ISSN 1738-1142

Volume 13(2) **2015**

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

# 2015 **추계**학술논문요약집

Abstracts of Proceedings of the
Korean Radioactive Waste Society **AUTUMN 2015**

**일 시**

2015. **10.14**(수) – **10.16**(금)

**장 소**

파라다이스호텔 부산

사단법인 한국방사성폐기물학회
Korean Radioactive Waste Society

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

# 2015
# 추계학술논문요약집

Abstracts of Proceedings of the
Korean Radioactive Waste Society **AUTUMN 2015**

일 시

2015. **10.14**(수) – **10.16**(금)

장 소

파라다이스호텔 부산

사단 법인 한국방사성폐기물학회
Korean Radioactive Waste Society

# 목 차

## 1분과 후행핵연료주기기술 및 정책 (Oral)


09:00~09:20 고준위 방사성물질의 화학조성 분석기법 ····· 19
정양홍, 유병옥, 안상복, 전용범[한국원자력연구원]

09:20~09:40 선택적 금속 용해를 통한 전해환원 공정 시료 화학 분석 연구 ····· 21
박태홍, 조영환, 강병만, 김종구, 김종윤, 배상은, 연제원[한국원자력연구원]

09:40~10:00 전해환원 및 연계공정의 II족 원소 거동 ····· 23
최은영, 이정, 오승철, 박우신, 김성욱, 홍순석, 조영환, 박태홍, 김종윤, 전상채, 이주호, 허진목[한국원자력연구원]

10:00~10:20 고온 용융염 내 우라늄의 전기화학 및 분광학 연구 ····· 25
김대현, 배상은, 이나리, 김종윤, 박태홍, 연제원[한국원자력연구원]

10:40~11:00 고온 용융염 액위, 밀도, 동적표면장력 동시 측정장치 개념 설계 ····· 27
이진홍, 김종윤, 박태홍, 배상은[한국원자력연구원]

11:00~11:20 다자간 사용후핵연료 관리 접근방안의 현안과 우리나라의 제약요인 분석 ····· 29
이동훈, 이한명, 전은주, 이동형, 이병욱[한국원자력연구원]

11:20~11:40 사용후핵연료 운반용기 용접부 파괴인성 평가 ····· 31
정성환[한수원㈜중앙연구원]

11:40~12:00 사용후핵연료 수송 및 저장 겸용용기 개발을 위한 차폐설계 ····· 33
김용일, 안효철, 안준기[한국전력기술㈜]


## 1분과 후행핵연료주기기술 및 정책 (Poster)


P0101 미국 핵연료 주기 평가보고서 분석을 통한 한국 GEN IV 핵연료주기의 타당성 ····· 37
임근수, 이재민[경희대학교]

P0102 국가수준 안전조치 접근법(State-Level Approach) 적용에 대한 고찰 ····· 39
정주앙, 이성호, 이병두, 김인철, 김현조[한국원자력연구원]

P0103 사용후핵연료 저장시설 Design Case 관점에서 해외사례 분석 및 적용방안에 대한 고찰 ····· 41
이동진, 정재훈, 윤형준, 이병식[한국전력기술㈜]

P0104 일본의 CSC 협약가입의 의미와 시사점 ····· 43
이대성, 이기복, 이영철, 임채영, 이영준, 이종희, 김영수[한국원자력연구원]

P0105 $LiCl-KCl-UCl_3$ 용융염을 이용한 전해정련공정에서 음극재에 따른 회수 우라늄의 특성연구 ····· 45
이창화, 강덕윤, 이성재, 박성빈, 백승우, 안도희[한국원자력연구원]

P0106 LiCl-KCl-$UCl_3$ LIBS 스펙트럼 측정을 통한 우라늄 정량분석 ····· 47
한보영, 김동선, 박세환, 박근일[한국원자력연구원], 최대웅[전남테크노파크]

P0107 PRIDE 셀장치의 시설 및 공정 연계 성능시험 및 개선 ····· 49
한종희, 홍동희, 이원경, 조일제, 김기호[한국원자력연구원]

P0108 PRIDE 가상목업을 위한 원격취급시스템의 유저 인터페이스 개발 ····· 51
류동석, 김성현, 조일제, 김기호[한국원자력연구원]

P0109 사용후핵연료 관리공정 실증시설의 핫셀 격리실 설계 ····· 53
유승남, 한종희, 류동석, 이종광, 김성현, 박병석, 조일제, 김기호[한국원자력연구원]

P0110 Self-induced XRF를 이용한 사용후핵연료의 연소도 평가 ····· 55
이승규, 서희, 원병희, 이채훈, 김호동, 박근일, 권형문, 박세환[한국원자력연구원]

P0111 전용 시나리오에 따른 준실시간 계량관리 시스템의 전용 탐지 알고리즘 성능 비교 연구 ····· 57
원병희, 신희성, 안성규, 한보영, 박세환, 박근일[한국원자력연구원]

P0112 파이로시설 격납/감시시스템 설계 절차 적용 및 고려사항 ····· 59
조광호, 안성규, 송대용, 박세환, 박근일[한국원자력연구원]

P0113 재료 불확실성을 고려한 충격완충체의 최적설계 ····· 61
임종민, 최우석[한국원자력연구원]

P0114 PRIDE 시설에서의 30 kg-U/batch 규모 $UO_2$ 다공성펠렛 제조 ····· 63
전상채, 이주호, 이광연, 이재원, 조용준[한국원자력연구원]

P0115 파이로프로세싱 전해환원 세라믹 양극 안정성 평가 ····· 65
김성욱, 최은영, 전민구, 이상권, 강현우, 허진목[한국원자력연구원]

P0116 개량 사출주조법에 의한 휘발방지 재순환 금속연료심의 제조 ····· 67
김기환, 김종환, 김형태, 오석진, 이찬복[한국원자력연구원]

P0117 파이로 공정 입력물질 계량 방안 ····· 69
이채훈, 나상호, 김봉영, 배동선, 서희, 박세환, 안성규, 김호동, 박근일[한국원자력연구원]

P0118 ACPF 아르곤셀 Seal Pot 유동해석 ····· 71
이지선, 박병석, 조일제, 김기호[한국원자력연구원]

P0119 핫셀 모듈형 조명장치 및 전구 교환장치 개발 ····· 73
박병석, 이종광, 유승남, 정윤목, 조일제, 김기호[한국원자력연구원]

P0120 고온 용융염 내 Eu(III) 이온의 자발적 환원반응 연구 ····· 75
배상은, 김대현, 이나리, 김종윤, 조영환, 박태홍, 연제원[한국원자력연구원]

P0121 파이로시설 적용을 위한 NRC와 DOE의 위해도 기준 및 지표 비교분석 ····· 77
유길성, 문성인, 서석준, 정원명, 이효직, 서중석, 이호희, 김현민[한국원자력연구원], 전관식[㈜라드웍스]

P0122 PRIDE 급·배기 필터 교체 ····· 79
장영국, 노선호, 조일제[한국원자력연구원]

P0123 Ar cell 산소·수분 계측기 배관 개선 ····· 81
장영국, 노선호, 조일제[한국원자력연구원]

P0124 전류밀도에 따른 액체카드뮴 전극의 U/Nd 전착특성 ····· 83
심지형[한양대학교], 김시형, 백승우[한국원자력연구원]

P0125 파이로시설의 안전성 분석을 위한 고장모드영향분석(FMEA) 방법의 도입 ····· 85
서석준, 문성인, 서중석, 정원명, 유길성, 이호희, 이효직, 김현민[한국원자력연구원]

P0126 $LiCl-KCl-UCl_3$ 및 $LiCl-KCl-UCl_3-BiCl_3$에서의 순환전위전류법 ····· 87
손성준, 김평화, 황일순[서울대학교], 박재영[한국원자력안전기술원]

P0127 $LiCl-KCl-UCl_3-NdCl_3$ 용융염에서 U/Nd 전기화학 거동 ····· 89
김시형, 김가영, 심준보, 김택진, 정재후, 백승우, 안도희[한국원자력연구원], 심지형[한양대학교]

P0128 냉각실이 설치된 염 분리장치 개발 ····· 91
권상운, 정재후, 이영상, 강한별, 백승우, 안도희[한국원자력연구원]

P0129 조사 U-Mo 분산핵연료 중 U, Pu, Nd 동위원소, 방사성핵종 정량 및 연소도 측정 ····· 93
김정석, 전영신, 박양순, 김영복, 송병철, 강병만, 박재일, 하영경[한국원자력연구원]

P0130 Ab initio 방법을 이용한 베릴륨 결함 에너지 및 베릴륨 내의 수소 거동 연구 ····· 95
김동규, 김용은[충북대학교], 김성렬, 김희문, 홍권표, 안상복[한국원자력연구원]

P0131 단위바스켓 유동특성 평가 ····· 97
유승환, 방경식, 이주찬, 최우석[한국원자력연구원]

P0132 중수로 사용후핵연료 장기 열전달 특성 평가 ····· 99
이성용, 이동규, 박제호[㈜코네스코퍼레이션], 정성환[한수원㈜중앙연구원]

P0133 Creep Model for PWR Spent Nuclear Fuel ····· 101
Ju-Seong Kim, Hyo-Chan Kim, Yong-Sik Yang, Sung-Geun Kim, Yang-Hyun Koo[KAERI]

P0134 콘크리트 저장용기 입·출구 Bird-screen의 Mesh 크기에 따른 열 유동시험 ····· 103
방경식, 유승환, 이주찬, 서기석, 최우석[한국원자력연구원]

P0135 보론함유 $UO_2$ 소결체 및 미소셀 $UO_2$ 소결체 연소시험 ····· 105
김대호, 양용식, 김효찬, 인왕기, 구양현, 양성우, 박승재, 조만순[한국원자력연구원]

P0136 PWR 사용후핵연료 콘크리트 저장용기의 운전제어 및 제한조건 개발 ····· 107
백창열, 조천형[한국원자력환경공단], 정성훈[㈜코네스코퍼레이션]

P0137 사용후핵연료 금속겸용용기 안전성 입증시험 ····· 109
이상훈[계명대학교], 임종민, 양윤영, 최우석[한국원자력연구원]

P0138 피복관 산화막 방사율의 건식저장 중 사용후핵연료 온도에 대한 민감도 분석 ····· 111
신창환, 장정남, 서경원, 양용식[한국원자력연구원]

P0139 사용후핵연료 저장조 사고시 핵연료 피복관 발화에 관한 연구 ····· 113
방제건, 전태현, 김선기, 구양현[한국원자력연구원]

P0140 사용후핵연료 저장조 냉각재 상실사고시 공기중 산화모델 연구 ····· 115
방제건, 김대호, 전태현, 김선기[한국원자력연구원]

P0141 핫셀시험시설내 160 kV 마이크로 X-ray 장비 설치 및 검사기술개발 ····· 117
김희문, 유병옥, 김길수, 허기수, 안상복[한국원자력연구원], 김동규[충북대학교]

P0142 PIE 시설의 건물 구조진단 및 유지보수 관리 방안 ····· 119
황용화, 정상희, 김도식[한국원자력연구원]

P0143 고온열처리중 연료파편의 Cs 휘발 거동 분석 ····· 121
이재원, 이도연, 이영순, 이광연, 양재환, 조용준[한국원자력연구원]

P0144 연료회수용 절개탈피복 시스템 개선 ····· 123
이재원, 이도연, 이영순, 양재환, 조용준[한국원자력연구원]

P0145 사용후핵연료 연소이력 추정 프로그램 iBEST에 대한 모니터 핵종 별 연소이력 추정 능력 평가 ····· 125
안길훈, 윤종호[한국원자력통제기술원], 유형준[한국원자력연구원]

P0146 사용후핵연료 지연수소화균열 평가 요건 설정 ····· 127
홍종대, 김효찬, 김주성, 정양일, 김도식, 양용식, 구양현[한국원자력연구원]

P0147 핫셀용 가변형 표면영상 이미지 분석기법 향상 ····· 129
서항석, 김도식, 전용범, 이형권, 권형문, 장정남, 권인찬[한국원자력연구원]

P0148 소체적 연료의 봉내압 측정실험에 대한 불확도 추정 ····· 131
이형권, 김도식, 전용범, 서항석, 권형문, 장정남, 김성근, 정상희[한국원자력연구원]

P0149 전처리 집합체해체 핵심장치 디지털 목업 검증 ····· 133
김영환, 조용준, 안도희[한국원자력연구원]

P0150 조사재시험시설 핫셀용 시험장비 재구축 시스템 개발 ····· 135
김영준, 허기수, 진영관, 유병옥, 백승제, 정양홍, 김길수, 주용선, 안상복[한국원자력연구원]

P0151 월성 중수로 건식저장 사용후핵연료 건전성 평가를 위한 선행 연구 ····· 137
김영준, 주용선, 허기수, 진영관, 안상복, 전용범[한국원자력연구원]

P0152 사용후핵연료 골격체 시편 제작용 정밀 절단장치 개발 ····· 139
허기수, 유병옥, 백승제, 김도식, 안상복, 주용선, 전용범[한국원자력연구원]

P0153 월성 사용후핵연료 건식저장계통 열화관리방안 ····· 141
정성환, 정윤창[한수원㈜중앙연구원]

P0154 핵연료 집합체 구조부품 열화모사 특성 분석 ····· 143
이영호, 김주성, 김현길, 국동학, 양용식, 구양현[한국원자력연구원]

P0155 Zr-1.11Nb-0.08Cu 합금의 크리프 실험을 통한 멱수법칙 크리프 모델 적용성 평가 ····· 145
정양일, 박동준, 박정환, 박정용, 김현길, 양용식, 구양현[한국원자력연구원]

P0156 파이로시설 설계를 위한 안전조치방안 예비개념 ····· 147
안성규, 권은하, 김봉영, 김호동, 서희, 신희성, 송대용, 원병희, 이채훈, 조광호, 박세환, 박근일[한국원자력연구원]

P0157 핵비확산성 평가를 위한 미계량핵물질 연산 도구 개발 ····· 149
정연홍, 황용수, 장선영, 한재준[한국원자력통제기술원]

P0158 FRAPCON 3.5 코드를 이용한 PWR 고연소도사용후핵연료의 열화거동 평가 ····· 151
윤형주, 박광헌[경희대학교]

P0159 FLUENT를 활용한 콘크리트 저장용기의 공기유로내 유속에 따른 대류열전달 해석 ····· 153
강경욱, 김형진, 조천형[한국원자력환경공단]

## 2분과 방사성폐기물 처분 및 부지특성 (Oral)

09:00~09:20 중저준위 방사성폐기물 전체부지 처분시설개발 계획(안) ····· 157
정미선, 박진백, 박주완[한국원자력환경공단]

09:20~09:40 KURT 화강암에서 우라늄의 지화학적 장기거동 해석 ····· 159
백민훈, 박태진[한국원자력연구원], 신주도[한국방사선진흥협회]

09:40~10:00 고리 1호기 압력용기 원형해체 시 붕괴열 및 수화열을 고려한 충전 모르타르 건전성 평가 ····· 161
최유정, 이성철, 하창주, 김창락[한전국제원자력대학원대학교]

10:00~10:20 지하수의 지중 노출에 따른 지구화학 변화특성 평가: 터널 내 유출지하수 중심 ··· 163
권장순, 김지연, 고용권[한국원자력연구원], 권만재[한국과학기술연구원]

10:40~11:00 해안지역 암반 지하수의 수리화학적 특성 ····· 165
이정환, 정해룡, 박주완[한국원자력환경공단]

11:00~11:20 처분시스템 복합시나리오를 고려한 종합성능평가 모델 개발 ····· 167
김정우, 고낙열, 조동건, 정종태, 백민훈[한국원자력연구원]

11:20~11:40 단층 및 지표물리탐사 결과를 반영한 불균질성 단열망 모델링 구축 방법 ····· 169
정재열, 정해룡, 박주완[한국원자력환경공단]

11:40~12:00 Asymmetrical Flow Field-Flow Fractionation (AF4) Coupled with Liquid Waveguide Capillary Cell for Size Determination of Nano-Colloids in Groundwater ····· 171
Sun Tae Kim, Hye-Ryun Cho, Wansik Cha, Euo Chang Jung[KAERI], Seungho Lee[Hannam Univ.]

## 2분과 방사성폐기물 처분 및 부지특성 (Poster)

P0201 테크네슘 회수율 결정에서의 문제 해결 방안 모색 ····· 175
서경원, 이창헌, 이혜주, 오심온, 안홍주[한국원자력연구원]

P0202 한국과 미국 방사성폐기물 척도인자 개발 비교 ····· 177
안희진, 박승철, 김정주[한수원㈜중앙연구원]

P0203 처분적합성 입증을 위한 대표드럼 선정 방안에 대한 통계학적 고찰 ····· 179
박지은, 박승철[한수원㈜중앙연구원]

P0204 Assessment of Degmay Uranium Tailing and Remediation Concept ····· 181
Vaysidin Saidov, David Scott Kessel, Chang-Lak Kim[KINGS]

P0205 척도인자 유효성 검증을 위한 대표드럼 선정 방안 ····· 183
박지은, 안희진, 김정주, 박승철[한수원㈜중앙연구원]

P0206 경주 중저준위 방사성폐기물 처분시설의 장기 핵종재고량 예측 (2015년) ····· 185
정강일, 정미선, 박진백[한국원자력환경공단]

P0207 원전 해체폐기물 처분 방안 제안 ····· 187
안희진, 박승철[한수원㈜중앙연구원]

P0208 방사선과 미생물에 의한 침철석의 우라늄 수착특성 변화 ····· 189
이재광, 이승엽, 정종태, 백민훈[한국원자력연구원]

P0209 경주 중·저준위방사성폐기물 처분장 불포화대 해석 접근 방법 ····· 191
하재철, 정해룡, 박주완[한국원자력환경공단]

P0210 경주 중·저준위방사성폐기물 처분장 3차원 지질 모델링 ····· 193
김수진, 정재열, 정해룡[한국원자력환경공단]

P0211 단층감시시스템 구축현황 및 관측자료 분석 ····· 195
박원홍, 정재열, 정해룡[한국원자력환경공단]

P0212 4% $H_2$/Ar 분위기 하에서의 요오드화 세슘의 저온 포집특성 연구 ····· 197
이주호, 양재환, 이광연, 박장진, 조용준[한국원자력연구원]

P0213 첨단 중성자 흡수소재를 적용한 Cask의 화재조건에서의 열적 건전성 평가 ····· 199
이희재, 김미진, 손동성[울산과학기술원]

P0214 철-망간 산화물 고체상에서 Ca 공존 유무에 따른 우라늄 수착 거동 영향 연구 ··· 201
박태진, 백민훈[한국원자력연구원], 도시현[숭실대학교]

P0215 저온성 미세조류와 다배체 육종 기술을 활용한 오염수 내 세슘 제거 및 가능성 평가 ····· 203
류병곤, 양희만, 박찬우, 이근우, 서범경[한국원자력연구원], 곽민수, 정병률[한국과학기술원]

P0216 방사성폐기물 자체처분 전용오염검사장비(Clearance Monitor) 측정챔버 개발 ····· 205
이영주, 강기두[한수원㈜중앙연구원], 이모성[청주대학교]

P0217 한국원자력연구원의 운영폐기물 영구처분장 인도준비 시스템 ····· 207
홍대석, 장원혁, 신기백, 강일식, 김태국[한국원자력연구원]

P0218 고리 1호기 해체 후 부지 재이용 및 폐기물 재활용 방안 ····· 209
이주호, 서영아, 임만성[한국과학기술원]

P0219 사용후핵연료 처분시스템 인공방벽 물성 및 지화학적 특성과 근계영역 유동률 변화에 따른 Pu-239의 거동 민감도 ····· 211
이연명, 최희주[한국원자력연구원]

P0220 지하처분연구시설 확장 구간 연구모듈의 수리지질학적 평가 ····· 213
고낙열, 김건영[한국원자력연구원]

P0221 **방사성폐기물 심층처분시설 Safety Case에서 보조 안전지표 활용현황 분석** ····· 215
정종태, 김정우, 백민훈[한국원자력연구원]

P0222 **심지층 처분장의 가역성 및 회수가능성(R&R) 개념 적용가능성 분석** ····· 217
함인혜, 노현엽, 주희재, 황일순[서울대학교]

P0223 **심지층 처분시스템 주요시설 기술현황 분석** ····· 219
이종열, 이민수, 이연명, 이재완, 최희주[한국원자력연구원]

P0224 **공학적규모 이상의 균질 완충재 블록 생산을 위한 방법론 제시 및 제작조건 도출** ····· 221
김진섭, 박정찬, 김건영[한국원자력연구원], 소재철[㈜맥테크]

P0225 **TOUGH2 코드를 이용한 처분공 내 지하수 유입유량 및 완충재 재포화 특성 분석** ····· 223
김진섭, 이재원, 이창수, 김건영[한국원자력연구원]

P0226 **지중 양수시험을 이용한 수리지질구조 특성 연구** ····· 225
김대희, 박경우, 김병우, 고용권[한국원자력연구원]

P0227 **FLAC3D를 이용한 3차원 불연속균열망(DFN)모델에서의 수리해석** ····· 227
박정찬, 권상기[인하대학교], 김진섭, 이창수, 김건영[한국원자력연구원]

P0228 **방사성폐기물 처분장에서의 $^{238}U$ 과 $^{99}Tc$ 핵종 이동에 관한 연구** ····· 229
최세호[한국원자력연구원], 엄우용[PNNL]

P0229 **화강암반 수리지구화학 3차원 지질환경모델링 예비평가** ····· 231
정수림, 박경우, 권장순, 고용권[한국원자력연구원]

P0230 **저온분사코팅 설비의 대형화 및 중규모 구리처분용기의 제작** ····· 233
이민수, 최희주[한국원자력연구원], 박동용[㈜태광테크]

P0231 **대전 유성 지역과 안동 지역 배경단열을 위한 분리단열망 분석** ····· 235
지성훈, 박경우, 김대희, 고용권[한국원자력연구원]

P0232 **고준위폐기물처분장의 완충재와 후보물질 선정** ····· 237
이재완, 최영철, 이민수, 최희주[한국원자력연구원]

P0233 **실내 실험을 통한 벤토나이트 완충재 초기 수리 거동 분석** ····· 239
최영철, 윤찬훈, 박태진, 최희주[한국원자력연구원]

P0234 **벤토나이트 완충재의 열–수리 거동에 대한 수치해석적 연구** ····· 241
이창수, 이재원, 최영철, 최희주, 김건영, 김경수[한국원자력연구원]

P0235 **핵종분리율에 따른 처분면적 영향평가를 위한 붕괴열 민감도 분석** ····· 243
김인영, 최희주, 유맑고밝게빛나라[한국원자력연구원]

P0236 **심지층 처분의 선호암종을 대상으로 수행한 단열대 특성 비교 분석** ····· 245
박경우, 고용권, 정홍윤, 김대희[한국원자력연구원]

## 3분과 제염해체 및 방사성폐기물 처리 (Oral-1)


09:00~09:20 **원자력 시설 해체를 위한 광섬유 레이저 절단 시스템 설계변수 고찰** ····· 249
오승용, 김택수, 박현민, 이림, 신재성, 정진만, 선상우, 최병선, 문제권, 정도영[한국원자력연구원]

09:20~09:40 **원자력발전소 해체를 위한 해체 전환단계 동안의 구조물, 계통 및 기기 재분류 방안** ····· 251
이병식, 이동진, 최광순, 정완일[한국전력기술㈜]

09:40~10:00 **원전 해체 시 2차 폐기물 생성을 고려한 금속 절단기술 선정** ····· 253
임석남, 김민수[㈜액트알엠티], 박장순, 조규왕, 박재석[세안기술㈜]

10:00~10:20 **작업 시나리오 변경이 용이한 원자력 시설 해체 공정 시뮬레이션 프레임워크** ····· 255
김익준, 강신영, 김근호, 문제권, 이종환, 정관성, 최병선, 최종원, 현동준[한국원자력연구원]

10:40~11:00 **원전해체 방사성오염토양 분류장치 설계** ····· 257
이상철, 한재문, 김진희[현대건설], 홍대석, 장원혁[한국원자력연구원]

11:00~11:20 **원전 방사능오염 배관해체와 Cutting Chip 및 내부존재 방사성 액·기체 수집처리 연구** ····· 259
정철영, 김민수, 장동규, 박정원[㈜액트알엠티]

11:20~11:40 **폐 증기발생기 해체를 위한 전열관 제염 시스템 개발** ····· 261
김해웅, 공창식, 이상철, 이선호[두산중공업㈜]

11:40~12:00 **원전 해체폐기물 발생량 평가 시 주요 고려사항 고찰** ····· 263
정재훈, 이병식[한국전력기술㈜]


## 3분과 제염해체 및 방사성폐기물 처리 (Oral-2)


09:00~09:20 **물속의 삼중수소 제거 기초기술 연구** ····· 267
이승엽, 황진하, 이재광, 백민훈[한국원자력연구원], 최태오[㈜클로랜드]

09:20~09:40 **$^{99}$Tc 담지용 텔루라이트 유리 고화체** ····· 269
표재영, 허종[포항공과대학교], 박환서[한국원자력연구원]

09:40~10:00 **감마선 조사 환경에서 요오드 화학 거동 연구** ····· 271
홍수영, 연제원[한국원자력연구원]

10:00~10:20 **원전 첨착활성탄의 재활용을 통한 폐기물 발생량 저감방안(I)** ····· 273
최종락, 권혁철, 성기방[한수원㈜중앙연구원]

10:40~11:00 **방사성 오염 토양의 Cs 탈착 방안 설정에 관한 연구** ····· 275
이근우, 박찬우, 양희만, 서범경[한국원자력연구원]

11:00~11:20 **고준위 방사성폐기물 시설의 완충재의 거동특성** ····· 277
박흥락, 신호성[울산대학교]

11:20~11:40 **고순도 흑연 분말의 산소분위기 가스화 속도론 모델프리 해석** ····· 279
최윤정, 양희철, 양인환, 김형주, 이시영, 정동용, 문제권, 최종원[한국원자력연구원]

11:40~12:00 폐 피복관 부피감용을 위한 Zr계 금속고화체 합금의 특성 연구 ····· 281
한승엽, 장선아, 박환서[한국원자력연구원], 김종우, 신상용[울산대학교]

## 3분과 제염해체 및 방사성폐기물 처리 (Poster)

P0301 Environmental Water and Urine Sample Tc-99g Analysis Methodology by LSC ····· 285
Mumtaz Khan, Won-Seok Kim[POSTECH], Wooyong Um[PNNL]

P0302 중합반응 온도 변화에 따른 플라스틱 섬광체의 제조 조건 도출 ····· 287
남종수, 최용석, 홍상범, 서범경, 문제권, 최종원[한국원자력연구원]

P0303 사용후핵연료 중간저장시설 해체 인허가 체계 개발 ····· 289
육대식, 박동극, 안상면, 이호진, 이동명[한국원자력안전기술원]

P0304 삼중수소 저장공급 모의 우라늄 베드 ····· 291
구대서, 박종철, 김연진, 정흥석[한국원자력연구원]

P0305 동전기 제염 잔유 폐기물의 시멘트 고화 ····· 293
구대서, 성현희, 김계남, 김승수, 김일국, 한규성, 최종원[한국원자력연구원]

P0306 붕산함유 방사성 폐액 처리를 위한 정삼투막 공정의 유도용질용 자성입자 제조 ·· 295
양희만, 황두성, 서범경, 이근우[한국원자력연구원]

P0307 작업영역을 고려한 원전 해체용 유압 매니퓰레이터 설계 ····· 297
신호철, 김창회, 서용칠, 최병선, 문제권[한국원자력연구원]

P0308 원자로 해체 작업용 고하중 매니퓰레이터의 유압서보시스템 위치 제어 ····· 299
김명호, 김창회, 신호철, 박종원, 최병선, 문제권[한국원자력연구원]

P0309 실리카 나노입자를 이용한 나노복합유체 제염제의 제조기술 개발 현황 ····· 301
윤석본[한수원㈜중앙연구원], 윤인호, 최왕규[한국원자력연구원]

P0310 무기-고분자 복합레진의 동력학적 세슘 흡착 연구 ····· 303
박재일, 김정석, 이유민, 강병만, 이승천[한국원자력연구원]

P0311 IE96 zeolite에 의한 고방사성해수폐액에서 Cs의 흡착특성 ····· 305
이일희, 이근영, 김광욱, 김형주, 김익수, 정동용, 문제권, 최종원[한국원자력연구원]

P0312 고방사성해수폐액에서 IE96 zeolite-Cs 계의 흡착속도 ····· 307
이일희, 이근영, 김광욱, 김형주, 김익수, 정동용, 문제권, 최종원[한국원자력연구원]

P0313 염소화 TGA 장치를 이용한 ZIRLO 피복관의 단면 개방 영향 분석 ····· 309
전민구, 강권호, 허진목, 안도희[한국원자력연구원]

P0314 KRR-2 해체사업 작업절차서를 활용한 ISDC 코드선별 프로그램 설계 ····· 311
송찬호, 박희성, 진형곤, 박승국[한국원자력연구원]

P0315 콘크리트 오염상태에 따른 효율적 처리방법 개발 ····· 313
김승수, 한규성, 구대서, 김계남, 최종원[한국원자력연구원]

