ³H농도가 0.1uCi/cc 인 경우 운전가능온도는 50°C 정도로 계산되었다.

References

1. Final Safety Analysis Report of Kori Nuclear 3,4 Chapter 11.1
2. Salisbury, J.K, Kent's Mechanical Eng. Handbook-Power, 12th Ed. JW&S NY
3. Yang maochun, "Radiation Risk Analysis of Tritium in PWR NPP

국제핵융합실험로를 위한 삼중수소 재고량 측정용 열량계 적합성 분석 및 설계

송규민, 손순환, 김경숙, 강덕원, 조승연*, 정홍석**

한전전력연구원, 대전광역시 유성구 문지동 103-16, *핵융합센터, **한국원자력연구소

kmsong@kepri.re.kr

국제핵융합실험로 삼중수소 플랜트 주요 시스템중의 하나인 삼중수소 저장 및 공급시스템(SDS: Storage and Delivery System)과 삼중수소 장기저장시스템(LTS: Long-Term Storage system)은 토카막에서 일어나는 핵융합반응의 주연료인 중수소 및 삼중수소를 저장하고 공급하는 기능을 한다. 국제핵융합실험로는 연료로 삼중수소를 사용하기 때문에, 외부로부터 주기적으로 공급되는 삼중수소와 운전 중 핵융합반응으로 소비된 삼중수소 그리고 환경으로 방출된 삼중수소의 측정·관리가 중요하다. 이 중에서 SDS는 시스템 구성품인 ZrCo 저장용기내 삼중수소 재고량을 측정하는 기능을 그리고 LTS는 외부로부터 공급된 운반용 1차 저장용기내 삼중수소 재고량을 측정하는 기능을 포함하고 있다. 특히 두 가지 경우 모두 삼중수소 저장방식의 특성 등으로 조건분석(온도, 압력) 및 시료채취(농도분석)에 의한 삼중수소 재고량 측정이 불가능하다.

본 연구에서는 삼중수소 재고량을 직접 측정하는 방법이 아닌 삼중수소 붕괴열을 이용하여 간접적으로 측정하는 방법중에서 SDS 및 LTS에 적합한 방법을 검토·선정하고 이를 설계에 반영하고자 한다.

- 배경 및 이론

달링톤 TRF나 월성원전 TRF의 삼중수소 취급 및 저장시스템(TGHSS: Tritium Gas Handling and Storage System)에서는 cPVT(concentration, pressure, volume, temperature) 방식을 적용하고 있다. 즉, 초저온증류계통에서 이송되는 기체형태의 삼중수소를 미리 계량된 용기에 담아 온도와 압력을 측정하고 GC를 이용하여 농도를 분석하는 방법으로 삼중수소양을 알 수 있다. 하지만, 국제핵융합실험로에 공급되는 삼중수소는 저장용기에 금속삼중수소화물 형태로 공급되어 상온에서의 증기압이 거의 제로에 가깝다. 따라서 삼중수소를 저장용기에서 모두 꺼내기 전에는 그 재고량을 측정할 수 없다. 따라서 삼중수소를 꺼내지 않고 측정이 가능한 간접식 방법을 적용하여야 한다. 간접식은 삼중수소 붕괴열을 측정하는 방법으로 다양한 형태를 취하지만 다음의 열수지방정식에 의해 설명이 가능하다.

$$(Accumulation) + (Energy-in) = (Energy-out) + (Generation) - (Consumption)$$

$$I = (D + C) + \sigma$$

삼중수소 붕괴열 σ 는 저장용기의 내부에너지 증가분(I)과 외부로 방출되는 에너지(D+C)와 균형을 이룬다. 이때 삼중수소 붕괴열 σ 를 측정하기 위해 제어변수를 선택하여 isothermal 방식을 선택하거나 단열방식을 선택하게 된다. 또한 isothermal 방법에서 단순 열전도(D)에 의해 외부로 방출되는 에너지를 측정하는 방법과 내부에 인위적으로 열전달매체를 흘려(C) 유체의 온도증가를 측정하는 방법이 있을 수 있다. 이를 확장하여 물리적으로 동일한 조건을 레퍼런스로 삼아 에너지수지의 상대비교를 통해 측정하는 방식이 있을 수 있는데 대표적인 방법이 dual-cup 방법이다.

- 삼중수소 열량계 방법선정 및 설계

위에서 설명한 4가지 방식은 기본적으로 삼중수소 저장용기의 에너지수지를 만족한다. 즉, isothermal 방식의 경우 내부에너지 I=0를 유지시키며 외부로 방출되는 에너지를 삼중수소 붕괴열

로 계산($\sigma=-D$ 또는 $\sigma=-C$ 또는 $\sigma=-D-S$)하여 삼중수소 재고량을 산출할 수 있게 한 것이다. 또한 단열방식을 선택하여 외부로 방출되는 열을 차단하여 $D+C=0$ 를 유지하여 내부에너지 증가분을 삼중수소 붕괴열로 계산($\sigma=I$)하여 삼중수소 재고량을 산출할 수 있게 한 것이다. 단열방식이든 isothermal 방식이든 온도측정에 의한 오차를 위해 레퍼런스를 이용하여 보정할 수 있다.

하지만 삼중수소 열량계의 4가지 방식은 적용대상에 따라 <표 1>의 장단점을 가지며, 이로부터 국제핵융합실험로 SDS와 LTS에는 각각 유체흐름방식과 isothermal 방식이 적합한 것으로 판단된다.

<표 1> 삼중수소 재고량 측정용 열량계 장단점 비교

방식	Isothermal	유체흐름식	Adiabatic	Dual cup
장점	<ul style="list-style-type: none"> 대상물이 어느 정도 커도 적용가능. 	<ul style="list-style-type: none"> 온도 및 유량만 제어 	<ul style="list-style-type: none"> 측정변수 단순. 	<ul style="list-style-type: none"> 측정오차보정.
단점	<ul style="list-style-type: none"> 온도제어 중요. 	<ul style="list-style-type: none"> 대상물의 열교환기 설계가 중요. 온도, 유량간 종속성. 	<ul style="list-style-type: none"> 단열설계 중요. 소형에 적합. 	<ul style="list-style-type: none"> 레퍼런스의 모사성이 중요. 소형에 적합.
적용성				
SDS	×	○	×	×
LTS	○	×	△	△

유체흐름식은 경우에 따라 저장용기로부터 삼중수소가 유입될 가능성을 염두해 두어야 한다. 또한 삼중수소 붕괴열에 따라 충분히 온도변화를 감지할 수 있는 열용량이 작은 기체가 유리하다. 따라서 헬륨이 열전달매체로 가장 적합하다. 헬륨을 열전달매체로 적용할 경우, 1g의 삼중수소에서 발생하는 붕괴열을 5 l/min의 조건에서 약 4℃의 온도변화만 측정하면 가능하다. 국제핵융합실험로에서 요구하는 0.1g의 삼중수소에 대해서는 유속을 낮춰 4 l/min에서 약 0.33℃의 온도변화를 감지할 수 있어야 된다. 유속이 낮을수록 온도측정에 대한 정확성이 올라가지만, 열전달에 의한 다른 영향도 상대적으로 커지기 때문에 운전변수에 대한 최적화와 운전절차 개발이 필요하다.

Isothermal 방식의 경우 삼중수소 공급용 저장용기 전체(1차용기)를 열량계 bath에 넣고 측정하여야 한다. 따라서 삼중수소 공급용 저장용기의 형태와 규격이 bath의 설계에 영향을 준다. 또한 모든 표면에서 외부로 방출되는 에너지를 측정하기 위한 온도분포측정이 중요하므로 thermopile을 적용한다. 현재 국제핵융합실험로에서 요구하는 bath의 크기는 직경 22.5cm × 높이 70cm의 알루미늄용기가 들어갈 수 있어야 한다. 삼중수소 열량계가 glovebox에 설치되는 경우 열량계 자체 크기 도 제약을 받게 되므로 bath를 제외 한 다른 시스템의 일부가 별도 공간에 설치될 수 있다. 삼중수소를 LTS로 공급한 후 폐기물로서 저장용기내 재고량을 측정할 경우 측정범위(<0.01gT)가 상당히 달라지는 것도 고려하여야 한다.

- 결론 및 향후 계획

본 연구에서는 국제핵융합실험로 SDS와 LTS에 적합한 삼중수소 열량계 방식을 다음과 같이 선정하였으며, 향후 각 시스템의 연계성을 고려한 설계가 수행될 예정이다.

- SDS의 ZrCo 저장용기에 적합한 삼중수소 열량계는 유체흐름방식으로 열전달매체로 헬륨을 선정하였다. 본 열량계의 성능은 ZrCo 저장용기내 열교환기 설계에 의해 결정되므로 저장용기 설계시 이를 충분히 반영할 필요가 있다.

- LTS 외부로부터 공급되는 삼중수소 저장용기(1차용기)를 위한 열량계는 isothermal 방식이 적합하다. 본 열량계는 밀폐된 bath의 설계가 중요하며 국제핵융합실험로 삼중수소 공급용 저장용기와의 상세한 연계성 분석이 필요하다.

감손우라늄을 사용한 핵연료물질 사용시설에서 우라늄 동위원소 분석

전종선, 정기철, 박상규, 김태현, 이재민
 에네시스, 대전광역시 유성구 장대동 337-2번지
 nunki@enesys.co.kr

산업체 공장의 핵연료 물질 사용시설 부지 해지를 위한 환경시료분석을 하기 위하여 핵연료 물질 사용시설 내 제조공정에서 화학반응 촉매로 사용하였던 감손 우라늄의 오염정도를 확인하고 사용시설 내 오염이 되었으면 동위원소 자연존재비에 비해 몇 배나 오염이 되었는지 확인하였다.

우라늄의 오염정도를 분석하기 위하여 콘크리트로 이루어진 공장부지 내 지표면에서 20 포인트 각각 상, 하단을 구분하여 총 40 개의 지표면 시료과 대기오염과 지표수 오염을 확인하기 위한 시료 15 개 등을 채취하였다. 많은 양의 (5~10 g) 시료를 전처리할 수 있는 산 침출법으로 용액화하여 시료내에 미량으로 존재하는 우라늄의 농도를 확인하였다.

유도결합 플라즈마 질량분석기 (ICP-MS)의 예비실험 측정 결과를 토대로 활성탄, 콘크리트 및 토양 시료를 전처리하기에 적절한 실험조건을 확인 후 환경시료 5~10 g 정도를 취해 유리 비이커에 넣고 혼산(질산과 염산)으로 침출 처리한 용액을 ICP-MS로 우라늄(238)을 분석하였고 오염이 의심스러운 시료에 대해서 우라늄(234, 235)을 추가로 분석하였다.

대기 시료와 지표수 시료 분석 결과, 표 1과 같이 최대 수십 ppb 단위의 우라늄(238)이 있는 정도의 미량의 우라늄을 확인하였다. 이는 미국 국립 기술표준원에서 권고하는 깨끗한 수질에 준함을 확인 할 수 있었다.

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

표 2와 같이 시멘트 분석결과에서 나타난 우라늄(238)의 농도는 최고 0.2 ppm에 불과하며 이는 다음에 나타나는 토양 시료에 비해 우라늄(238) 농도가 미비하다. 토양 시료의 바탕값으로 선택한 대전광역시 유성구에 위치한 충남대학교 자연과학대학 뒷산에서 채취한 시료의 우라늄(238) 농도가 2 ppm 정도였다. 표 3과 같이 토양시료의 분석된 결과를 보면 우라늄(238) 농도 분포가 채취 위치마다 많은 변화를 보이고 있다. 그 중 우라늄(238) 농도가 최고 10 ppm에 가까운 시료들도 있다. NIST의 우라늄 분석결과에서도 대부분 2~4 ppm 정도의 우라늄 농도 분포를 보이고 있으나 일부 Inorganics in marine sediment에서 10 ppm과 Montana soil highly elevated traces에서 25 ppm의 농도를 나타내는 곳도 있다. 우라늄(238) 농도만 비교하여 보면 농도차이가 많이 나타나지 않고 측정된 방사능량도 낮은 수치를 보이고 있으나 우라늄(235) 농도를 자연상태의 존재비와 감손우라늄의 존재비를 희석배율로 계산하여 오염비율을 확인하여 보면 자연의 존재비에서 감손우라늄으로 인하여 최대 17 배 가량 오염이 되었다.

Table 1. 238-Uranium concentration in the air and surface water samples

Sample	Weight (g)	²³⁸ U Conc (µg/g)	RSD (%)	²³⁸ U activity (Bq/g)
Air-1	11.9347	0.0154	0.22	1.91E-04
Air-2	11.9071	0.0204	0.54	2.54E-04
Air-3	12.0610	0.0087	0.47	1.08E-04
Air-4	11.9987	0.0092	1.31	1.14E-04
Air-5	12.0453	0.0062	1.88	7.75E-05
Air-6	12.0314	0.0038	1.52	4.74E-05
Air-7	12.1036	0.0077	1.76	9.53E-05
Air-8	12.0370	0.0038	2.40	4.67E-05
Air-9	12.0093	0.0039	1.53	4.84E-05
Air-10	12.0198	0.0051	0.78	6.35E-05
Water-1	20.0000	0.0335	2.77	4.17E-04
Water-2	20.0000	0.0281	2.59	3.49E-04
Water-3	20.0000	0.0057	1.43	7.11E-05
Water-4	20.0000	0.020	0.38	2.49E-04
Water-5	20.0000	0.006	1.75	7.43E-05

Table 2. 238-Uranium concentration in the cement samples

Sample	²³⁸ U Conc (µg/g)	RSD (%)	²³⁸ U activity (Bq/g)
2-top	0.8420	2.66	1.0E-02
3-top	0.6228	3.23	7.7E-03
4-top	0.7364	0.74	9.1E-03
5-top	0.9785	2.65	1.2E-02
6-top	0.7389	1.88	9.1E-03
8-top	0.7607	2.20	9.4E-03
9-1 top	0.6177	0.89	7.6E-03
9-2 top	0.5972	1.36	7.4E-03
9-3 top	0.5714	0.28	7.1E-03
10-top	0.9793	2.75	1.2E-02
12-top	1.2717	2.75	1.6E-02
13-top	0.6152	2.68	7.6E-03
14-top	0.6405	1.91	7.9E-03
15-top	1.1742	1.87	1.4E-02
18-top	0.8649	3.20	1.1E-02
19-top	0.9120	3.96	1.1E-02
20-top	1.0644	3.58	1.3E-02

Table 3. 234, 245, 238 Uranium concentration in the soil samples

Sample	238U Conc (µg/g)	234U Ratio (%)	235U Ratio (%)	238U Ratio (%)	234U activity (Bq/g)	235U activity (Bq/g)	238U activity (Bq/g)	Contamination rate (times)
STD	-	0.0055	0.720	99.275	-	-	-	-
1-top	2.8020	0.006	0.68	99.32	4.0E-02	1.5E-03	3.5E-02	0.14
1-bottom	2.4329	0.006	0.70	99.30	3.3E-02	1.4E-03	3.0E-02	0.09
2-bottom	0.4791	0.009	0.72	99.27	1.0E-02	2.8E-04	5.9E-03	0.05
3-bottom	0.7093	0.008	0.67	99.32	1.3E-02	3.8E-04	8.8E-03	0.16
4-bottom	0.4100	0.011	0.72	99.27	1.0E-02	2.4E-04	5.1E-03	0.05
5-bottom	0.6724	0.009	0.72	99.27	1.4E-02	3.9E-04	8.3E-03	0.05
6-bottom	0.6074	0.010	0.73	99.27	1.3E-02	3.5E-04	7.5E-03	0.03
7-top	1.3769	0.003	0.35	99.64	1.1E-02	3.9E-04	1.7E-02	2.63
7-bottom	0.7505	0.006	0.50	99.50	1.1E-02	3.0E-04	9.3E-03	0.82
8-bottom	0.9112	0.008	0.69	99.30	1.7E-02	5.0E-04	1.1E-02	0.11
9-bottom	0.6219	0.009	0.70	99.29	1.2E-02	3.5E-04	7.7E-03	0.09
10-bottom	0.6323	0.007	0.73	99.26	9.7E-03	3.7E-04	7.8E-03	0.03
11-top	9.9945	0.002	0.25	99.75	4.6E-02	2.0E-03	1.2E-01	9.94
11-bottom	0.5894	0.008	0.68	99.31	1.1E-02	3.2E-04	7.3E-03	0.14
12-bottom	0.7387	0.008	0.72	99.27	1.4E-02	4.2E-04	9.1E-03	0.05
13-bottom	0.5367	0.009	0.69	99.30	1.1E-02	3.0E-04	6.6E-03	0.11
14-bottom	0.7893	0.007	0.74	99.25	1.3E-02	4.7E-04	9.7E-03	0.01
15-bottom	0.5869	0.007	0.72	99.28	9.9E-03	3.4E-04	7.2E-03	0.05
16-top	10.9251	0.001	0.23	99.77	2.5E-02	2.0E-03	1.4E-01	17.32
16-bottom	6.4610	0.002	0.24	99.76	3.0E-02	1.3E-03	8.0E-02	12.70
17-top	6.1386	0.002	0.25	99.75	2.8E-02	1.2E-03	7.6E-02	9.94
17-bottom	0.9417	0.007	0.54	99.46	1.5E-02	4.0E-04	1.2E-02	0.60
18-bottom	0.2193	0.012	0.73	99.26	5.8E-03	1.3E-04	2.7E-03	0.03
19-bottom	1.2182	0.003	0.40	99.60	8.7E-03	3.9E-04	1.5E-02	1.72
20-bottom	0.4533	0.008	0.71	99.28	8.1E-03	2.6E-04	5.6E-03	0.07

HPGe 감마분광시스템을 이용한 우라늄 방사능 분석 기술

이완로, 박지연, 최상도, 김희령, 정근호, 조영현, 강문자, 최근식, 이창우, 정형욱*, 박상애*

*식품의약품안전청, 서울특별시 은평구 진흥로 231번지

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

petor@kaeri.re.kr

저준위 환경시료, 원자력관련시설 주변 시료 및 핵활동 환경흔적시료의 우라늄 방사능 분석은 주로 Alpha spectrometry, ICP-MS, neutron activation analysis 등의 방법이 주로 이용되고 있다. 위에서 설명한 방법은 저준위 극미량 시료의 정확한 분석에 매우 유용한 방법이나, 측정시간 및 비용, 고가의 장비와 고도의 분석기술이 필요하여 매우 제한적이다. 특히 시료를 직접 분석하지 못하고, 파괴하여 추출하는 복잡한 전처리 단계가 필요하다.

본 연구에서는 시료를 파괴하지 않고 특별한 전처리 단계가 필요없는 우라늄 방사능 분석 기술을 소개하고 분석결과를 Alpha spectrometry 방법의 결과와 비교검증 하였다. HPGe 감마분광시스템을 이용한 우라늄 방사능 분석 기술은 몇몇 연구자들이 시도하였으나, 시료의 특성에 따라서 적용방식이 상이했다. N-type HPGe 감마분광시스템을 기반으로 하여 시료의 특성에 관계없이 분석할 수 있는 기술을 개발하였다. N-type HPGe 감마분광시스템을 이용하여 우라늄 방사능 농도를 분석하기 위해서는 우라늄의 일반적인 붕괴 특성을 정확히 알아야하며, 그림 1에서는 ^{238}U 및 ^{232}Th 붕괴과정을 일부보여주고 있다. 그림에서 보면 다양한 붕괴과정을 통해서 많은 종류의 감마에너지가 방출된다.

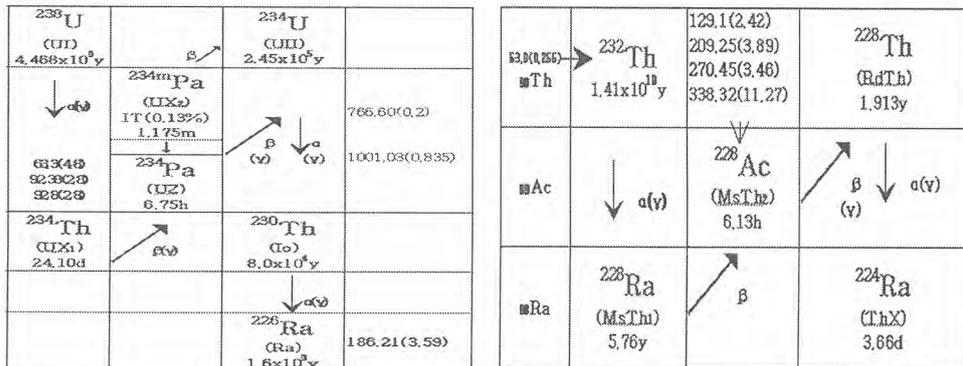


그림. 1 ^{238}U 및 ^{232}Th 붕괴과정 개략도(일부)

먼저 감마분광분석기를 이용하여 ^{235}U 방사능 구하기 위해서는 185.7 keV의 에너지를 측정하는 것이 가장 좋다. 그런데 그림. 1에서 보듯이 ^{226}Ra 에서 나오는 186.21 keV의 에너지와 겹쳐서 과대평가 된다. 따라서 ^{235}U 는 다음과 같은 방법을 이용하여 구할 수 있다.

$$C(186) = C[^{235}\text{U}, 185.7] + C[^{226}\text{Ra}, 186] \quad (1)$$

$$A(^{226}\text{Ra}) = A(^{214}\text{Pb}, 295.2) \quad (2)$$

식(2)를 변경하면, 다음과 같다.

$$\frac{C(^{226}\text{Ra}, 186.21)}{\varepsilon(186.21) \times P_r(186.21)} = A(^{214}\text{Pb}, 295.2) \quad (3)$$

$$C(^{226}\text{Ra}, 186.21) = A(^{214}\text{Pb}, 295.2) \times \varepsilon(186.21) \times P_r(186.21)$$

식 (3)을 식 (1)에 대입하여 정리하면, 다음과 같다.

$$C(^{235}\text{U}, 185.7) = C(186) - A(^{214}\text{Pb}, 295.2) \times \varepsilon(186.21) \times P_r(186.21) \quad (4)$$

$$A(^{235}\text{U}) = \frac{C(^{235}\text{U})}{\varepsilon(185.7) \times P_r(185.7)} \quad (5)$$

여기서, $C(^{235}\text{U}, 185.7)$ 의 의미는 185.7 keV에서 ^{235}U 의 순 계측값(단위 #/sec)이다. 또 $\varepsilon(186.21)$, $P_r(186.21)$ 는 각각 효율 및 방출률을 의미한다. 시료를 3주 이상 방사평형 시키면 ^{226}Ra 과 ^{214}Pb 의 방사능은 같기 때문에 식 (2)의 가정은 타당하다.

^{238}U 의 경우 구하는 여러 방법이 있으며, 약간 복잡하다. 먼저 $^{234\text{m}}\text{Pa}$ 에서 나오는 1001.03 keV를 이용해서 구할 수 있다. 이 경우는 방출률이 너무 낮아서 ^{238}U 의 농축되었던 시료의 분석은 가능하나, 일반 환경시료에는 적용하기 힘들다. 따라서 ^{234}Th 에서 방출되는 63.3 keV, 92.8 keV를 이용하여 분석이 가능하다. 그림. 1에서 보면 63.3 keV의 경우도 ^{232}Th 에서 방출되는 63.9 keV와 겹쳐지기 때문에 ^{235}U 구하는 방법과 같이 평가된 부분을 차감해야 한다.

$$C(63) = C[^{234}\text{Th}, 63.3] + C[^{232}\text{Th}, 63.9] \quad (6)$$

$$C(^{232}\text{Th}, 63.9) = A(^{228}\text{Ac}, 332.32) \times \varepsilon(63.9) \times P_r(63.9) \quad (7)$$

여기서, 방사능 ^{232}Th 과 ^{228}Ac 는 같다.

식 (7)을 식 (6)에 대입하여 정리하면,

$$C(^{234}\text{Th}, 63.3) = C(63) - A(^{228}\text{Ac}, 332.32) \times \varepsilon(63.9) \times P_r(63.9) \quad (8)$$

$$A(^{234}\text{Th}) = \frac{C[^{234}\text{Th}, 63.3]}{P_r(63.3) \times \varepsilon(63.3)} = A(^{238}\text{U}) \quad (9)$$

92.8 keV를 이용하여 구하는 방법은 위와 거의 비슷하며 식(10), (11)로 표현할 수 있다.

$$C[93] = 1.014x + x + 0.9862 \times 0.014 \times A(^{235}\text{U}, 185.81) \times \varepsilon(^{237}\text{Th}, 93.93) \times P_r(93.93) \quad (10)$$

여기서, $P_r(93.93) = 0.014$, $\varepsilon(92.38) \cong \varepsilon(92.8)$, $C[234\text{Th}, 92.8] = x$ 표현하였다.

$$A(^{234}\text{Th}) = \frac{C[^{234}\text{Th}, 92.8]}{P_r(92.8) \times \varepsilon(92.8)} = A(^{238}\text{U}) \quad (11)$$

N-type HPGe 감마분광분석기는 두 에너지를 모두 측정 가능하기 때문에 두 에너지를 이용하여 ^{238}U 을 구하고 비교 분석할 수 있는데, 일반 P-type의 경우는 63.3 keV를 이용한 ^{238}U 분석이 어렵기 때문에 신뢰도에서 떨어진다. 본 논문에서 제시한 방법으로 일반 환경 시료의 우라늄 방사능 분석 결과와 Alpha spectrometry 결과를 표 1에서 비교 분석하였다. 표 1에 나타냈듯이 두 결과가 비슷함을 알 수 있었다.

표. 1 일반 환경시료의 우라늄 방사능 결과 비교

	U-238 (Bq/kg)	U-235 (Bq/kg)
HPGe(N-type)	22.5± 1.79	1.0± 0.06
Alpha spectrometer	17.8± 0.79	1.3± 0.22

따라서 본 논문에서 제시한 방법이 타당함을 알 수 있었고, 이 방법을 이용하여 쉽게 일반 환경시료 및 방사평형이 이루어지지 않은 농축 핵활동 흔적 시료의 분석이 가능할 것이다. 따라서 경제적으로 신속 분석이 필요한 곳에서 본 논문에서 제시된 방법이 다양하게 이용될 수 있을 것이다.

헬륨 계수관을 이용한 중성자 발생장치의 중성자 수율 측정

송병철, 임희정, 하장호, 박용준

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150

nbcsong@kaeri.re.kr

D-D 핵반응에 근거를 둔 중성자 발생장치는 2.5 MeV의 단파장을 갖는 중성자를 내기 때문에 좁은 에너지 영역의 깨끗한 열중성자를 얻을 수 있으며, 중성자 발생장치의 D-D 핵반응은 ${}^2_1\text{H} + {}^2_1\text{H} = {}^3_2\text{He} + {}^1_0\text{n} + 3.27\text{MeV}$ 와 ${}^2_1\text{H} + {}^2_1\text{H} = {}^3_1\text{H} + {}^1_1\text{H} + 4.04\text{MeV}$ 로서 일어난다. D_2 가스가 고주파에 의하여 생성되는 플라즈마에 의하여 D^+ 이온이 생성되고 고전압으로 가속되어 티타늄 표적에 이식되는 동시에 충돌을 일으켜 핵반응에 의해 중성자가 발생된다. 발생하는 중성자 속은 이온빔의 전류와 가속 전압의 세기에 따라서 달라지며, 본 연구에서 사용된 중성자 발생장치는 수 mA의 빔 전류와 100 kV 이하의 가속 전압을 사용하였으며, 발생하는 중성자 속은 1×10^8 n/s 이하이다.

- D-D 중성자 발생장치

중성자 발생장치는 중성자를 발생시키는 선원부분과 HV 전원공급장치, RF 공급 및 접화장치 등이 필요하고 보조 장치로서 HV 냉각 시스템과 진공 펌프 시스템이 필요하다. 가속장치와 고출력 장수명 RF 유도 방출 플라즈마 발생장치의 단일 갭 사이에 고전압 차폐가 이루어지도록 하기 위하여 반도체 코팅 물질을 사용하였다.

플라즈마함은 열전도, RF 투명도와 강도 때문에 Al_2O_3 를 사용하였으며, 고전압 연결부분은 완전히 차폐되어야 하며, 중성자 발생장치 외부에 고전압이 누출되지 않도록 변압기 오일로 채워졌다. 표적물질은 구리 위에 티타늄을 부착시켰으며, 냉각수와 고전압 전선이 이 연결점을 통하여 입력되게 되어있고, 표적을 감싸고 있는 부분은 표적에서 이차 전자를 유지하기 위하여 표적 보다 음극으로 편향되었다.

- 헬륨 계수관

중성자 수율을 측정하기 위하여 헬륨 계수관이 이용되었으며, 헬륨 계수관은 열중성자와 반응하여 770 keV에서 열중성자 피크를 나타낸다.



D-D 핵반응에 근거를 둔 중성자 발생장치는 2.5 MeV의 단파장을 갖는 중성자를 내기 때문에 $E = 3/4 E_n$ 식에 의하여 1.875 MeV 이하에서 헬륨 리코일 피크가 나타난다.

Cf-252 중성자 선원을 기준 선원으로 사용하여 헬륨 계수관의 동작 전압이 설정 되었으며, 계수관의 검출 효율이 측정 되었다.

- 가속 전압 및 고주파 세기에 따른 이온 전류량의 변화

가속 전압이 40 kV ~ 80 kV로 변화할 때 수소이온 전류가 2 mA ~ 5 mA 까지 선형적으로 생성 되었으며, 또한 가속 전압 80 kV에서 고주파 세기에 따라서 이온 전류가 선형적으로 변화함을 확인하고, 최적 조건을 설정 하였다.