P0316 ITER 금속폐기물에 대한 원격 시편채취 기술개발 ····· 315
홍권표, 김성근, 오완호, 정상희, 안홍주, 박명철, 안상복, 전용범[한국원자력연구원]

P0317 토양에서 용출된 우라늄오염 금속산화물 고화체 실험 ····· 317
성현희, 구대서, 김계남, 최종원[한국원자력연구원]

P0318 파이로 건식처리공정 발생 희토류 산화물 및 인산화물 고화를 위한 고화매질 개발 ····· 319
최정훈, 은희철, 이기락, 조인학, 이태교, 김나영, 박환서, 안도희[한국원자력연구원]

P0319 2015년 KAERI해체 프로젝트 관리 정보 시스템 개발 현황 ····· 321
진형곤, 박승국, 박희성, 송찬호, 홍윤정[한국원자력연구원]

P0320 증기발생기 세정로봇의 분사장치 노즐 높이가 미치는 영향 ····· 323
박병목, 채경선, 신경욱, 장정남, 김일현, 민윤기, 김영국, 장희곤[세안기술㈜]

P0321 원전 해체 시 오염 콘크리트에 적용되는 제염기술의 비교 ····· 325
신경욱, 채경선, 박병목, 전상환, 정두성, 정도영[세안기술㈜]

P0322 이미다졸륨계 이온성 액체의 우라늄 용해특성 ····· 327
권수민, 김익수, 정동용, 최종원[한국원자력연구원]

P0323 경막 용융결정화를 이용한 LiCl-KCl 공융염 내 핵종분리특성 ····· 329
이태교, 최정훈, 은희철, 박환서, 안도희[한국원자력연구원]

P0324 금속시료 중 베타선 방출핵종 분리를 위한 예비실험 ····· 331
최광순, 서경원, 권혜정, 이신경, 안홍주[한국원자력연구원]

P0325 LiCl-KCl 용융염에서 퇴역 증기발생기 전열관(Alloy-600) 전해정련 전산해석 ····· 333
김평화, 손성준, 황일순[서울대학교]

P0326 초임계 이산화탄소와 추출제의 양에 따른 토양 내 금속 제염 효율 ····· 335
박지혜, 박광헌[경희대학교]

P0327 무 착화성 화학제염 폐기물 저감화기술 개발 ····· 337
원휘준, 정준영, 박상윤, 김선병, 최왕규, 문제권[한국원자력연구원]

P0328 The Synthesis of $SiO_2$ Particles with CTAB as Surfactant and Its Foam Stability for Decontamination Process ····· 339
Mansoo Choi, Chorong Kim, In-Ho Yoon, Han-Bum Yang, Jei-Kwon Moon, Chong-Hun Jung, Wang-Kyu Choi [KAERI]

P0329 사용후핵연료 소내저장시설(AR storage) 및 소외저장시설(AFR Storage) 경제성 비교 ····· 341
정철욱, 김태룡, 이기현[한전국제원자력대학원대학교]

P0330 실감형 원격절단 시뮬레이터의 조작성 확장을 위한 가상현실 기반 사용자 인터페이스의 설정 ····· 343
이종환, 김익준, 현동준, 김근호, 강신영, 정관성, 최병선, 문제권, 최종원[한국원자력연구원]

P0331 원자력시설의 수명주기 동안 방사선학적 특성평가 체계 분석 ····· 345
김종화, 이종철, 전호민, 한경호, 서장수[세안기술㈜]

P0332 Maine Yankee 원전의 초기 방사선학적 특성평가 사례 분석 ····· 347
김종화, 이종철, 전호민, 한경호, 서장수[세안기술㈜]

P0333 원전 해체 시 방사선안전관리 방안 고찰 ····· 349
이종철, 김종화, 전호민, 한경호, 서장수[세안기술㈜]

P0334 사용후핵연료 금속저장용기 하부 보조 차폐체 설계를 위한 차폐평가 ····· 351
도호석, 김태만, 조천형[한국원자력환경공단]

P0335 스테인리스강 제염공정 폐액중 Ce(III) → Ce(IV)의 오존 산화반응 특성 ····· 353
양한범, 정종헌, 윤인호, 김초롱, 최만수, 최왕규[한국원자력연구원]

P0336 원자력발전소 해체절차 요구사항관리 시스템 개념 설계 ····· 355
박희성, 진형곤, 송찬호, 박승국, 최종원[한국원자력연구원]

P0337 국내 우라늄 변환 시설 해체 사례 분석을 통한 북한의 핵주기 시설 해체 전략 고찰 ····· 357
백예지, 허주연, 이정현, 황용수[한국원자력통제기술원]

P0338 세슘 분리용 Prussian blue 나노복합체의 one-pot 합성 및 전기화학적 특성 ···· 359
조영진, 배상은, 박태홍[한국원자력연구원]

P0339 초음파/초임계 설비를 이용한 한빛1발전소 증기발생기 취출수계통의 폐수지 감용 연구 ····· 361
김대성[한수원㈜한빛원자력본부], 송종순[조선대학교]

P0340 이온성 액체에서 백금족 원소의 전기화학적 거동 ····· 363
김익수, 권수민, 정동용, 문제권, 최종원[한국원자력연구원]

P0341 반응증류공정에서 첨가제 주입조건에 따른 LiCl-KCl 공융염 내 $LaCl_3$ 분리특성 ····· 365
은희철, 최정훈, 이태교, 조인학, 김나영, 한승엽, 이기락, 박환서, 안도희[한국원자력연구원]

P0342 의료기관 저류조 자체 폐기 방사능 측정 시간에 따른 농도 비교 ····· 367
김근모, 허성강, 정혜윤[유니데코]

P0343 복합유체 제염제 내 개질된 실리카 나노입자의 거품안정성 평가 ····· 369
김초롱, 정종헌, 윤인호, 최왕규, 문제권[한국원자력연구원]

P0344 처분안전성 확보를 위한 $^{14}C$ 함유 중수로 폐수지 혼합물 처리기술 개발 ····· 371
박규태, 안승건, 김대환, 최영구[㈜선광티앤에스]

P0345 칼슘산화물을 이용한 파이로 전처리공정 $^{14}CO_2$ 포집 ····· 373
박장진, 신진명, 양재환, 조용준[한국원자력연구원]

P0346 Empirical Modeling of Metal Oxide Dissolution ····· 375
Seon Byeong Kim, Hui Jun Won, Sang Yoon Park, Wang Kyu Choi[KAERI]

P0347 원전제염 기술 개발을 위한 PWR 원전 1차 계통 부식 산화막 모사 ····· 377
김동연, 이현규, 최정원, 이승원, 오원진, 최상준[경북대학교]

P0348 원자력 시설 해체용 고출력 레이저 절단 헤드 설계 ····· 379
신재성, 정진만, 박현민, 최병선, 문제권, 정도영[한국원자력연구원]

P0349 오염수 내 세슘 제거를 위한 자성복합체의 제조 ····· 381
황규선, 박찬우, 이근우, 서범경, 양희만[한국원자력연구원], 박소진[충남대학교]

P0350 PWR 1차 계통 해체제염을 위한 $HMnO_4$ 용액의 분해특성 ····· 383
이현규, 김동연, 최정원, 이승원, 오원진, 최상준[경북대학교]

P0351 요오드 포집된 Bi-embedded SBA-15를 이용한 고화체 제조 및 침출특성 ····· 385
양재환, 유재욱, 박환서, 안도희[한국원자력연구원], 임만성[한국과학기술원]

P0352 원자로 용기 해체를 위한 최적 절삭 및 수납 방법 ····· 387
강신영, 최병선, 정관성, 현동준, 이종환, 김익준, 김근호, 문제권[한국원자력연구원]

P0353 방사성 소각재 안정화 및 고정화 연구 ····· 389
안병길, 양다솜, 이기원, 최종원[한국원자력연구원]

P0354 원전 일반기기 해체작업 기간 산정 방안 고찰 ····· 391
권용범, 최광순, 이동진, 이병식[한국전력기술㈜]

P0355 세슘(Cs)으로 인한 오염토양의 제염효율 평가 방법 비교/분석 ····· 393
김선일, 이상헌, 송종순[조선대학교]

P0356 경수로/중수로 원전에 적용가능한 방사선원항 예측 평가 연구 ····· 395
조훈조, 이상헌, 김선일, 송종순[조선대학교]

P0357 염폐기물 탈염화 공정에서 발생하는 $Cl_2$ 가스 재생 시스템 개발 ····· 397
이기락, 전민구, 박환서, 조인학, 은희철, 최정훈, 안도희[한국원자력연구원]

P0358 K-SAP을 이용한 방사성 핵종을 함유 LiCl 염폐기물의 고화특성 평가 ····· 399
한아름, 이기락, 박환서[한국원자력연구원]

P0359 자기장 제염장치의 제염방법에 따른 제염효율 분석 ····· 401
박형민, 홍용호[㈜액트], 한상욱, 박수리, 김병직[숭실대학교]

P0360 해수 및 담수 조건의 $^{137}Cs$ 오염수를 처리하기 위한 기능성 제올라이트 합성 및 특성 연구 ····· 403
김지민, 이근영, 이일희, 김광욱, 정동용, 문제권[한국원자력연구원], 현재혁[충남대학교]

P0361 폐 피복관 부피감용을 위한 SS-Zr계 금속폐기물고화체 합금의 미세조직 및 특성 연구 ····· 405
장선아, 한승엽, 박환서[한국원자력연구원], 김종우, 신상용[울산대학교]

P0362 물질통합을 이용한 금속방사성폐기물의 제염모사도표 오염경로 모사 ····· 407
한상욱, 박수리, 김병직[숭실대학교], 홍용호[㈜액트]

P0363 Inconel-600의 부식에 미치는 환원 제염제의 영향 ····· 409
정준영, 박상윤, 원휘준, 최왕규, 문제권[한국원자력연구원], 박소진[충남대학교]

P0364 U-SAP 조성 변화에 따른 LiCl 염폐기물 고화체의 미세구조변화 및 침출특성 영향 평가 ····· 411
김나영, 조인학, 이기락, 최정훈, 은희철, 박환서, 안도희[한국원자력연구원]

P0365 원자력시설 발생 가연성 폐기물의 국내외 소각 동향 ····· 413
민병연, 양다솜, 윤경수, 이기원, 최종원[한국원자력연구원]

P0366 분별승화법에 의한 휘발성 우라늄화합물의 분리·정제법 ····· 415
조영환[한국원자력연구원]

P0367 해체 부지의 오염 확산에 따른 부지복원 평가 방안 ····· 417
홍상범, 서범경, 문제권, 최종원[한국원자력연구원]

P0368 Cs 흡착제의 고온 열처리에 따른 광물학적 특성 연구 ····· 419
이근영, 김지민, 오맹교, 이일희, 김광욱, 정동용, 문제권[한국원자력연구원]

P0369 방사성 오염토양의 입도에 따른 방사선적 특성연구 ····· 421
장원혁, 신기백, 홍대석[한국원자력연구원], 한재문, 이상철, 김진희[현대건설㈜]

P0370 파이로시설의 폐기물에 대한 붕괴열원항 예비 평가 ····· 423
김현민, 서중석, 이효직[한국원자력연구원]

P0371 원자력연구원 극저준위 철재류의 자체처분 과정 ····· 425
신기백, 강일식, 장원혁, 홍대석[한국원자력연구원]

P0372 우라늄으로 오염된 토양세척폐액 내 우라늄 제거 실험 ····· 427
한규성, 김승수, 김계남, 구대서, 최종원[한국원자력연구원]

P0373 참고원전의 방사선량율을 활용한 방사능 재고량 평가 방안 ····· 429
전종선[㈜에네시스], 신상화, 이재민[TUV Rheinland Korea]

P0374 원전 공기정화계통 설계특성에 따른 첨착활성탄 오염 고찰 ····· 431
김덕기, 소지양, 박승철[한수원㈜중앙연구원]

P0375 원전발생 폐공기정화제 자체처분을 위한 실험적 접근 ····· 433
소지양, 김덕기, 박승철[한수원㈜중앙연구원]

P0376 중수로 혼합폐수지 처분을 위한 처리공정 개념 ····· 435
박승철, 소지양, 김덕기[한수원㈜중앙연구원]

P0377 원전 비상시 전처리 및 역삼투공정을 이용한 액체 방사성폐액 처리에 관한 연구 ···· 437
김승은, 박지은, 조항래, 이지훈[한수원㈜중앙연구원]

P0378 원전사고대비 공기부상공정(DAF)의 최적 운전인자 도출 ····· 439
이지훈, 김승은, 박지은, 조항래, 박승철[한수원㈜중앙연구원]

P0379 이동식 농축폐액 증발건조기 실증설비의 특징 및 활용방안 ····· 441
조항래, 박지은, 이지훈, 박승철[한수원㈜중앙연구원]

P0380 액체 방사성폐기물 처리를 위한 무기계 흡착제 연구개발 동향 ····· 443
박승철, 소지양, 김덕기[한수원㈜중앙연구원]

P0381 원자력발전소 방사성폐기물의 업사이클링 ····· 445
김학수[한수원㈜중앙연구원]

P0382 방사성폐기물 처리를 위한 메카노케미스트리 기술 고찰 ····· 447
박지은, 김학수[한수원㈜중앙연구원]

P0383 폐증기발생기 처리시설 구축방안 ····· 449
김정주, 김학수[한수원㈜중앙연구원]

P0384 원전 해체 폐기물량 평가 방법론에 관한 연구 ····· 451
문상래, 오재용, 김희근[한수원㈜중앙연구원]

P0385 건설원전 예비해체계획서 개발 ····· 453
문상래, 고종현, 강인선[한수원㈜중앙연구원]

P0386 원전 공기조화계통 활성탄 흡착기 Halide 냉매기체 누설 성능시험시 측정시간 평가 ····· 455
성기방, 권혁철, 이두호, 최종락[한수원㈜중앙연구원]

P0387 원전 해체물량의 효율적 분석을 위한 3차원 형상 DB 기반 물량평가 시스템 개발 ····· 457
이동국, 이수희[한수원㈜중앙연구원], 민병의[㈜디디알소프트]

P0388 원전 해체시 발생한 탄소강 금속폐기물 용융 특성 연구 ····· 459
이미현, 황석주, 이상우, 김천우[한수원㈜중앙연구원]

P0389 파이로그린 공정 발생 희토류 폐기물 유리고화체의 처분적합성 평가 ····· 461
황영환, 황석주, 이병관, 김천우[한수원㈜중앙연구원]

P0390 플라즈마 용융로 배출장치 개념설계 ····· 463
황석주, 황영환, 김천우[한수원㈜중앙연구원]

P0391 Preliminary Study on the Regeneration of Spent Electro-decontamination Solution Using Phosphoric Acid and Oxalic Acid ····· 465
Marufa Naznin, Ardie Septian, Won Sik Shin[Kyungpook Natl. Univ.]

## 4분과 방사선환경 및 안전 (Oral)

09:00~09:20 전국 지하수 내 자연 발생기원 우라늄의 분포 특성 ····· 469
신우식, 이광식, 정성욱[한국기초과학지원연구원], 조병욱[한국지질자원연구원], 우남칠[연세대학교]

09:20~09:40 방사평형을 통한 $^{226}$Ra의 감마분광분석을 위한 용기건전성 평가 ····· 471
김창종, 지영용, 이완로, 정근호, 강문자, 최근식[한국원자력연구원], 임충섭[과학기술연합대학원대학교]

09:40~10:00 Evaluation of Uncertainty in the Analysis of Uranium Powder Using Alpha Spectrometry with $^{232}$U Tracer ····· 473
Jong-Ho Yoon, Jung Youn Choi, Gil Hoon Ahn[KINAC]

10:00~10:20 기장 해수담수화 시설 공급 음용수에 대한 방사선 안전성 평가 ····· 475
이갑복, 양양희, 김정미[한수원㈜중앙연구원]

10:40~11:00 국내 동위원소(RI) 방사성폐기물의 육상운반 방사선영향평가 ····· 477
서명환, 홍성욱, 박진백[한국원자력환경공단]

11:00~11:20 원(연) 방사선비상대책 본부상황실 거주성 확보를 위한 양압설비요건 설정 ····· 479
이관엽, 이해초, 김봉석, 김종수, 최평규[한국원자력연구원]

11:20~11:40 중수누설 조기검지를 위한 상용화장치 개발 ····· 481
홍용호, 박형민, 최은석[㈜액트], 이석기[㈜한빛레이저], 박현민[한국원자력연구원],
김화섭[(사)한국원자력기술기업협회]

11:40~12:00 사용후핵연료 운송 중 사보타주에 의한 결말 분석 ····· 483
황미정, 김승환[한국원자력연구원]

## 4분과 방사선환경 및 안전 (Poster)

P0401 지상 단거리 중성미자 검출기를 이용한 원자로 모니터링 기술 연구 ····· 487
한보영, 선광민[한국원자력연구원],
오유민, 이재승, 김영덕, 박강순, 이정연, 전은주, 박향규, 이무현[한국기초과학지원연구원],
박현서[한국표준과학연구원], 김홍주, 이주영[경북대학교], 서경민[전북대학교],
주경광, 김바로, 여인성[전남대학교], 김시연, 고영주[중앙대학교], 김현수, 김진유[세종대학교]

P0402 GEANT4를 이용한 체렌코프 원리 기반 광섬유 방사선 센서의 특성 분석 ····· 489
한화정, 김범규, 박병기[순천향대학교]

P0403 매질 내 선원깊이 및 방사능 동시결정 기술개발 ····· 491
지영용, 김창종, 정근호, 이완로, 최근식, 강문자[한국원자력연구원]

P0404 KINAC의 HRGS IAEA 숙련도 시험 평가 결과 ····· 493
서하나, 윤종호, 안길훈[한국원자력통제기술원]

P0405 줄, 애기부들, 미나리를 이용한 세슘 제거 연구 ····· 495
김병호, 임광묵, 전인, 최용호, 금동권[한국원자력연구원]

P0406 감마분광분석에서 $^{40}$K의 방사능 농도 및 검출기 효율에 따른 MDA 변화 ····· 497
임충섭[과학기술연합대학원대학교],
김창종, 지영용, 이완로, 정근호, 최근식, 강문자, 서경석[한국원자력연구원]

P0407 빗물 시료 속에 $^{131}$I, $^{134}$Cs, $^{137}$Cs, 방사능 측정 농도 비교 ····· 499
박정남, 정혜윤, 전재완, 김진섭[부산대학교]

P0408 수산물 가공 식품의 방사능 농도 측정 ····· 501
곽찬효, 정태희, 정혜윤[유니테코]

P0409 ICP-MS를 이용한 건축자재의 천연방사성핵종 Th과 U 분석 ····· 503
이훈, 주선동, 임기중[한국방사선안전재단], 임종명[한국원자력연구원]

P0410 중수로원전 주변 환경 중의 삼중수소방사능 농도 비교 ····· 505
정진욱, 김상왕, 정현걸, 임준, 정성일[경주시월성원전·방폐장민간환경감시기구],
김종욱[한수원㈜월성원자력본부]

P0411 방사선 비상시 갑상선 방호약품 배포기준 검토 ····· 507
김봉석, 이관엽[한국원자력연구원]

P0412 한울 3,4호기 삼중수소 배출량 및 부지경계농도 평가 ····· 509
손중권, 김민철, 강기두[한수원㈜중앙연구원]

P0413 품목계수 및 중량취급이 혼재된 연구용원자로의 안전조치 적용방안을 위한 계량관리 특성 분석 ····· 511
김현조, 이성호, 정주앙, 박울재[한국원자력연구원]

P0414 전략물자 자율준수제도(Complianc Program)의 이해 및 KAERI 적용방안 도출 ·· 513
김인철, 이성호, 이병두, 김현조, 김현숙, 정주앙[한국원자력연구원]

P0415 표준형발전소 RPCS 동작 후 원자로출력 및 ASI 최적제어 연구 ····· 515
유문철[한수원㈜한빛본부], 송종순[조선대학교]

P0416 LTSBO 중대사고 S-REDAP 반영을 위한 선원항 평가 비교분석 ····· 517
양양희, 이갑복, 손순환[한수원㈜중앙연구원], 이용진[㈜엔에스이]

P0417 한국 표준형 원자로 헤드 관통관 TOFD-UT Coverage 검사연구 ····· 519
임성진[한수원㈜한빛본부], 송종순[조선대학교]

P0418 고압수증기 분위기에서 수소화물에 의한 지르코늄 합금의 고온산화 가속효과 ····· 521
정윤목[한국원자력연구원], 박광헌[경희대학교]

P0419 ITER 삼중수소 저장공급시스템 헬륨-3 수집계통 운전절차개발 및 게터특성분석 ··· 523
송규민, 이정민, 고병욱[한수원㈜중앙연구원], 윤세훈, 장민호, 강현구[국가핵융합연구소]

P0420 분산제를 이용한 원전 증기발생기 슬러지 제거 방법 개선 ····· 525
장덕기[한수원㈜한빛본부], 송종순[조선대학교]

P0421 격납건물 계기용공기 상실시 최적대응방안 연구(한빛 3,4호기) ····· 527
김영철[한수원㈜한빛본부], 송종순[조선대학교]

P0422 원자력발전소 공기정화계통내 첨착활성탄 수명평가 방법에 대한 고찰 ····· 529
김학수[한수원㈜중앙연구원]

P0423 하절기 복수기 진공도 최적운영을 통한 한빛1발전소 이용률 향상에 관한 연구 ··· 531
김수남[한수원㈜한빛본부], 송종순[조선대학교]

P0424 발전기 고정자냉각수 수질 이상 경험사례 분석 ····· 533
김정미, 손순환[한수원㈜중앙연구원]

P0425 한울1호기 아연주입 시의 아연의 거동 ····· 535
이두호, 권혁철, 성기방[한수원㈜중앙연구원]

P0426 Development of Packages for Low Level Radioactive Wastes in Tanzania ··· 537
Jerome Mbwilo Mwimanzi, Chang-Lak Kim[KINGS]

P0427 표층처분시설 운영중 사고평가를 위한 시나리오 설정 방법론 ····· 539
김민성, 김현주, 박진백[한국원자력환경공단]

P0428 경수로 연료건물에서의 삼중수소 방출량 평가 ····· 541
김민철, 손중권, 강기두[한수원㈜중앙연구원]

1분과

# 후행핵연료주기기술 및 정책(Oral)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

# 고준위 방사성물질의 화학조성 분석기법

**정양홍***, 유병옥, 안상복, 전용범
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nyhjung@kaeri.re.kr

## 1. 서론

사용후 핵연료의 표면사진과 화학분석 및 특정물질의 분포도(Image map) 분석에는 차폐형 전자현미분석기(EPMA, Electron probe micro analyzer)가 주로 사용된다. 그러나 고준위 방사성물질의 γ-선의 에너지는 분석시료의 표면에서 획득되는 X-선 에너지에 영향을 주기에 만족스런 분석결과를 얻기 어렵다. 특히, U-Zr 금속핵연료의 화학조성 및 원소의 분포도를 분석할 경우 지르코늄 원소의 표준시편을 선택에 특별한 주의를 기우려야 한다. 본 논문은 하나로에서 조사된 SFR 핵연료의 EPMA 분석시 일반적인 분석방법과 대치되는 기법과 그 결과를 기술하였다.

## 2. 본론

### 2.1 차폐형 전자현미분석기의 WDS 특성

본 시험에 사용된 EPMA는(JXA-8230R, JEOL, Japan) 고 방사능을 띤 조사 핵연료의 시험을 수행할 수 있도록 납과 텅스텐으로 차폐하여 시편의 방사능 세기가 $3x10^{10}$ Bq 까지 분석할 수 있도록 개조한 기기이다. 전자현미분석기의 화학조성 분석은 입사된 전자와 충돌하여 발생되는 특성 X-선을 WDS (Wave Length Dispersive)로 확보하여 조성을 도출한다.

그러나 고방사성 물질에서 방사되는 γ-선의 영향을 최소화하기 위하여 Fig. 1과 같이 적절하게 차폐를 시켰지만, Fig. 2와 3에 나타내었듯이 고방사성 물질의 γ-선 영향은 억제하기가 어렵다. Fig. 2와 3은 SFR 핵연료의 조사 전, 후의 WDS 결과이다. Fig. 2에서 Ch2, TAP인 경우 비조사 시편일 경우 x-tal의 위치가 20~30 mm 근처에서 Zr의 특성 스펙트럼이 뚜렷하게 관찰되지만, 조사후 시편인 Fig. 3에서는 연속스펙트럼에 함몰되어 분간이 어렵다. 이러한 경우 Zr원소의 정량분석은 TAP로는 불가능하다. 이와 같은 현상은 시험시료와의 거리에 따라 연속스펙트럼의 세기(X-ray count/sec)가 급격한 차이를 만들기 때문이다. 이러한 경우 Fig. 3의 PET x-tal 영역을 살펴보면 x-tal의 위치가 190 mm 정도에서 Zr 특성 스펙트럼을 확인할 수 있다. 이러한 결과는 x-tal의 위치가 시험시편으로부터 상당한 거리에 위치하기에 γ-선의 영향을 받지 않았음을 의미한다. 그러므로 고준위 방사성시료를 분석할 경우 특성스펙트럼의 분포를 우선 확인하여야 한다.

### 2.2 고준위 고배율에서 Image Mapping 방법

Fig. 4는 조사후 SFR 핵연료의 이차전자상과 Image map 그림이다. Image map은 특정원소의 분포를 그림으로 표현하기에 특정부위의 현상을 확인하는데 유용하게 사용된다. 이와 같은 분석은 입사전자빔의 세기를 높여 시료에서 충돌되어 발산되는 X-선의 밀도를 크게 함으로서 세밀한 분포를 확인하는 분석방법이다. 그러나 Fig. 4와 같이 고준위 고배율(x15,000)에서 분석할 경우 가능한 입사전자빔의 세기를 줄여야 산란과 중첩으로 인한 해상도의 흐트러짐을 방지할 수 있다. 입사전자빔이 셀 경우는 반사되는 X-선의 밀도는 높아지지만, 고배율인 경우 시료에서 발산되는 특정원소의 X-선이 중첩 또는 충돌함으로서 또렷한 결과를 얻을 수 없다. 대개의 경우 25 kV, 100 nA 이상의 입시빔을 인가하지만, Fig. 4와 같이 고배율의 Image map을 분석 할 경우는 15 kV, 1 nA정도의 극히 낮은 입시빔을 인가하여야 한다. 이는 일반적인 인가조건과 확연한 차이를 나타내지만 그림과 같이 또렷한 분포도를 확보할 수 있다.

### 2.3 정량분석시의 표준시료 선택

EPMA를 이용한 화학분석법은 화학조성을 알고 있는 표준시료에서 획득한 자료를 미지시험시편에서 도출된 신호의 세기를 비례적으로 계산하는 분석법이다. 그래서 미지시료의 화학분석을 수행하기 전에 필수적으로 표준시료에서 적절한 방법으로 자료를 확보하여 저장하는 과정을 거친다. 그러나 고준위 방사선시료인 경우, 표준시료에서 확보한 자료만을 이용하게 될 경우 고방사성 물질에서 발산되는 γ-선 영향을 고려하지 않았기에 Fig. 5와 같이 원소들의 경향만 확인 할 수 있는 결과를 얻을

수 있을 뿐이다. 이러한 정량분석 방법은 분석자료로 사용하기 불가할 만큼 큰 분석오차를 가진다. 이와 같은 고선량 핵연료의 화학조성 분석시에는 표준시편을 배제하고 시험시편을 표준시료로 사용하여 자료를 확보하는 방법을 사용하면 Fig. 6과 같은 결과를 얻을 수 있다. 사용후 핵연료의 분석시편은 제조과정에서 이미 각 원소의 함량을 알고 있다. 사용후 핵연료의 분석위치는 대개의 경우 경계면이거나, 화학조성의 변화가 큰 특정위치이다. 그러므로 시험시편을 표준시편으로 삼을 부위는 화학조성의 변화가 발생하지 않을 위치를 선정하여 자료를 확보하면 동일한 환경에서 획득한 자료이기에 γ-선 영향등을 고려하지 않아도 된다.

## 3. 결론

고 방사성물질의 Image map과 화학조성 분석방법을 기술하였다. 일반적인 분석방법으로는 결과를 획득하기 어려운 고배율의 Image map 분석시 인가조건과 화학 분석시 표준시료를 시험시편으로 대체하는 기법은 원자력 분야에서 응용하여 적용할 수 있다.

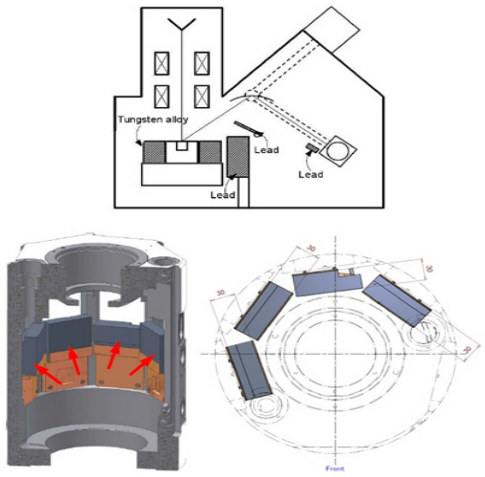



Fig. 1. Schematic of column shielding.

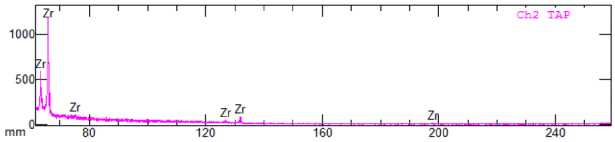



Fig. 2. WDS data before irradiation.

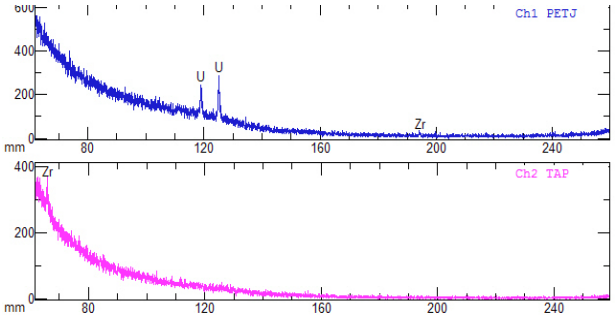



Fig. 3. Comparative WDS data before and after irradiation.

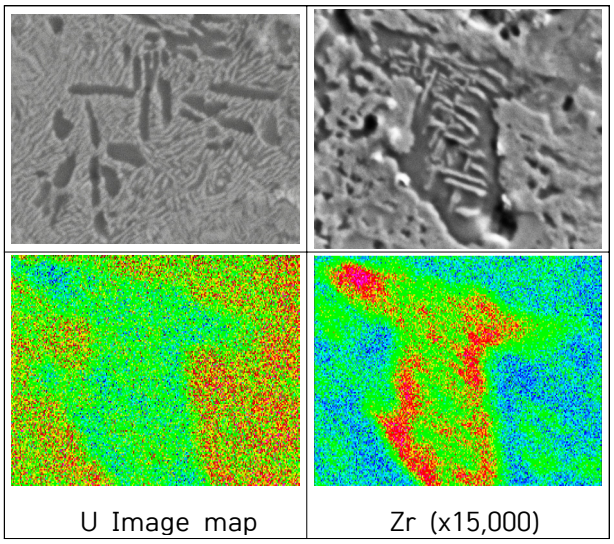



Fig. 4. SEM, Image map of SFR fule.

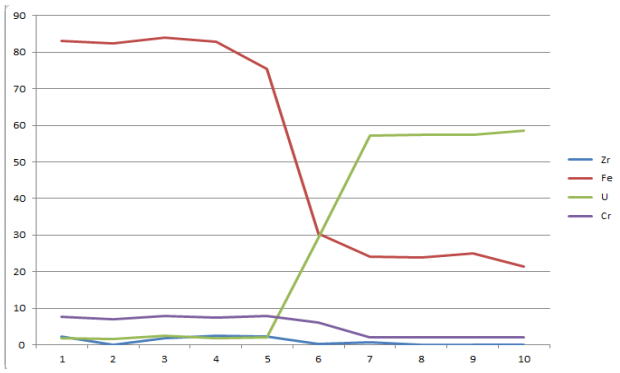



Fig. 5. Quantitative data using standard sample.

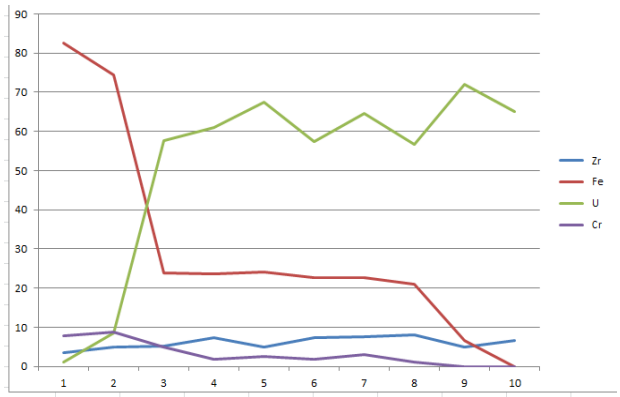



Fig. 6. Comparative Quantitative data using difference standard sample(wt%).

# 선택적 금속 용해를 통한 전해환원 공정 시료 화학 분석 연구

**박태홍,*** 조영환, 강병만, 김종구, 김종윤, 배상은, 연제원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*parktae@kaeri.re.kr

## 1. 서론

사용후핵연료의 재활용과 고준위 방사성폐기물의 부피저감을 위한 파이로 프로세싱은 전기화학반응을 근간으로 하는 전해환원, 전해정련, TRU 회수의 세부공정으로 이뤄져 있다. 각 단계에서 생산되는 공정산물과 염에 포함되어 있는 원소의 정량은 파이로공정 개발 연구의 기초자료일 뿐만 아니라 공정의 원활한 운영과 핵물질 계량관리에 매우 중요하다. 특히 전해환원 공정에서 산화물의 핵연료를 전기화학적으로 환원하여 얻는 금속전환체의 금속전환율 측정은 전해환원 공정 모니터링과 전기화학반응의 효율에 대한 정보를 알려주고, 파이로공정의 핵심단계인 전해정련의 원료에 대한 화학조성 자료를 제공하기 때문에 대단히 중요한 화학분석이다.

본 연구에서는 브로민($Br_2$)을 포함한 에틸 아세테이트(Ethyl acetate, EtOAc) 용액으로 모사핵연료를 전기화학적으로 환원하여 얻어진 금속전환체의 금속을 선택적으로 용해하여 유도결합플라즈마-원자방출분광기(Inductively Coupled Plasma -Atomic Emission Spectrometer, ICP-AES)를 이용하여 정량하고 금속전환율을 결정하였다. 특히 금속전환체는 우라늄을 과량포함하고 있기 때문에 ICP-AES로 미량의 핵분열산물 정량에 방해를 할 수 있기 때문에 크로마토그래피를 이용하여 우라늄을 제거하여 분석하였다. 또한 금속전환체를 산용액에 완전용해하고 정량분석하여 선택적 용해법과 그 결과를 비교하였다.

## 2. 본론

### 2.1 선택용해법

200 mL 비이커에 30 mL, EtOAc와 0.3 g MgO, 3 mL $Br_2$(Sigma-Aldrich)을 넣은 후 무게를 단 금속전환체 시료(0.2-0.5 g)를 넣는다. 시계접시로 비이커를 덮은 후, 2 시간 정도 교반한다. 반응물을 50 mL 원심분리관에 옮긴 후 2500 rpm에서 원심분리 후 상등액을 따라낸다. 10 mL EtOAc를 원심분리관에 넣고 침전물을 잘 씻은 후 원심분리하고 상등액을 함께 모은다. 위 과정을 두 번 반복하고 함께 모은 상등액에 진한 염산을 넣어 선택용해 된 금속이온들을 염화물로 만든 후 증발건고 한다. 건고된 고체는 25 mL 1:1 7 M $HNO_3$과 6 M HCl에 녹여 ICP-AES로 U을 정량한다. 미량의 핵분열산물 정량을 위해서 1 mL를 분취하고, 약 2 mL의 증류수를 가한 후 UTEVA 칼럼을 통과시켜 U이 제거된 용액을 모아서 ICP-AES로 분석한다.[1]

원심분리과정에서 남은 고체는 25 mL 1:1 7 M $HNO_3$과 6 M HCl에 녹인 후 용해되지 않은 미량의 고체를 거름종이로 여과 후 ICP-AES로 U과 핵분열산물을 정량분석한다.

### 2.2 완전용해법

무게를 단 금속전환체(약 0.15 g)를 20 mL 비이커에 넣고 6 mL의 7 M $HNO_3$를 천천히 가한 후 6 mL의 6 M HCl를 넣어준다. 금속의 용해로 인한 기체 발생이 줄어들면 시계접시로 덮은 후 끓는 점 근처까지 가열하면서 2 시간 동안 교반한다. 상온으로 식힌 후 침전물은 원심분리를 통해 제거하고 상등액을 25 mL 부피로 만든 후 U은 직접, 그리고 미량의 핵분열 산물은 UTEVA를 이용하여 U 제거 후 ICP-AES로 정량분석 한다.

### 2.3 UTEVA 칼럼

U이 과량 포함된 시료를 1 mL 분취하고, 2 mL의 증류수를 더한다. 3 M $HNO_3$로 전처리한 UTEVA 칼럼(~0.7 g)에 통과시킨다. 15 mL 3 M $HNO_3$를 칼럼에 통과시키고 모은다. 이후 10 mL 3 M $HNO_3$를 칼럼에 통과시키고 모으는 과정을 두 번 반복한다. 세 용액을 각각 ICP-AES로 정량분석한다.

### 2.4 결과 및 고찰

Table 1. Determination of reduction rate

| | Metal (ppm) | Oxide (ppm) | Rate (%) |
|---|---|---|---|
| U | 786000 | 21100 | 97.4 |
| Nd | 1200 | 1980 | 37.7 |
| Ce | 857 | 1200 | 41.8 |
| La | 268 | 363 | 42.5 |
| Pr | 376 | 459 | 45.0 |
| Sm | < 58 | 154 | |
| Y | 147 | 405 | 26.6 |
| Eu | < 58 | < 4 | |
| Gd | 140 | 83 | 62.7 |
| Ba | < 58 | 9 | |
| Sr | < 58 | 7 | |
| Te | < 58 | < 4 | |
| Mo | 3156 | 432 | 87.9 |
| Ru | 1584 | 283 | 84.9 |
| Rh | 733 | 147 | 83.3 |
| Pd | 1922 | 411 | 82.4 |

UTEVA 레진은 질산매질에서 산화상태가 높은 악티나이드 이온에 대한 선택성이 크기 때문에 금속전환체 용액을 칼럼에 통과시키면 우라늄만 레진에 잡히고, 나머지 핵분열 산물들은 칼럼을 쉽게 통과한다. 따라서 효과적으로 과량의 우라늄을 제거하여 ICP-AES를 이용한 미량원소 분석을 용이하게 한다.

Table 1은 선택적 용해를 통해 얻어진 금속전환율 결과이다. 우라늄의 경우 약 97%의 금속전환율을 보이는 반면 주요란타나이드의 경우 약 40%의 전환율이 측정되었다. 또한 염으로 용해가 예상되는 핵분열산물 원소들(Sm, Eu, Ba, Sr, Te)은 금속을 선택적으로 용해한 용액에서 검출한계 이하로 검출되었다.

Table 2에서는 선택적 용해법을 적용한 성분 분석 결과와 금속전환체를 산용액에 완전용해하여 수행한 성분 분석 결과를 비교하였다. 우라늄과 주요 란타나이드 원소의 결과가 매우 유사함을 알 수 있고, 이는 선택적 용해를 적용한 금속과 산화물 조성 분석에서 실험적으로 소실되는 양이 거의 없음을 뜻한다. 따라서 본 연구에서 수행된 금속전환율 측정법이 전해환원으로 얻어진 모사핵연료의 금속전환체의 금속전환율 측정에 적합함을 알 수 있다.

Table 2. Comparison between selective dissolution and total dissolution of electrochemically reduced SIMFuel

| | Metal + oxide (ppm) | Total dissolution (ppm) |
|---|---|---|
| U | 829000 ± 16000 | 856446 ± 25000 |
| Nd | 3310 ± 120 | 3160 ± 240 |
| Ce | 2070 ± 90 | 2220 ± 190 |
| La | 619 ± 35 | 707 ± 65 |
| Pr | 856 ± 36 | 855 ± 66 |

## 3. 결론

본 연구에서는 $Br_2$-EtOAc의 선택적 금속 용해를 이용하여 전해환원 공정을 통해 얻어진 금속전환체의 금속과 산화물을 분리하였고 그 조성을 ICP-AES로 정량하여 금속전환율을 결정하였다. 확보된 금속전환체의 금속전환율 측정법은 향후 사용후핵연료를 이용한 전해환원공정의 금속전환체 분석에의 적용을 기대한다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행하였습니다. 화학분리 및 ICP-AES 분석을 수행해주신 원자력연구원 원자력화학연구부 이신경님, 권혜정님, 김소희님께 진심으로 감사드립니다.

## 5. 참고문헌

[1] 조영환, 김종윤, 박태홍, 배상은, 연제원, "브로민-에틸아세테이트 용매에 의한 란탄족금속 선택용해특성 연구" KAERI/TR-5299/2013, 한국원자력연구원 (2013).

# 전해환원 및 연계공정의 II족 원소 거동

**최은영***, 이정, 오승철, 박우신, 김성욱, 홍순석, 조영환, 박태홍, 김종윤, 전상채, 이주호, 허진목
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*eychoi@kaeri.re.kr

## 1. 서론

파이로프로세싱은 사용후핵연료를 재활용하기 위한 기술로 가압경수로 (pressurized water reactor)에서 발생한 사용후핵연료를 금속연료로 가공하여 미래형 원자로인 소듐냉각고속로 (sodium cooled fast reactor)의 원료로 사용하는 개념으로 개발되고 있다 [1]. 파이로프로세싱의 세부공정으로는 사용후핵연료 집합체를 해체, 탈피복 등의 가공을 하는 전처리 공정, 산화물형태의 사용후핵연료를 금속으로 전환시키는 전해환원 공정, 우라늄을 선택적으로 회수하는 전해정련 공정, 전해정련 후 용융염에 남아있는 우라늄 및 초우라늄 원소들을 회수하는 전해제련 공정, 염 폐기물 재생 공정 및 핵연료 제조 공정으로 나누어진다. 전해환원 (Oxide Reduction, OR) 공정은 일반적으로 LiCl에 염소가스 발생을 방지하기 위해 $Li_2O$를 포함한 혼합용융염을 매질로 이용된다. 바스켓 형태에 금속산화물이 담긴 음극에서는 금속산화물이 금속이 되면서 산소이온이 발생되고 용융염을 통해 백금양극에 전달된 산소이온은 산소기체가 되어 배출된다 [2].

사용후핵연료는 우라늄(U)등의 악티나이드 원소와, 네오디뮴(Nd) 등의 희토류 원소, 지르코늄(Zr) 등의 귀금속 및 전해환원 염에 녹는 세슘(Cs), 바륨 (Ba), 스트론튬(Sr) 등의 핵종이 산화물형태로 구성되어 있다. 파이로프로세싱 과정에서 I족 원소인 Cs은 전처리 공정의 고온 산화 과정에서 대부분 제거되고, II족인 Ba과 Sr은 전해환원 공정 중 염으로 대부분 녹아나오며, 환원 후 금속전환체 잔류염내 Ba과 Sr은 일부 염 증류(음극처리공정, Cathode Processing, CP)를 통해 제거되어 전해정련에 공급되는 금속전환체 내에는 Ba과 Sr의 양이 극히 적은 것으로 가정되어 왔다.

본 연구에서는 사용후핵연료를 모사하여 제조한 SIMFUEL (simulated high burn-up nuclear fuel)을 이용하여 전처리-전해환원-음극처리 연계공정 실험 (Fig. 1)을 통해 Ba과 Sr의 거동을 조사하고 전해정련에 공급되는 농도를 정량적으로 평가하였다.

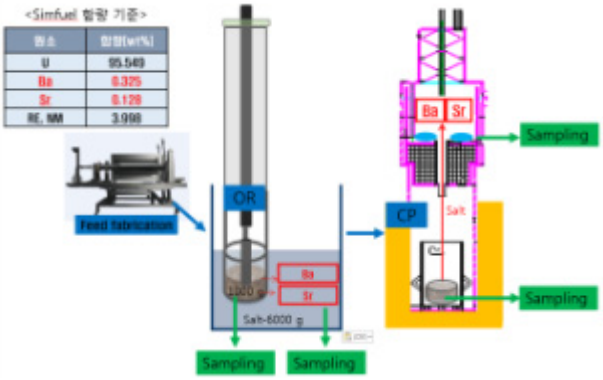



Fig. 1. Behavior of Ba and Sr during feed fabraction-oxide reduction(OR)-cathode process (CP).

## 2. 본론

### 2.1. 실험방법

용융염 매질로 사용되는 LiCl의 흡습성이 매우 크기 때문에 전해환원 반응시스템은 고순도 아르곤 글로브박스에 설치되었다. 본 전해환원 시스템은 650°C의 $Li_2O$가 용해된 LiCl 용융염 매질이 담긴 내부반응기와 SIMFUEL이 담긴 stainless steel 음극 바스켓, 백금 양극, Li-Pb 기준전극으로 구성되어 있다. 우라늄산화물의 전해환원은 constant voltage electrolysis 방법을 이용하였다. 파쇄펠렛 형태의 SIMFUEL의 조성은 Table 1과 같다.

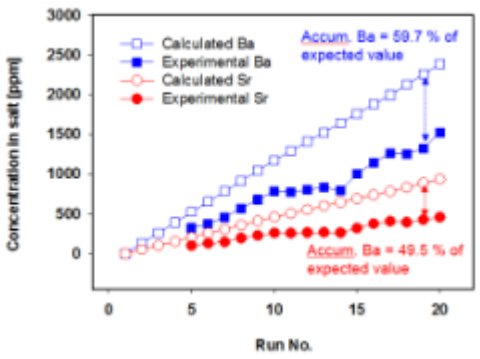
Table 1. Compositon of SIMFUEL used for this study

| 원소 | 함량(wt%) | 원소 | 함량(wt%) |
|---|---|---|---|
| U | 95.549 | Sr | 0.128 |
| Y | 0.077 | Zr | 0.633 |
| La | 0.213 | Ba | 0.325 |
| Ce | 0.418 | Mo | 0.590 |
| Pr | 0.195 | Ru | 0.538 |
| Nd | 0.711 | Rh | 0.074 |
| Sm | 0.144 | Pd | 0.269 |
| Eu | 0.024 | Te | 0.083 |
| Gd | 0.029 | SUM | 100.000 |

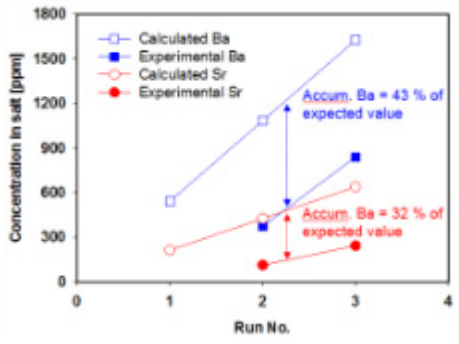
음극처리공정 장치(Fig. 1-CP)는 히터와 히터 내부에 시료를 담는 반응기, 그 상부에 위치하는 단열재, 염을 회수하는 회수부로 구성되어있다. 염 증류는 상온에서 온도를 증가시켜 850℃ 감압 조건에서 수행하였다. 음극처리공정 후 회수염과 금속전환체는 따로 화학분석이 수행되었다. 금속전환체의 금속/금속산화물 비율은 브로민법 [3]을 이용하여 얻어졌다. 염 시료 분석과 브로민법을 통해 얻어진 용해 시료는 ICP-AES (Inductively Coupled Plasma-Atomic Emission Spectroscopy)를 이용하여 분석되었다.

### 2.2. 결과 및 고찰

전해환원 염내에서 Ba 및 Sr 축적 정도는 20 g/batch와 1 kg/batch 2가지 규모의 전해환원 장치에서 이루어졌다. 20 g/batch 장치에서는 20 g의 SIMFUEL을 20 batch 연속 수행하면서 실험하였으며 (Fig. 2a) 1 kg/batch 장치에서는 1 kg 의 SIMFUEL을 3 batch 연속 수행하면서 실험하였다. (Fig. 2b). Fig. 2a과 Fig. 2b에서 보는 바와 같이




(a)




(b)

Fig. 2. Measured versus expected Ba and Sr conc. in OR salt (a) 20 g/batch (b) 1 kg/batch.

Table 2. Conc. of Ba and Sr during the OR (1 kg/batch)-CP

| Elem-ent | Concentration [ppm] | | | |
|---|---|---|---|---|
| | Run No. 1 | | Run No. 2 | |
| | Before CP | After CP | Before CP | After CP |
| Ba | 29 | 16 | 135 | 20 |
| Sr | 16 | 7.4 | 20 | 15 |

환원 중 용해되는 Ba과 Sr의 농도는 절반 수준 또는 그 이하에 불과하였다. 본 실험에서 사용된 비다공성 원료의 특성으로 인해 Ba과 Sr의 염 접촉이 기대보다 적은 것으로 판단된다. 즉, Ba과 Sr이 환원 중에도 염과 접촉하지 못하여 금속산화물 형태로 원료안에 남아있거나, 잔류염에 존재하기 때문으로 사료된다. 그러나, 다공성 원료 사용 시 용해되는 Ba과 Sr의 농도는 이보다 높을 것으로 예상된다. 환원 후 CP 전 (before CP)와 CP 후에 금속환원체 내에 Ba과 Sr의 농도를 Table 2에 정리하였다. 전해정련에 공급되는 환원체내 농도는 20 ppm 이하로 존재하는 것으로 나타났다. 잔류 염에 존재하는 Ba과 Sr이 CP 과정에서 LiCl과 함께 동발 증류하는지 확인하기 위한 CP 실험에서, Ba은 검출되었으나 Sr은 검출되지 않았다. 이 실험에서 회수염에 U도 600 ~ 1000 ppm정도 검출되었는데 이는 작은 크기의 U 입자가 CP 중 압력 차에 의해 물리적으로 이동한 것으로 사료된다. 따라서 검출된 Ba도 LiCl과 함께 동발 증류하였는지 U와 같이 진행된 물리적 이동인지 판단하기 어려웠다.

## 3. 감사의 글

본 연구는 원자력 중장기연구개발사업의 일환으로 교육과학부의 지원을 받아 수행되었습니다.

## 4. 참고문헌

[1] J.J. Laidler, J.E. Battles, W.E. Miller, J.P. Ackerman, E.L. Carls, "Development of pyroprocessing technology", Prog. Nucl. Energ. 31, 131-140(1997).

[2] H. Lee, G.I. Park, J.W. Lee, K.H. Kang, J.M. Hur, J.G. Kim, S. Paek, I.T. Kim, I. J. Cho, "Current status of pyroprocessing development at KAERI", Sci. Technol. Nucl. Install. 2013, 343492 (2013).

[3] S.D. Herrmann, S.X. Li, M.F. Simpson, S. Phongikaroon, "Electrolytic reduction of spent nuclear oxide fuel as part of an integral process to separate and recover actinides from fission product", Sep. Sci. Technol. 41, 1965-1983 (2006).

# 고온 용융염 내 우라늄의 전기화학 및 분광학 연구

**김대현***, 배상은, 이나리, 김종윤, 박태홍, 연제원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로989번길 111
*ndhkim@kaeri.re.kr

## 1. 서론

사용후핵연료를 처리하는 공정에는 크게 습식공정과 건식공정으로 나눌 수 있다. 현재 우리나라는 핵확산저항성이 매우 우수한 건식공정을 이용하여 사용후핵연료를 재활용하기 위해 집중적으로 연구하고 있다. 건식공정에서 파이로공정은 사용후핵연료를 산화물 형태로 제조하는 전처리 공정을 거쳐, 산화물 형태의 사용후핵연료를 전기화학적 방법을 이용하여 산소를 분리, 제거하여 금속으로 환원하는 전해환원공정, 금속환원체를 양극으로 하고 산화시켜 고체음극에서 우라늄을 선택적으로 회수하는 전해정련 공정, 전해정련공정 후 용융염에 남아있는 우라늄 및 초우라늄 원소들을 액체음극에서 함께 회수하는 전해제련공정으로 나눌 수 있다. 파이로공정에서 고방사성 원소를 회수하여 사용후핵연료의 부피를 감소시킴으로써 사용후핵연료를 효율적으로 저장할 수 있어 처분장의 활용률이 증가할 수 있다. 또한, 이 공정에서 회수한 우라늄이나 초우라늄 등은 차세대 원자력발전소인 고속로의 핵연료로 재활용하여 우라늄 자원활용률을 높일 수 있다[1, 2].

사용후핵연료에는 약 93%의 우라늄을 포함하고 있으며 파이로 공정에서 처리하는 원소의 대부분을 차지하고 있다. 또한 우라늄은 파이로 공정 중 전해정련 공정과 전해제련공정에서 회수하는 사용후핵연료의 대부분을 차지하고 있다. 그러므로 파이로 공정에서 우라늄의 회수 및 처리는 가장 중요한 핵심이며 파이로 공정을 성공적으로 실증하기 위해서는 고온 용융염 매질에서 우라늄의 화학적, 전기화학적 정보를 반드시 확보하여야 한다. 이를 위해 본 연구에서는 전기화학적, 분광학적 측정법을 이용하여 고온 용융염 매질에서의 우라늄의 반응 특성 등을 조사하여 보고하고자 한다.

## 2. 실험

LiCl-KCl 용융염은 흡습성이 있고, 악티나이드 원소는 산소에 대한 반응성이 매우 크기 때문에 모든 실험과 시료 준비는 글러브박스에서 수행하였다($H_2O$ < 1 ppm, $O_2$ < 1 ppm). 글러브박스 하단에는 전해질로 사용하는 LiCl-KCl 용융염의 온도를 500℃ 이상 유지할 수 있는 전기로를 설치하여 고온 용융염 실험 환경을 구성하였다.

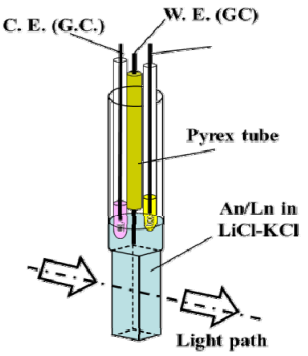



Fig. 1. Illustration of electrochemical cell used for electrochemical treatment of U cation in LiCl-KCl melt.

LiCl-KCl 공용융염 시약은 Aldrich사에서 구입하여 전처리 없이 사용하였다. $UCl_3$는 고온 용융염내 U 금속과 $BiCl_3$, $CdCl_2$를 첨가하여 제조하였다.

분광학/전기화학 셀은 석영관을 이용하여 제작하였고 1.0wt%의 AgCl을 포함하는 LiCl-KCl 공용융염이 담긴 파이렉스 유리관을 기준전극으로, 유리질 탄소를 상대전극, 텅스텐을 작업전극으로 사용하여 전기화학적 삼전극 셀(Fig. 1)을 구성하였다. 전압전류조절 장치는 GAMRY 사의 Reference 3000을 사용하였다.

## 3. 결과 및 토의

Fig. 2는 $UCl_3$를 포함하는 고온 LiCl-KCl 용융염 내 텅스텐을 작업전극으로 사용하여 주사속도에 따른 순환전압전류 곡선을 측정한 것이다. 측정한 결과, 우라늄 +3가는 - 1.45 V 근처 영역에서 U 금속으로 환원전착반응이, - 1.40 V 근처 영역에서는 환원된 우라늄 금속이 산화해리반응의 피크전류가 나타난다. 또한, 주사속도에 따른 전류변화를 나타내고 있으며 이 결과를 살펴보면 주사속도가 증가함에 따라 신호전류뿐만 아니라 전류크기도 증가하였다.

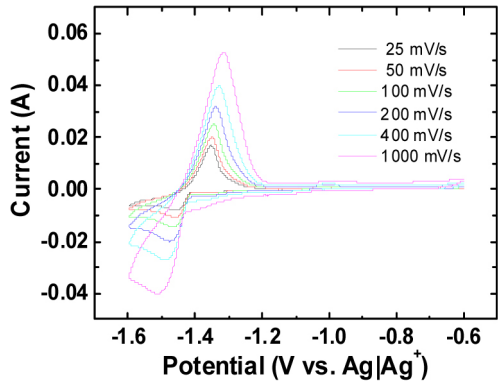



Fig. 2. Scan rate dependence of cyclic voltammograms obtained from W electrode in LiCl-KCl melt containing $UCl_3$ at 450℃.

Fig. 3은 고온 LiCl-KCl 용융염 내 첨가한 우라늄 +3/+4가 양이온은 UV-VIS 영역에서 흡수가 이루어진다. 우라늄 +3가 양이온은 460 nm, 550 nm 영역에서 f-d 전이에 기인하는 특성 피크와 750 nm, 900 nm 영역에서 f-f 전이에 기인한 특성 피크가 이 나타나며, 우라늄 +4가 양이온은 670 nm 영역에서 f-f 전이에 기인하는 특성 피크가 나타난다.

또한, 본 연구에서는 고온 용융염 매질에서 우라늄의 전위에 따른 산화환원 특성, 우라늄 산화수에 따른 흡수 전자전이 특성, 고농도에서의 전기화학적 모니터링 방법, 우라늄 이온의 확산계수와 전기화학적 변수 측정 결과 등 다양한 연구 결과를 정리 발표하고자 한다.

## 4. 결론

전기화학적, 분광학적 방법을 이용하여 고온 LiCl-KCl 용융염 내 우라늄 이온의 화학적 전기화학적 특성을 연구하였다. 전기화학적 방법을 이용하여 가하는 전위에 따라 분광흡수 스펙트럼을 측정한 결과, 우라늄 +3/+4가 양이온의 특성 피크가 변화하는 것을 확인하였으며 우라늄 +3, +4가 이온의 흡수전자전이 정보를 측정하였다. 또한 전기화학적 측정법을 이용하여 다양한 전기화학적 변수를 측정하였으며 이를 보고하고자 한다.