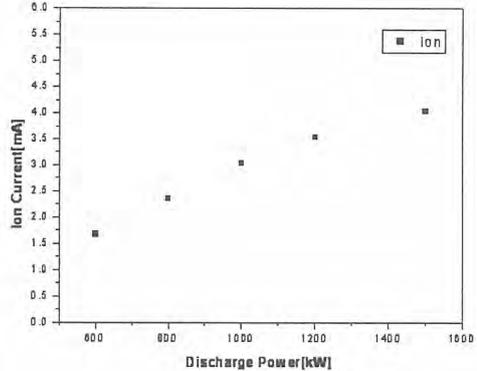
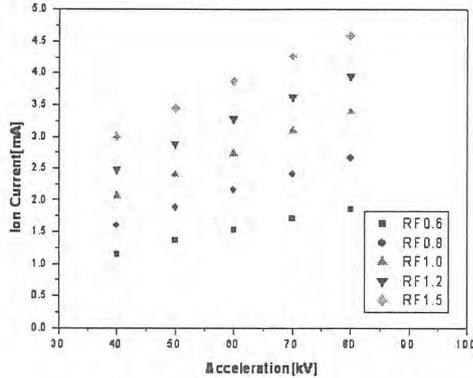


그림 1 가속전압 세기에 따른 이온전류량 변화 그림 2 RF 세기에 따른 이온 전류량 변화

- 중성자 수를 측정

D-D 중성자 발생장치에서 발생하는 중성자 수를 측정하기 위하여 고주파세기 800 w, 가속 전압 80 kv에서 이온 전류량은 2.82 mA 이었으며, 헬륨 계수관으로 전 영역을 계수한 결과 5507 cps이었다. 또한 Cf-252 중성자 선원으로 구한 계수 효율은 9.1×10^{-4} 이었다. 이러한 결과로부터 계산된 D-D 중성자 발생장치의 중성자 속은 6.0×10^6 n/s으로 추정 되었다.

- 결론 및 향후 계획

D-D 중성자 발생장치에서 발생하는 중성자속을 헬륨 계수관을 이용하여 측정하였을 때 가속 전압 80 kv, 고주파세기 800 w 일 때 중성자 속은 6.0×10^6 n/s 로 계산되었으며, 가속전압 과 고주파 세기를 증가 시킴에 따라 중성자 생성량은 증가될것으로 사료된다.

향후 중성자 발생장치를 이용하여 방사성 폐기물 시료들에 대한 비파괴 성분원소 분석등에 적용될수 있을 것으로 기대된다.

경수로 원전 계통수 중의 C-14 화학종 분석기술에 관한 접근

강덕원, 양양희, 허호*, 박경록**

한국전력공사 전력연구원, 대전광역시 유성구 문지동 103-16번지

*(주)엑트, 대전광역시 대덕구 신일동 1688-5번지

**(주)한국수력원자력, 대전광역시 유성구 덕진동 150

dwkang@kepri.re.kr

원자력 발전소의 가동 기수 및 가동 연수의 증가와 더불어 비록 소량이지만 다양한 형태의 방사성 탄소(C-14 반감기 5730년)가 발전소의 배기구를 통해 환경 중으로 방출되어 지는데 그중에서도 $^{14}\text{CO}_2$ 화학종은 환경 중으로 방출시 이산화탄소의 광합성작용에 의해 탄수화물 형태로 생성되기 때문에 체내에 흡입 시 인체에 미칠 수 있는 영향이 커 매우 관심을 갖는 핵종 중의 하나이다. 원자력발전소에서 생성되는 방사성 탄소는 기체상과 액체상으로 존재하는데 본 논문에서는 액상으로 존재하는 C-14의 화학종별 분석을 위한 분석장치의 개발 내용과 분석법에 대해 간략히 기술하였다.

액상으로 존재하는 C-14은 물속에 함유된 산소인 ^{17}O (n,a) ^{14}C 반응에 의해 상당량의 C-14이 발전소의 운전과 더불어 생성되고 있으며 원자로 보충수 탱크의 상충기체로 사용하는 N_2 는 ^{14}N (n,p) ^{14}C 반응에 의해 약 1.2 ~ 5.0 Ci/GWe-yr 정도 생성되는 것으로 보고되고 있다.

문헌상에서 알려진 바에 의하면 경수로에서 C-14의 총 생성율은 26 Ci/GWe-yr이며 누설율은 15 Ci/Gwe-yr 로 보고되고 있다. 계통수 중의 C-14은 원자로 냉각재 사용 후 핵연료 저장조 폐액 저장탱크 및 증기발생기 취출수 중에 중탄산염인 HCO_3^- 와 탄산염인 CO_3^{--} 및 액체상의 CO_2 형태와 유기물 형태인 CH_4 , HCHO , HCOOH 및 formic acid 형태로 존재하고 있으며 환경으로 방출되는 C-14은 약 90% 이상이 CH_x 형태인 것으로 알려져 있다.

그동안 국내에서는 가압경수로 형에 대한 C-14의 생성 이동 및 방출 메커니즘에 대한 연구가 한수원(주) 환경기술원 중심으로 일부 연구가 수행된바 있으나 시간상의 제약으로 축적자료가 미흡한 실정이다. 본 논문에서는 향후 경수로 원전의 계통수를 대상으로 한 C-14 화학종별 분석을 위한 실험장치의 제작 및 분석법에 대해 기술하고자 한다. 다음 그림에서 보여주는 것처럼 액상 시료의 포집을 위해 진공으로 형성된 100 ~ 250 ml의 기체 피펫을 사용토록 하였으며 실험장치의 신뢰도 확보와 분석의 최적화를 위해 ^{14}C Labelled Na_2CO_3 와 Sodium Acetate 시약을 사용하여 C-14 회수율 시험과 Sodium Acetate의 손실율이 얼마정도인지를 평가하기 위한 충분한 사전평가 실험을 수행할 예정이다.

이 실험 장치는 수중에 용존되어 있는 무기 유기 상태의 C-14을 분리 추출하기 위해 2단계 실험을 거치도록 제작하였다. 제 1단계 실험에서는 물속에 용존되어 있는 탄소화합물의 평형 관계가 pH가 낮은 상태에서는 탄산이온 화학종의 CO_2 형태로 존재한다는 특성을 이용하여 H_2SO_4 로 pH를 낮춰 질소기체로 sparging 시키면서 2개의 NaOH 포집병에서 순간적으로 Na_2CO_3 형태로 포집시킨다. 제 2단계에서는 수중에 용존해 있는 CH_4 나 HCHO 및 HCOOH 를 5%의 $\text{K}_2\text{S}_2\text{O}_8$ 와 4% AgNO_3 를 2회에 걸쳐 주입시켜 산화분위기 상태로 유지하면서 발생된 기체를 By-pass 시켜 CuO와 결합된 Al 펠렛 상에 Pt가 침착된 촉매를 750 °C 오븐 내에서 CO와 CH_x 를 이산화탄소 형태로 변환시킨 후 NaOH 포집병에 탄산나트륨 (Na_2CO_3) 형태로 포집할 수 있도록 제작하였다. 향후 이 실험 장치는 분석 신뢰도 평가 실험을 마친 후 경수로 원전에서 발생하는 다양한 계통 시료 중의 C-14의 화학종 및 C-14 방사능 값을 계측하는데 유용하게 활용될 수 있을 것으로 기대된다.

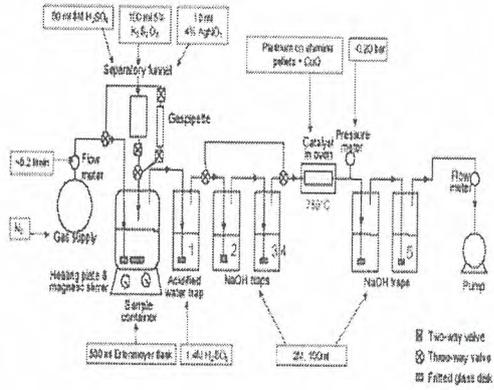


그림 1. C-14 액상시료 전처리 장치 개략도

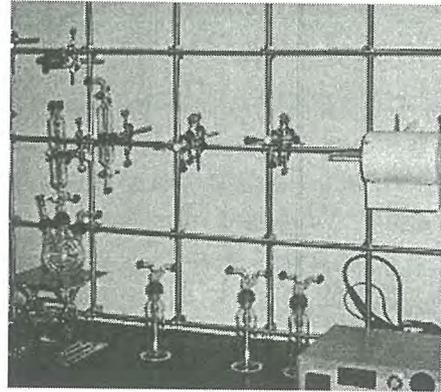


그림 2. C-14 액상시료 실험장치 제작

폐윤활유 시료 방사능 분석 중 연소 조건에 따른 시료 상태의 정성적 관찰

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

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

kimhr@kaeri.re.kr

원자력시설의 운영 폐기물 및 해체 폐기물을 자체처분하기 위해서나 중·저준위 방사성 폐기물 처분장의 환경 감시를 위해서 ^3H 와 ^{14}C 의 방사능 분석이 요구되고 있다. 일반적으로 경수로의 경우 ^3H 는 냉각수에서 리튬의 중성자 포획반응 ($^6\text{Li}(n,\alpha)^3\text{H}$)에 의하여 주로 생성되며 ^{14}C 은 용존 질소의 중성자 포획 반응 ($^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$)에 의하여 주로 생성된다. 그리고 ^3H 와 ^{14}C 은 순수 베타 방출핵종으로서 에너지는 상대적으로 낮아 베타 방출시 ^3H 는 18.6 keV, ^{14}C 은 156.5 keV의 에너지를 방출한다. 대부분의 ^3H 는 주로 HTO의 형태로 발견되며 ^{14}C 은 유기물 형태로는 CH_4 , 무기물 형태로는 CO_3^{2-} 또는 HCO_3^- 로 발견된다. U.S. NRC 10 CFR 61에 따르면 환경시료나 중·저준위 방사성폐기물에 존재하는 ^3H 와 ^{14}C 은 ^{99}Tc 및 ^{129}I 과 같이 휘발성 원소로서 측정하기가 어려운 핵종으로 취급되고 있다. 실제적으로 원자력발전소 펌프 및 윤활 계통에서 사용되는 윤활유는 ^3H 와 ^{14}C 으로 오염될 수 있는데 그 양은 수 만 리터(200 리터 규모 수십 드럼)에 달한다. 따라서 이러한 방사성폐기물에 대한 처분 비용 절감을 위한 자체처분 판별이 중요하다. 일반적으로 폐윤활유 ^3H 및 ^{14}C 핵종 분석 방법들 중의 하나로서 시료를 고온에서 연소시켜 질산 및 Carbosorb에 포집한 후 액체섬광계수기로 측정하는 방법이 사용되고 있다. 본 실험에서는 고온 연소 과정에 있어서 서로 다른 연소 조건에서 폐윤활유 시료를 연소시킨 후 연소 후의 상태를 가시적으로 관찰하고 방사능 농도 분석을 수행하였다.

- 연소 조건에 따른 시료 상태

경향성을 개략적으로 파악하기 위하여 연소 온도는 500 °C로 하고 연소 시간과 시료 무게를 각각 1 시간과 2 시간, 0.2 g, 0.5 g 및 1 g으로 하였을 때의 상태를 그림 1에서와 같이 살펴보았다. 그림 1에서 보면 1 시간 동안 가열한 경우에는 시료가 완전히 산화되지 않으나 2 시간인 경우에는 대부분 산화됨이 가시적으로 구분된다. 실제적으로 2 시간 연소의 경우 연소 효율 ($= 1 - \frac{\text{연소후타고남은재의무게}}{\text{연소전시료의무게}}$)을 계산해보면 0.2 g, 0.5 g 및 1 g에 대하여 각각 98.9%, 98.0% 및 95.5%이었다.

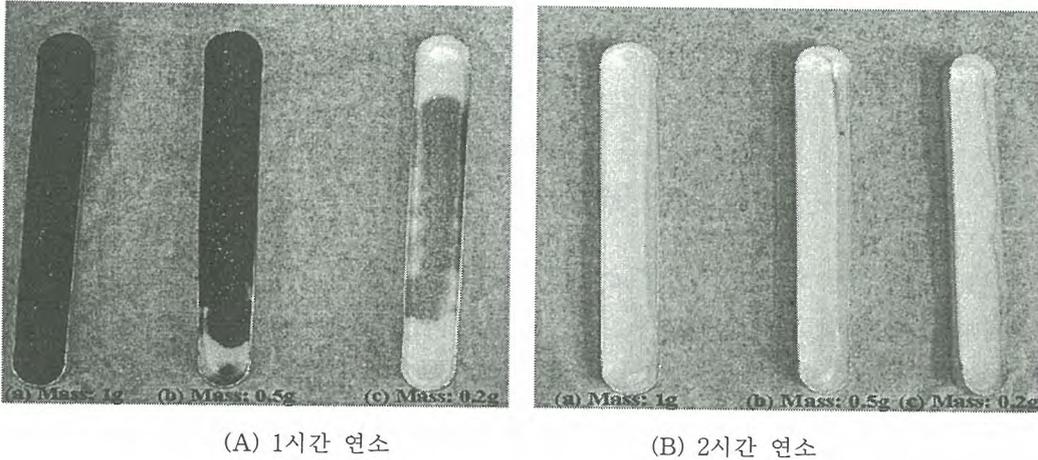


Fig. 1. 연소 시간에 따른 시료의 연소 후 상태

- 방사능 농도 분석

시료 무게를 연소 효율이 가장 높은 0.2 g으로 취하여 발전소 폐윤활유 5 개 시료의 방사능 농도를 분석하였다. ^3H 의 경우 1 개의 시료에서 1.587 ± 0.3409 Bq/g, 4개 시료에서 모두 MDA 이하로 검출되었으며, ^{14}C 의 경우는 5개 시료 모두 MDA 이하로 검출됨에 따라 본 실험에서 사용된 폐윤활유 시료는 자체처분 농도 제한치인 100 Bq/g 이하임을 알 수 있었다.

- 결론 및 향후 계획

고온 연소법을 사용한 폐윤활유 시료의 방사능 분석에 있어서 연소 시간이 길고 시료의 무게가 작을수록 연소 효율이 높아짐을 정성적으로 확인할 수 있었다. 실제적으로 대량의 시료를 신속하게 분석하기 위하여 일정 범위의 연소 효율을 유지하는 최소 연소 시간을 도출할 필요가 있다. 또한 시료의 무게가 클수록 MDA 값이 작아진다는 것을 고려할 때 연소 효율을 떨어뜨리지 않으면서 요구된 MDA값을 만족시키도록 시료 무게를 설정하여야 할 것이다.

는 곳이 없다는 것이 문제가 되었다. 또한 Type III는 벌크 형태의 활성탄을 사용하는 여과기로서 방사성기체를 완벽하게 걸러내어 누설가능성이 가장 낮은 여과기로 알려졌으나 동위원소시설에서 여과기를 장전하고 탈착하는 과정에 작업자의 피폭 및 분진 흡입 가능성이 많고 활성탄 장전 및 제거를 위한 장비가 있어야 하며 여과기 하우징의 크기가 기존의 공간을 이용하기에는 너무 커서 고려에서 제외되었고 결국은 Type I을 보완한 형태인 Type IV 여과기를 사용한 하우징을 설계하기로 결정하였다.