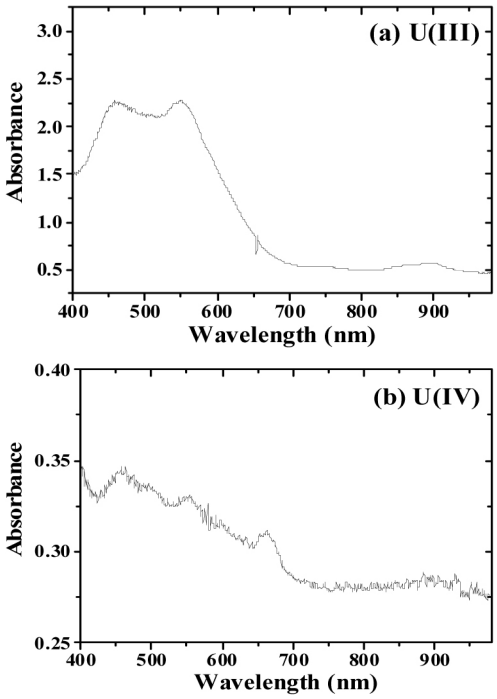



Fig. 3. UV-Vis absorption spectrum of (a) U(III) and (b) U(IV) obtained by potential control in LiCl-KCl melt.

## 5. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업의 지원받았습니다.

## 6. 참고문헌

[1] J.H. You, C.S. Seo, E.H. Kim, H.S. Lee, Nucl. Eng. & Technol., 40 581 2008.

[2] H. Lee, G.-I.L. Park, J.-W. Lee, K.-H. Kang, J.-M. Hur, J.-G. Kim, S. Paek, I.-T. Kim, I.J. Cho, Sci. Technol. Nucl. Instal., 2013 1-11 2013.

# 고온 용융염 액위, 밀도, 동적표면장력 동시 측정장치 개념 설계

**이진홍**, 김종윤*, 박태홍, 배상은
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kjy@kaeri.re.kr

## 1. 서론

파이로공정과 같이 고온의 부식성이 높은 용융염 물질을 취급하는 공정에서는 용융염의 거동을 감시할 수 있는 다양한 공정제어변수를 측정하는 것이 공정운영의 건전성을 확보하기 위하여 반드시 필요하다. 제 4차 원자력연구개발 5개년 계획에 의거하여 수행 중인 "용융염 내 악티나이드 화학 연구"과제에서는 악티나이드 및 란타나이드 등을 포함하는 고온 용융염의 점도, 전기전도도, 녹는점, 밀도, 표면장력, 열역학적 활동도계수 등 다양한 기초 물성을 측정할 수 있는 측정 시스템 구축을 위하여 노력하였고, 현재 다성분계 용융염에 대한 측정자료를 생산하고 있다 [1]. 이에 덧붙여 공정에 직접적으로 적용할 수 있는 공정분석용 측정장치를 개발함으로써 공정감시 측면에서의 활용성이 우수한 기술개발을 위하여 다양한 개선의 노력을 수행 중이다.

본 연구에서는 하나의 측정 장치로 3가지 서로 다른 공정변수를 측정할 수 있는 장치의 개념을 설계하고자 한다. 우리는 선행연구를 통하여 동적 관압력 측정 시스템을 자체 개발함으로써 고온의 용융염의 액체 높이과 밀도를 동시에 측정할 수 있는 시스템을 연구하였다. 고온의 부식성이 강한 용융염의 표면장력을 측정하기 위해서는 관의 입구가 막히지 않으면서 최대한 정밀한 최대기포내압 측정이 가능해야 하기 때문에 동적 관압력 측정 시스템에서 필요한 소프트웨어 및 하드웨어 측면에서의 다양한 요구조건을 조사하였고 시스템 설계에 반영하였다.

## 2. 본론

### 2.1 실험 장치 및 방법

액위, 밀도, 표면장력 동시 측정 시스템의 구축을 위한 장치 제어 및 측정자료 입수를 위한 소프트웨어 요구 사양과 관의 직경, 길이, 압력 센서 성능 등 하드웨어적인 요구 사양을 확인하기 위하여 Fig. 1과 같이 실험실에서 자체 설계한 원형 측정장치를 제조하였고, 고온의 용융염 중 상대적으로 부식성이 낮은 $KNO_3$를 측정에 활용하였다.



Fig. 1. Prototype molten salt measurement system.

동적 관압력 측정 시스템은 관을 위아래로 이동시키기 위한 스테퍼모터, 기포발생을 위한 공기압축기, 스테인리스 재질의 압력관, 관 내부의 압력을 측정하기 위한 압력센서, 소형전기로 및 반응 용기로 이루어져 있다. 공기압축기로부터 유입되는 공기의 유속을 제어하기 위하여 질량유속제어기를 사용하였다. 또한, Programmable Logic Controller와 LabView 프로그램을 이용하여 스태퍼모터의 속도를 제어하였고, 압력관에 연결되어 있는 압력센서의 측정값을 표시하고 저장하기 위하여 사용하였다. 다양한  튜브 직경과 길이를 사용함으로써 최적의 시스템 구축을 위한 인자를 조사하였다.

$KNO_3$를 스테인레스 재질의 실린더형 반응용기에 담고, 500, 600, 800°C에서 각각 녹인 후 30분 정도 일정 온도를 유지시킨 후, 측정하였다. 압력관을 스테퍼모터를 사용하여 액체의 표면으로 이동시켜 액체의 표면에 닿았을 때의 급격한 압력 변화로부터 표면의 위치를 정확히 감지하고, 이때까지 움직인 거리를 정확히 측정함으로써 용액의 높이를 결정할 수 있다. 또한, 표면의 위치를 정확히 감지하고, 표면으로부터 특정 거리 간격으로 압력관을 액체 내부로 잠기게 함으로써 각 깊이에서의 압력을 측정한 다음 원래의 위치로 이동할 수 있도록 프로그래밍하였다.

고온 용융염의 밀도 측정을 위하여 용액 내의 깊이별 압력을 측정하고, 아래의 관계식을 이용함으로써 밀도값을 결정하였다.

$$\rho = \frac{P_2 - P_1}{g(H_2 - H_1)} \quad (1)$$

여기서, ρ는 용융염의 밀도이고, g는 중력가속도이며, $H_1$과 $H_2$는 압력관이 잠긴 깊이이고, $P_1$과 $P_2$는 각 잠긴 깊이에서 측정된 압력값이다. 각 온도에 따른 관 내부의 압력을 측정하여 밀도를 결정한 후, 기존 문헌값과 비교하였다.

액체의 표면장력을 결정하기 위해서는 아래의 Young-Laplace식을 이용하였다.

$$\sigma = \frac{r}{2}(P - \rho g H) \quad (1)$$

여기서, σ는 표면장력이고, r은 압력관 내부의 반경, P는 최대기포내압, H는 압력관이 잠긴 깊이이다.

### 2.2 실험결과

동적 관압력 측정 시스템을 이용한 밀도 측정에서는 관의 직경은 밀리미터 이하부터 수 밀리미터의 관을 사용하여도 무관하였다.

본 연구는 동적 관압력 측정 시스템을 사용해 깊이별 압력을 측정하여 고온 용융염의 밀도를 측정하는 것이다

전기로 온도제어기를 500℃에 설정하고 $KNO_3$의 밀도를 측정하였을 때에는 상온의 압력관의 표면에 닿았을 때 실제 액체의 표면온도가 녹는점보다 낮은 경우가 발생하여 액체가 고화되어 막히면서 압력이 크게 증가하는 현상이 나타났다. 600℃에서 측정하였을 때의 시간에 다른 압력의 변화는 Fig. 2에 나타내었다.

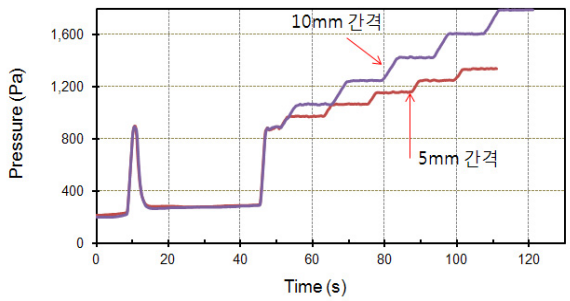



Fig. 2. Pressure vs. time curve at 600℃.

측정된 밀도는 5 mm간격으로 측정하였을 때 1.86 g/cc, 10 mm간격으로 측정하였을 때 1.85 g/cc이었다. Janz의 측정값은 1.798 g/cc이었다 [2].

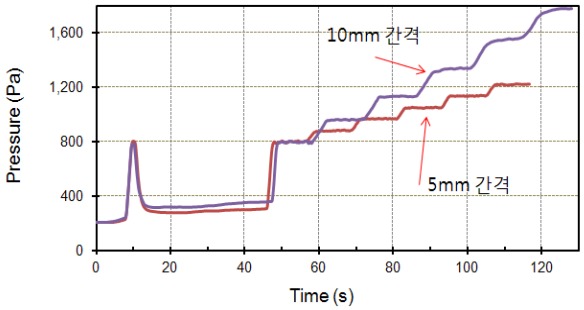



Fig. 3. Pressure vs. time curve at 800℃.

800℃에서의 측정결과는 Fig. 3에 나타내었다. 압력관의 잠긴 깊이를 5 mm 간격에서 측정하였을 때의 밀도는 1.76 g/cc이었고, Janz의 측정값은 1.68 g/cc이었다 [2]. 10 mm 간격에서는 압력값의 변동이 커지면서 밀도값을 측정할 수 없었다.

표면장력을 측정하기 위해서는 1 mm 이상의 압력관을 사용하는 경우에는 최대기포내압을 측정하기 어려운 수준이었고, 직경 0.26 mm의 모세관을 사용해야만 정밀하고 정확한 최대기포내압의 측정이 가능하였다. 또한, 측정자료입출력과 관련한 소프트웨어는 10 ms 이하의 응답속도가 요구되었다.

## 3. 결론

본 연구에서는 단일 측정장치를 이용하여 액위, 밀도, 동적/정적 표면장력을 측정할 수 있는 동적 관압력 측정 시스템의 개념설계를 위하여 기초실험을 통하여 다양한 실험변수를 조사하였다.

## 4. 감사의 글


이 논문은 미래창조과학부와 한국연구재단의 원자력연구개발사업(No. 2012M2A8A5025923)의 지원으로 수행되었습니다.


## 5. 참고문헌


[1] J.-Y. Kim et al., Asian J. Chem. Vol. 25(12), 7028, 2013.

[2] G.J. Janz, et al., J. Phys. Chem. Ref. Data, Vol. 4, 871, 1975.

# 다자간 사용후핵연료 관리 접근방안의 현안과 우리나라의 제약요인 분석

**이동훈***, 이한명, 전은주, 이동형, 이병욱
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*dhlee@kaeri.re.kr

## 1. 서론

원자력이용확대에 따라 여러 국가에 분산·누증되고 있는 사용후핵연료의 관리 및 처분 문제는 원자력의 지속가능한 이용과 핵비확산을 위해 반드시 해결해야 할 중요한 현안 중 하나이다. 국제사회는 이러한 사용후핵연료의 분산·누증 문제를 해결하고자 다양한 다자간 사용후핵연료 관리 접근방안을 제안하고 논의해오고 있다. 우리나라의 '사용후핵연료 공론화 위원회'는 2015년 6월 정부에 제출한 최종권고안에서 사용후핵연료 관리문제를 해결하기 위해 '국제공동 사용후핵연료 관리시설'에 대한 가능성을 타진하고 이를 구체화하기 위한 노력을 강조하는 등 국내에서도 다자간 사용후핵연료 관리방안에 대한 관심이 커지고 있다. 따라서 동 연구는 사용후핵연료의 관리 및 처분을 위한 하나의 잠재적인 옵션이 될 수 있는 다자간 사용후핵연료 관리 접근 방안을 구체화함에 있어 걸림돌이 되고 있는 여러 현안과 아국이 다자방안에의 참여를 고려 시 제약요인이 될 수 있는 사안들을 검토하였다.

## 2. 본론

### 2.1 다자간 사용후핵연료 관리 개념

다자간 사용후핵연료 관리 개념은 국제공동의 사용후핵연료 관리 및 처분 시설을 개발하고, 사용후핵연료를 중앙집중식으로 관리하여 하나의 사용후핵연료 처분옵션을 제공하는 대안적 개념이다. 이러한 개념은 처분시설의 공동개발 및 비용 분담 등 참여국간의 국제협력을 통해 처분시설 개발의 경제성을 개선시킬 수 있으며, 사용후핵연료의 중앙집중식으로 관리하여 민감핵물질의 유출가능성을 감소시킴으로써 핵비확산을 강화할 수 있다. 또한 비용 및 핵비확산 관점에서의 이점 외에도 참여국가들의 상호검토 및 기술협력을 통해 개선된 처분기술을 개발함으로써 사용후핵연료 처분기술의 안전성도 강화할 수 있을 것이며, 국제공동 처분시설의 이용을 통해 국내 처분장 확보에 수반되는 정치·사회적 갈등문제를 해결 할 수 있는 등의 여러 장점을 가지고 있는 것으로 평가된다.

### 2.2 최근 제안사례

#### 2.2.1 유럽 지역처분장 제안

유라톰은 2003년 착수된 SAPIERR(Strategic Action Plan for Implementing European Regional Repository) 프로젝트를 통해 유럽지역 내 공동처분장 개발의 실행가능성을 평가하였으며, 2008년까지의 연구결과를 통해 유럽 14개국은 유럽처분장 개발기구(ERDO; European Repository Development Organization)의 설립을 결의하고 이를 추진하기 위한 실무그룹을 구성하여 운영하고 있으나, 참여국들의 관심과 지원 부족으로 실현되지 못하고 있다.

#### 2.2.2 포괄적핵연료서비스(CFS)

국제원자력협력체제(IFNEC; International Framework for Nuclear Energy Cooperation)은 2011년 농축서비스, 사용후핵연료 처분 등 선·후행 핵연료주기를 포괄하는 국제 핵연료주기 서비스를 제공하는 상업기반의 '포괄적핵연료서비스(CFS; Comprehensive Feul Service)'를 제안하고 이를 구체화하기 위한 논의를 지속해오고 있다. 하지만 회원국들은 국제공동 처분시설의 개발을 위해서는 시설유치국 확보, 경제성 평가 등 해결해야 할 다양한 현안이 있음을 지적하며 논의에 소극적으로 참여하고 있어 크게 진척되지는 못하고 있다.

### 2.3 다자간 사용후핵연료 관리 접근방안 관련 현안

다자간 사용후핵연료 관리 접근방안은 국제공동의 사용후핵연료 처분시설의 확보를 전제로 하고 있다. 하지만 타국의 사용후핵연료를 수입해야 하는 국제공동 사용후핵연료 처분시설은 대중 수용성을 확보하기 어려워 정치적으로 매우 민감한 사안이며, 시설의 유치와 운영에 따른 수익 등의 경제적 이득에 대한 객관적 분석자료가 부재하여 해당 시설의 유치국을 확보하는 것이 매우 어렵다는 문제가 있다. 또한 다자간 사용후핵연료 처분시설 개발참여에 따른 사전비용, 사용후핵연료 운송비용, 시설이용 비용 등 시설 이용국 측면에서의 경제성도 아직 불명확하다. 그리고 이러한 다자방안은 사용후핵연료의 국가간 이동이 필수적이나, 현재 지역 내 방사성폐기물의

수입을 금지하는 국제협약(Bamako 협약, Cotonou 협정 등)이 존재하고, 몇몇 국가들은 국내법을 통해 방사성폐기물의 수입을 금지하고 있어 이러한 다자 방안의 현실화에 어려움 있다. 사용후핵연료의 관리 책임과 손해배상의 문제도 다자방안의 현실화에 큰 걸림돌 중 하나이다. 원칙적으로 사용후핵연료 및 방사성폐기물의 안전한 관리 책임은 발생국에 있지만, 국제공동 처분장으로 이송된 사용후핵연료의 경우 그 책임의 소재가 불분명하기 때문에 시설의 개발에 앞서 이러한 사용핵연료의 관리책임, 손해배상원칙 등을  명확히 하는 국제적 모델 협정이 마련되어야 하지만, 국제적으로 합의된 모델협정을 마련하는 것이 쉽지 않다. 그리고 국제공동 처분시설의 안정적인 운영을 위해서는 시설 유치국의 장기적인 정치적 약속 및 지원이 필수적이나 이를 검증하고 보장하는 수단이 빈약하다는 문제도 제기되고 있다. 국제공동 처분시설 유치국의 의무 불이행 등의 잠재적 위험은 시설 이용국들의 사용후핵연료 관리 불안정성을 증대시킬 수 있는바, 시설 유치국의 장기적인 의무 준수를 강제할 수 있는 수단이 마련되어야 한다.

### 2.4 우리나라의 제약 요소

다자간 사용후핵연료 관리체제에의 참여를 위해서는 이를 지원할 수 있는 국내법규의 마련이 필수적이다. 하지만 우리나라의 사용후핵연료 관리 규정을 명시하고 있는 원자력안전법은 사용후핵연료의 국내 처분을 전제로 하고있어 다자간 사용후핵연료 관리 접근방안의 고려에 있어 어려움이 있을 수 있다. 국제공동 사용후핵연료 관리 및 처분 개념은 건설과 운영에 대한 허가 및 안전검사 등을 국제공동으로 이행하는 개념이나, 원자력안전법은 이와 관련된 세부 규정들을 반영하지 못하고 있는바, 다자간 사용후핵연료 관리방안에의 참여를 위해서는 국내 법규의 제·개정이 필요할 것으로 판단된다.

우리나라의 사용후핵연료의 상당량이 한·미 원자력협력협정 하에 미국의 통제를 받는 미국산 사용후핵연료로 분류되어 있어 사용후핵연료를 제3국에 위치한 국제공동 처분장으로 이전하기 위해서는 미국의 사전동의가 필요하다. 그리고 미국은 원자력협정을 민감 원자력기술 및 핵물질의 통제 관점에서 접근하고 있어 국제공동 사용후핵연료 처분 시설을 유치한 제3국의 핵비확산 투명성, 미국과의 정치적 관계 등이 사전동의 결정에 영향을 미칠 수 있다. 따라서 우리나라의 사용후핵연료를 제3국으로 이전해야 하는 다자방안을 고려할 시, 이러한 사전동의의 문제로 인해 예측가능한 정책의 이행에 한계가 있을 수 있다는 점에서 제약요인으로 작용할 수 있다.

또한 다자간 사용후핵연료 관리 접근방안에 있어서 사용후핵연료를 재활용 가능한 자원으로 간주할지 폐기물로 간지할지를 판단하는 정책적 결정은 매우 중요하다. 이러한 정책적 결정에 따라 다자간 사용후핵연료 관리 방안에 접근 방식이 달라지게 되는 바, 다자방안의 고려에 앞서 명확한 국가적 정책 결정이 우선되어야 하나 우리나라는 아직 이에 대한 국가적 정책이 결정되지 않고 있는 점 역시 제약요인이 될 수 있다.

## 3. 결론

국제사회는 사용후핵연료 누증문제를 해결하기 위해 다양한 '국제공동 사용후핵연료 관리 방안'을 제안해오고 있지만, 여러가지 현안으로 인해 실현되지 못하고 있다. 국내에서도 국내법 및 정책 미비, 사용후핵연료 재이전을 위한 원공급국의 사전동의 필요 등 다자방안의 고려 시 여러 제약 요인이 있음을 확인하였다.

하지만 이러한 다자간 사용후핵연료 관리방안이 아직은 개념개발단계에 머물러 있다하더라도 이것이 현실화 된다면 미래의 원자력 산업에 상당한 영향을 미칠 수 있는바 해당 논의에 적극 참여하여 대응방안을 준비하는 것이 필요할 것이다. 또한 이러한 다자간 사용후핵연료 관리 접근방안에 대한 대응전략의 마련과 함께 우리나라와 같은 대규모 원전 이용국이나 원전 수출국들은 자체적인 사용후핵연료 관리방안을 마련해나가는 능동적인 노력도 함께 병행해 나갈 필요가 있다.

## 4. 참고문헌


[1] 류호진 "후행 핵연료 주기의 다자방안 분석" , J. of the Korean Radioactive Waste Society, Vol.8(4), 269-277, 2010.

[2] IFNEC, "Comprehensive Fuel Service: Strategics for the Back-End of Fuel Cycle", IFNEC Executive Committee directed Discussion Paper.

[3] WNA, "International Nuclear Waste Disposal Concept", http://www.world-nuclear.org

# 사용후핵연료 운반용기 용접부 파괴인성 평가

**정성환***
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*sunghchung@khnp.co.kr

## 1. 서 론

원전 사용후핵연료를 18다발까지 운반할 수 있는 KN-18 사용후핵연료 운반용기(Fig.1)의 본체재료는 저합금 탄소 단조강(SA350 LF3)으로, 운반용기에 대한 9 m 자유낙하, 1 m 파열 등 운반사고조건 및 -40°C 저온조건에 견딜 수 있는 충격특성 및 파괴인성이 뛰어나다. ASME Sec.III Div.3 및 US NRC RG 7.11 파괴인성요건에 따르면 SA350 LF3의 $RT_{NDT}$(기준무연성천이온도)는 -107°C인데, 운반용기 본체재료의 $RT_{NDT}$는 ASTM E208의 낙중시험(drop weight test)에서 -107°C를 확인하였다. 운반용기 본체의 상부와 하부는 girth seam 방식으로 용접되는데(Fig.2), 사용되는 용접봉 역시 본체재료와 동등한 파괴인성이 요구된다. 그러나 전 세계적으로 본체재료와 동등한 파괴인성에 해당하는 $RT_{NDT}$인 -107°C를 만족하는 용접봉이 없고 -101°C가 최대이었다. 따라서 본체재료의 $RT_{NDT}$ 요건과 다른 용접봉을 사용하여 용접한 경우에 대하여 당초의 파괴인성을 만족시킬 수 있는 지 평가하였다.



Fig. 1. KN-18 cask.




Fig. 2. Welding on the cask body.

## 2. 본 론

운반용기 용접부에 대하여 낙중시험을 수행하여 $RT_{NDT}$를 구하고 파괴인성을 평가하는 것이 일반적이라고 할 수 있으나, ASTM E399에 따른 주변형률(plain strain) 파괴인성시험을 저온운전 온도요건인 -40°C에서 수행하여 다음과 같은 방법으로 용접부의 파괴인성을 평가하였다 :

- ASTM E399에 따른 주변형률 파괴인성시험의 결과치와 ASME Sec.III Div.3의 파괴인성요건과 비교하여 상대적 파괴인성치가 적합한지 평가
- ASME Sec.XI App.A에 따라 $K_I$(응력집중계수)를 구하고 이를 주변형률 파괴인성시험의 결과치와 비교하여 파괴인성치가 적합한지 재평가

주변형률 파괴인성시험은 운반용기 본체재료에 대한 최저운전온도(LST)인 -40°C에서 ASTM E399에 따른 compact 시편으로 수행하였다. 시편은 두께 24 mm로 하여 용접부(weld), 열영향부(HAZ), 모재(base) 등 6개소에서 채취하였다(Fig.3). 상온에서의 파괴인성치와 -40°C에서의 파괴인성치를 서로 비교하여 변화추이를 평가하였다. 각 시편에 대한 시험조건은 Table 1에 나타내었다.

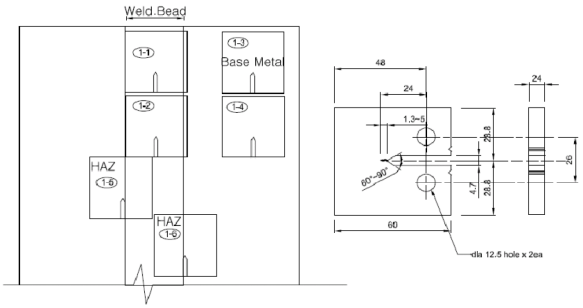



Fig. 3. Test specimens.

Table 1. Test conditions

| Specimen | Temp. (°C) | Crack length (mm) | Crack load (MPa·m$^{1/2}$) | Load rate (MPa·m$^{1/2}$) |
|---|---|---|---|---|
| Weld | -40 | 23.5 | 2.70 | 1.75 |
| HAZ | -40 | 23.5 | 2.20 | 1.78 |
| Base | -40 | 23.5 | 2.24 | 1.76 |
| Weld | 23 | 23.5 | 1.50 | 1.77 |
| HAZ | 23 | 23.5 | 2.70 | 1.79 |
| Base | 23 | 23.5 | 1.47 | 1.70 |

파괴인성치 $K_Q$ 값은 는 ASTM E399에 따라 다음 식으로 구하여 Table 2에 나타내었다.

$$K_Q = (P_Q/BW^{1/2}) \cdot f(a/W)$$

$$f(a/W) = \frac{(2 + a/W)(0.886 + 4.64a/W - 13.32a^2/W^2 + 14.72a^3/W^3 - 5.6a^4/W^4)}{(1 - a/W)^{3/2}}$$

$P_Q$ = load as determined in 9.1.1, klbf (kN),
$B$ = specimen thickness as determined in 8.2.1, in. (cm),
$W$ = specimen width, as determined in A4.4.1, in. (cm), and
$a$ = crack length as determined in 8.2.2 and A4.4.1, in. (cm).

Table 2. Fracture toughness values ($K_Q$)

| Specimen | Temperature(℃) | Fracture toughness(MPa·m$^{1/2}$) |
|---|---|---|
| 용접부 | -40 | 96.5 |
| 열영향부 | -40 | 92.1 |
| 모재 | -40 | 74.1 |
| 용접부 | 23 | 93.8 |
| 열영향부 | 23 | 80.1 |
| 모재 | 20 | 78.3 |

Table 3(ASME Sec.III Div.3 Table WB-2331.2-2)에서 시편두께 25 mm일 때 파괴인성치 70 MPa·m$^{1/2}$에 대하여 시편두께 24 mm에 대한 파괴인성 요구치는 68.3 MPa·m$^{1/2}$이므로, 각 위치별 시편에 대한 시험결과 파괴인성치가 모두 이 요구치를 초과하므로 최저운전온도 -40°C에서 용접부에 대한 파괴인성이 충분히 확보된 것을 알 수 있다. 용접부에 대하여 -40°C에서의 파괴인성치와 상온에서의 파괴인성치를 비교하면 -40°C에서의 값이 상온에 비하여 감소하지 않기 때문에 상온에서 -40°C까지 파괴인성이 충분히 보장된다.

Table 3. ASME Sec.III Div.3 Table WB-2331.2-2
REQUIRED FRACTURE TOUGHNESS VALUES FOR FERRITIC STEEL MATERIAL FOR CONTAINMENTS HAVING A SPECIFIED YIELD STRENGTH OF 50 ksi (350 000 kPa) OR LESS AT 100°F (38°C)

| Nominal Wall Thickness | | Rapid-load Fracture Toughness [Note (1)] | |
|---|---|---|---|
| in. | (mm) | ksi$\sqrt{in.}$ | (MPa)$\sqrt{mm}$ |
| 5/8 | (16) | 50 | (55) |
| 1 | (25) | 64 | (70) |
| 2 | (50) | 94 | (103) |
| 3 | (75) | 113 | (124) |
| 4 | (100) | 130 | (143) |

ASME Sec.XI에 따르면 단조강의 초음파검사 결함한계의 미소결함을 가정하여 결함선단에 집중되는 응력집중계수 $K_I$는 다음 식으로 구할 수 있다.

$$K_I = [\sigma_m M_m + \sigma_b M_b]\sqrt{\pi a/Q}$$

$$Q = 1 + 4.593\,(a/\ell)^{1.65} - q_y$$

$$q_y = [(\sigma_m M_m + \sigma_b M_b)\,/\sigma_{ys}]^2/\,6$$

$\sigma_m$, $\sigma_b$ = membrane and bending stresses, in accordance with A-3200(a)

$a$ = one-half the axis of elliptical flaw

$M_m$ = correction factor for membrane stress from Fig. A-3310-1

$M_b$ = correction factor for bending stress from Fig.

$\ell$ = the major axis of the flaw

$a/\ell$ = the flaw aspect ration $0 \le a/\ell \le 0.5$

$\sigma_{ys}$ is the material yield strength.

응력값은 KN-18 운반용기의 9 m 자유낙하조건에서의 최대응력인 330 MPa을 적용하면,

Q = 1 + 4.593(a/ℓ)$^{1.65}$ $q_y$

= 1 + 4.593(a/ℓ)$^{1.65}$ - (330/26)$^2$/6

= 0.828 이므로,

$K_I$ = 330 x (π a/Q)$^{1/2}$

= 30.8 MPa·m$^{1/2}$(28.0ksi·m$^{1/2}$) 이다.

ASTM E399에 따른 시험으로 구한 파괴인성치에서 -40°C 용접부의 $K_Q$와 비교하면 -40°C 용접부의 $K_Q$는 96.5 MPa·m$^{1/2}$이므로 계산된 $K_I$ 보다 큰 값이다. 따라서 KN-18 운반용기의 상부와 하부에 대한 용접부는 최저온도조건인 -40°C에서 파괴인성이 확보되었다고 할 수 있다.

## 3. 결 론

ASME Sec.III Div.3에서 시편두께가 24 mm인 경우 파괴인성 요구치는 68.3 MPa·m$^{1/2}$이며, ASTM E399에 따른 시험으로 구한 시편별 파괴인성치 $K_Q$가 모두 68.3 MPa·m$^{1/2}$를 초과하므로 KN-18 운반용기 용접부는 최저운전온도인 -40°C에서 파괴인성이 확보되었다고 할 수 있다. 또한 ASTM E399에 따른 시험에서 -40°C에서의 용접부에 대한 파괴인성치 $K_Q$(96.5 MPa·m$^{1/2}$)가 ASME Sec.XI에 따른 요구치 $K_I$(30.8 MPa·m$^{1/2}$) 보다 높기 때문에 KN-18 운반용기의 용접부는 -40°C 최저운전온도에서 사용이 적합한 파괴인성이 확보되었다고 할 수 있다.

따라서 KN-18 운반용기 본체재료인 SA350 LF3의 $RT_{NDT}$와 상이한 용접봉을 사용하여 실시한 용접부 역시 -40°C 최저운전온도에서 충분한 파괴인성을 확보하였다고 판단하였으며, 이에 대하여 규제기관으로부터 승인을 획득하여 운반용기의 제작에 적용하였다.

## 4. 참고문헌


[1] ASME BPVC Sec.III Div.3, Containments for Transportation and Storage of SNF and HLW, 2010 Edition.

[2] ASME BPVC Sec.XI, Rules for In-service Inspection of NPP Components, 2010 Edition.

[3] ASME SA350, Specification for Low-alloy Steel Forgings, Requiring Notch Toughness Testing for Piping Components, 2010.

[4] ASTM E208, Standard Test Method for Conducting Drop Weight Test to Determine Nil-Ductility Transition Temperature of Ferric Steels, 2010.

[5] ASTM E399, Standard Test Method for Linear- Elastic Plain-Strain Fracture Toughness $K_{IC}$ of Metallic Materials, 1997.

# 사용후핵연료 수송 및 저장 겸용용기 개발을 위한 차폐설계

**김용일***, 안효철, 안준기
한국전력기술(주), 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yongil@kepco-enc.com

## 1. 서론

사용후핵연료 수송 및 저장 겸용용기에 대한 차폐설계를 수행하였다. 차폐설계의 목표는 관련규정[1,2]에서 요구하는 선량요건 및 원전 크레인의 취급용량 이내의 무게조건을 동시에 충족하는 최적화된 차폐두께 및 치수, 재료를 결정하는 것이다. 대상 사용후연료는 웨스팅하우스형 핵연료(ACE7, 17X17)이며 차폐해석 전산코드는 SCALE6.1.2 [3]의 MAVRIC 모듈을 사용하였다.

## 2. 본론

### 2.1 캐스크 기본형상

본 연구는 최대 32개 핵연료집합체를 수송, 저장할 수 있는 대용량의 캐스크 개발을 목표로 한다. 캐스크 기본구조는 원기둥 형태의 용기이며 핵연료 집합체 지지 및 집합체간 간격유지를 위한 바스켓, 바스켓 지지 및 1차 차폐체인 캐니스터, 캐니스터 지지 및 2차 차폐체인 캐스크, 그리고 캐스크 외부 중성자차폐체 등으로 구성된다. 이러한 기본구조에 대한 예비계산을 통하여 차폐에 가장 핵심적인 역할을 하는 캐스크 본체의 두께 및 중성자차폐재인 레진의 치수와 차폐효율을 높이기 위한 레진 내 첨가물($B_4C$, Pb)의 조성비를 결정하였다.

### 2.2 방사선원항 해석

차폐해석에 사용되는 방사선원항은 ACE7 핵연료를 대상으로 하였는데 초기농축도 3.5 w/o, 출력준위 40 MW/MTU, 3주기 연소 및 방출연소도 45,000 MWD/MTU, 냉각기간 10 년을 가정한 중성자 및 감마선원이다. 핵연료 연소계산은 SCALE6.1.2의 ORIGEN-ARP 모듈을 이용하였으며 축방향 첨두인자를 출력준위에 반영하여 축방향 연소도 분포에 따른 방사선원항 변이를 고려하였다.

### 2.3 차폐해석

차폐해석에 사용된 MAVRIC 전산코드(ORNL에서 개발된 SCALE6.1.2 코드 패키지[3]에 포함된 모듈)는 일반적인 Monte Carlo 방법으로 해결하기 어려운 심층투과(deep penetration) 방사선수송 문제들을 효율적으로 해석할 수 있다. 기계 및 차폐해석을 통해 결정된 캐스크 구조물 형상은 Fig. 1과 같으며 관련 기술기준의 선량률을 만족함과 동시에 국내원전(고리2~4, 영광 1~6, 울진 3~6)의 크레인 취급용량(~110 ton)을 초과하지 않도록 주요 차폐체 치수 및 두께를 결정하였다.

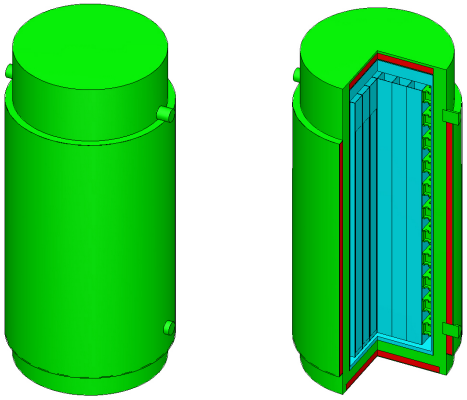


Fig. 1. CASK Model.

사용후핵연료 운반용기에 대한 기술기준에 따르면 방사성물질의 운반 시 운반수단의 외부표면 및 2 m 이격거리에서의 선량률이 각각 0.2 rem/h 및 0.01 rem/h를 초과하지 않아야하고, 가상사고조건하에서 1 m 이격거리에서의 선량률이 1 rem/h를 초과하지 않아야 한다.

MAVRIC 전산코드를 사용한 차폐해석에서 1 m 및 2 m 이격거리의 선량은 point detector tally를, 표면선량은 mesh tally를 사용하여 선량률을 각각 계산하였다. 계산결과 선량률 관련기준을 만족시키기 가장 까다로운 조건은 정상조건의 캐스크 측면 2 m 이격거리 선량조건으로 나타났다. 계산에 사용된 선속-선량 환산인자는 ANSI/ANS-6.1.1-1977이다. Fig. 2는 캐스크 측면 2 m 이격거리에서의 선량률 분포를 나타내는데 캐스크 외부의 중성자차폐재 레진에 포함된 납(Pb) 첨가물 함량에 따른 선량률 변화를 보여준다. 납 이외의 첨가물은 중성자 차폐를 위한 $B_4C$이며 1.5 w/o 무게비를 고려하였다.

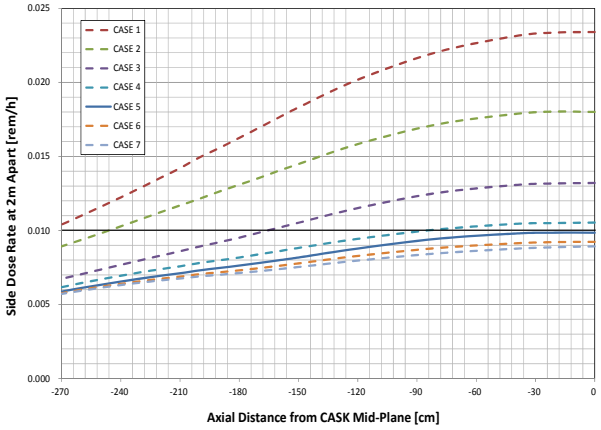



Fig. 2. Side Dose Rate Distributions.

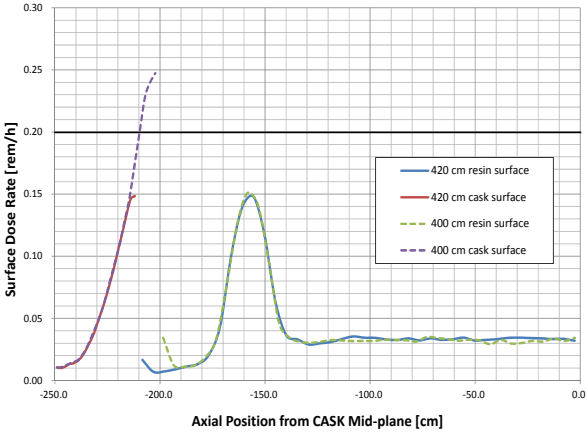



Fig. 3. Surface Dose Rate Distributions.

Fig. 2 각 계산모델의 조건은 Table 1과 같다.

Table 1. CASK Model Cases

| 경우 | 계산모델 설명 |
|---|---|
| 1 | Fig. 1에 보이는 바스켓과 캐니스터 사이 지지구조물 없으며 레진 내 첨가물($B_4C$ 및 Pb) 없음 |
| 2 | 그림 1과 같으며(지지구조물 존재) 레진 내 첨가물($B_4C$ 및 Pb) 없음 |
| 3 | 경우 2 모델에 레진 내 $B_4C$ 포함 |
| 4 | 경우 3 모델에 레진 내 Pb 3.0 w/o 추가 |
| 5 | 경우 3 모델에 레진 내 Pb 6.0 w/o 추가 |
| 6 | 경우 3 모델에 레진 내 Pb 7.0 w/o 추가 |
| 7 | 경우 3 모델에 레진 내 Pb 8.0 w/o 추가 |

위 계산모델 중 레진 내 $B_4C$ 1.5 w/o 및 Pb 6.0 w/o를 포함한 경우 5 모델부터 선량률 조건을 만족함을 보인다. 또한 경우 1과 경우 2 계산결과는 축방향으로 불연속적인 지지구조물도 일정거리 이상 떨어진 경우에는 방사선차폐(최대 30%) 역할을 함을 알 수 있다.

Fig. 3은 캐스크 외부표면 선량률 분포를 보여주는데 그림에서 불연속 분포의 왼쪽은 중성자차폐체가 미치지 않는 캐스크 외부표면에서의 선량률이고, 오른쪽은 중성자차폐체(레진차폐재)가 있는 외부표면에서의 선량률이다. 그림에서 알 수 있듯이 표면선량은 중성자차폐체 길이에 민감하며 중성자차폐체가 없는 영역에서의 선량률에 의해 중성자차폐체 길이가 결정된다. Fig. 3에서 점선 그래프는 중성자차폐체 길이 400 cm에 해당하는 모델의 표면선량률 분포를 나타내며 규제요건을 만족하는 중성자차폐체 길이는 420 cm이다.

## 3. 결론

개발된 캐스크 모델(Fig. 1)에 대한 중성자차폐재 내 첨가물($B_4C$ 및 Pb)의 최적화된 조성비는 각각 1.5 w/o 및 6.0 w/o이며, 중성자차폐체 축방향 길이는 420 cm이다. 또한 바스켓과 캐니스터 사이의 불연속적인 지지구조물도 차폐에 상당한 영향을 미치므로 차폐해석 모델은 실제형상을 반영하는 3차원 모델 설정이 요구된다.

## 4. 참고문헌

[1] 원자력안전위원회고시 제2014-50호, "방사성물질의 포장 및 운반에 관한 규정," 2014.

[2] 10CFR71, "Packaging and Transportation of Radioactive Material," 1996.

[3] "SCALE: A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design," ORNL/TM-2005/39, Version 6.1.2, Oak Ridge National Laboratory, June 2011.

1분과

# 후행핵연료주기기술 및 정책(Poster)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

# 미국 핵연료 주기 평가보고서 분석을 통한 한국 GEN Ⅳ 핵연료 주기의 타당성

**임근수***, 이재민
경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 덕영대로 1732 (서천동)
*etetet2005@khu.ac.kr

## 1. 서론

세계에서 가장 많이 사용 중인 경수로는 현재 많은 한계가 드러나고 있다. 한국을 포함한 13개국은 GIF(Generation Ⅳ International Forum)를 설립하고, 이를 통해 미래형 원자로인 4세대 원자로(GEN Ⅳ)를 개발하기 위해 많은 연구비를 투자해 개발하고 있다. GEN Ⅳ는 노형에 따라 각기 상이한 핵연료 주기를 가지고 있다.

2014년 U.S.Department of Energy(이하 DOE)에서 다양한 핵연료 주기를 여러 그룹으로 나누어 평가한 바가 있다. 본 논문에서는 DOE 보고서를 바탕으로, 2011년 기준의 한국형 소듐냉각고속로(SFR), 초고온가스로(VHTR), 초임계압수냉각로(SCWR)의 핵연료 주기를 평가해보고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 DOE의 핵연료 주기 분류

Table 1. Criteria and Sort of nuclear fuel cycle

| 기준 | 구분 | | |
|---|---|---|---|
| 중성자 공급 방식 | 임계로, 미임계로(EDS) | | |
| 중성자 에너지 | Thermal, Fast | | |
| 핵연료 방식 | U, Th, Th/U | | |
| 농축 여부 | Enriched, Natural | | |
| 재처리 횟수 | 0 회 | | 8 그룹 |
| | 수 회 | | 10 그룹 |
| | 지속 | U/TRU 추출 | 7 그룹 |
| | | U/Pu 추출 | 7 그룹 |
| | | $^{233}$U/Th 추출 | 8 그룹 |

DOE에서는 약 4천 가지의 핵연료 주기를 Table 1의 기준에 따라 5가지 기준으로 핵연료 주기를 그룹화 하였다. 그 핵연료 주기 그룹은 40가지이며 각 그룹은 EG01에서 EG40까지 명명되었다. 예컨대 EG01은 미국의 현행 핵연료 주기인 농축우라늄을 열중성자로에서 1회 연소 후 처분하는 것이다.

### 2.2 2011년 한국의 GEN Ⅳ

2000년대 초중반의 원자력 르네상스는 많은 핵연료 주기와 원자로형 등의 개발을 촉진했고, 이 시기에 국제적으로 GIF 설립, 핵연료 물질 가격 안정화 등 원자력 시장 성장이 이루어졌다. 그러나 북한의 핵실험과 2011년 3월의 후쿠시마 제1원전 사고는 원자력계에 갑작스런 침체를 불러왔다. 그렇기에 2011년 당시에 많은 지장이 있었을 것으로 보이는 한국의 GEN Ⅳ 개발현황, 특히 재처리로 인해 민감한 핵연료 주기에 대해 알아보고자 했다.

한국에서는 GIF를 통해서 SFR(Sodium-cooled Fast Reactor), VHTR(Very-High-Temperature Reactor) 개발에 참여하고 있다. 특히 SFR에 대해서 2006년에 고유 개념설계를 완수하였고, 이를 GIF에서도 인정받은 바 있다.

SCWR(Super-Critical Water-cooled Reactor)에 대해서는 재정지원 등으로 간접참여 중이며, GFR(Gas-cooled Fast Reactor), MSR(Molten Salt Reactor), LFR(Lead-cooled Fast Reactor) 또한 관심을 갖고 있다.

한국은 이러한 GEN Ⅳ 중 2011년 당시 개념설계 단계에 도달한 핵연료주기는 아래의 Table 2와 같이 정리될 수 있다.

Table 2. Fuel cycle of Korean GEN Ⅳ

| 노형 | 개념설계명 | 핵연료 주기 |
|---|---|---|
| SFR | KALIMER (KAERI) | 지속 재처리(금속 연료) U/TRU추출+감손우라늄 |
| VHTR | PYCASSO | 지속 재처리(TRISO 연료) U/TRU추출+천연우라늄 |
| SCWR | SPHINX | 1회 사용 저농축 U + 매우 높은 연소도 |

우선 KAERI(한국원자력연구원)에서 설계한 SFR의 개념설계인 KALIMER의 핵연료 주기는, 사용후 핵연료를 재처리를 한 후 Zr과 감손우라늄을 첨가하여 만든 U-TRU-Zr 금속 연료를 고속로에서 연소시키는 방식이다.

VHTR의 개념설계인 PYCASSO의 핵연료 주기는 재처리를 통해 얻은 U/TRU에 천연우라늄을 첨가한 후, TRISO[1] 형태로 가공하여 고속로에서 연소시키는 방식이다.

SCWR의 개념설계인 SPHINX의 핵연료 주기는 저농축 우라늄을 매우 높은 연소도로 고속로에서 1회 연소하는 방식이다.

### 2.3 한국 GEN Ⅳ 핵연료주기와 DOE의 핵연료주기 그룹 비교

EG01이 한국의 현행 핵연료 주기와도 유사하다. 이를 고려하여 현행 핵연료주기와 한국 GEN Ⅳ의 핵연료주기를 비교하면 다음과 같다.

KALIMER와 PYCASSO의 핵연료 주기는 EG24와 유사하다. EG24는 사용후 핵연료에서 재처리를 통해 추출한 U/TRU에 천연 우라늄을 혼합하여 지속적으로 핵연료 재사용을 하는 방식이다. EG24는 EG01에 비해 고준위 방사성폐기물을 적게는 7배에서 많게는 26배까지 줄일 수 있고, $CO_2$ 배출량이 적어 환경에 미치는 영향이 적으며, 지속적으로 소비되는 천연우라늄의 양이 1/40 가까이 줄어 자원 효율성이 좋은 등의 장점이 존재한다. 단점으로는 발전단가의 증가, 재처리 시설의 개발 및 운영에 의한 정치적 압박 발생가능성 등을 들 수 있다.

KALIMER는 EG24의 여러 옵션과 다르게 감손 우라늄을 사용하는데, 이에 따라 발생 가능한 경제성, 연소도 등의 차이점에 대한 검토가 필요하다. PYCASSO는 EG24와 다르게 TRISO 형태의 핵연료를 사용하는 만큼, 핵연료 가공과정에서 발생하는 비용, 방사성 흑연폐기물(재처리를 위해 벗겨낸 탄소 코팅)의 비용 등이 필요하다.

SCWR의 개념설계 SPHINX의 경우는 EG04와 유사하다. EG04는 천연우라늄 연료를 고속로에 매우 높은 연소도로 1회 사용하는 방식이다. EG01에 비해 천연우라늄 소모량은 57배 감소하여 자원 효율성이 증진되고, $CO_2$ 배출량이 적은 점 등의 장점이 존재한다. 그러나 아직까지 개념설계가 완성되지 않은 만큼, 연구와 검토, 특히 초임계수 사용에 따른 원자로 소재들의 개발 또한 필연적일 것이라고 판단된다.

## 3. 결론

DOE에서는 다양한 핵연료 주기를 40 가지 그룹으로 분류한 후, 여러 시나리오로 평가했다. 본 논문에서는 이러한 분류와 평가를 바탕으로, 2011년 한국에서 연구 중인 GEN Ⅳ의 핵연료 주기를 살펴보았다. 그 결과 당시보다는 진보했을 것이라고 생각되지만, 한국 GEN Ⅳ의 핵연료 주기는 현행 핵연료 주기보다 장점이 크지만, 극복해야할 문제점 또한 존재했다는 것이 확인되었다.

조사 결과에 따르면 2011년 당시 한국 GEN Ⅳ에 도입될 핵연료 주기는 한국의 에너지 안보, 급성장하는 에너지 수요를 고려하면 현행 핵연료 주기보다 상당히 매력적인 점이 많다. 그러나 이러한 핵연료 주기를 실현하기 위해서 투입되어야 하는 자원과 연구시간, 극복해야 할 법적, 외교적 문제 등은 예측하기 어렵다는 점은 부인하기 어려울 것이다. 따라서 GEN Ⅳ에 상응하는 핵연료 주기를 개발하기 위해서는 지속적인 연구가 필요할 것이라고 생각한다. 특히 DOE에서는 EG24뿐만 아니라 EG23, EG30 등 미래 유망한 핵연료 주기를 10종 선정한 만큼 한국에서도 기존에 연구 중인 핵연료 주기 외에도 다양한 유형의 핵연료 주기에 대해서 연구와 검토 또한 필요할 것이다.

## 4. 참고문헌


[1] R.Wigeland *et al.,* "Nuclear Fuel Cycle Evaluation and Screening-Final Report", 2014. U.S.Department of Energy.

[2] 김영인 등 6인, "제4세대 소듐냉각 고속로 고유개념 설정", 33, 36, 41, 2010. 한국원자력연구원.

[3] "Proliferation Resistance and Physical Protection of the Six Generation Ⅳ Nuclear Energy System", 2011. Generation Ⅳ International Forum.

[4] Hyungrae Kim *et al.*, "Design and Progress of the SPHINX in KAERI", 2005. KAERI.

[5] T.Schulenberg et al., "Supercritical Water-Cooled Reactor Development through GIF Collaboration", 2011. Generation Ⅳ International Forum.


1) 구형으로 가공한 핵연료물질을 탄소 등으로 코팅한 작은 구슬모양의 핵연료 생산방식을 칭함.

# 국가수준 안전조치 접근법(State-Level Approach) 적용에 대한 고찰

**정주앙***, 이성호, 이병두, 김인철, 김현조
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jajung@kaeri.re.kr

## 1. 서론

우리나라는 전면 안전조치협정(Traditional Safeguards, TS), 추가의정서(Additional Protocol, AP) 그리고 통합 안전조치체제(Integrated Safeguards, IS)에 명시된 핵물질 검증방안을 적용받고 있으며, 현재 IAEA는 KAERI내 11개 원자력시설에 대하여 전 시설에 대한 핵물질 검증방법이 시행되고 있다. 그러나 앞으로 국가수준 안전조치 접근법(State- Level Approach, SLA)으로 전환됨에 따라 국가의 원자력시설 및 관련 활동 등 역량전체를 검토하여 결정하는 핵물질 검증방법으로 변화될 예정이다.

본 논문에서는 기존의 통합 안전조치 체제와 국가수준 안전조치 접근법의 비교 분석하였고, 국가수준 안전조치 접근법으로 전환됨에 따른 KAERI 핵물질계량관리 및 대응방안에 대하여 고찰하였다.

## 2. 본론

### 2.1 통합안전조치(Integrated Safeguards, IS)

통합안전조치는 IAEA가 안전조치 이행을 위한 방안을 최적화하여 사찰 활동의 효율성과 효과성을 높이기 위해 도입하였던 안전조치 체제이다. 신고된 모든 핵물질이 군사적으로 전용되지 않고 평화적 목적으로만 사용되고 있으며, 신고되지 않은 핵물질·핵활동이 없는 것으로 확인된 국가에 대해 '원자력 투명성'을 인정하는 제도이며, '단기 통보 사찰' 및 '원격감시 장비 활용' 등을 통하여 사찰의 효과성을 향상시키는 반면 사찰 강도 및 횟수는 감소하게 되는 제도이다.

우리나라의 경우는 '08년 상반기에 IAEA가 원자력 활동 투명성에 대한 포괄적 결론이 도출된 국가군에 우리나라를 포함함에 따라 같은 해 하반기부터 통합안전조치 적용 시작하게 되었다. 이를 적용함으로서, IAEA 사찰활동 감소에 따른 원자력 시설의 부담이 줄었고, 원자력 시설의 IAEA 사찰 수검체제 유지를 위한 국가의 역할 강조되면서, 국가검사 역할 확대에 따른 원자력 활동의 자율성이 향상되었고, 국제사회에서 우리나라 원자력 활동에 대한 투명성·신뢰성 제고되었다. [1][2]

### 2.2 국가수준 안전조치 개념 (State-Level Concept, SLC)

국가수준 안전조치 개념은 안전조치 대상 핵시설이 증가하고 새로운 핵시설이 정교해짐에 따라, IAEA의 예산제약 아래 효과적·효율적 안전조치 이행을 위한 개념이다. 그동안 시행해왔던 통합안전조치에도 효율화를 위해 같은 개념을 적용해왔으며, 최근 IAEA는 이를 체계화하여 회원국에 보고하고 공식 채택하였다. 이 개념은 안전조치협정 범위 내에서 국가의 원자력시설 및 관련 활동 등 역량전체(as a whole)를 검토하여 안전조치를 이행하는 것이다. 그 해당국의 역량전체를 판단하는 기준은 각 국가별 인자를 고려하고 국가별 활동을 계획·실행(해당국가와 협의), 평가하여 결정한다. 그 국가별 인자는 Table 1과 같다. [3]

Table 1. State-Specific Factor List

| No | State-Specific Factor |
|---|---|
| 1 | 국가가 발효 중인 안전조치협정의 종류, 기구가 도출한 안전조치 결론 |
| 2 | 국가의 핵연료주기 및 관련 기술적 역량 |
| 3 | 국가 및 지역의 핵물질 계량관리 체제(SSAC/RSAC)의 기술적 역량 |
| 4 | 국가 내 특정 안전조치 수단을 이행하기 위한 기구의 역량 |
| 5 | 국가와 기구 간 안전조치 이행에 대한 협력의 범위 및 현황 |
| 6 | 국가 내 안전조치 이행에 대한 기구의 경험 |

### 2.3 통합 안전조치와 국가수준 안전조치 비교

기존 통합안전조치체제보다 국가별 인자를 좀 더 체계적으로 고려하고, 획득경로 분석에 따라 기술목표 우선순위를 설정하여 이를 바탕으로 수립한 최적화된 국가수준 안전조치에 근거한 검증활동을

수행하게 되었다. 예를 들면, IS가 적용되는 포괄적 결론이 도출된 국가는 획득경로 분석 시 미신고 시설에 대한 고려가 감소하고, 기술목표에 이러한 분석 결과가 반영되어 사찰강도 및 빈도가 줄어들 수 있다. 한국원자력연구원에 적용하여 이전 안전조치 체제와 앞으로 적용되는 국가수준 안전조치 접근법을 Table 2에서 비교하여 보았다.

Table 2. Comparison of Integrated Safeguards and State-Level Approach for KAERI Facility[4]

| | 통합안전조치체제 | 국가수준 안전조치 접근법 |
|---|---|---|
| 1. 안전조치 개념 | 연구소 전체에 대한 안전조치개념 적용 | 국가 전체에 대한 안전조치개념 적용 |
| 2. IAEA 사찰 빈도 | 1. PIV<br>- Cat. Ⅰ시설: 100%/년<br>- Cat. Ⅱ시설: 20%/년<br>2. RII<br>- Cat. Ⅰ시설: 50%/년<br>- Cat. Ⅱ시설: 20%/년<br>3. DIV<br>- PIV 시 DIV 병행실시<br>- 구조변경시: 100%/년 | 1. PIV<br>- Cat. Ⅰ시설: 100%/년<br>- Cat. Ⅱ시설: ?%/년<br>- Cat. Ⅲ시설: ?%/년<br>2. RII<br>- Cat. Ⅰ,Ⅱ,Ⅲ시설: Random<br>3. DIV<br>- Cat. Ⅰ시설: 100% (PIV와 병행실시)<br>- Cat. Ⅱ,Ⅲ시설: Random<br>- 구조변경시 100%/년 |
| 3. IAEA 사찰 통보 | 1. PIV 계획: 몇주전<br>2. RII 계획: 2시간전 | 1. PIV 계획: 몇주전<br>2. RII 계획: 2시간전 |

### 2.4 국가수준 안전조치 접근법 대응방안

Table 2를 통해 알 수 있듯이, 기존 통합안전조치 이행과 비교하여, 업데이트된 SLA 이행절차서에는 안전조치 이행 시 사찰빈도 확률이 명시되어 있지 않다. IAEA 내부문서인 SLA 상에는 사찰빈도 확률이 명시되어 있으나, IAEA 내부문서는 회원국에게 비공개하는 원칙에 따라 공개되지 않는다. 이것을 비공개함으로 인해서 시설에서는 예측을 할 수는 없지만, 지금까지 IAEA에서 검토한 우리나라 국가별 인자 내용을 보면 큰 변화 및 영향은 없을 것으로 판단된다. 사찰 빈도 및 강도가 유지되는 한편, IAEA-SSAC와의 협력(사찰 사전·사후 활동 분담, 공동장비활용 등)을 통한 이행 효율화가 예상된다. SLA 업데이트에 따른 IAEA 사찰 빈도 및 강도는 시설이 정상적으로 운영되는 상황에서 사찰 빈도 및 강도의 변화가 없거나 소폭 감소할 것으로 예상되고, 민감시설(KAERI 파이로 시설 등)의 경우 기존 안전조치 이행 빈도 및 강도가 유지될 것으로 예상된다.

다음과 같은 상황에서 기존에 사찰수검을 받아왔던 것처럼 한국원자력연구원에서 사용하는 실시간 핵물질 계량관리 시스템을 계속 유지보수하면서 사찰 수검을 받으면 될 것이다.

## 3. 결론

IAEA 국가수준 안전조치 접근법이 KAERI의 계량관리체제에 직접적인 영향을 가지고 오지는 않을 것으로 보인다. 그러나, SLA의 도입으로 인해 SSAC(국가계량관리체제)의 역할이 커지면서, 새로운 종류의 국가검사가 도입되고 있는 중이다. 핵물질 사찰을 받는 시설들의 입장에서는 IAEA SLA 도입으로 인한 부담은 이전과 비슷하거나 소폭 감소할듯하나, 새로운 국가검사로 인한 부담이 가중될 수 있다고 고려된다.

성공적인 국가수준 안전조치 접근법의 안착은 국가차원의 원자력 연구개발 활동에 대한 대외신뢰도 향상에 기여할 뿐 아니라 우리나라의 제반 원자력 활동에 대한 국제적 제약요인을 최소화시키는데 크게 기여할 것이다.

## 4. 참고문헌


[1] H.J. Kim, B.D. Lee, “Integrated Safeguards at KAERI-Daejeon Site”, 2008, 809, KNS, PyeongChang (2008).