- 기존 여과기의 단점과 개선 방향

기존의 활성탄여과기 계통은 1차 및 2차 여과기로 구성되어 있다. 1차여과기는 수직방향의 공기 흐름에 대하여 여과기가 수평으로 설치되어 있고 2차여과기는 수평방향의 공기흐름에 대하여 여과기가 수직으로 설치되어 있다. 1차여과기는 공기 흐름이 위에서 아래로 향하므로 장착프레임에 밀착을 시키기 위하여 73kg에 달하는 활성탄여과기를 위로 클램프를 사용하여 떠올리는 방법으로 설치를 한다. 장착하는 과정도 힘들지만 Type IV의 활성탄여과기는 구조상 수평으로 설치하면 아무리 조밀하게 활성탄을 충전하였다하더라도 시간이 경과함에 따라 위쪽의 활성탄이 아래쪽으로 가라앉으면서 공간이 생겨 오염물질의 누설 가능성이 커진다. 그리하여 1차 활성탄여과기도 2차 활성탄여과기와 같이 수직 방향으로 설치하여 수직방향의 장착프레임에 클램프를 사용하여 밀착시키는 방법으로 변경하였다. 그리고 새로 제작될 여과기하우징의 장착프레임은 프레임 구조를 나이프 에지(knife edge) 구조로 개선하여 활성탄여과기의 개스킷이 완벽하게 밀착되도록 하며 장착프레임의 용접을 자분탐상 및 침투탐상을 통하여 검사하여 공기의 누설 가능성을 배제할 예정이다. 또한 새로 제작될 활성탄여과기 하우징에는 성능시험을 편리하게 수행하도록 시험가스 주입구, 측정 및 점검구 등을 적절하게 설치할 예정이다.

- 새 활성탄여과기 하우징의 제작 및 설치와 기존 활성탄여과기 하우징의 제거

새로 제작할 활성탄여과기는 기존 활성탄여과기 계통이 2개의 트레이너로 구성되어 있으므로 한 트레이너는 운전을 계속하며 다른 한 트레이너를 제거한다. 그 후 새 여과기 하우징을 설치하고 성능시험을 끝낸 후 새 여과기 하우징으로 교체 운전을 실시한 후 나머지 한 트레이너를 제거하고 같은 방법으로 설치 및 성능시험을 완료할 계획이다. 제작은 ANSI/ASME N509의 기준을 따르며 성능시험은 N510의 기준에 맞추어 수행할 예정이다. 또한 여과기 하우징 교체로 인한 동위원소의 생산 중단이 발생하지 않도록 할 예정이며 환기계통의 정지가 꼭 필요한 경우 정지 기간을 최소화할 예정이다. 새로 제작되는 활성탄여과기 하우징을 설치하기 위해 기존의 활성탄여과기 하우징과 덕트 배관의 철거를 수행하는데 이들 방사성폐기물은 크기를 최소화하여 방사선구역 내의 일정 장소에 보관하여 오염 물질의 방사능을 감쇠시키고 철거한 제염 후에 자체처분을 계획하고 있다. 방사성옥소는 반감기가 짧은(8.04d) 동위원소임으로 충분한 시간 동안 보관한다면 완전한 제염이 가능할 것으로 여겨진다.

- 결론 및 향후 계획

본 논문에서는 방사성옥소를 생산하는 동위원소생산시설에 설치될 활성탄여과기 하우징을 설계하고 제작함에 있어 기존 활성탄여과기의 단점을 보완하기 위한 개선 사항을 검토하였다. 새로운 활성탄여과기는 우수한 여과 성능을 가질 것으로 기대되며 이로 인해 방사성동위원소의 생산에서 발생하는 기체 방사성폐기물의 누설량을 최소화시킬 것으로 기대된다. 새 여과기 하우징을 제작 설치한 후에는 기존 여과기 하우징과 덕트 배관을 철거함으로 발생하는 교체 방사성폐기물을 시설 방사선구역 내에 잘 보관하여 제염한 후 자체처분을 수행할 계획이다.

중·저준위 방사성폐기물 유리화설비 고온필터셀 차폐 해석

박병철*, 지평국, 신상운

*한수원(주) 원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

bcpark@khnp.co.kr

울진 유리화설비의 고온필터(HTF : High Temperature Filter) 시스템은 중·저준위 방사성폐기물을 유리화하는 과정에서 발생되는 분진 및 방사성 물질을 고효율(99.9%)로 제거하는 기능을 수행한다. 따라서 HTF 설치구역내 방사선 준위가 상승하게 되므로 유리화설비 일반설계 기준에 따라 HTF 시스템을 콘크리트 차폐셀(Cell)내에 배치하도록 하였다.

본 차폐 해석에서는 QAD-CGGP-A 전산프로그램을 사용하여 일반 콘크리트 차폐벽의 두께에 따른 HTF셀 외부에서의 표면선량률을 평가하였다. 또한, HTF셀에 인접하여 배치된 고주파발생기 기기실 및 고온해파 기기실에 적용된 설계선량률을 만족하는 최소 콘크리트 두께를 산출하여 현재 울진원전 5,6 호기 방사성폐기물처리건물내에 설치중인 유리화설비 HTF셀 설계에 반영하였다.

방사선원형 및 기하학적 모델

차폐 해석에 적용된 총방사능은 가연성잡고체와 저방사성폐수지를 혼합한 W1 폐기물을 20kg/h로 유리화하는 과정에서 발생하는 분진이 32시간 동안 HTF 표면에 누적된 것으로 가정하여 9.63×10^9 Bq을 적용하였다. 또한, 일반 콘크리트 벽체로부터 30cm 이격된 거리에 공기 매질의 방사선원이 두께 3cm의 철재 원통형 내에 균질하게 분포되어 있는 것으로 가정하였으며, 선량환산인자는 ICRP-74에 제시된 자료를 적용하였다. 그림 1에는 HTF 셀의 차폐 해석을 위한 기하학적 모델을 나타내었다.

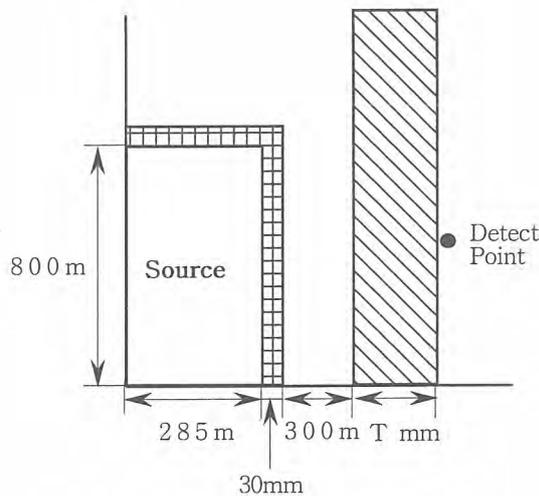


그림 1 고온필터 차폐셀 선원 모델

해석 결과 및 활용

QAD-CGGP-A 전산프로그램에 의해 계산된 콘크리트 벽체의 두께에 따른 HTF셀 외부 표면선량률은 그림 2에 나타내었다. 표 1에 나타낸 유리화설비 방사선구역 구분기준에 따라 구역 6으로 분류된 HTF셀과 구역 2로 분류된 고주파발생기 기기실 사이에 위치하게 될 차폐벽은 고주파발생기 기기실의 최대 설계선량률 0.01mSv/hr를 만족하기 위해 35.8cm 두께의 콘크리트 벽체가 필요하고, HTF셀과 구역 4로 분류된 고온해파 기기실 사이에 위치하게 될 차폐벽은 최대 설계선량률 0.2mSv/hr를 만족하기 위해 16.2cm 두께의 콘크리트 벽체가 필요한 것으로 해석되었다.

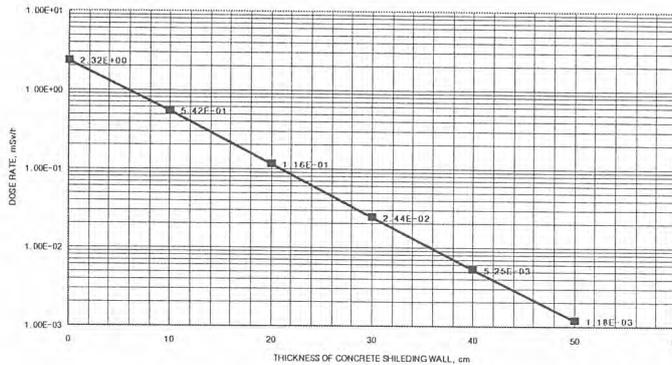


그림 2 고온필터 셀 차폐해석 결과

표 1 유리화설비 방사선구역 구분

	구역분류	설계선량률 (mSv/hr)	구역 설명
고주파발생기 기기실	2	0.001 < RL < 0.01	일반출입구역 통제, 제한출입, 40 시간/주
고온해파필터 기기실	4	0.05 < RL < 0.2	방사선구역 통제, 제한출입, 2 시간/주
HTF 셀	6	1 < RL < 10	고방사선구역 출입허가 필요

실제로, 유리화설비는 울진원전 5,6 호기 방사성폐기물처리건물내에 설치되기 때문에 HTF 셀의 상세설계 단계에서 방사성폐기물처리건물의 구조적인 측면과 시공성을 고려하여 표 2에 나타낸 바와 같이 고주파발생기기기실 방향에 40cm 차폐벽, 고온해파 기기실 방향에 30cm 차폐벽을 설치하는 것으로 결정되었다.

표 2 차폐해석 결과 및 설계 반영

차폐벽 구분	구역구분 (최대피폭선량)	해석 결과	설계 반영
HTF 셀/고주파발생기 기기실	Zone 2 (0.01 mSv/hr)	35.8 cm	40 cm
HTF 셀/고온해파 기기실	Zone 4 (0.2 mSv/hr)	16.2 cm	30 cm

원전주변 주민의 최대개인섭취량 계산 방법에 관한 연구

조한석, 김주한, 박봉서, 이갑복*

충남대학교 정보통계학과, 대전광역시 유성구 궁동 110번지

*한전전력연구원, 대전광역시 유성구 문지동 487-0번지

hnsokjo@cnu.ac.kr

현재까지 국내 원자력관련시설 주변 주민의 방사선량 평가에 사용되고 있는 음식물 섭취량은 1987년 고리 원자력발전소를 대상으로 현장 조사한 섭취량 값을 전체 원자력관련부지에 대해 동일하게 적용하고 있다. 당시 설정된 최대개인섭취량의 값은 조사대상 800가구 중 섭취량이 많은 상위 10가구의 식품군별 평균 섭취량으로 산출되어 다소 보수적인 수치가 적용되고 있는 문제점이 있으며, 이러한 음식물 섭취량의 자료는 매 5년 이내 조사를 실시한 후 정기적으로 새로운 값을 대체하도록 되어 있다. 그러나 인력과 예산상의 문제로 부지별 조사가 정기적으로 이루어지지 않고 있는 실정이다. 이러한 문제를 해결하기 위하여 보건복지부에서 국민건강증진법에 의거하여 3년을 주기로 조사되는 전국 규모의 국민건강·영양조사 자료를 활용하여 주기적인 음식물 섭취량 자료를 갱신하는 방안이 모색되었다. 또한 국제원자력기구(IAEA)와 선진 국가에서는 해당 국가의 특성에 맞는 음식물의 범주를 설정하여 각 식품군의 최대섭취량을 0.95 분위수 혹은 0.975 분위수를 활용하도록 권고하거나 사용하고 있으며, 우리나라도 이러한 분위수를 활용하여 합리적인 섭취량 값을 도출하는 방안이 요구되었다.

현재 사용 중인 주민피폭선량 평가방법에 맞는 식품군별 섭취량을 정의하여야 하며 이에 타당한 식품군별 섭취량을 추정할 때의 문제점을 살펴보면 다음과 같다. 국민건강·영양조사에서는 각 식품별로 일일섭취량이 조사되었으며, 방사선학적 오염경로의 특성에 맞게 몇 개의 식품군으로 분류할 수 있다. 이때 각 식품군의 섭취량을 $X = (X_1, X_2, \dots, X_k)$, 각 식품군의 p 분위수를 $\xi_{1p}, \xi_{2p}, \dots, \xi_{kp}$ 라 할 때, 전체 식품 섭취량의 q 분위수를 ξ_{Yq} 라 하면, $p=q$ 일 때 각각 식품군 섭취량의 p 분위수들의 합은 전체 식품섭취량의 q 분위수보다 크게 되어 합리적인 섭취량으로 인정하기 어렵게 된다. 이러한 현상은 실제 2001년도에 조사된 4계절 국민영양조사 섭취량 자료 뿐만 아니라 대학수학능력시험의 표준화 점수에서도 찾아볼 수 있다.

이러한 문제점을 해결하기 위하여 다변량자료에서 각 변수들에 대한 합리적인 분위수 값을 추정할 수 있는 세 가지 방법을 제안한다.

첫째, 식품섭취량 총합의 분위수가 주어질 때 평균과의 차이를 각 변수들의 평균에 적절하게 더하여 분배하는 방법이다. 즉, 최대개인섭취량을 $Y = \xi_q$ 라고 정의하고, 방사선평가에 사용하는 각 식품군 섭취량을 $Y = \xi_q$ 일 때의 조건부평균으로 사용하는 방법이다. 다시 말해서 식품군의 평균 음식물 섭취량과 편차를 이용하는 방법으로 총섭취량의 q 분위수와 평균값의 차이에 식품군별 섭취량의 공분산을 고려한 가중치를 곱하여 각 식품군 섭취량의 평균에 더하여 주는 방법이라고 할 수 있다. 이 방법으로부터 얻은 각 식품군의 섭취량은, 총 섭취량이 주어졌을 때 각 식품군 섭취량의 조건부분포의 평균이고, 분산-공분산 행렬을 이용한 가중치를 적용하여 변수들의 크기와 상관관계를 모두 고려하여 최대개인섭취량을 결정하는 방법이다. 이 방법은 각 식품군들의 섭취 양상을 반영한다는 장점이 있지만, 자료가 다변량 정규분포를 가정할 수 없는 경우에 적용이 어려운 단점이 있다.

둘째, 다변량 변수들의 합에 대한 특정 분위수 ξ_q 와 각 다변량 변수들의 p 분위수 값의 합 $(\eta_1 + \eta_2 + \dots + \eta_k)$ 이 같게 되는 $(\eta_1, \eta_2, \dots, \eta_k)$ 를 찾을 수 있다. 이러한 경우 다변량 변수들의 분산과 상관관계를 고려하여 p 와 q 의 관계를 정리할 수 있다. 그러나 이 방법은 계산이 복

잡하고 자료의 특이값과 이상치에 영향을 받을 수 있는 단점이 있다.