[3] Jill N Cooley, “Integrated Nuclear Safeguards; Genesis and Evolution”, 2003.

[4] “Supplementary Document to the Report on The Conceptualization and Development of Safeguards Implementation at the State Level (GOV/2013/38)”, 2013, IAEA .

[2] 김현숙, “통합안전조치체제적용에 따른 핵물질 계량관리에 대한 고찰”, 한국방사성폐기물학회 2007 추계학술발표회 논문요약집, 2007.

[5] “IAEA Safeguards Glossary 2001 Edition”, 2001, IAEA.

# 사용후핵연료 저장시설 Design Case 관점에서 해외사례 분석 및 적용방안에 대한 고찰

**이동진***, 정재훈, 윤형준, 이병식
한국전력기술(주), 경북 김천시 혁신로 269
*djlee@kepco-enc.com

## 1. 서론

사용후핵연료 공론화위원회 최종보고서에 따르면 사실상 중간저장시설에 해당하는 처분전 저장시설 및 단기저장시설의 건설이 필요하다고 명시되어 있다. 이러한 사용후핵연료 저장시설 설계 시 고려해야 할 요소 중 최근 9.11 테러 및 후쿠시마 사고 이후 사용후핵연료의 안전한 저장을 위해 항공기충돌평가 및 보안 설계를 중요시 하는 움직임을 보이고 있다.

본 논문에서는 최근 사용후핵연료 저장시설 설계 시 중요하다고 판단되는 Design Case(항공기충돌평가, 보안설계)에 대한 해외사례를 분석하고 그 적용방안에 대한 고찰을 해보고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 항공기충돌평가 관점

원자력발전소의 항공기충돌평가(Aircraft Impact Assessment)는 발생 빈도가 극히 낮은 사건이므로, 항공기충돌평가를 확률론적 안전성평가 틀 안에서 수행한다. 사건 발생빈도 및 유출 확률을 계산하여 원전의 입지 및 설계 시 항공기 충돌로 인해 방사능 재해가 발생할 확률이 $10^{-7}$/yr 미만으로 안전하다고 판단되는 경우 항공기 충돌 시 발생하는 위험도를 고려하지 않는다. 그러나 9.11 테러사건 이후 위에서 고려한 항공기 운항 중에 발생하는 사고 조건 이외에 테러로 이한 항공기 납치에 의한 충돌에 대비한 안전성 평가 및 설계 기준의 필요성이 대두되었다. 원전과 동일한 이유로 사용후핵연료 수송 및 저장시스템에도 항공기충돌평가를 수행할 필요성이 대두되었으며, 전투기 충돌뿐만 아니라 대형 민항기(Boeing 767)에 대한 충돌평가를 요구하는 등 관련 기준이 강화되고 있다.

항공기충돌평가(Aircraft Imapact Assessment)는 평가대상에 따라 크게 시설관점, 용기관점 2 가지로 분류된다. 시설 관점에서 독일의 사용후핵연료 저장시설이 참조할 만한 사례이다. 독일에는 설계사에 따라 WTI, STEAG 라는 2 가지 형태의 사용후핵연료 저장시설이 있다. 독일 북부 5개 지역에서 운영 중인 STEAG Concept의 경우 벽의 두께가 1.2 m으로 출돌 평가 결과, 심각한 건물의 손상 및 항공유의 건물 유입이 발생하지 않는 것으로 평가되었다. 반면 독일 남부 6개 지역에서 운영 중인 WTI Concept의 경우 벽 두께가 0.7 ~ 0.8 m로 상대적으로 얇기 때문에 일부 벽 및 지붕의 붕괴 등 보다 큰 구조 손상이 초래되고 항공유의 유입의 예상되는 것으로 평가되었다. 그러나 시설 하부에 배수구가 있어서 항공유 유입으로 인한 화재 손상을 미비할 것으로 평가되었다. 용기 관점에서 미국 샌디아국립연구소(Sandia National Lab)에서는 HI-STORM 시스템에 대한 대형 민항기충돌평가를 수행하여 별도의 구조물 없이도 항공기 충돌로 인한 안전성을 입증한 바 있다.

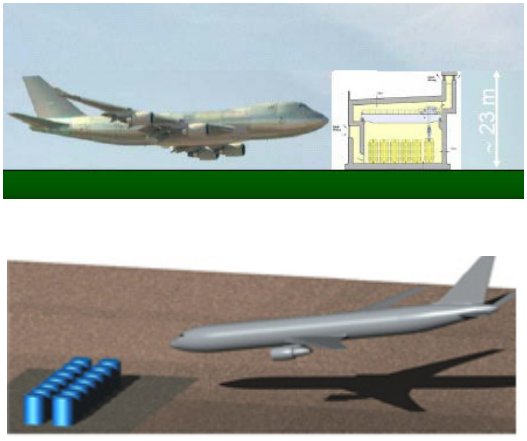



Fig. 1. Aircraft Impact Assessment.

항공기 충돌을 고려한 저장용기에 항공기 충돌을 고려한 구조물을 건설하게 되면 이중 설계가 되어 결과적으로 과설계(Over Design)가 되어 비용이 많이 발생하게 된다. 독일의 경우 용기제작 관점에서 항공기 충돌을 고려한 설계를 하면 충분할 것으로 판단하고 있으며 시설 관점에서는 항공기 충돌평가를 통해 구조물의 안전성을 확인하는 수준으로 수행하고 있다. 항공기충돌평가를 고려한 설계를 용기 또는 시설에 적용하는지 여부는 관련 규제요건에 따라 정해질 것이므로 해외 사례를 통해 우리나라 상황에 적합한 저장 시스템을 구축하

는 것이 필요하다. 사용후핵연료 안전한 관리를 위해 추가적인 구조물을 건설하는 것은 다음의 3가지 측면, 1) 추가적인 방사선 차폐 및 구조적 건전성 제고, 2) 접근 제한의 용이성으로 인한 보안성 확보, 3) 개방저장방식에 비해 높은 주민수용성에서 이점이 있다. 그러므로 분단국가라는 특수한 우리나라의 상황을 미루어 볼 때 항공기충돌평가를 고려한 구조물 설계는 긍정적으로 고려해야 할 항목이다.

### 2.2 보안설계 관점

사용후핵연료의 안전한 저장을 위해서는 보안설계에서 갖추어야 할 요건들이 있다. NRC 10 CFR 73.51에 따르면 사용후핵연료 저장시설에서 미확인된 보안적 위협으로부터 보호하기 위한 물리적 방호 수단을 갖추어야 한다고 명시되어 있다. 이에 해당하는 것이 이중방벽, 연속적인 감시, 인적 확인 및 잠금 계통 등이 있다.

미국의 경우 보안설계를 고려한 사용후핵연료 저장 시스템으로는 HI-STORM UMAX 가 있다. 이 시스템은 땅 속에 HI-STROM 용기를 묻는 방법으로 자연방벽이 추가적인 방벽 역할을 수행함에 따라 보안설계 관점에서 타 시스템에 비해 상대적으로 우수하다. 이 시스템은 이미 미국 Callaway ISFSI에서 채택된 바 있으며, 최근 뉴멕시코주 남동부 지역의 대규모 사용후핵연료 중간저장시설의 방식으로 선정되었다. 보안 설계 관점에서 HI-STORM UMAX는 매립을 통해 추가 방벽을 확보하고 침입을 방지할 수 있는 긍정적인 측면이 있으나, 용기 표면 부식 등 감시의 어려움 및 지하수의 유입 가능성 등으로 인한 부정적인 측면도 있다.

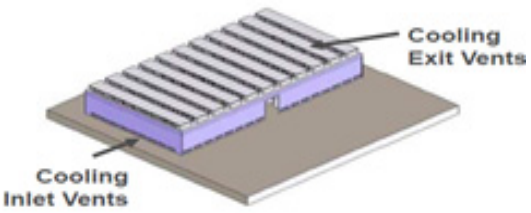



Fig. 2. Sizewell B spent fuel storage facility in UK.

영국의 경우 사용후핵연료 보안설계 관점에서 참조할 만한 해외 사례로 Sizewell B 저장시설이 있다. 영국의 Sizewell B 에서는 보안 설계 및 부하열의 효율적인 제거를 위해서 별도의 금속 건물을 건설하였다. 이는 차폐를 위한 설계가 아니며 단지 보안설계(Security System)를 고려하여 채택하였으며, 자연대류(convection)을 통한 효율적인 부하열 제거가 가능토록 설계하였다는 점에서 주목할 만하다. 벨기에의 경우 사용후핵연료 보안설계 관점에서 참조할 만한 사례로 Zwibez 사용후핵연료 중간저장시설이 있다. 이 시설에서는 미국 홀텍사의 HI-STAR 모델을 사용하고 차폐(shielding) 효과 및 외부 침입 방지를 위한 별도의 구조물을 설치하여 저장한다.

위 사례로 미루어 볼 때 보안설계 관점에서 유리한 시설을 설계하기 위해서는 자연방벽을 활용하거나 별도의 구조물을 설치하여 저장시설로의 접근을 제한하고 침입을 사전에 방지토록 하는 시설 설계가 필요하다. 그러므로 해외 사례를 통한 교훈을 반영하여 어떤 방법을 채택할 것인지에 대한 면밀한 검토를 할 필요가 있다.

## 3. 결론

사용후핵연료의 안전한 저장 및 효율적인 관리를 위해서 기술적/정치적/사회적으로 고려해야 할 요소들이 많다. 이 중에서 본 논문에서 선정한 Design Case(항공기충돌평가, 보안설계)는 사용후핵연료 저장시설 설계시 중요하며 고려되어야 하는 요소로 대두되고 있다. 이와 연계하여 사용후핵연료 안전한 관리에 대한 시급성 및 주민수용성을 고려할 때 개방저장방식보다는 독일을 비롯한 유럽에서 채택하고 있는 구조물 내 용기저장방식이 유리할 것으로 판단된다.

이 논문에서 선정한 Design Case 이외에도 고려해야 할 설계 요건들이 있으며 이에 대한 추가적인 연구개발이 필요하다. 또한 사용후핵연료 관리 선진국의 사례 및 경험을 바탕으로 선제적으로 연구개발을 해야 할 필요성이 있다.

## 4. 참고문헌

[1] National Research Council, Safety and Security of Commercial Spent Nuclear Fuel Storage, 2006.

[2] Nuclear Fuel, NRC weighs retrievability issue as it reviews storage transport rules, 2012.

# 일본의 CSC 협약가입의 의미와 시사점

**이대성***, 이기복, 이영철, 임채영, 이영준, 이종희, 김영수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*dslee@kaeri.re.kr

## 1. 서론

IAEA와 미국이 주도하는 원자력손해보충배상협약(Convention on Supplementary Compenstion for Nuclear Damage; CSC)은 최근 일본의 가입으로 그 발효요건을 충족하여 2015년 4월 16일에 발효되었다. CSC 체약국을 보면, 미국, 일본 등의 태평양 연안국가이면서 거대 원전 운영국가들이 포함되어 있어 태평양에 인접한 우리에게 미치는 영향이 작지않다 할 수 있다. 그리하여, 본 논문에서는 일본의 CSC 협약 가입의 의미와 시사점에 대해 논하고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 원자력손해배상의 특별원칙

원자력손해배상에 있어서 원자력산업에 고도의 원자력기술이 적용됨에도, 사고를 완전하게 막을 수 없으며, 그 사고의 피해범위가 국경을 초월하는 대형피해가 발생할 개연성이 있어서 원자력시설운영자에게 위험책임의 무과실 엄격책임원칙, 책임의 집중, 강제보험제도, 국가개입, 비차별주의, 재판관할권의 통일 등의 특별원칙이 적용되고 있으며, 이 원칙들은 원자력손해배상에 관한 국제협약에 공통적으로 투영되어 있다.

- 위험책임의 무과실 엄격책임원칙

원자력사고발생시 원자력시설운영자의 과실유무를 따지지 않고, 그 사고에 대한 배상책임을 원자력시설운영자에게만 독점적으로 책임을 전가시킴.

- 책임의 집중

원자력산업의 공급자, 운영자, 운송자, 기기제작자 등의 여러 개입자들이 있음에도, 모든 책임을 원자력시설운영자에게 집중시킴으로서, 원자력사고 피해자 배상책임을 일원화하여, 신속한 배상이 이루어지게 함.

- 강제보험제도

원자력시설운영자에게 일정수준 이상의 강제보험을 유지토록 하여, 피해자구제를 실질적으로 함.

- 국가개입

원자력손해가 심대할 경우 국가가 개입하여 그 사고 대처를 하도록 함.

- 비차별주의 및 재판관할권 통일

피해보상에 있어서, 국적, 인종, 출신, 지역 등의 차별을 두어서는 안되며, 당해 사고에 대한 사고지 법원이 관련 모든 재판에 대한 관할권을 보유함.

### 2.2 원자력손해배상에 관한 주요 국제협약

원자력손해 피해자에 대한 배상책임을 규율하는 국제협약으로는 서유럽 지역체제인 파리협약 (Paris Convention on Nuclear Third Party Libility)와 IAEA 주도하의 비엔나협약(The Vienna Convention on Civil Liability for Nuclear Damage) 이 있음.

#### 2.2.1 파리협약체제 (The Paris Regime)

서유럽중심의 체약국으로 구성된 파리협약체제는 유럽의 주요원전보유국에 의해 1968년 발효되어, 원자력손해배상의 특별원칙을 대부분 반영함.

브뤼셀보충기금협약을 통해 서유럽국가들은 자국의 손해배상한도(3억SDR)[1]를 초과할 경우 추가적으로 체약국들이 공공기금을 거두어 1억2천5백만 SDR을 사고발생국에게 제공함.

#### 2.2.2 비엔나협약체제 (The Vienna Regime)

동유럽, 러시아 및 IAEA 회원국 중심의 체제로서 1977년 11월에 발효되어 원자력손해배상의 특별원칙들을 역시 다 반영하고 있으며, 협약체약국은 그러한 특별원칙을 자국법으로 반영해야 함. 1997 개정 비엔나협약은 원자력운영자의 책임한도를 최저 3억SDR까지 인상하였음.

### 2.3 CSC체제의 등장

#### 2.3.1 CSC체제의 등장배경 및 내용

체르노빌 사고이후 비유럽국가들간의 국제원자력손해발생시 국제기금을 통한 협력강화가 필요하게 되어 IAEA와 미국주도로 CSC가 등장함.

---

1) SDR(Special Drawing Right): 국제통화기금(IMF)의 특별인출권으로서, 2015년 7월 8일 기준 3억SDR은 원화로 약 4730억원 정도임.

Table 1. CSC Main Contents

| | |
|---|---|
| Adoption and Effect | -Adoption: Sep. 12. 1997<br>-Effect: April 16. 2015<br>-Member countries: 7 Countries (USA, Japan, Argentina ,UAE, Rumania, Morocco, Montenegro) |
| Structure | Main text(27 Clauses) and Appendix (11 Clauses) |
| Special feature | Non nuclear country can join and most nuclear liability special doctrine is included. |
| Compensation | Minimum 300 million SDR, Member countries' public funds mechanism |

CSC는 체약국이 국내 원자력시설 운영자의 엄격책임제도 및 최소 3억SDR의 보증책임을 보장하고, 이를 초과하는 손해가 발생한 경우에는 체약국들의 공공기금 출연에 의해 보완적 보상을 제공함.

2.3.2 CSC의 의의

CSC는 원전미보유 국가도 가입하여, 체약국들의 공공기금을 통한 자국내 영토 및 영해에서 발생한 원자력사고에 대비가 가능하며, 체약국들이 자신의 원전보유비율에 따라 사고 체약국에 공여하는 공공기금을 부담하게 되며, 그 공공기금의 50%는 반드시 초국경적으로 타 체약국 손해배상에 투입됨.

현재 캐나다도 의회비준을 추진하고 있어, 향후 환태평양 원자력손해배상 메커니즘의 주요 틀로써 자리잡을 가능성이 크며, CSC의 본격적인 발효를 통해 원전도입국들의 원자력손해법제 구축이 용이해져, 원자력시설 도입 여건이 개선됨.

2.3.3 일본의 CSC 가입 분석

일본은 2011년 후쿠시마 원전사고 이후 향후 원전사고 시에 주변국의 피해배상에 있어 자국의 재판관할권을 행사할 필요가 시급해져 2015년 국회비준을 받아 가입을 완료함.

일본은 CSC 가입을 위해 2014년 11월 28일 '원자력손해보상계약에 관한 법률' 및 '원자력손해 배상에 관한 법률' 개정을 통해 CSC에 부합하는 법률개정을 함.

2.4 한국의 원자력손해배상법제와 CSC 대응

2.4.1 한국의 원자력손해배상법

현재 한국은 원자력손해배상협약에 가입하지는 않았으나, 국제원자력손해배상의 주요원칙을 반영함.

-원전 운영자에게는 3억SDR의 배상조치액을 상시 보험으로 유지토록 함.

-원자력시설운영자의 무과실책임, 책임집중, 배상조치의 강제, 환경손해인정 등 국제협약의 주요개념을 다 포함함.

2.4.2 한국에 주는 시사점

-중국의 CSC 가입동향 파악

CSC에 한국이 가입하기에 앞서 국제협약이 통상 체약국 내에서만 적용하므로 중국의 가입 없이는 CSC의 본격적인 태평양 지역체제로서 작동하기에 어려움이 따름.

-예산 및 재정

CSC에 가입할 경우 공공기금의 부담주체를 국내적으로 결정해야 하는 예산 및 재정

-재판관할권

CSC의 사고국 재판관할권 보유조항은 주변국 사고시 한국피해에 대해서도 타국 재판관할권을 인정하게 되는 단점도 있음.

-원전 수출국 위상강화

CSC가 발효되어 원전도입국의 원자력손해배상체제 편입이 용이해져, 원전수출국인 한국의 가입은 상징적 의미가 있음.

-원전 이외 원자력시설 상시 보험증액

CSC가입 시 정부가 원전이외 원자력시설에 대해서도 3억SDR의 배상능력을 보증해야 하므로, 연구용 원자로, 방폐시설에 대해서도 비용부담이 예상됨.

## 3. 결론

CSC는 일본의 가입으로 발효되어, 환태평양 주변지역의 원자력손해배상체제로서 작동할 가능성이 높으며, 한국은 중국의 협약가입과 공공기금 재정부담 및 재판관할권의 통일에 대해 범 정부부처 협의회를 구축하여 대응이 필요할 것임.

## 4. 참고문헌

[1] 박기갑,"국제보충기금협약가입에 따른 법적 문제점 검토, 외교통상부 정책과제 보고서, 2012.

[2] 이대성, 국제적수준의 원자력손해배상 체제 구축방안 연구, 한국연구재단, 2011.6.

# LiCl-KCl-$UCl_3$ 용융염을 이용한 전해정련공정에서 음극재에 따른 회수 우라늄의 특성연구

**이창화***, 강덕윤, 이성재, 박성빈, 백승우, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*chwalee@kaeri.re.kr

## 1. 서론

파이로공정은 사용후핵연료로부터 우라늄(U) 및 초우라늄(TRU)를 용융염에서 전기화학적으로 회수하여 재활용함으로써, 고준위폐기물의 발생량을 획기적으로 줄여 처분효율을 높이고, 에너지 이용률을 극대화시킬 수 있는 비핵확산성 처리기술이다[1,2]. 파이로공정은 사용후핵연료 집합체를 해체, 인출, 절단하여 원료물질을 제조하는 전처리공정과 생산된 원료물질을 전해환원, 전해회수공정 등을 거쳐 U 및 U/TRU ingot을 제조하는 후처리공정으로 이루어진다[3]. 이 중, 전해회수공정은 사용후핵연료의 약 93%를 차지하고 있는 다량의 U를 고체음극으로 회수하는 전해정련공정과 염 속에 존재하는 잔류 U 및 TRU원소를 액체음극으로 회수하는 전해제련공정으로 구성되며, 사용후핵연료에서 핵분열생성물(Fission products, FPs)을 분리할 수 있는 파이로기술의 핵심공정이라고 할 수 있다. 특히, U의 경우 회수량이 매우 높기 때문에 전기화학적으로 음극에 환원시킨 전착물을 효과적으로 분리, 회수하는 것이 매우 중요하다.

대표적으로 사용되는 음극재인 Stainless Steel(STS)은 가격이 저렴하고, 고온에서 물리적 특성이 우수하여 용융염 전기화학에서 폭넓게 사용되고 있다. 하지만, U 전착물과의 접착성이 좋고 전극표면에서 U-Fe intermetallic compound가 형성될 수 있기 때문에 전착한 U의 완전한 박리가 어렵다. Graphite를 전극으로 사용한 경우, U의 자발탈리가 유도되어 효과적으로 U 전착물을 회수할 수 있지만, 카본(C) 불순물이 포함될 수 있다는 우려와, 금속에 비해 상대적으로 깨지기 쉽다는 단점이 있다.

본 연구에서는 STS 이외의 단일금속 계열의 음극을 사용하여 U의 전착/회수 특성을 살펴보았다. 특히, 글로브박스 내 투명가열로와 석영관을 이용한 증류장치에서 전착물에 포함된 염을 휘발시킴으로써, 전극 계면에서 U dendrite의 특성 관찰을 시도하였다.

## 2. 본론

### 2.1 실험방법

U 전해정련 실험을 위해 3wt% $UCl_3$가 포함된 99.99wt% anhyrdous LiCl-KCl을 500 °C로 용융시켜 전해액으로 사용하였다. 산소와 습도를 수 ppm이하로 조절할 수 있는 Ar-purging 글로브 박스안에서 실험을 수행하였다. 작업전극(WE)은 3∅ 텅스텐(W) 및 몰리브데늄(Mo) rod를 사용하였고, STS mesh basket에 금속 우라늄을 넣어 상대전극으로 사용하였다. 기준전극은 1wt% AgCl가 포함된 $Ag/Ag^+$를 이용하였다. 전기화학 측정 및 전해정련 실험을 위해 BioLogic SP-150 Potentiostat/galvanostat을 사용하였다. 다양한 조건에서 회수한 우라늄의 전 특성을 살펴보기 위해, 글로브 박스 내부에 Fig. 1과 같이 투명가열로 내부에 석영관을 설치하고 내부에 전착물을 넣어 염을 제거하는 증류공정을 수행하였다.

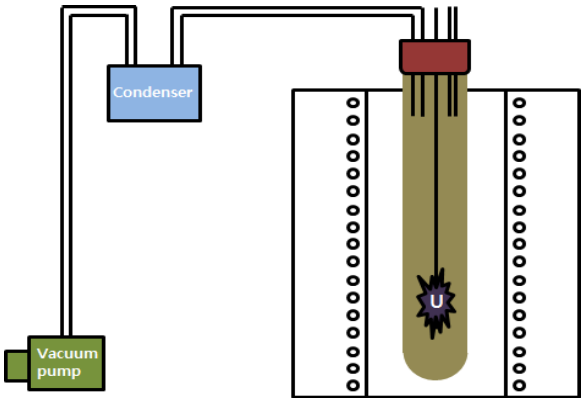



Fig. 1. Schematic diagram of salt distiller for U deposits recovered from LiCl-KCl-$UCl_3$ molten salts.

### 2.2 실험결과

음극재의 종류에 따른 U전착물의 특성을 살펴보기 위하여, 길이 30 mm, 두께 3∅인 Mo 및 W rod를 LiCl-KCl-$UCl_3$ 용융염에 넣어 음극으로 사용하였다. 각각의 음극에 대해 Cyclic voltammetry를 수행하여 우라늄의 전기화학적 거동을 살펴보았

다. 또한, 음극에 -200 mA(약 70 mA/$cm^2$)의 일정 전류를 3 시간동안 가하여 Fig. 2와 같은 U 전착물을 얻었다.

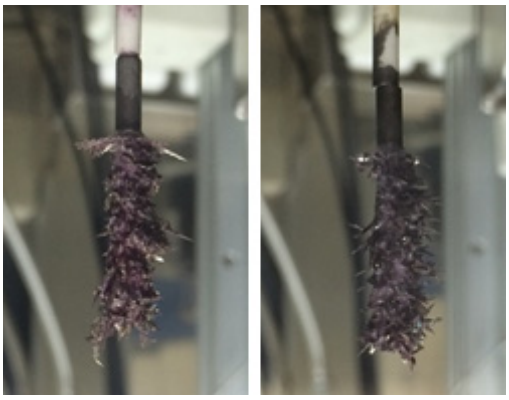


Fig. 2. Electrodeposited Uranium on Mo(left) and W(right) cathodes in 500℃ LiCl-KCl-3wt% $UCl_3$ molten salts. A constant current of -200 mA was applied.

Fig. 2에서 보이는 바와 같이 Mo 전극에서 U이 상대적으로 더 dendritic한 특성을 나타냈으며, graphite에 전착한 U과 육안으로 거의 유사한 결과를 나타냈다.

음극에서의 전착물 접착 특성 및 형상을 살펴보기 위하여 글로브 박스 내에 설치한 증류장치를 이용하여 전착물에 잔류하는 염에 대한 증류를 수행하였다. 염 증류 후, 각각의 음극에서 회수된 U의 미세구조를 SEM을 통해 확인해보았으며, XRD를 통해 계면에서의 intermetallic compound의 형성 여부를 확인해 보았다.

## 3. 결론

LiCl-KCl-3wt% $UCl_3$ 용융염에서 W과 Mo 음극을 사용하여 U의 전기화학적 거동을 살펴본 결과, 거의 유사한 결과를 나타내었으나, Mo에서 전착된 U이 상대적으로 더 dendritic한 것으로 나타났다. 또한, 각 전극표면에서 U의 전착 및 접착 특성을 살펴보기 위해 염 증류실험을 수행하였으며, SEM을 통해 미세구조를 살펴보았다.

## 4. 참고문헌


[1] J.P. Ackerman, Chemical basis for pyrochemical reprocessing of nuclear fuel, Ind. Eng. Chem. Res. 30, 141-145 (1991).

[2] J.J. Laidler, J.E. Battles, W.E. Miller, J.P. Ackerman, E.L. Carls, "Development of pyroprocessing technology", Prog. Nucl. Energy 31, 131-140 (1997).

[3] H. Lee, J.M. Hur, J.G. Kim, D.H. Ahn, Y.Z. Cho, S.W. Paek, "Korean Pyrochemical Process R&D activities", Energy Procedia 7, 391-395 (2011).

# LiCl-KCl-$UCl_3$ LIBS 스펙트럼 측정을 통한 우라늄 정량분석

**한보영**[1*], 김동선[1], 박세환[1], 박근일[1], 최대웅[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]전남테크노파크, 전라남도 순천시 해룡면 율촌산단4로 13
*byhan@kaeri.re.kr

## 1. 서론

파이로 공정시설의 안전조치 강화방안으로 Laser-Induced Breakdown Spectroscopy(LIBS) 연구가 진행되어 왔다. 주요 관심 물질은 파이로 전해정련 공정에서 사용되는 LiCl-KCl 용융염이며 지난 실험[1]에서 고체 LiCl-KCl 용융염 내 란탄족(Nd, Eu, Pr) 원소들의 정량을 분석하였다. 본 논문에서는 동일한 고체 LiCl-KCl 용융염 시료에 우라늄($UCl_3$) 첨가하여 우라늄 스펙트럼을 관찰하고 정량분석을 시도하였다.

## 2. 본론

### 2.1 Experimental set-up

지난 실험에는 망원렌즈를 이용하여 글로브 박스 내 시료를 측정하는 Stand-Off Telescopic LIBS (ST-LIBS) 방법을 이용했다[1]. ST-LIBS은 원거리에 접근이 어려운 환경에서 노출된 대상 물질을 측정하기에 좋은 방법이지만 측정효율이 떨어지고 높은 에너지의 레이저 빔을 시료가 있는 공간 (실제 파이로공정 시설에서는 차폐시설 안쪽)으로 전송해야하는 위험문제가 존재한다. 따라서 현재 LIBS 실험 장치는 좀더 안전한 방식으로 개선하여 기밀용 석영창과 광학가이드를 이용한 빔 전송 방법과 수광 효율을 높이기 위한 광섬유케이블을 이용한 수광방법을 복합한 원격 측정 방식을 채택하였다 (Fig. 1).

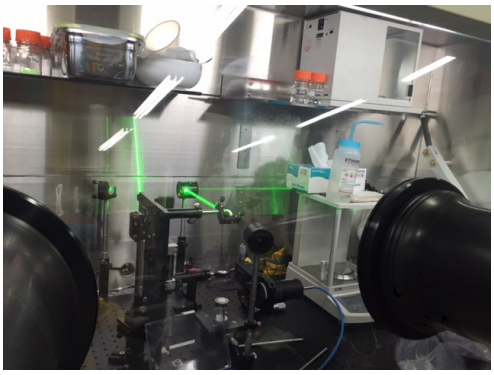


Fig. 1. LIBS set-up in glove box.

실험을 위해서 사용된 광원은 Nd:YAG 펄스 레이저(Quantel, Brilliant B)의 2차 조화파인 532nm 파장의 빔으로 광학미러들을 통해 글로브 박스 내 시료에 집광된다. 생성된 플라즈마 분광은 광섬유 케이블을 통해 50 cm 길이의 Czerny Turner 방식의 분광기로 들어와 파장에 따라 분해되어 고감도 ICCD 카메라를 사용하여 스펙트럼을 기록한다.