세 번째 방법은 Chaudhuri(1996)가 소개한 다변량 자료에서의 기하 분위수(Geometric Quantile)를 활용하는 방법으로 Newton-Raphson 방법을 사용하여 기하분위수를 계산할 수 있다. 앞서 거론된 방법보다는 이론적인 객관성이 확보되는 방법이라고 할 수 있다. 그러나 이 방법을 적용한 결과 앞서 거론된 방법들의 적용결과와 비교할 때 표준편차가 큰 변수는 상대적으로 기하 분위수가 감소하였으며, 표준편차가 작은 변수는 상대적으로 기하 분위수가 증가되었다는 것을 알 수 있었다. 또한 자료가 극값에 영향을 받아 치우쳐진 분포의 형태인 경우 이를 로그변환하여 기하 분위수를 계산한 후, 변환 전의 값으로 환산하였을 때, 실제 자료의 범위를 벗어나 상당히 큰 값이 계산되었다. 즉, 다변량 기하 분위수는 $\|u\|$ 의 값이 1에 근접하면서 표준편차가 큰 변수는 상대적으로 낮게, 표준편차가 작은 변수는 상대적으로 높게 계산되고, 자료를 로그변환한 후 반환된 값과의 차이가 크며, 원자료의 범위에서 벗어난 분위수 값이 계산되는 불합리성을 내포하고 있다. 기하 분위수는 유클리드 거리 개념을 사용하고 있으며, 따라서 통계분야에서 주로 고려되는 확률적인 측도에 바로 적용하기가 부적당하다. 이러한 이유는 각 다변량 변수가 갖는 서로 다른 변이성을 반영하고 있지 못한 것에서 기인하는 것이라 할 수 있다.

네 번째 방법은 기하분위수에 대한 대안으로 제안하는 것으로써 표준화 기하 분위수는 앞서 거론된 기하 분위수의 불합리성을 보완하기 위하여 각 변수를 그의 표준편차로 나누어 척도를 변환시킨 값에 대하여 유클리드 거리 개념을 적용한 후 다시 이전의 값으로 변환하는 것이다. 계산결과 표준화 기하분위수를 사용하는 것이 대부분 자료의 범위 안에서 현실적인 값으로 계산되어지며, 로그변환을 취한 값으로 계산한 후 결과값을 역변환 하더라도 그 값의 차이가 그리 커지지 않는다는 것을 알 수 있다. 그러므로 자료가 반드시 다변량 정규분포를 따르지 않더라도 표준화 기하 분위수를 이용하는 것이 합리적인 분위수를 계산할 수 있었다.

이상과 같이 제안된 방법에 따라 국민영양조사 자료에 대한 섭취량의 계산결과 중 17세이상의 성인에 대한 자료를 <표. 1>에 제시하였으며, 1987년부터 최근까지 방사선평가에 사용된 기존 섭취량값과 함께 제시하였다. 총섭취량의 0.95 분위수 값을 최대개인섭취량으로 결정할 때, 이에 대한 각 11개 식품군에 대한 섭취량으로 각 방법별로 계산한 값보다 적게 먹는 사람의 수에 대한 확률도 계산하였으며, 기존 식품군 섭취량 보다 작은 확률이 가장 크게 나타났고, 표준화 기하 분위수 값보다 작은 확률이 가장 작게 나타났다.

<표 3. 11> 성인연령군 최대개인음식물 섭취량

식품군	기존섭취량	첫 번째 방법	두번째 방법	세번째 방법	네번째 방법
곡류	516.5	434.2	462.7	427.8	469.2
김치류	268.2	238.6	263.2	226.0	237.6
채소류	347.2	364.2	346.4	271.3	311.5
과일류	181.6	483.6	430.2	242.1	375.2
소고기류	56.8	58.6	61.9	102.3	74.4
돼지고기류	33.9	72.1	80.3	109.5	91.7
닭고기류	60.2	69.5	68.0	106.2	88.0
어류	207.3	77.6	91.0	115.0	98.7
패류/갑각류	24.1	20.9	15.7	83.8	40.0
연체류	24.2	16.6	17.0	83.8	29.4
해조류	43.4	16.3	16.7	84.5	36.7
합계	1763.4	1852.3	1852.3	1852.3	1852.3
확률	0.806	0.786	0.769	0.730	0.727

단위:g/day, N=18,714

방사성 유출물 해양확산 평가를 위한 해수유동모델 검증

이갑복, 방선영, 정양근, 이용선*

한전전력연구원, 대전광역시 유성구 문지동 103-16번지

*한국수력원자력(주), 서울시 강남구 삼성동 167번지

gblee@kepri.re.kr

과학기술부고시 2003-12호 “원자로서설부지 수문 및 해양특성 조사·평가 기준”이 신규 제정되어, 원전 액체 방사성 유출물에 대한 삼차원적인 해양확산 평가 필요성이 커지고 있다. 한국수력원자력(주)와 전력연구원은 신고리, 신월성, 신울진 원전 등 다수의 신규원전 건설이 계획 또는 추진되고 있는 동해안을 대상으로 광역 및 부지별 입지특성을 반영한 해양확산 평가모델을 개발하였다[1]. 방사성 유출물의 해양확산 평가에 이용되는 해수유동장은 일본 큐슈대학교 응용역학연구소에서 개발한 RIAMOM 모델[2]을 근간으로 개발되었다. 본 연구에서는 평년자료와 2005년 관측자료를 이용하여 모의한 결과와 관측자료를 비교하였다. 관측치는 본 연구에서 2005년 관측한 유속자료, 국립수산물과학원에 의해 관측된 장기 누년 평균된 격월 수온, 염분 자료(1961~2004)를 사용하였다.

- 해수유동모델링

누년 관측된 평년자료와 2005년도 관측자료를 이용하여 해수순환을 모의하였다. 표층수온 자료는 위성에 의해 원격 관측된 0.01° 간격의 A-HIGHERS와 NGSST이고 결측 자료는 공간적으로 스플라인 방법을, 시간에 대해서는 선형적으로 보간하였다. 표층염분 자료는 수온에 비해 관측이 많지 않아 장기간 월평균된 자료를 사용하였다. 해표면고도 자료는 TOPEX/POSEIDON, Jason-1, GFO, ERS와 Envisat의 자료를 사용하였고 이 자료는 NRLSSC에서 제공된다. 일별 기상자료는 1998~2001년에 대해서는 ECMWF 자료를 사용하며, 2002~2005년에 대해서는 JMA(Japan Meteorological Agency)의 MSM(Mesoscale Atmospheric Model)결과를 사용한다. 해표면 열속자료는 일평균 기온, 운량, 상대습도, 바람, 강수량과 해표면 수온자료를 이용 bulk 방법을 통해 계산되었다. 제주와 대한해협을 통한 유입구의 수온과 염분자료는 1/6°격자의 Pacific Ocean Model 결과를 이용하였고 유입량은 1998~2005년의 월평균 수송량 자료를 사용하였다.

- 결과

큐슈대학교의 예보모델에 과거 누년 관측자료를 입력자료를 이용하여 평균적인 동해 해수순환 모델링을 수행한 결과(MODEL DATA(AVG)), 큐슈대학교의 예보모델에 2005년도 관측자료를 자료동화하여 해수순환 모델링을 수행한 후 이를 경계조건으로 하여 원전 주변 해역에 대해 모의한 결과(MODEL DATA(2005)), 관측자료(Observed data(2005))를 서로 비교하였다(그림 1, 그림 2 참조). 2005년에 대해 자료동화기법을 이용한 잔차류 수치모델결과가 2005년도 관측자료와 유사한 경향을 보이고 있다. 또한 수온과 염분자료의 비교결과는 누년 평균된 수온, 염분자료의 계절별 변화 양상을 잘 모의하고 있음을 알 수 있다.

[참고문헌]

- [1] 한전전력연구원, “원전 액체 방사성 유출물 해양확산 평가기술 개발 2차년도 중간보고서,” 산업자원부, R-2004-A-064, 2006.
- [2] Lee, H.J. et al.. “Comparison of RIAMOM and MOM in modeling the East Sea/Japan Sea circulation,” *Ocean and Polar Res.*, 25(3) 287-302, (2003).

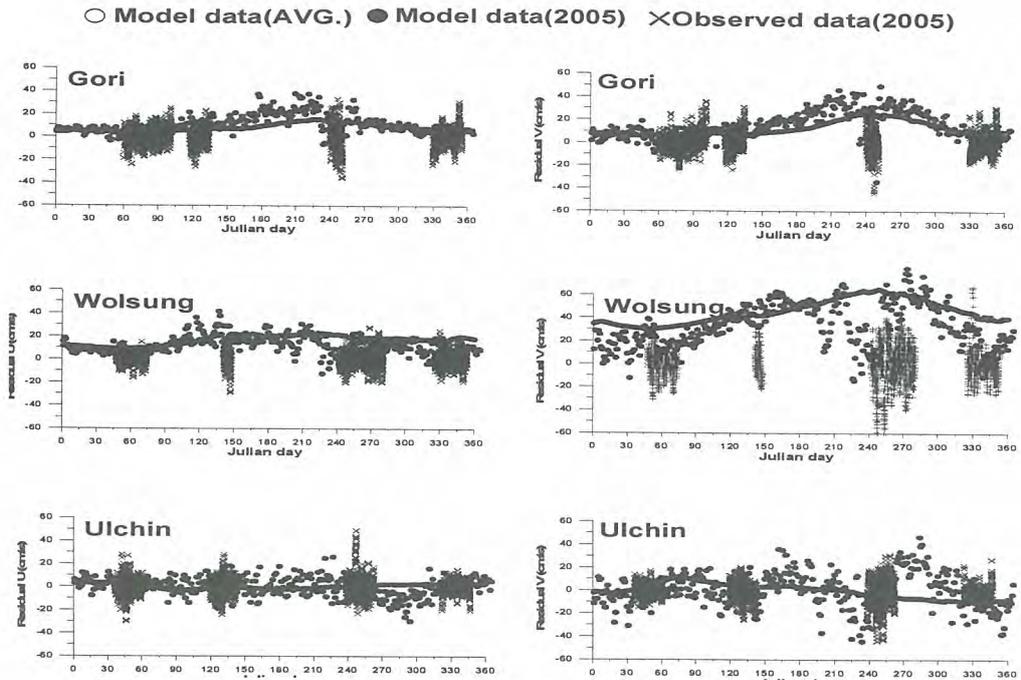


그림 1. 2005년 관측된 유속의 잔차류 성분과 수치모델 유속 비교

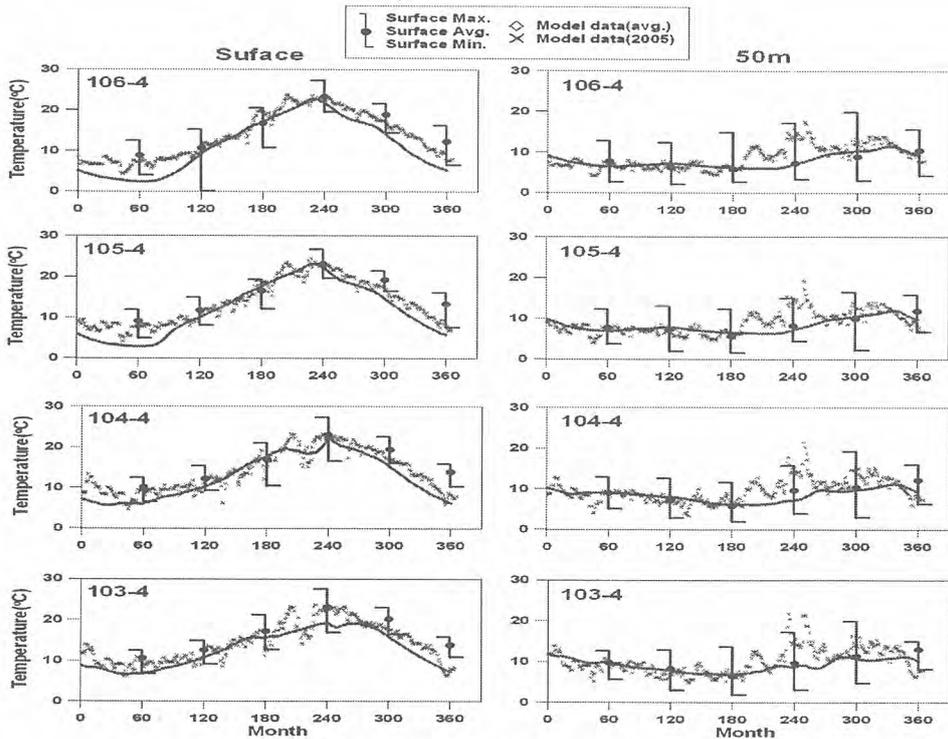


그림 2. 수치모델 결과와 격월 평균된 수온관측자료(1961-2004) 비교

방사선피폭에 의한 중성자 감속재 PE의 감속능 변화 평가

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

원자로에서 연소된 조사핵연료를 취급하는 시설에서 사용되는 여러 가지 측정 장치는 방사선 피폭에 의한 영향을 받게 된다. 특히, 측정시스템을 구성하고 있는 일부 전자부품과 구조물들은 방사선 피폭으로 인해 열화되어 원래의 성능을 발휘할 수 없는 상태가 될 수 있다. 이러한 경우, 측정 자료는 신뢰성을 잃게 되며, 또한 그러한 자료를 그대로 사용할 경우, 커다란 문제점을 발생시킬 수도 있다. 본 연구에서는 핵연료취급시설에서 핵물질 계량을 위해 사용되는 중성자 측정시스템의 구조물 중, 중성자 감속재에 대한 방사선 피폭 영향을 조사하였다. 이를 위하여 고밀도 폴리에틸렌(PE) 구조물을 10^5 rad ~ 10^9 rad 로 고준위 감마선에 조사시킨 후, 시간경과에 따른 중성자 감속능(neutron moderating power) 시험을 수행하였다. 시험결과, 감마선조사 PE의 중성자 감속능 변화는 조사선량에 비례하지 않는다는 것을 확인하였다. 그림1에서 보는바와 같이 10^5 rad 로 조사시킨 PE가 감속능 변화가 가장 큰 것으로 나타났으며, 그 외의 선량에서는 변화량이 크지 않은 것으로 나타났다. 이러한 조사선량에 비례하지 않는 감속능의 원인이 무엇인지는 앞으로 각각의 PE에 대한 성분분석, 구조분석 등의 물성분석을 통하여 규명해야 할 것이다.

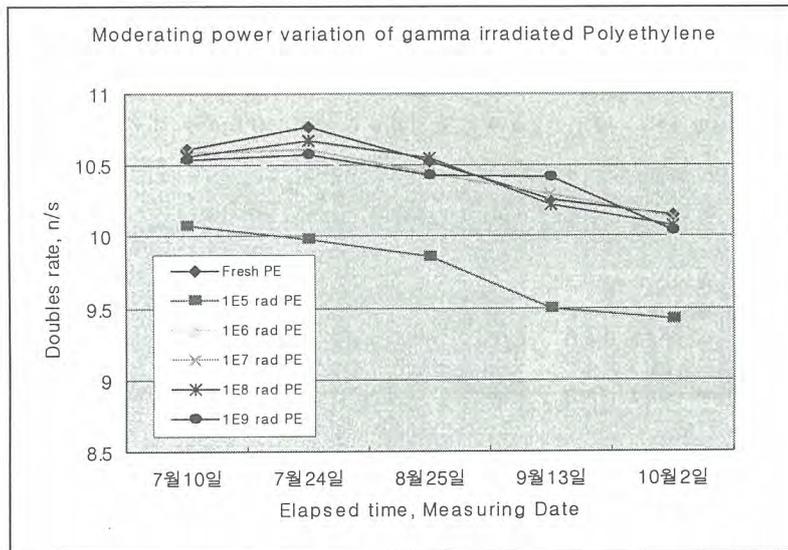


그림1. 중성자 감속재 PE의 조사선량 및 시간경과에 따른 중성자 계수율 변화.

정류회로내 LED용 다이오드의 방사선조사 영향평가

박광준, 정기석, 주준식, 강희영, 김호동
 한국원자력연구소, 대전시 유성구 덕진동 150
kipark@kaeri.re.kr

방사성 물질 취급시설에서 사용되는 대부분의 전자장비는 방사선 피폭에 의한 영향을 받게 되며, 그 결과 일부 전자부품은 원래의 성능을 발휘할 수 없는 상태가 된다. 따라서 어떤 전자부품이 방사선에 취약한지를 규명하여 성능저하 시점에서 부품을 교체하거나 또는 내방사선 특성을 강화시킬 필요가 있다. 본 연구에서는 전자장비에서 필수적으로 사용되는 정류회로 부품을 10^5 rad ~ 10^8 rad 범위의 고준위 감마선에 조사시킨 후, 5년경과 장기간 조사후 효과를 관찰하였다. 특히, 여기에서는 여러 가지 전자부품의 조사후 효과 중 그림1에서와 같은 LED 용 다이오드의 전압-전류 특성만을 소개하고자 한다. 그림에서 보는 바와 같이 감마선 조사를 시킨 다이오드는 조사시키지 않은 다이오드에 비해 전압-전류 특성이 달라졌다는 것을 알 수 있다. 즉, 순수한 다이오드의 경우, 인가전압 1.8V-2.2V에서 전류 변화량이 감마선 조사시킨 다이오드에 비해 적다는 것을 볼 수 있다. 역설적으로 똑 같은 전압을 인가하였을 때, 감마선 조사를 시킨 다이오드의 전류 변화량이 크다고 말할 수 있다. 결론적으로 LED용 다이오드에 감마선을 조사시키면, 조사시키지 않은 경우에 비해 상대적으로 낮은 전압에서도 LED를 작동시킬 수 있다는 것을 의미한다. 앞으로 이러한 현상을 좀 더 구체적인 물성분석을 통하여 규명한다면, 일반 환경에서의 응용분야로 확대해 나갈 수 있을 것이다.

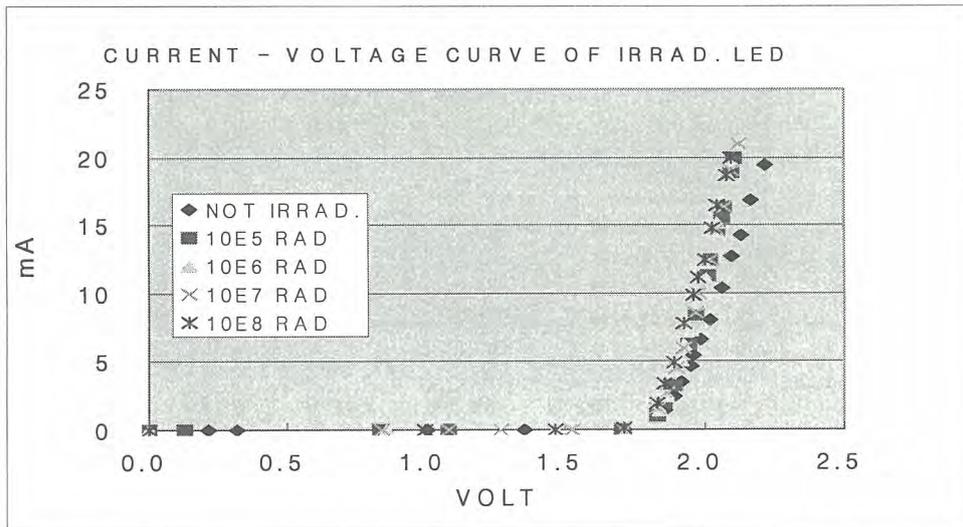


그림1. 10^5 - 10^8 rad 감마선조사 및 비조사 LED 용 다이오드의 전압-전류 특성 변화.

우라늄 부존지역(충북 괴산)과 비교지역(충남 부여)의 방사선량평가

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

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

gschoi@kaeri.re.kr

자연방사성 물질인 우라늄은 지각에 널리 분포되어 있으며, 때로는 토양이나 암석에 함축되어 존재하기도 한다. 우리나라는 중부지방에 우라늄과 바나듐을 함유한 흑색점판암의 광맥이 형성되어 있는 지역이 있다. 이 지역을 우리는 옥천벨트(Ogchun metamorphic belt : 옥천변성대)라 부른다. 충북 충주시 매현리에서 충남 논산군 벌곡면 수락리까지, 한반도 북동에서 남서 방향으로 120km에 걸쳐 형성되어 있다. 이들 지역에 매장되어 있는 흑색점판암에는 우라늄(U_3O_8)이 약 0.04%(250-400ppm)가 존재하고 있다. 본 연구는 우라늄 매장지역 중 매장량이 1,200만톤으로 제일 많은 충북 괴산지역과 비교지점으로 선정한 충남 부여지역에서 환경방사선 준위 조사 및 거주민에 대한 선량 평가를 수행하였다. 이들 지역의 선량 평가는 피폭경로별 시료를 선정하여 시료의 방사능 농도를 분석하고 이를 근거로 주민피폭선량을 평가하였다.

- 환경방사선조사방법

환경방사선 조사는 우라늄 부존지역인 충북 괴산지역의 자연부락과 우라늄 광산 주변을 중심으로 3개군 4개면 38개리 51개 조사지점에서 2003년 3월부터 2003년 12월까지 10개월 동안 수행하였으며, 비교지역인 충남 부여지역은 자연부락 중심으로 1개군 2개면 19개리 50개 조사지점에서 2005년 3월부터 2005년 12월 까지 10개월 동안 수행하였다. 환경방사선 준위 조사를 위해 선정한 시료는 3개월 주기로, 농산물 시료는 현지 농가에서 생산된 작물을 수확기에 채취하였다. 집적선량 측정은 TLD(themoluminescence dosimeter)를 사용하였으며, 측정 주기는 90일로 하였다. 라돈 조사는 라돈검출기 Terradex Radtrack(Landauer, Inc U.S.A)를 이용하여 90일 주기로 수행하였다.

- 피폭경로별선량평가

본 연구에서의 선량 평가는 내부피폭은 음식물 섭취에 의한 피폭, 공기 흡입에 의한 피폭, 라돈 가스에 의한 피폭을 고려하였고, 외부피폭은 TLD로 측정된 공간집적선량을 반영하였다.

- 결과및토론

조사지역에서 채취된 쌀, 배추, 우유, 물, 계란, 공기중미립자, 토양 등의 방사능 농도 결과를 Table 1에 수록하였으며, 시료별 방사능 농도는 조사기간 동안 이루어진 평균값이다. Table 1에 나타난 것처럼 토양중 우라늄의 경우 두 지역 모두 우리나라 평균 변동폭인 15-65 Bq/kg-dry 준위로 검출되었다. Table 2에는 우리나라 성인 기준의 식품류 소비량을 수록하였으며, 식품류 섭취로 인한 선량평가에 적용되었다. 식품류의 소비량은 현지조사를 통해 거주민이 조사지역에서 수확된 식품과 식수 등을 섭취하는 것을 추정하였다.

Table 1. Nuclide concentration in environmental monitoring samples around Geosan & Buyeo site.

	Goe-san						Bu-yeo					
	²³⁸ U	¹³⁷ Cs	⁷ Be	⁴⁰ K	²²² Rn	TLD	²³⁸ U	¹³⁷ Cs	⁷ Be	⁴⁰ K	²²² Rn	TLD
rice (Bq/kg)	1.91 ₃ ×10 ⁷	<MDA	<MDA	30.2	-	-	5.4×10 ⁻³	0.02	<MDA	27.2	-	-
chinese cabbage (Bq/kg)	11.2 ₂ ×10 ⁷	0.52	0.5	89.2	-	-	5.5×10 ⁻²	<MDA	<MDA	135.2	-	-
milk (Bq/ℓ)	<MDA	<MDA	<MDA	53.9	-	-	5.7×10 ⁻³	<MDA	<MDA	56.1	-	-
drinking water (Bq/ℓ)	1.8×10 ⁻³	<MDA	<MDA	<MDA	-	-	8.7×10 ⁻³	<MDA	<MDA	0.2	-	-
egg (Bq/kg)	<MDA	<MDA	<MDA	<MDA	-	-	-	-	-	-	-	-
air (Bq/m ³)	1.2×10 ⁻⁶	<MDA	1.6×10 ⁻³	<MDA	83.7 [*] 37.7 ^{**}	116 ^{2*}	1.0×10 ⁻⁶	<MDA	1.1×10 ⁻³	<MDA	50.5 [*] 25.3 ^{**}	95.2 ^{2*}
soil (Bq/kg)	68.1	5.8	4.8	754.5	-	-	42.2	13.7	4.2	967.8	-	-

*indoor radon / **outdoor radon / ² mR/y

Table 2. Food consumption rate and air respiratory rate(adult)

Food	Consumption rate
Grain	141.0 Kg/y
Vegetable ¹	87.3 Kg-fresh/y
Egg ²	7.6 Kg/y
Milk	19.6 ℓ/y
Drinking water	532.5 ℓ/y
Respiratory rate	7,313.0 m ³ /y

1. Leafy, root and fruit vegetable

2. egg and poultry

조사지역에서 채취한 시료별 방사능 농도를 근거로 거주민에 대한 방사선선량평가를 수행하였다. 피산지역에서의 식품섭취에 의한 거주민 피폭선량은 쌀, 배추 등에서 검출된 자연방사능 영향으로 0.082 mSv/y 평가 되었으며, 비교지역인 부여지역의 경우는 0.130 mSv/y 로 평가 되었다. 공기 호흡으로 인한 피폭선량은 피산지역의 거주민은 0.07 μSv/y, 부여지역의 거주민은 0.06 μSv/y 정도 피폭 받는 것으로 평가되었다. 피산지역의 가옥내 라돈 농도는 83.7 Bq/m³, 옥외 50.5 Bq/m³ 이 검출되었으며, 부여지역 가옥내 라돈 농도는 37.7 Bq/m³, 옥외는 25.3 Bq/m³ 이 검출되었다. 피산지역의 라돈 농도는 우리나라 평균 농도보다 다소 높은 준위가 검출되었으며, 부여지역의 경우는 우리나라 평균 농도와 유사한 준위로 나타났다. 최근의 연구보고서에 의하면 우리나라 라돈 평균 농도는 실내 53.4 Bq/m³이며, 옥외 농도는 23.3 Bq/m³ 으로 조사 발표 된 바 있다. 검출된 라돈의 농도에 의한 거주민 피폭선량은 피산지역의 경우 2.56 mSv/y 로 평가 되었으며, 부여지역은 1.55 mSv/y 로 평가 되었다. 주로 우주선이나 지표의 영향이 큰 감마방사선량은 TLD 판독 결과 피산지역은 116 mR/y, 부여지역은 95.2 mR/y로 측정되었다. 측정된 감마선량에 의한 거주민의 외부 피폭선량은 피산지역 0.71 mSv, 부여지역 0.58 mSv로 평가되었다. 두 지역의 피폭경로별 연간유효선량을 평가한 결과 피산지역 주민은 3.35 mSv/y, 부여지역 주민은 2.26 mSv/y 정도 피폭 받는 것으로 평가 되었다. 이번 연구에서 확인된 것은 우라늄 부존 지역으로 알려진 피산지역과 비교지역인 부여지역의 환경방사능 준위는 우리나라 평균치를 유지하고 있었다. 흥미로운 것은 우라늄 부존 지역의 가옥에서 라돈농도가 높게 검출되고 있으며, 공간집적선량 또한 높게 검출되고 있었다. 이러한 원인에 대해서는 향후 좀 더 깊은 연구가 이루어져야 할 것으로 생각된다.

Pyroprocessing Scale-Up에 대한 예비 환경영향평가

국동학, 정원명, 구정희, 조일제, 이은표, 이원경, 권기찬, 유길성
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

한국원자력연구소에서는 90년대 후반부터 이산화우라늄 형태의 사용후핵연료를 금속우라늄 형태로 전환시켜 고준위폐기물의 처분 부피와 방사능 등의 위험요소를 획기적으로 감소시킬 수 있는 Pyroprocess 연구를 활발히 계속 진행해오고 있다. 이 공정의 실증을 위해 Lab 규모 실험을 위한 ACPF 시설을 완공하여 정상 운영 중에 있으며, Lab 규모의 성공적인 실증을 바탕으로 더 큰 규모의 시설을 현재 기획하고 있다.

방사성물질을 취급하는 모든 시설은 법에서 규정한 환경영향평가를 반드시 수행하여 시설의 안전성을 최우선적으로 확보하여야 하므로, 본 연구에서는 예비개념의 환경영향평가를 실시하여 시설의 안전성에 대한 기초 자료를 제시하고자 한다.

방사성물질을 취급하는 시설이 방출하는 방사성물질에 의한 주변 환경영향평가는 GASDOS 프로그램을 통해 수행하였으며, 이 프로그램은 미국 NRC 규제지침 1.111에 근거하여 개발된 GASPARD 프로그램을 한국원자력안전기술원에서 우리나라의 실정에 맞는 데이터를 수정·보완한 것이다.

이 프로그램에 입력되는 주요 인자로는 부지주변 환경데이터 및 인구분포, 대기확산인자, 방출 모형 등이 있으며, 시설에서 환경으로 최종적으로 방출되는 방사능 방출량이 가장 중요한 항목으로 입력된다. 그러나, 현재 시점에서는 새로 기획되는 시설의 구체적인 위치가 결정된 바가 없으므로, 3가지 경우의 장소를 가정하여 평가를 수행하고자한다. 첫째는, 기존의 원자력연구소 부지를 가정하고, 두 번째는 발전소가 위치한 해안지역이며, 셋째는 내륙의 평야지형을 가정하였다.

방사선원은 ACPF 시설의 설계시에 기준으로 채택하였던 사용후핵연료 조건을 바탕으로 하였으나, ACPF의 경우에는 10년 냉각된 핵연료에 대해서만 고려한 것에 반하여 이번 연구에서는 좀더 보수적인 계산을 위하여 5년 냉각 핵연료도 포함하였고, Scale-up에 따른 방사능 선원 증가분에 의해 전체적으로 총량이 매우 증가하였다. 방사선원의 최종 방출량을 조절하기 위해 필터류를 포함한 각종 제어장치의 가동여부도 선택사항으로 포함하여 다양한 결과를 바탕으로 최적의 조건을 찾아내고자 하였다.