### 2.2 시료 제작 및 실험 조건

검정곡선(Calibration curve)를 얻기 위해 LiCl-KCl 시료에 $UCl_3$를 첨가하는 방식으로 4개 샘플을 준비하였다. 각각의 샘플은 실제 전해정련 공정의 $UCl_3$wt%의 범위를 고려해서 5wt%, 3wt%, 2wt%, 1wt% $UCl_3$ 포함하도록 혼합하여 500°C 전기로에서 가열한 후 6시간 온도를 유지하고 전기로 안에서 서서히 냉각하여 Fig. 2와 같이 고체 샘플을 만들었다. 500°C에서 완전히 녹아 균일하게 혼합될 것으로 예상하였으나 시료가 완전히 녹지않아 혼합되지 않고 냉각과정에서도 서로 분리되는 현상을 볼 수 있었다. 실험조건은 우라늄 분광선 라인(UI, 400.521 nm) 와 내부표준선으로 사용될 K 라인 404.414 nm를 잘 볼 수 있도록 399 - 406 nm의 ROI를 선정하였고, 선정된 ROI 범위에서 많은 구별하기 어려운 우라늄 이온 분광들을 가능한 줄이고자 검출기 시간변수는 gate delay는 5 μs 많이 주고 신호 크기를 늘리고자 gate width를 5μs로 설정하였다.

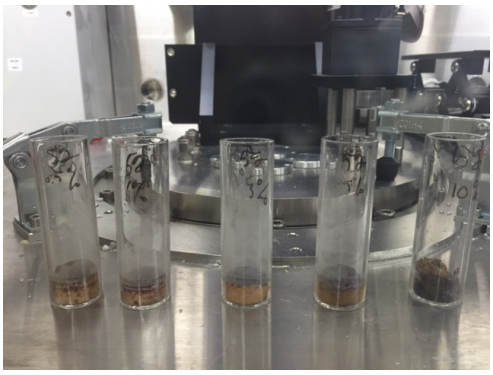


Fig. 2. LiCl-KCl-$UCl_3$ samples.

### 2.3 우라늄 스펙트럼

Fig. 3은 각 농도별 우라늄 스펙트럼 라인을 비교하기 위해서 KI 라인(404.414 nm)으로 정규화하여 그려보았다. 우라늄 농도가 증가함에 따라 우라늄 스펙트럼의 강도가 증가하는 것을 볼 수 있으며 샘플들을 측정 스펙트럼 강도와 알고 있는 원소들의 농도 정보를 이용해서 LiCl-KCl 내 우라늄 원소 정량을 결정을 할 수 있는 검정곡선을 획득한다.

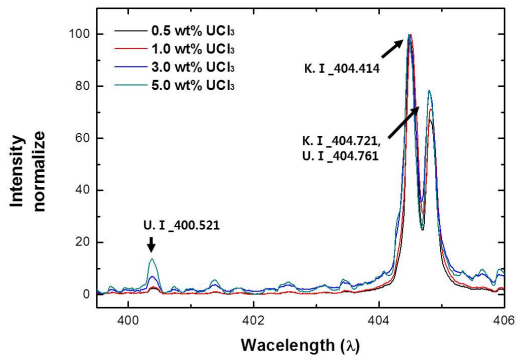



Fig. 3. Uranium spectrum in LiCl-KCl-$UCl_3$

### 2.4 우라늄 정량분석

파이로 안전조치를 위한 LIBS 기술 연구에서는 많은 측정원소들의 방출선과 분광 플라즈마 정보로부터 정량적 분석을 위해 다변량분석 방법을 제안하였다 [2]. Fig. 3에서 구한 농도별 우라륨 스펙트럼의 패턴을 PLS-R(Partial Least Squares Regression) 방법[3]을 이용하여 정량분석을 하였으나 우라늄 신호가 상대적으로 작고 실험 반복율(precision)이 10%이상 좋지 않아 다변량분석 결과가 기존의 단변량분석에 비해 좋은 결과를 얻을 수 없었다. 그래서 Fig. 4와 같이 우라늄 방출선 강도를 직접 이용한 검정곡선을 구해보았다. 본 실험의 초기결과는 $R^{2}$가 0.95318로 나타났다.

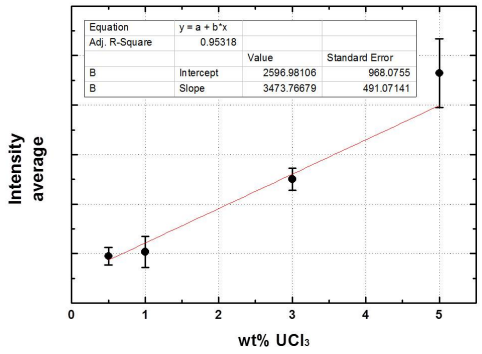



Fig. 4. Uranium calibration curve.

## 3. 결론

본 실험은 글로브 박스 내 LiCl-KCl-$UCl_3$의 LIBS 스펙트럼을 원격으로 측정하였고 우라늄 방출선 라인 UI 400.521 nm과 K I 라인 404.414 nm 스펙트럼을 확인할 수 있었으나 대부분 시료에서 반복률이 10-20%로 나타나 다변량 정량분석을 통한 우라늄 스펙트럼 패턴 분석이 어려웠다. 실험 오차의 원인은 주로 우라늄 시료($UCl_3$)를 LiCl-KCl에 혼합하여 500°C 온도에서 녹이고 다시 식혀 굳히는 과정에서 균일한 시료를 만들지 못한 것으로 보이며 또한 만들어진 시료 표면은 다소 불규칙하여 동일한 초점거리를 맞추기 어려웠던 점인 것으로 보인다. 추후 연구 계획으로는 우라늄 시료 제작 시 발생 될 수 있는 시료 비균질성 여부를 판단하고 시료표면까지 거리를 보정할 수 있도록 보완할 예정이다.

## 4. 감사의 글

본 논문은 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 통한 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었음.

## 5. 참고문헌

[1] 최대웅, 박세환, 박근일, 한보영, "Stand-Off Telescopic LIBS 장치를 이용한 란탄족 원소들의 정량분석", 한국방사성폐기물학회 2015 춘계학술발표회 논문요약집, 13(1), 21-22, 5.27~29, 2015, 인천.

[2] 한보영, 최대웅, 박세환, 김호동, 이용훈, " 다변량분석(Multivariate Data Analysis)를 이용한 LIBS 스펙트럼 정량분석", 한국방사성폐기물학회 2014 추계학술발표회 논문요약집, 12(2), 103-104, 10.15~17, 2014, 여수.

[3] Svante Wold, et. al., Chemometrics and Intelligent Laboratory Systems 58 (2001) 109-130.

# PRIDE 셀장치의 시설 및 공정 연계 성능시험 및 개선

**한종희***, 홍동희, 이원경, 조일제, 김기호
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jhan@kaeri.re.kr

## 1. 서론

PRIDE(PyRoprocess Integrated inactive DEmonstration facility)의 셀장치들은 아르곤셀의 분위기에 영향을 주지 않고 내부의 공정장치 운전을 지원하기 위한 장치들로 크게 고정식 셀장치와 이동식 셀장치로 구분할 수 있다[1]. 고정식 셀장치는 주로 셀의 경계면에 위치하면서 공정 운전에 필요한 유틸리티를 공급하며, 이동식 셀장치는 주로 장치 및 물질의 이송에 사용되는 장치들이다. 본 논문에서는 셀장치들의 운전 절차에 의한 원격 운전 성능 시험[2] 및 이후 개선된 셀장치들을 바탕으로 시설 및 공정과 연계한 성능 시험을 수행한 결과에 대해 기술한다.

## 2. 시설 연계 셀장치의 성능시험 및 개선

시설과 연계한 셀장치의 운전 성능은 주로 셀장치의 운전에 의한 셀 내부의 불순물(산소 및 수분)의 농도 변화와 관련된 성능이 평가되어야 한다. 특히 LTL 및 STL과 같은 이송시스템의 경우에는 공정 장치 및 물질의 반출입 과정에서 셀 내부의 불순물 농도 변화를 최소화할 수 있는 운전 성능이 보장되어야 한다.

### 2.1 시설 연계 이송시스템의 성능시험 및 개선

시설과 연계한 이송시스템의 운전 성능을 확인하기 위해서 공정장치나 공정물질을 반입하는 경우에 셀 내부의 불순물의 농도 상승을 최소화하기 위한 이송시스템들의 퍼징시스템에 대한 운전 성능시험이 수행되었으며, 셀의 산소 농도 변화 측정을 통해 퍼징시스템의 기체교환 성능을 확인하였다.

#### 2.1.1 퍼징시스템의 기체 교환 성능시험

Fig. 1은 LTL을 퍼징하지 않고 개방한 경우, 아르곤셀 내부의 산소 농도 변화 추이를 나타낸 그래프이다. LTL이 개방된 직후, 셀 전체의 산소 농도가 급격히 상승하였으며, 이후 서서히 평형에 이르는 과정을 볼 수 있으며, 최종적으로 약 1431 ppm의 산소가 증가되었다.

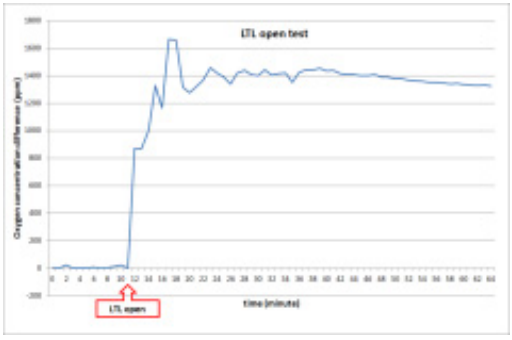



Fig. 1. $O_2$ concentraion in the argon cell without purging.

한편 진공 압력 150 mmHg으로 퍼징을 2회 실시한 후 LTL을 개방한 경우 실제 아르곤셀의 산소 농도는 50 분 후 약 5 ppm으로 측정되었다.

LTL과 동일한 방식으로 STL 퍼징시스템의 성능시험을 수행하였으며, 퍼징하지 않은 경우 20 ppm 증가하였으며, 퍼징을 수행한 경우에는 의미있는 변화는 나타나지 않았다.

#### 2.1.2 시설연계 이송시스템의 성능 개선

이송시스템, 특히 LTL의 경우 퍼징을 하지 않고 개방을 하는 경우 셀의 불순물 농도에 큰 영향을 주게 되므로, 작업자의 실수에 의해 퍼징이 되지 않은 경우 임의로 LTL 상부 lid를 개방할 수 없도록 LTL 챔버 내의 산소 농도와 연계한 제어로직을 개선하였으며, 챔버 내의 압력이 낮은 경우 개폐시스템 및 셀 내부 압력에 대한 영향을 줄이기 위해 압력과 연계한 로직을 추가하여 시설과 연계한 운전 성능을 개선하였다.

### 2.2 시설연계 고정식 셀장치의 성능시험

고정식 셀장치의 경우에는 유지보수 과정에서 셀 내부의 불순물 농도가 상승할 수 있으며, 이 때문에 유지보수를 위한 글러브박스에 퍼징시스템을 갖추도록 개발되었으며, 이를 이용하여 작업창에 대한 유지보수 성능시험이 수행되었다. [3]

## 3. 공정 연계 셀장치의 성능시험 및 개선

아르곤셀 내에 설치되어 있는 공정장치들은 설치 또는 유지보수를 위한 반입/반출 과정에서 LTL이 사용되며, 운전을 위해 셀 크레인과 BDSM, MSM 등이 사용되며, 피드스루를 통해 전원이나 냉각수 등의 각종 유틸리티가 공급된다. 따라서 공정과 연계한 셀장치의 운전성능을 평가하기 위해서는 이송시스템들의 양정 및 가반 하중이 공정장치의 운전이나 유지보수에 충분한 사양을 가지고 있는지 여부를 평가하고, 피드스루 등을 통해 공정 운전에 필요한 유틸리티들이 공급되었는지를 확인해야 한다.

### 3.1 공정장치 운전 및 유지보수 작업 분석

아르곤셀 내에서 이루어지는 공정장치의 운전이나 유지보수 작업은 대부분 장치의 상부에서 접근하는 작업으로 셀 크레인이나 BDSM을 활용하여 수행되며, 장치의 설치나 유지보수를 위해서는 LTL로 반입이 가능한 크기이어야 한다. 이와 관련된 셀 크레인과 이송시스템의 운전 성능을 평가하기 위해 공정 작업에 소요되는 최대 양정 길이나 가반 하중에 대해 공정별 주요 장치별로 3D CAD 데이터를 기반으로 조사하였으며, 검토된 내용은 Table 1과 같다.

Table 1. Operation specification of process equipment

| 공정 | 항목 | 사양 |
|---|---|---|
| 환원 | 운전 최대 높이 | 4.1 m |
| | 장치 모듈 최대 높이 | 1.75 m |
| | 장치 모듈 최대 폭 | 1.7 m |
| | 장치 모듈 무게 | 700 kg |
| 정련 | 운전 최대 높이 | 3.3 m |
| | 장치 모듈 최대 높이 | 2.1 m |
| | 장치 모듈 최대 폭 | 2 m |
| | 장치 모듈 무게 | 2500 kg |
| 제련 | 운전 최대 높이 | 3.1 m |
| | 장치 모듈 최대 높이 | 1.6 m |
| | 장치 모듈 최대 폭 | 1.7 m |
| 염폐기물 처리 | 운전 최대 높이 | 2.6 m |
| | 장치 모듈 최대 높이 | 1.2 m |
| | 장치 모듈 무게 | 200 kg |

### 3.2 공정연계 셀장치의 성능시험 및 개선

검토된 공정의 운전 및 유지보수 작업과 관련하여 이에 필요한 셀장치의 운전 성능은 Table 2에 정리되었으며, 공정 운전을 위한 운전 최대 높이 및 장치 모듈 무게는 모두 셀 크레인의 사양을 만족하며, 장치 모듈 최대 높이/폭은 LTL의 사양을 만족함을 확인하였다.

Table 2. Specification of in-cell crane and LTL

| 셀 크레인 | |
|---|---|
| 높이 | 5 m |
| 인양 하중 | 3 ton |
| 대형장치 이송시스템 | |
| 챔버 높이 | 2.2 m |
| 챔버 직경 | 2.5 m |

3.2.1 공정연계 운전 성능 개선

유지보수 시 장치를 반출하는 과정에서 공정 물질을 포함한 장치의 무게에 의해 하부테이블의 스프링이 압축되어 누설이 될 가능성이 발견되었으며, 이를 위해 약 3.3 배의 강성을 갖도록 하부테이블의 스프링을 교체하여 고 하중의 공정장치에도 누설이 되지 않도록 개선하였다. 하부테이블을 개선 후 다시 측정된 LTL의 누설률은 0.005% vol/day로 계산되었다.

## 4. 결론

본 논문에서는 셀장치들의 시설과 연계한 이송시스템의 퍼징 성능과 고정식 셀장치의 기밀 성능이 시험되었으며, 공정 운전과 연계해서는 셀 크레인과 LTL의 운전 성능이 확인되었다. 또한 셀장치의 개선을 통해 셀장치의 성능을 향상시켰다.

## 5. 참고문헌


[1] 조일제 외, 원격시스템 기술개발, KAERI/RR-3897/2014.

[2] 한종희, 조일제, 이은표, 이원경, 김성현, 홍동희, PRIDE 셀장치의 원격 운전 성능 평가, KAERI/TR-4834/2012.

[3] 한종희, 장영국, 노선호, 이원경, 홍동희, 조일제, 김기호, "PRIDE 아르곤셀 작업창의 유지보수 체계 수립", 한국방사성폐기물학회 2015 춘계학술발표회 논문요약집, 2015.

# PRIDE 가상목업을 위한 원격취급시스템의 유저 인터페이스 개발

**류동석***, 김성현, 조일제, 김기호
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sayryu@kaeri.re.kr

## 1. 서론

사용후 핵연료 재활용을 위한 다양한 연구가 진행되고 있는 가운데, 파이로 공정의 공학규모 실험을 위하여 PRIDE 시설이 한국원자력연구원에 구축되었다. 방사선 환경의 장치 개발에 있어서, 설계 단계에서 3D 모델을 활용한 철저한 작업성 검증이 이루어져야 하며, PRIDE 구축시에도 시뮬레이터를 통한 각 공정 장치 및 원격취급장치의 작업성 검증이 이루어졌다.
기 개발된 PRIDE 시뮬레이터를 하드웨어와 연계하여 테스트 할 수 있도록 지멘스 테크노매틱스와 OPC서버를 이용한 환경 구성방법이 제안 된 바 있으며, 본 연구에서는 OPC서버를 통해 지멘스 테크노매틱스로 구현된 PRIDE 가상환경의 사용자 인터페이스를 연계하는 구성방법에 대해 논의하고자 한다.

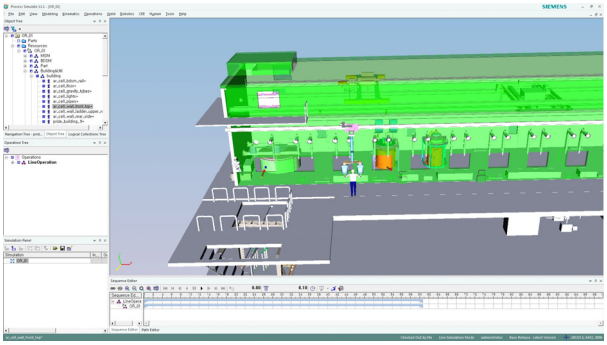


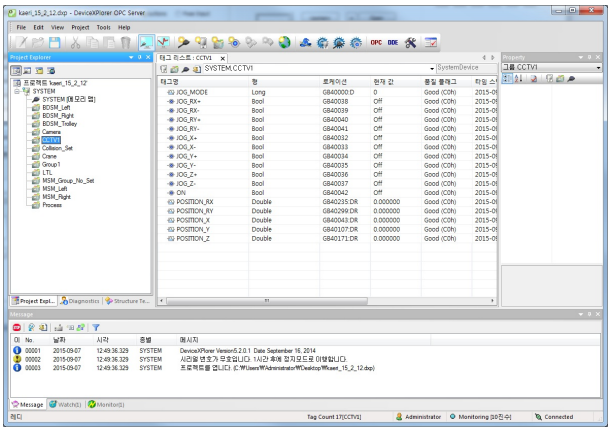
Fig. 1. PRIDE simulator based on Siemens Technomatix.

## 2. 본론

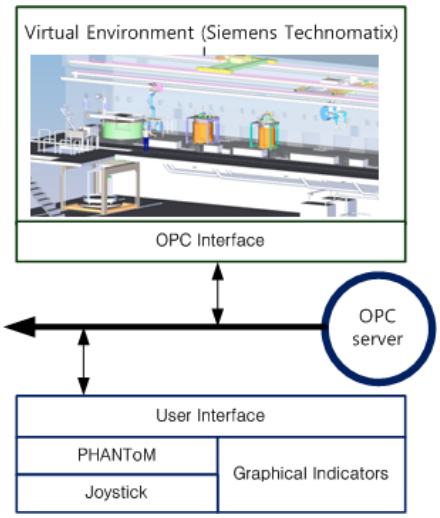
### 2.1 PRIDE 시뮬레이터

Fig. 1은 지멘스 테크노 매틱스로 구현된 PRIDE 가상목업을 도시한 것이다. 대형 아르곤셀이 가상공간에 구현되어, LTL(Large Transfer Lock), STL(Small Transfer Lock)의 움직임을 구현하여 물체들을 아르곤셀로 반입/반출하는 동작을 구현하도록 하였다. PRIDE 아르곤셀 내부에 설치된 양팔형 서보조작기(BDSM)와 34개의 기계식 조작기(MSM)의 6자유도 움직임을 구현하고, 다른 물체들과 충돌여부를 판단하여 표시 할 수 있도록 하였다. 상부에 설치된 크레인의 움직임을 모사하고, 미리 정해진 물체들을 후크로 들어올려서 이송할 수 있도록 하였다.

각 작업창의 사용자 시선을 모사하여 실제작업과 유사한 화면을 제공하고, 뿐만 아니라, 원격취급장치 또는 아르곤셀 후면에 장착된 카메라를 팬틸트 구동하여 보여지는 화면을 선택적으로 볼 수 있도록 함으로써, 실제 현장의 원격취급장치 조작과 유사한 환경을 구현하였다.



(a) OPC server Program




(b) User interface for PRIDE simulator

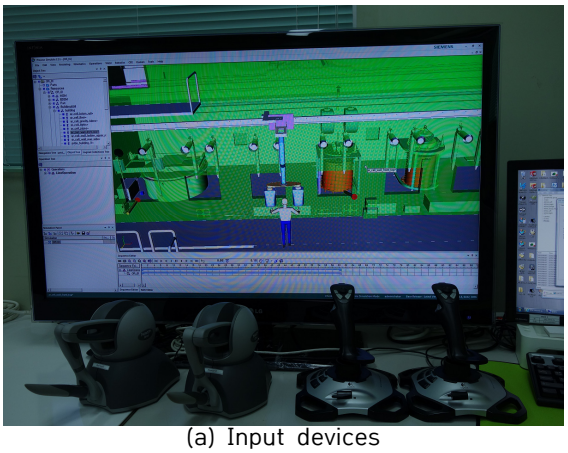
Fig. 2. OPC server and User Interface for PRIDE simulator.

Fig. 2는 OPC 서버 및 지멘스 테크노매틱스와 사용자인터페이스 연결관계를 도시한 것이다. 원격

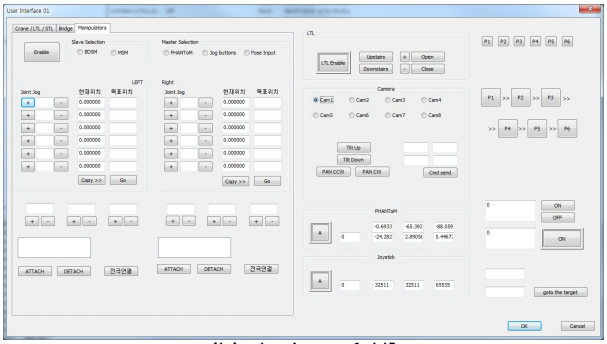
취급장치를 구동하는 주요변수는 OPC서버를 통해 공유되는데, PC 프로그램으로 구현된 사용자 인터페이스는 OPC통신을 통해 지멘스 테크노매틱스로 구현된 가상환경과 연결되어 사용자의 명령에 따라 LTL, STL, 카메라 등을 구동할 뿐 아니라, MSM, BDSM, 호이스트, 크레인 등의 원격취급장치를 조종할 수 있도록 하였다.

### 2.2 사용자 인터페이스 구성

본 연구에서는 PRIDE 가상목업에 설치된 원격취급장치를 조작할 수 있도록, 3가지 입력장치(팬텀(PHANToM), 조이스틱, 마우스)를 사용한 유저인터페이스를 구현하였다. Fig. 3은 입력장치와 조작화면을 도시한 것이다. PC 프로그램으로 구현된 입력 화면에서 마우스를 통해 조작하고자 하는 원격취급장치를 선택하고, 주행 모드/속도 등 실제 시설의 리모콘에서 입력하는 값을 동일하게 입력할 수 있다. 기계식조작기와 양팔형 서보조작기는 6자유도 입력이 가능한 팬텀을 이용하도록 하였으며, 크레인/호이스트/카레라 팬틸트 등은 조이스틱을 사용하여 조작하도록 하였다.



(a) Input devices



(b) design of UI

Fig. 3. User Interface Program.

개발된 PRIDE 시뮬레이터와 구현된 유저인터페이스를 사용하여, PRIDE 가상목업에서 LTL을 이용하여 공정장치의 소모품을 아르곤셀 내부로 반입하고, 크레인과 MSM일 사용하여 해당 공정장치로 이송하고, 이를 BDSM과 보조 호이스트를 사용하여 교환하는 작업을 수행하였으며, 이러한 데모작업을 통하여 가상목업에 구현된 유저인터페이스의 사용성을 성공적으로 검증하였다.

## 3. 결론

본 연구에서는 지멘스 테크노매틱스로 구현된 PRIDE 시뮬레이터의 원격취급장치를 조작하기 위한 개발된 사용자 인터페이스를 소개하였다. OPC 서버를 통해 PRIDE 가상목업 내부의 원격취급장치의 주요변수를 공유하고, 별도의 PC 프로그램으로 개발된 사용자 인터페이스를 제공하도록 하였다. 개발된 사용자 인터페이스는 3가지 입력장치(팬텀(PHANToM), 조이스틱, 마우스)와 연결되어 사용자가 조작하기 원하는 원격취급장치를 선택하고 입력장치를 조작하게 되면, 입력장치의 제어값은 선택된 원격취급장치의 조작을 위한 OPC변수를 변경하게 되고, 이는 PRIDE 가상목업 시뮬레이션에 반영되어, 다양한 시나리오를 테스트 할 수 있도록 하였다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 정부가 지원하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

## 5. 참고문헌

[1] 류동석, 김기호, 조일제, “오염 확산방지를 위한 IPA기반 비접촉 사용자 인터페이스,” 한국방사성폐기물학회, 2012년 추계학술발표회 논문요약집, 475-476, 2012

[2] 류동석, 김성현, 조일제, 김기호, “OPC 통신을 활용한 PRIDE 원격시스템 시뮬레이션 아키텍쳐,” 한국방사성폐기물학회, 2015년 춘계학술발표회 논문요약집, 151-152, 2015

# 사용후핵연료 관리공정 실증시설의 핫셀 격리실 설계

**유승남***, 한종희, 류동석, 이종광, 김성현, 박병석, 조일제, 김기호
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*snyu@kaeri.re.kr

## 1. 서론

본 논문에서는 사용후핵연료 관리공정 실증시설(이하 ACPF)의 핫셀(Hot-cell) 부속 격리실에 대한 개량설계를 위하여 고려한 사항들을 소개하고자 한다. 본 격리실은 ACPF 핫셀에 대한 물질 반출입 과정에서 작업자들로 하여금 방사성 물질 혹은 비산된 유해물질에 신체가 불필요하게 노출되는 것을 완화해 주는 역할을 한다. 이를 위해 본 논문에서 소개하는 개량형 핫셀 격리실의 경우, 작업자가 주로 머무는 구역 부근의 벽면을 납유리(Lead Glass) 및 별도의 차폐체로 보강하여 격리실 외부에 대한 차폐능을 향상시켰으며, 특히 차폐체 소재 선정을 위한 차폐안전성 해석을 통하여 후보 소재별 차폐능을 비교함으로서 선량기준과 관련된 원자력 법규들을 충분히 만족시킬 수 있는 소재를 선정하였다. 실제적인 격리실의 설계 및 시공을 위하여 핫셀 주변 현장 여건, 차폐창의 설치 문제 및 시공성 등을 종합적으로 판단하여 보강 차폐체의 두께 및 재질을 선정하였으며, 이를 ACPF의 기본 및 상세설계에도 반영하였다. 또한, 격리실 내에서의 취급물에 대한 양정높이 확보를 위해 천장 높이를 상향조정하고 그에 대응한 시설 구조물을 설계하여 구조해석을 통해 최적화하였다. 최종적으로는 차폐체 벽면, 작업창 및 벽면 등을 시공하고, 내부에 천장이동 크레인을 설치하여 개량형 격리실을 구축하였다. 본론에서는 전술한 각각의 설계 요소들을 좀 더 상세히 기술할 것이다.

## 2. 본론

### 2.1 ACPF 차폐체 선정

격리실 벽면의 차폐 보강 재료로서 중량콘크리트, 스틸, 납 등을 선택하여, 핫셀의 차폐 선량기준을 만족시키기 위한 해석을 수행하였다. 해석도구로는 QAD-CGGP-A 및 MCNP-4C 코드를 이용하였다. QAD-CGGP-A 전산프로그램은 기존의 QAD-CGGP 프로그램을 AECL이 보완한 것으로서 주요 보완사항은 감마선 감쇠계수 평가 시 Cubic Spline Interpolation 적용, 선원의 전이 및 회전 (Translation and Rotation), Buildup Factor 평가 시 잠재 오류의 수정 및 Free-format Input의 적용 등이 있다. QAD 프로그램은 Los Alamos Scientific Laboratory에 의해 개발된 일련의 Point Kernel Code로서 여러 가지 차폐체에 대한 속중성자선 및 감마선의 투과선량을 계산하는 프로그램이다 [1]. 격리실 차폐체의 선정을 위해 사용 가능한 차폐체의 종류를 사전에 조사 및 분석하였으며, 일반 콘크리트, 스틸(7.86 g/㎤), 납(11.3 g/㎤) 등을 후보 소재로 고려하였다. 또한 격리실 외부에서 내부를 관찰할 수 있는 작업창을 신설하기 위하여 특수 납유리(4.12 g/㎤, 5.2 g/㎤)도 검토하였다. 제품으로 공급받을 수 있는 납유리의 Pb 밀도는 10 mm 납당량 2.2 mm pb 일 때 4.12 g/㎤, 10 mm 납당량 3.2 mm pb 일 때, 5.20 g/㎤ 가량이다. 납유리의 두께는 일반적으로 100~300 mm로서 주문제작 방식으로 공급된다. 상세한 납유리의 공급유형은 Table 1과 같다.