환경영향평가를 위한 섭생자료 비교 평가

신상화, 김정훈, 황주호

경희대학교 원자력공학과, 경기도 용인시 기흥구 서천동

sanghwashin@khu.ac.kr

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

본 연구에서는 환경영향평가 프로그램에서 미국 DOE와 EPA에서 제시하고 있는 섭생자료에 대한 기본값, 그리고 국내의 섭생자료를 사용하여 결과값을 비교해 보았다. 대상 프로그램으로는 처분장등 오염부지의 거주자나 작업자의 피폭선량을 평가하기 위하여 개발된 RESRAD 6.3 코드를 사용하였고, 원자력 관련시설로는 감손우라늄을 촉매로 사용한 산업시설을 선정하였다.

I. 환경영향평가를 위한 섭생자료 비교 평가

방사성동위원소 사용시설 및 원자력시설로부터 환경으로 방출되는 방사성물질에 대한 방사선학적 영향 평가는 부지주변 주민과 작업종사자의 피폭을 충분히 고려하여야 한다. 주민이 받는 방사선 피폭은 체내와 체외 피폭으로 구별되며, 피폭받는 자의 위치를 포함한 피폭경로를 결정하여야 한다. 오염된 부지의 피폭경로를 결정하기 위해서는 부지 특성자료인 인구분포, 농축산물 생산량 및 소비량, 수상활동 등 섭생자료를 검토하여야 한다. 주민피폭평가의 기초자료인 섭생자료는 부지 특성에 따라 다르게 나타날 수 있다. 미국의 경우 오염부지의 평가를 위해 DOE에서 개발한 RESRAD 컴퓨터 프로그램을 사용하여 방사선학적 영향 평가를 하고 있다. 그러나 RESRAD 컴퓨터 프로그램은 미국의 섭생자료를 사용한다는 점에서 국내의 오염부지 평가에 적용했을 때 과대 혹은 과소평가하는 오류를 범할 수 있다.

이에 본 연구는 DOE에서 제시한 RESRAD 컴퓨터 프로그램의 섭생자료와 국내 및 미국 환경보호국(EPA: US Environmental Protection Agency)의 자료를 인용하여 상호 비교를 통한 방사선학적 영향평가를 함으로서 그 차이를 밝히 고자 한다. 대상시설로는 감손우라늄을 촉매로 사용한 산업시설을 선정하였고, 사용시설의 총 면적은 102,000m² 이었으며, 방사능 오염정도 평가를 위한 시료 채취는 25곳으로 선정하였다. 선정된 25곳은 깊이별로 시료를 분리하여 감손우라늄의 방사능 오염정도를 파악 하였다. 그 결과 한 지점만이 감손우라늄으로 오염된 값을 보였다. (U-234 : 0.025 Bq/g, U-235 : 0.002 Bq/g, U-238 : 0.14Bq/g)

위의 결과값을 바탕으로 하여 DOE, EPA에서 제시한 섭생자료와, 국내의 자료를 입력값으로 사용하여 결과값을 산출하였다.

표 1 DOE, EPA 및 국내의 섭생자료

Item	DOE	EPA	국내	[unit]
Fruit, vegetable, and grain consumption	160	102.4	190	kg/yr
Leafy vegetable consumption	14	14	225(100)	kg/yr
Milk consumption	92	77	63	ℓ /yr
Meat and poultry consumption	63	77	55	kg/yr
Fish consumption	5.4	6.9	79.3	kg/yr
Other seafood consumption	0.9	0.9	33.4	kg/yr
Soil ingestion	36.5	36.5	36.5	g/yr
Drinking water intake	510	730	196.3	ℓ /yr
Livestock fodder intake for meat	68	50	68	kg/yr
Livestock fodder intake for milk	55	55	55	kg/yr
Livestock water intake for meat	50	50	50	ℓ /yr
Livestock water intake for milk	160	55	60	ℓ /yr
Livestock intake of soil	0.5	0.5	0.5	kg/yr

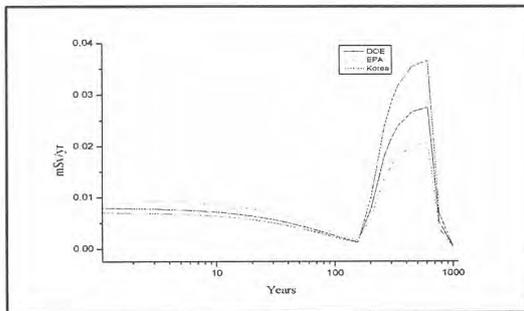


그림 1 각 섭생자료, 시간에 따른 선량

표 2 각 섭생자료에 따른 최대선량

	최대선량[mSv/yr]
DOE	2.76E-02
EPA	3.67E-02
KOREA	2.07E-02

위의 결과값에서 나타나듯이 EPA의 섭생자료를 사용하였을때 3.67E-02 mSv/yr로 가장 높은 값을 나타내고 있고, DOE의 섭생자료를 사용하였을때는 2.76E-02 mSv/yr, 국내의 자료를 입력값으로 사용하였을때는 2.07E-02 mSv로 가장 낮은 값을 나타내었다.

하나로 원자로 노외 중성자 조사시설의 차폐 보강

이성효, 강한희, 김영철, 김지욱, 김명섭, 최영산, 박상준

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

shlee8@kaeri.re.kr

1. 개요

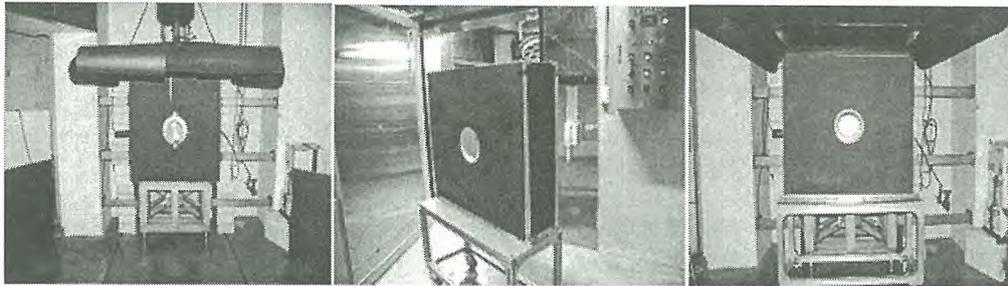
하나로의 IR 중성자 빔포트에는 노외 중성자 조사 설비(Ex-core Neutron-irradiation Facility, ENF)가 마련되어 있다. 이 설비는 원래 중성자 포획을 활용한 암 치료(Boron Neutron Capture Therapy, BNCT)를 목적으로 만들어졌으나, 질 좋은 열중성자속이 높고 조사실이 넓어 다양한 목적으로 활용되어 왔다. 이에 따라 BNCT 조사 목적 이외의 일부실험에서는 실험요건에 따라 조사실 외부에서의 방사선량이 주변 다른 실험 설비의 이용에 영향을 줄 수 있는 만큼 높게 나타나기도 하였다. 본 논문에서는 조사실 외부 방사선 준위를 낮추기 위한 추가 차폐체 설치와 그 결과에 대하여 정리하였다.

2. 본론

2.1 ENF 차폐 보강방법

2.1.1 PE Block 차폐

보론 커튼과 보론 터널이 차폐하지 못하는 고속 중성자의 차폐를 위해 이동식 PE Block 차폐체를 제작하여 Beam Shutter 벽면에 밀착되게 설치하였다.(그림1) PE Block 차폐체의 중심에는 Beam Shutter Hole보다 약간 큰 Hole과 마개가 있어서 노외 중성자 조사실험 시 누설되는 방사선을 최소화하도록 하였다.



설치 전

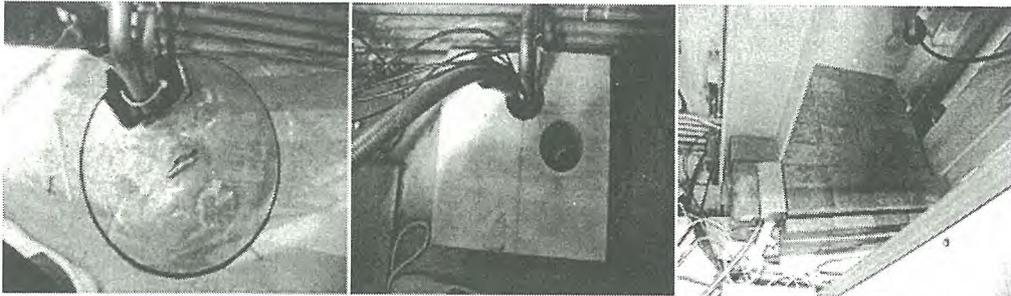
이동식 PE Block 차폐체

설치 후

그림1. Beam Shutter Hole 내부차폐

2.1.2 조사시설 상부지역 차폐

조사시설 상부지역 중에서 원자로 벽면의 Beam Shutter 바로 위쪽부분의 틈으로 누설되는 방사선은 이 부분에 PE Block과 납벽돌을 이용하여 차폐해 왔으나, 외부 공간 방사선량이 계속 높게 측정되어서 PE Block과 납벽돌 및 Borater PE Plate를 보강하였다. 차폐사향을 순서대로 그림으로 나타내었다.(그림2) 기존의 차폐는 높이 50 cm에 길이 80 cm 정도로 차폐되어 있었는데, 높이 80 cm에 길이 100 cm 정도로 높이와 길이를 보강하고 빈틈없이 차폐 되도록 하였다.



설치 전

PE Block 차폐체 설치
그림2. ENF 상부 차폐

납벽돌 및 보론시트 설치

2.2 ENF 외부방사선량 측정 차폐 보강 결과

원자로출력30 MW 시 ENF 조사실에 대한 차폐 보강 전·후의 감마선량 및 중성자측정값을 (그림3)에 나타내었다. 또한 각 측정 위치를 표1에 제시한다. 차폐 보강 후 감마선량은 평균 50 %, 중성자 측정 값은 평균 60 % 정도 감소하였음을 알 수 있다.

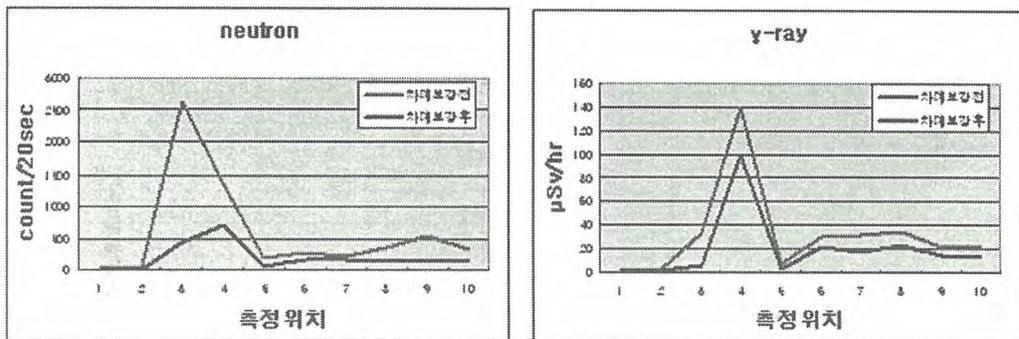


그림3. 조사실 차폐보강 전·후 감마선량 및 중성자 측정값

1. 조사실 지붕 액체 질소 배관 차폐부위 상부 위치에서 측정
2. 조사실 지붕 바닥 중앙부(1번 위치에서 3 m 거리)에서 측정
3. 조사실 북서쪽 쪽문 근처 위치에서 측정
4. 조사실 지붕, PNS 차폐, 원자로 벽체 교차 부분에서 측정
5. PNS 공유 차폐체 쪽 조사실 벽 중간(높이 100 cm) 에서 측정
6. 조사실 좌측문틀 중간 부분(높이 100 cm) 위치에서 측정
7. 조사실 문 좌측 틈새 (높이 100 cm) 위치에서 측정
8. 조사실 문 중앙 (높이 100 cm) 위치에서 측정
9. 조사실 문 우측 틈새(높이 100 cm) 위치에서 측정
10. 조사실 우측문틀 중간 부분(높이 100 cm) 위치에서 측정

표1. 조사실내 각 위치별 측정위치

3. 결론

하나로 노의 중성자 조사시설이 당초 목적인 BNCT 이외에도 NR, DNR, 중성자계측기 개발, 재료특성 시험등 다양한 분야에 이용됨에 따라 일부 실험 환경에서 조사실 외부 방사선량이 증가하는 현상을 보였다. 이에 따라 시설 내부 및 외부에 차폐를 보강하였고, 그 결과 노의 중성자 조사시설 주변에 위치한 SANS, PGNA등의 시험시설에 미치는 영향을 감소시킬 수 있었다.

「KAERI」 우라늄 잔류 물질 현황 및 저장방안에 대한 고찰

김현숙, 이성호, 이병두

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

hskim77@kaeri.re.kr

KAERI 내에 야적 보관중인 UF₆, 각 시설에 잔재되어 있는 각종 핵물질 및 향후 발생 가능한 각종 핵물질을 체계적이고 안전하게 관리하기 위해서 현재 KAERI 부지 내에 우라늄 잔류 물질 저장시설 건설을 추진 중이다. 본 논문에서는 KAERI 우라늄 잔류 물질 현황 및 물리적 방호측면과 안전조치 측면에서 우라늄 잔류 물질 저장시 고려해야 할 사항에 대해서 고찰하여 저장방안을 제시하였다.

1. 「KAERI」 우라늄 잔류 물질 현황

현재 KAERI내에는 야적 보관중인 UF₆를 포함하여 각종 핵물질이 10개 원자력시설에 산재되어 있으며 이를 핵물질 형태별로 분류하였다. 표 1은 「KAERI」 우라늄 잔류 물질 현황을 보여준다.

표 1. 「KAERI」 우라늄 잔류 물질 현황

핵물질형태		현재 보관 장소
NU	Scrap	R&D시설
	Scrap	핵물질저장시설
DU	U ₃ O ₈	하나로핵연료가공시설, 시설외지점
	Alloy	R&D시설
	Debris	R&D시설
	UF ₄ slag	시설외지점
	UF ₄ powder	UF ₄ 변환시설
	UF ₆ cylinder	UF ₄ 변환시설

2. 우라늄 잔류 물질 저장시 고려해야 할 사항

2.1 물리적 방호 측면

천연 우라늄 및 감손 우라늄은 물리적 방호 대상시설에 해당되지 않으므로 저장고의 안전 측면에서 저장고 내부를 감시할 수 있는 CCTV 및 출입통제를 위해 저장고 문에 Balanced Magnetis Switch (BMS) sensor 같은 최소한의 감시체제 구축이 요구되어진다.

2.2 안전조치 이행 측면

효율적인 안전조치 이행을 위해서는 우라늄 잔류물질 저장시 핵물질 분류는 물론 접근성, 적재 방법, 이동성 등이 고려되어야한다. 우선, 우라늄 잔류물질 저장은 핵물질 종류별 구분이 용이하도록 드럼별 ID부착 및 핵물질별로 약간의 간격을 두는 것이 필요하다 왜냐하면 IAEA 사찰관이 드럼 ID를 확인하고 드럼을 비파괴 검사 방법으로 측정함은 물론 선택한 드럼의 내용물 확인을 위해 드럼 개봉 및 내용물 중량 측정이 가능하도록 적재되어야 하기 때문이다. 물론, 적재 방법에 대한 안전성이 확보된다면 2층에서 최대 3층까지 적재해도 무방할 것으로 판단된다. 저장 공간이 너무 협소하여 드럼들을 그림 1과 같은 방법으로 적재할 경우 IAEA사찰 수검에 문제점이 많으므로 여유 있는 저장 공간이 필요하며, 적재된 드럼을 크레인으로 쉽게 빈 공간으로 이동할 수 있다

록 해야 한다. 그림 2는 위의 사항들을 고려한 적재 방법의 모델이다.

우라늄 잔류 물질은 향후 원자력활동에 사용되지 않는 물질이므로 가능하다면 다른 물질과 혼합 저장되지 않는 독립된 구역에 저장되어야 하며 저장고로 진입할 수 있는 출입구가 최소화되어야 한다. 또한 이는 IAEA와 협의를 통해 봉인될 가능성이 있다.

그림1.우라늄 잔류 물질의 적재 방법에 대한 모델

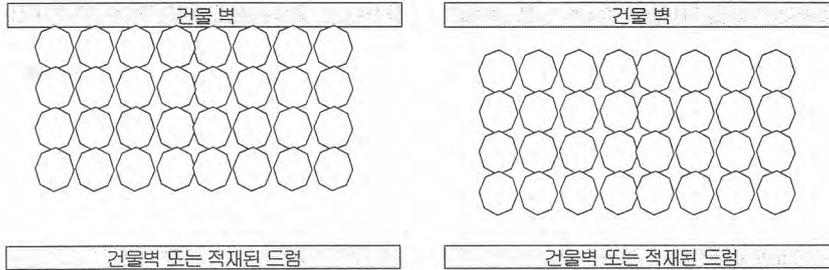
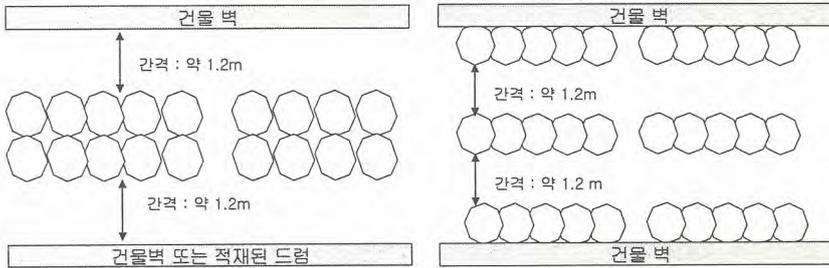


그림2. 우라늄 잔류 물질의 적절한 적재 방법에 대한 모델



이와 같이 우라늄 잔류 물질 저장시 위에서 언급한 물리적 방호 측면에서 감시체제, 안전조치 측면에서 핵물질 분류, 적재 방법, 접근성, 이동성, 출입문 봉인 등이 고려되어야 한다. KAERI 부지 내에서 건설 추진 중인 우라늄 잔류 물질 저장시설은 KAERI내 잔재되어있는 핵물질을 통합 관리하는 물론 향후 핵물질 이력 파악에 도움이 될 것이며 핵물질 안전조치 규정 준수를 용이하게 할 것이다.

중·저준위 방사성폐기물 유리고화체 저장용 몰드 열적 내구성 평가

양경화, 박병철, 신상운

한국수력원자력(주) 원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

khyangbb@khnp.co.kr

중·저준위 방사성폐기물을 유리고화하여 저장하기 위해서는 유리고화체의 특성과 공정에 적절한 용기가 설계되어야 한다. 한수원에서는 울진에 건설 중인 유리화시설에 적합한 용기 설계를 위해 다양한 규격의 용기에 대해 방사선 차폐해석, 열해석 및 구조해석을 수행하여 안전성을 분석한 바 있다. 그 결과, 울진 유리화시설의 경우에는 이중 용기(몰드, DOT-17H 드럼)가 적정하며 고준위 유리고화체 저장용기(두께 5mm 이상, 스테인레스 304L 재질)보다 규격이 크게 완화되어도 될 것으로 판단되었다.

이에 따라 표 1의 규격으로 몰드를 제작하여 대전 유리화 실증시설에서 열적 내구성을 시험하였다. 유리는 유도가열식 저온로에 연속적으로 투입하여 1100℃에서 용융시켰으며, 약 10시간 동안 10회에 걸쳐 420kg의 유리를 몰드로 배출하였다.

표 1. 중·저준위 유리고화체용 몰드의 제작 사양

용량	높이	내경	두께	재질
190L	796mm	557mm	2mm	카본스틸

매 회 유리 배출시마다 용융유리는 몰드 내부에 수평으로 퍼져서 몰드의 중앙 부위와 벽면 부위의 수위는 거의 차이가 없었다. 또한, 유리가 배출될 때 몰드 외벽이 충전 높이까지 붉게 달구어지는 현상이 나타나 육안으로 몰드 내 유리 높이를 확인할 수 있었다. 냉각 후 몰드의 외벽은 유리가 배출되었던 주기에 따라 검은 띠모양으로 변색되었다.

몰드의 변형 여부를 확인하기 위하여 시험 전후에 몰드 4면에서의 높이, 높이별로 6군데에서의 지름, 바닥면 9군데에서의 함몰 깊이를 측정하여 비교하였다. 그 결과, 몰드의 높이 및 지름은 거의 변형이 없는 반면, 바닥면은 중앙 부분이 5.89mm 돌출되고 가장자리는 0.72~3.50mm 정도 함몰된 것으로 나타났다.

몰드의 바닥면은 크게 부식되어 그림 1에 보이는 것처럼 꺾질 형태로 벗겨졌으며, 몰드가 놓인 위치에도 부식된 조각들이 떨어져 있었다. 이는 고온의 유리가 몰드 바닥면에 가장 오래 접촉하고 벽면에 비해 쉽게 냉각되기 어렵기 때문에 재질이 고온에서 산화되었기 때문인 것으로 추정된다.

결론적으로 몰드는 벽면에 비해 바닥면이 열적으로 취약하여 두께나 재질을 보강할 필요가 있는 것으로 판단된다. 향후에는 규격변화에 따른 열충격을 계산하는 등의 방법으로 몰드의 규격을 보완하여 재시험할 예정이다.

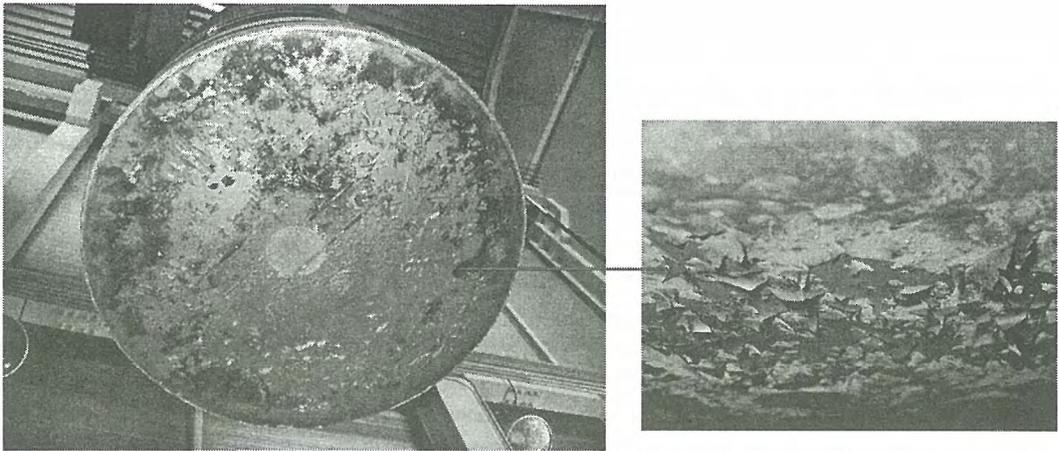


그림 1. 용융유리 충전 후 몰드 바닥면 상태

Applications and Research Opportunities for a Neutron Activation Analysis (INAA/PGAA/DNAA) of Radioactive Wastes

G.M. Sun, D.K. Cho, J.H. Moon, S.Y. Baek, S.H. Kim, Y.S. Chung and H.R. Kim
Korea Atomic Energy Research Institute, Deokjin-dong, Yuseong-gu, Daejeon 305-353, Korea
gmsun@kaeri.re.kr

1. Introduction

Management of the various wastes from nuclear power plants, medicine, industrial activities, research and development, is a knotty problem unless they are properly managed. Waste component analysis is an important key for a proper waste management. By determining the amount of harmful elements in the wastes, and by determining the radioactive characteristics, we can make decisions on how to manage these wastes. Waste quantitative analysis has been carried out by utilizing various chemical analytical methods like ICP-OES, ICP-MS and ion chromatography etc. But these methods can not always be carried out because of a high cost and the sample pre-treatment and preparation problems. Most chemical analytical methods require a total dissolution of the sample and so it is difficult to avoid a contamination of the apparatus, whereas nuclear analytical methods like an instrumental neutron activation analysis (INAA) and a prompt gamma-ray neutron activation analysis (PGAA) are free from these problems and cost-effective. In Korea, the INAA system has been operated at a research reactor since 1962, and the HANARO reactor, a research reactor of the Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI), has been utilized since 1995 [1-3]. Also, a PGAA system was installed at HANARO by the joint efforts of Seoul National University and KAERI in 2002 [4]. These systems have been applied to various fields like industrial materials, agricultural and marine products, archaeology and forensic samples, biological samples, environmental samples and geological samples but not yet actively applied to a radioactive waste analysis. Recently, a new delayed neutron activation analysis (DNAA) system is under development with funding from the Korea Institute of Nuclear Nonproliferation and Control (NNCA).

2. Neutron activation analysis

Once a stable nucleus has been excited by a neutron capture, the resultant unstable nucleus will emit radiations for its stabilization. Characterization of the elements can be performed both by the prompt gamma-rays that are emitted from the resultant unstable nucleus (PGAA) or by the delayed gamma-rays that come from the decay of a radioactive nuclide (INAA). This characteristic is very useful to investigate the relative concentration of a stable and unstable nucleus. Because the sample preparation is simple, there is little or no risk of a sample loss or contamination. The materials with low-Z elements like H, B, N, Si, P and S can be analyzed by PGAA. Furthermore, PGAA is highly sensitive to toxic elements such as Cd, Hg, Sm and Gd [5]. INAA is well-known and useful for the determination of trace and minor elements in many fields. Due to its simplicity and good accuracy it has been accepted as a recommended method for certifying the reference materials and applied to multidisciplinary studies, from extraterrestrial matters to deep-sea sediments, from large archeological relics to very fine atmospheric particles, etc. Waste analysis has been one of the main issues in the INAA studies. When INAA is jointly used with PGAA, almost elements in the chemical periodic table can be analyzed [6]. If U and Th in a spent fuel and other radioactive wastes will be the main concern, then these elements can be rapidly analyzed both by a delayed fission neutron counting by using the DNAA system.

3. Applications

3.1. Combustible wastes

As we try to take responsibility for all the generated radioactive wastes and their effects on our future life, a management of the combustible wastes from nuclear power plants, medicine, industrial activities, research and development has been a thorny issue due to their large amounts. In the USA, the combustible wastes have been burned in an incinerator facility and sent to an intermediate storage site. For a volume reduction of the waste, this process must also be installed in Korea. If this incineration process is carried out, the resultant ashes must be analyzed by using various analytical methods because they still include not only radioactive nuclides but also natural elements including toxic and trace elements. PGAA and INAA will be the best choice for these wastes.

3.2. Coal and coal wastes

Coal and coal waste products including fly ash, bottom ash, boiler slag, and flue gas desulphurization contain many heavy metals, including As, Pb, Hg, Ni, V, Be, Cd, Ba, Cr, Cu, Mo, Zn, Se and Ra, which are dangerous if released into the environment. Coal ash also contains low levels of U, Th, and other naturally-occurring radioactive isotopes whose release into the environment may lead to a radioactive contamination. Even though, the radioactivity of fly ash is still very low, and it is of a concern because a small amount of the fly ash can end up in the atmosphere where it can be inhaled. These harmful elements can be analyzed by PGAA and INAA [7, 8].

3.3. Environmental pollutions

Capabilities of the nuclear analytical methods for an elemental analysis of water and sediment pollutions have been tested extensively. Following the Gulf War, oil (from spills), sediment and corals were analyzed by PGAA and INAA and other chemical methods [9, 10]. $^{32}\text{S}/^{34}\text{S}$ isotopic ratios in the oil were measured by PGAA, which presented a possible method of tracing oil spills to their sources. Hence, compositions for various elements can indicate the distribution and migration of these elements. Some natural and man-made radionuclides like ^{232}Th and ^{238}U from soils and sediments can be determined instrumentally both by INAA and DNAA. Activation of these nuclides produces samples which are endogenously labeled with ^{233}Pa and ^{239}Np [11].

Acknowledgements

This project has been carried out under the nuclear research and development program by the Ministry of Science and Technology, Republic of Korea.

References

1. Chung, Y. S., Chung, Y. J. and E. S. Jeong, J. Kor. Nucl. Soc., 27, 2 (1995) 234.
2. Chung, Y.S., Jung, E.S. and Cho, S.Y., J. Radioanal. Nucl. Chem. 217 (1997) 71.
3. Chung, Y. S., Kim, S. H., Moon, J. H., Kim, H. R. and Kim, Y. J., Nucl. Eng. and Techn., 38, 6 (2006) 353.
4. Byun, S.H., Sun, G.M. and Choi, H.D., Nucl. Instrum. Method A 487 (2002) 521.
5. Molnár, G.L., Révay, Zs., Paul, R.L. and Lindstrom, R.M., J. Radioanal. Nucl. Chem. 234 (1998) 21-26.
6. English, G. A., Firestone, R. B., Perry, D. L., Reijönen, J., Ludewigt, B., Leung, K. N., Garabedian, G., Molnár, G., Révay, Zs., Nucl. Instr. & Meth. B., 213 (2004) 410.
7. Oliveira, C. and Salgado, J., J. Radioanal. Nucl. Chem. 167 (1993) 153.
8. Ward, N. I., Kerr, S. A. and Otsuka, T., J. Radioanal. Nucl. Chem. 114 (1987) 113.
9. Yonezawa, Cl., Matsue, H. and Hoshi, M., J. Radioanal. Nucl. Chem. 215 (1997) 81.
10. Sychala, M., Michaelis, W. and Fanger, H. -U., J. Radioanal. Nucl. Chem. 112 (1987) 331.
11. Benedik, L., Pintar, H. and Byrne, A.R., J. Radioanal. Nucl. Chem. 240 (1999) 859.

빈 면



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>