Table 1. Product Standard of the Lead Glass

| 규 격 | 비 고 |
|---|---|
| 200 x 300 | |
| 300 x 300 | |
| 360 x 360 | |
| 300 x 400 | |
| 400 x 400 | |
| 400 x 600 | |
| 600 x 800 | |
| 600 x 1000 | |
| 600 x 1200 | * 투명도 85% 이상 |
| 800 x 900 | |
| 800 x 1200 | * 두께별 납당량 |
| 1000 x 1200 | • 8 mm : 1.76 mmpb |
| 1000 x 1400 | • 10 mm : 2.2 mmpb |
| 1000 x 1500 | |
| 1000 x 1800 | |
| 1000 x 2000 | |
| 1200 x 1500 | |
| 1200 x 1600 | |
| 1200 x 1800 | |
| 1200 x 2000 | |
| 1200 x 2400 | |

본격적인 차폐계산을 위하여 다음의 사항을 가정하여야 한다. 즉, Padirac 외부에서의 기준 선량률은 10 mSv/hr, 차폐벽 표면에서의 기준 선량률은 0.15 mSv/hr로 가정하며, 고려대상 차폐체의 재질별 밀도의 경우에는 일반 콘크리트(2.33 g/㎤), 스틸(7.86 g/㎤), 납(11.3 g/㎤), 납유리(4.12 g/㎤, 5.2 g/㎤) 별로 각각 설정한다. 기준선원은 16×16 Plus7 1 kg로 하며, 실린더형 선원으로 가정하여 선원과 벽과의 거리는 30 cm로 모델링한다. 전산 프로그램은 전술한 바와 같이 QAD-CGGP-A를 활용하였으며 이때, Padirac 표면에서의 선량률인 10 mSv/hr를 만족하기 위한 보정계수는 다음과 같이 계산될 수 있다.

Conversion Factor = 10/583.87 = 0.01713 (1)

결과적으로 격리실 차폐벽으로 사용될 경우, 각 소재별 요구 두께는 일반 콘크리트 13 cm, 스틸 5 cm, 납 3 cm, Lead Glass 8 cm(for 4.12 g/㎤), 6 cm(for 5.2 g/㎤)로 각각 산출된다. 본 설계에서는 위의 데이터를 근거로 하여, 격리실 차폐벽면 내부에는 5 cm의 스틸 판을 삽입하고, 작업창으로 사용될 납유리는 5.2 g/㎤의 납 밀도를 가지는 6 cm의 규격의 제품을 최종적으로 선정하였다. 차폐창의 크기와 위치는 아래 Fig. 1과 같이 시야각 및 내부 가시성을 고려하여 최종 결정되었다.

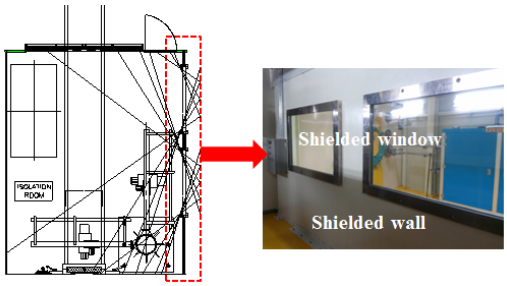



Fig. 1. Positioning of the Shielded Window Based on the Visibility Inside the Isolation Room.

### 2.2. 격리실 프레임(Frame) 구조설계

격리실 프레임의 설계는 건축구조기준 및 강구조 설계기준에 입각하여 한계상태설계법(LSD)으로 설계하였으며 설계하중은 고정하중의 경우, 벽체 및 지붕을 통해 0.50 kN/m$^2$이 부과되며, 활하중은 천정이동 크레인을 직접 지지하는 프레임 상단 지붕에서 1.00 kN/m$^2$가 부과되는 것으로 가정하여 설계하였다. 여기에 천정이동 크레인의 자중 및 최대 취급하중 1 ton도 함께 고려하였다. 설계된 프레임의 형상 및 치수는 Fig. 2와 같다.

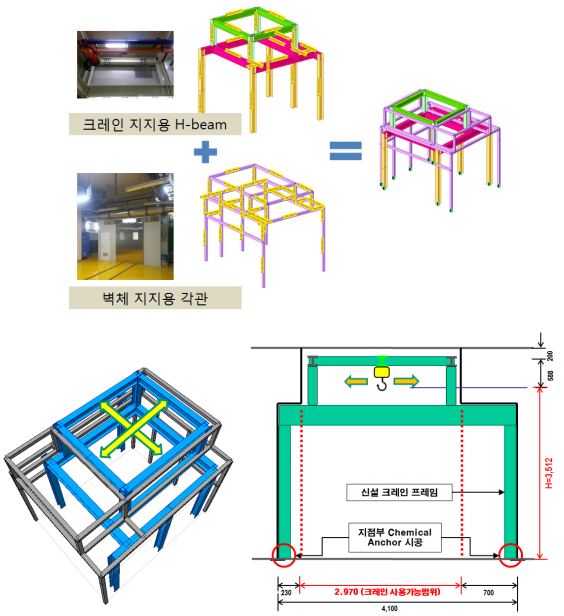



Fig. 2. Structure Design for the Isolation Room.

특히, ACPF 핫셀에 대한 효과적인 차폐용기 및 물질 반출입을 위하여 기존의 격리실 대비 천장높이를 65% 상향조정함과 동시에, 격리실 내부 도달 구역은 기존 Jib Crane의 94% 수준을 확보함으로서 전체적인 크레인 취급영역이 확장되는 효과를 기대할 수 있다 (Fig. 3).

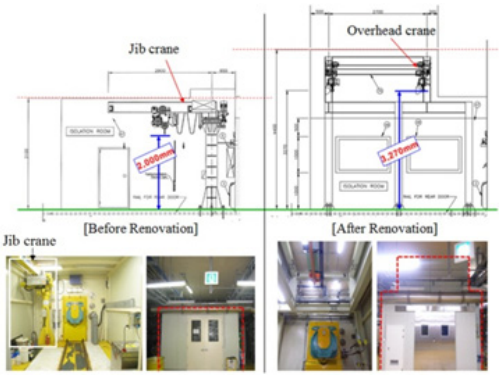



Fig. 3. Renovated Isolation Room and Changed Structure of Crane System.

## 3. 결론

본 논문에서는 ACPF 핫셀과 연계하여 마련된 격리실의 설계 주안점들을 소개하였으며, 해당 시설은 현재 한국원자력연구원 내 조사재시험시설 지하 1층에 위치한 ACPF에 설치가 완료되어 운전시험을 통한 신뢰성 검증을 수행하고 있다.

## 4. 참고문헌

[1] KAERI/TR-2441/2003, 차세대관리 종합공정 실증시설 방사선 안전성 평가, 2003.12.

# Self-induced XRF를 이용한 사용후핵연료의 연소도 평가

**이승규**, 서희, 원병희, 이채훈, 김호동, 박근일, 권형문, 박세환*
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ex-spark@kaeri.re.kr

## 1. 서론

엑스선 형광분석법(X-ray fluorescence, XRF)은 사용후핵연료에 존재하는 Pu의 양을 직접적으로 측정할 수 있는 여러 기술 중의 하나이다. 기존의 XRF 분석기술은 시료에 엑스선을 조사시켜 발생하는 특성 엑스선을 분석하여 원소의 성분을 분석하는 방법이다. 본 연구에서 사용한 XRF 기술은 self-induced XRF 방식으로 사용후핵연료 내 핵분열 생성물의 붕괴에 의해서 자체적으로 발생된 감마선 등에 의하여 원자의 에너지 준위가 들뜨게 되며 이로 인하여 Pu와 U의 특성 엑스선이 발생하는 원리를 이용한다 [1]. 이러한 특성 엑스선은 원소마다 고유한 에너지를 갖기 때문에, Pu와 U의 K-각 엑스선 피크의 비율을 측정하는 것은 사용후핵연료에서의 Pu와 U의 상대적 농도에 대한 정보를 제공한다.

국내의 가압수형 원자로 (PWR) 에서 발생하는 사용후핵연료는 연소도에 따라 U과 Pu의 존재량이 다르게 된다. 일반적으로 같은 연소 주기를 갖는 사용후핵연료 시편들의 경우 일반적으로 연소도가 높은 시편에 존재하는 Pu 양이 더 많게 된다.

본 연구에서는 한국원자력연구원에서 보유하고 있는 서로 다른 연소도를 갖는 사용후핵연료 시편을 이용하여 Self-induced XRF의 연소도 평가 가능성에 대한 실험을 수행하였다.

## 2. 본론

### 2.1 Self-induced X-ray Fluorescence (XRF)

사용후핵연료에서 발생하는 Pu의 K-각 엑스선 피크를 측정하기 위해서는 에너지 분해능이 높은 HPGe (High Purity Germanium) 검출기를 사용하여야 한다. Table 1은 U과 Pu에서 방출 하는 주요 엑스선 에너지이다. Pu에서 발생하는 K-각 엑스선이 103.7 keV 영역에서 측정이 되는데, 이때, 105 keV 에너지를 갖는 Eu-155에 의한 피크와의 구별이 측정시 매우 중요한 요소가 된다. 시뮬레이션 등을 통하여 Eu-155에 의한 감마선과의 구별을 위하여서는 1 keV 이내의 에너지 분해능을 갖는 검출기가 필요하다는 조건을 도출하였다. 분석을 위하여 사용된 검출기는 Be 입사창을 갖는 캔버라사의 GL0210 모델의 Low-energy HPGe (LEGe) 검출기로 바이어스 -1000 V를 걸어 사용한다.

Table 1. Uranium and Plutonium x-ray data [2]

| X-ray | Energy (keV) | | Relative Intensity | |
|---|---|---|---|---|
| | Uranium | Plutonium | Uranium | Plutonium |
| $K_{\alpha1}$ | 98.44 | 103.76 | 100 | 100 |
| $K_{\alpha2}$ | 94.66 | 99.55 | 61.9 | 62.5 |
| $K_{\beta1}$ | 111.31 | 117.26 | 22.0 | 22.2 |
| $K_{\beta2}$ | 114.50 | 120.60 | 12.3 | 12.5 |
| $K_{\beta3}$ | 110.43 | 116.27 | 11.6 | 11.7 |

### 2.2 사용후핵연료 시험연소체 측정 수행

사용후핵연료 시험연소체의 측정은 한국원자력연구원의 조사후시험시설 (Post Irradiation Examination Facility, PIEF) 핫셀에 검출기를 설치하여 수행하였다. Fig. 1 (a)는 기존 핫셀에 설치하여 사용하던 검출기와 핫셀 내 콜리메이터 등의 구조도 이며, Fig. 1 (b)는 실제로 LEGe 검출기를 PIEF 핫셀 실험실 내에 설치한 것을 보여주고 있다.

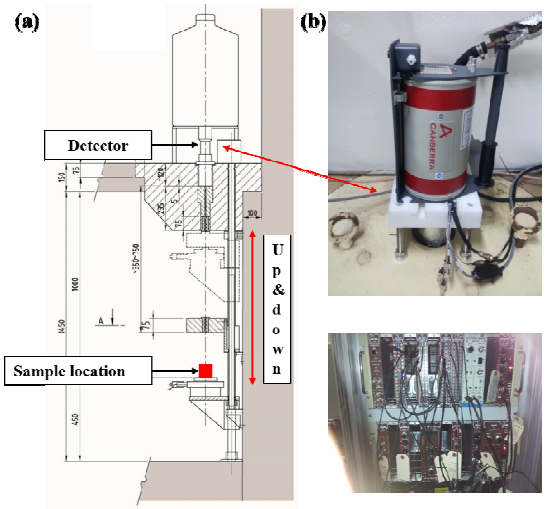



Fig. 1. (a) PIEF examination cell, (b) LEGe detector and electronics (NIM-module).

실험에 사용한 사용후핵연료 시험연소체는 시편의 연소도 및 초기 농축도 등을 고려한 평균 연소도 39.8 ~ 57.2 GWd/tU 범위를 갖고 있는 고리 2호기 W93 시범 연료체를 사용하여 제작된 시편을 선정하였다. 시편의 초기 농축도, 연소도, 연소 이력 등의 정보 등으로 ORIGEN 코드를 사용한 Pu/U 핵종비를 추정/계산하였으며, 이를 XRF 실험 결과와 비교, 분석하는 방식으로 XRF 측정에 대한 적용 가능성을 확인하였다. Fig. 2 (a)는 W93L02-08RM 시편에 대한 에너지 스펙트럼이고, (b)는 103.7 keV에서의 Pu K-각 엑스선 피크와 그 주위 에너지 영역의 스펙트럼이다.

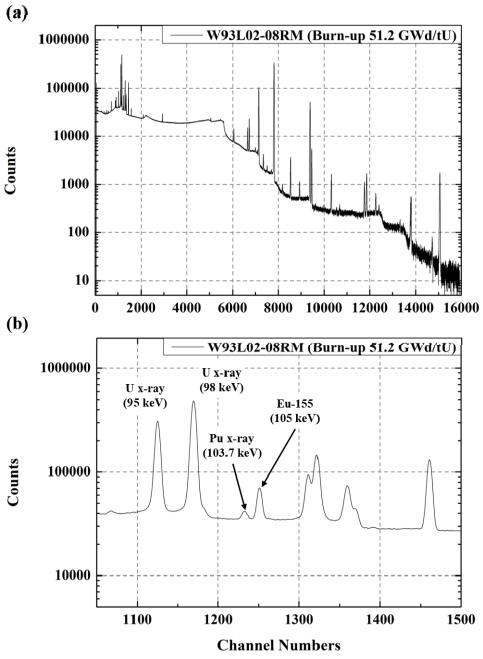



Fig. 2. (a) W93L02-08RM Pulse height spectrum, (b) 103.7 keV Pu K-shell X-ray peak.

XRF의 측정은 백그라운드에 의한 오차를 줄이기 위하여 한 시편 당 15 ~ 20 시간 동안 측정을 수행하였으며, 피크 분석은 ORTEC 사의 신호 분석 프로그램인 MAESTRO를 사용하여 분석을 수행하였다. 실험 분석 결과와 시험연소체 시편의 Pu/U atomic ratio와의 상관관계를 확인하기 위하여 시편의 초기 농축도, 원자로 운전이력, Fuel assembly type 등의 입력값을 이용하여 ORIGEN 계산을 수행하였다. 측정된 Pu/U 엑스선 피크비와 ORIGEN 계산으로 얻어진 Pu/U atomic ratio를 비교한 결과는 Fig. 3 (a) 와 같다. 동일한 측정 결과를 시편의 연소도와 비교한 결과 그래프는 Fig. 3 (b)와 같으며, 시편의 연소도가 증가함에 따라 Pu/U의 엑스선 피크비도 선형적으로 증가하는 것을 확인할 수 있다.

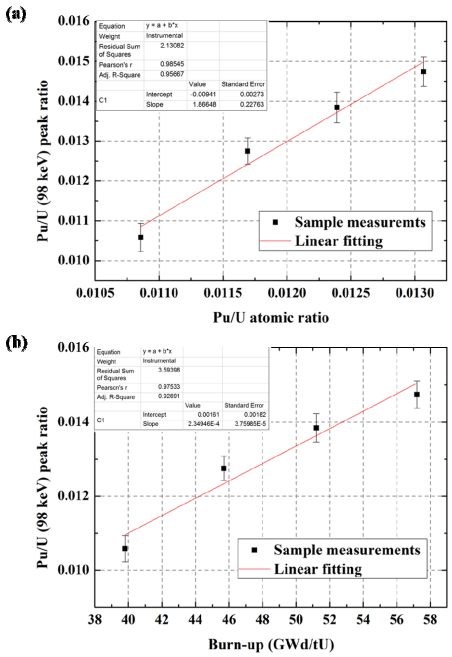



Fig. 3. (a) Pu/U X-ray peak ratio vs. Pu/U atomic ratio, (b) Pu/U X-ray peak ratio vs. Burn-up.

## 3. 결론

본 연구에서 실험 결과와 ORIGEN 계산 결과 등을 통하여 사용후핵연료 시편에 대한 Pu/U 엑스선 피크비와 연소도에 대한 상관 관계를 확인하였다. 실험 결과 연소도가 증가함에 따라 Pu/U 엑스선 피크비도 선형적으로 증가하는 것을 확인할 수 있었다. XRF 측정시 Pu에서 발생하는 엑스선의 크기가 매우 작아 측정 시간이 매우 길다는 문제점을 확인하였으며, 이는 현재 Compton suppression 기법을 적용하여 백그라운드를 저감하는 방안으로 해결하기 위한 연구를 진행하고 있다.

## 4. 감사의 글


이 논문은 2015년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (No.2012M2A8A502594).


## 5. 참고문헌


[1] 김용균 외, “방사선 측정과 취급” 한국원자력연구소, 2004.

[2] Doug Reilly, Norbert Ensslin, Hastings Smith, Jr. Sarah Kreiner, "Passive Nondestructive Assay of Nuclear Materials" (1991).

# 전용 시나리오에 따른 준실시간 계량관리 시스템의 전용 탐지 알고리즘 성능 비교 연구

**원병희***, 신희성, 안성규, 한보영, 박세환, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*wonbh@kaeri.re.kr

## 1. 서론

준실시간 계량관리(Near Real Time Accountancy, NRTA) 시스템은 재처리시설에서 핵물질 전용이 발생 시 전용 시점 및 그 양을 탐지하기 위해 개발되었다. 1 년에 한번 MUF 평가를 수행하는 기존 계량 시스템과 달리 NRTA 시스템은 주기적으로 MUF 평가를 수행한 후, 통계기법을 기반 한 핵물질 전용 탐지 알고리즘을 이용하여 전용 여부를 판단한다. 현재 핵물질 전용 탐지를 위한 여러 가지 알고리즘들이 개발되었으며, 성능이 동일한 계량 시스템이 구축되었더라도 어떤 알고리즘을 적용 할 것인가에 따라 핵물질 전용 탐지 성능은 달라진다. 또한, 전용 시나리오에 따라서도 성능 차이를 보인다. 핵물질 전용 탐지 알고리즘에 따른 NRTA 시스템 성능은 시설 안전조치성 확보에 중요한 요소로 작용되기 때문에 알고리즘의 성능 평가는 필수적으로 수행되어야 한다.

따라서, 본 연구에서는 가상 파이로 시설에 동일한 측정 장비를 기반 하여 준실시간 계량관리 시스템 모델을 설정한 후, 기존 계량 시스템 및 다양한 전용 탐지 알고리즘 성능 차이를 파악하기 위하여 비교 분석을 수행하였다.

## 2. 본론

### 2.1 가상 파이로 안전조치 모델 구축

핵물질 전용 탐지 성능 평가를 위하여 NRTA 시스템에 기반 한 가상 파이로 안전조치 모델을 구축하였다. 본 연구에서 구축된 모델은 파이로 안전조치성 평가를 위해 수립된 기준 파이로 시설(Reference Engineering-scale Pyroprocess Facility, REPF) 모델의 주요 정보를 토대로 구축되었다. Table 1은 주요 측정 지점의 핵물질 양과 측정 불확도 정보를 나타낸다. 표에서 보듯이, 해당 모델은 1 년간 348 kg의 핵물질(Pu)을 처리하며 전체 물질수지기간(Material Balance Period, MBP)동안 주기적으로 60번의 MUF 평가를 수행한다. 주요 측정 지점에서의 측정 불확도는 REPF에서 가정된 측정 불확도 정보를 토대로 수립되었다. 한번의 NRTA 기간 동안 평가된 MUF 불확도는 0.5 kg/MBP 이며, 기존 계량 시스템에 해당되는 1년간 CUMUF 불확도는 2.4 kg 이다.

Table 1. Pu Mass, Measurement Uncertainties in the Hypothetical Pyroprocessing Model.

| Measure-ment Point | Pu Mass (kg) | Standard Deviation of Random Error (1σ, %) | Standard Deviation of Systematic Error (1σ, %) |
|---|---|---|---|
| Input | 5.8/MBP | 1.17 | 0.59 |
| Output | 5.8/MBP | 0.54 | 0.29 |
| Inventory | 3.48 | 10 | 10 |

### 2.2 핵물질 전용 탐지 알고리즘 구축

핵물질 전용 여부를 판단하기 위해서는 탐지 알고리즘이 요구된다. 기존의 NRTA 시스템에 적용된 탐지 알고리즘 성능 분석을 위하여 총 7 가지의 탐지 알고리즘[1, 2, 3]들을 본 가상 모델에 적용하였다. 먼저, 기존 계량 시스템의 핵물질 탐지 성능을 나타내는 연간 CUMUF Test를 기준으로 NRTA 기반 탐지 알고리즘 기법인 MUF Shewhart, SITMUF Shewhart, MUF joint cusum, SITMUF joint cusum, Page's test, Sequential Probability Ratio Test(SPRT)를 구축하였다.

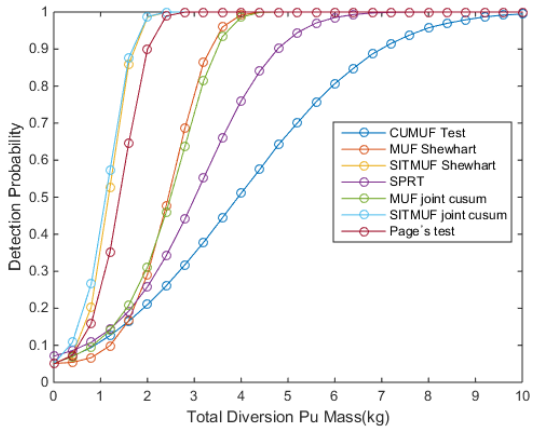
### 2.3 핵물질 전용 시나리오 수립

핵물질 전용 시점 및 기간에 따라서 3 가지의 대표 전용 시나리오를 수립하여 연구를 수행하였다. 시나리오 1은 전체 기간 중 30 번째 MBP 시점에서 핵물질을 한번 전용하는 경우이다. 시나리오 2는 21 ~ 40 번째 MBP 기간 동안 일정양의 핵물질을 계속적으로 전용하는 경우이다. 즉, 전체 시설 운영 기간 중 1/3에 해당하는 기간 동안 일정량의 핵물질이 전용된다. 전용 시나리오 3은 전체 운영 기간 동안 60번의 일정한 핵물질 전용이 발생하는 경우이다.

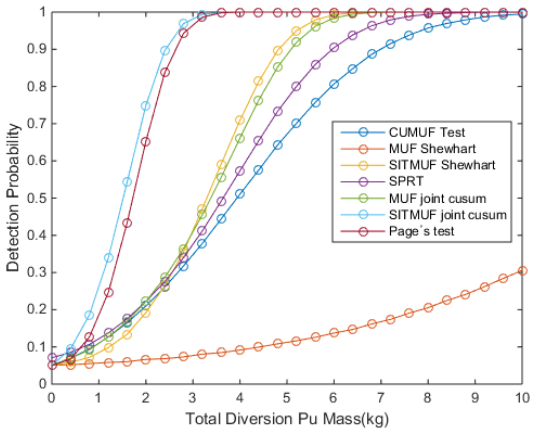
### 2.4 핵물질 전용 탐지 성능 평가 결과

본 연구에서는 하나의 전용 시나리오에 대하여

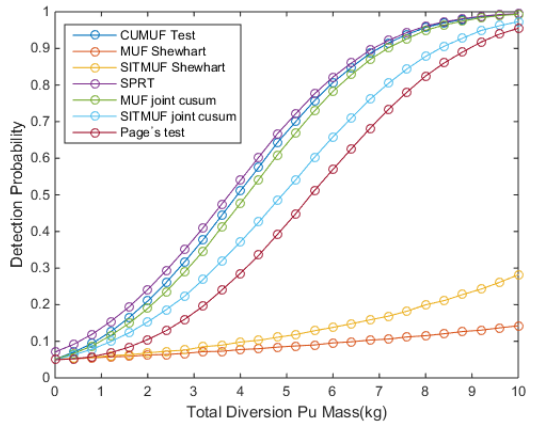
100,000번의 동일한 시뮬레이션을 반복 수행하여 최종 결과인 탐지 확률 평가를 수행하였다. Fig. 1의 (a)~(c)는 각각의 전용 시나리오마다 전체 전용된 핵물질 양에 따른 알고리즘들의 핵물질 전용 탐지 확률을 나타낸다. 총 전용양이 0 kg일 때 결과는 오경보 확률(False Alarm Probability, FAP)을 의미하며, 각각의 탐지 알고리즘의 오경보 확률은 약 5%로 비슷한 성능을 나타내도록 설정하였다.




(a) Diversion Scenario-1




(b) Diversion Scenario-2




(c) Diversion Scenario-3

Fig. 1. Detection Probability according to Diversion Mass.

Fig. 1 (a)에서 보듯이, 짧은 기간의 전용 경우에는 모든 NRTA 기반 알고리즘이 기존 핵물질 계량 시스템 기반인 CUMUF Test보다 더 좋은 탐지 성능을 보여준다. 1/3 기간 동안 전용(Fig. 1 (b))에 대해서는 SITMUF joint cusum과 Page's test가 뛰어난 탐지 성능을 보여주며 유일하게 MUF Shewhart만이 매우 저조한 탐지 성능을 나타내었다. 전체 기간 동안 전용(Fig. 1 (c))에 대해서는 SPRT만이 CUMUF Test 대비 소폭 향상된 탐지 성능을 보여주며 그 외 모든 알고리즘들이 기존 계량 시스템의 탐지 성능보다 낮게 나타났다. 특히, MUF 및 SITMUF Shewhart는 매우 낮은 탐지 성능을 보여주었다.

## 3. 결론

본 연구에서는 가상 파이로 시설을 대상으로 기존 계량 시스템의 전용 탐지 성능과 NRTA 기반 핵물질 전용 탐지 알고리즘들의 성능 비교를 수행하였다. 각각의 기법들은 핵물질 전용 시나리오마다 다른 탐지 성능을 보여주었으며, 일부 알고리즘들은 특정 시나리오에 취약하고 어떤 기법들은 높은 성능을 보여주는 것을 확인하였다. 추가적으로 탐지 성능에 미치는 다양한 요인 파악을 위하여 여러 가지 안전조치 요소들에 따라서 해당 알고리즘의 탐지 성능 평가를 수행 할 예정이다.

## 4. 감사의 글


이 연구는 2015년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행되었다 (원자력기술개발사업, NRF-2012M2A8A5025950).


## 5. 참고문헌


[1] J.-P. SHIPLEY et al., MATHEMATICAL AND STATISTICAL METHODS IN NUCLEAR SAFEGUARDS, Ispra Courses on Nuclear Engineering and Technology, 1981.

[2] T. Burr and M. S. Hamada, Revisiting Statistical Aspects of Nuclear Material Accounting, Science and Technology of Nuclear Installations, Vol. 2013, 1-15, 2013.

[3] Rainer Beedgen, Statistical Near-Real-Time Accountancy Procedures Applied to AGNS Minirun Data Using PROSA, Los Alamos National Laboratory, 1988.

# 파이로시설 격납/감시시스템 설계 절차 적용 및 고려사항

**조광호***, 안성규, 송대용, 박세환, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jokh@kaeri.re.kr

## 1. 서론

핵물질 안전조치는 핵물질 계량 기록의 독립적인 확인과 격납/감시 장비의 적용과 같은 핵물질 계량 측정 기법에 크게 의존하고 있다. 사용후핵연료 처리시설 또는 고준위폐기물 처리/처분 시설에 반입되는 핵물질은 주로 해체된 사용후핵연료 및 처리 폐기물과 유리화된 폐기물로 구성되어 있다. 또한 사용후핵연료 또는 그 처리 폐기물은 실질적으로 일반적인 접근이 용이하지 않은 상태로 보관되는 경우가 대부분이다. 따라서 IAEA 안전조치를 이행함에 있어서 사찰관이 재고를 확정하거나 주기적으로 재고 계량을 위한 측정을 시행하기 어려울 수 있다. 특히, 비정상적인 상태에 대한 경고에 대해 재확인 활동이나 보충 측정을 실시하는 것이 현실적으로 어렵다. 이에 따라 격납/감시 시스템의 적용을 통한 충분한 확인을 통해 이러한 재측정의 필요성을 경감시킬 수 있는, 체계적인 격납/감시 시스템의 수립이 중요하다. 본 연구에서는 실증 규모의 시설 설계 시, 격납/감시시스템 설계를 위한 절차를 수립하고 격납/감시 시스템 설계 시, 3S (Safeguards, Safety, Security) 측면에서 고려되어져야 할 사항을 정리하고자 하였다.

## 2. 본론

원자력시설에서 격납 경계를 통한 핵물질 전용 감시 기능을 제공하는 격납/감시 시스템의 설계 절차는 다음과 같다.

1) 격납 경계의 설정
2) 격납 경계 경로의 확인
3) 격납/경계 설계에 의한 전용 경로의 최소화
4) 특정 경로를 통한 핵물질 전용 가능성 분석
5) 적절한 감시 장비의 설정
6) 감시 장비의 성능 인자 설정
7) 시스템 성능의 정량화

현재 파이로 시설은 건물의 구성 및 배치 연구를 진행 중에 있다. 구체적인 설계가 이루어지기전에 격납/감시 시스템 설계 절차 적용하여, 그 결과를 토대로 실제 설계 시 요건에 반영할 수 있도록 하여야 할 것이다.

### 2.1 격납 경계의 설정

파이로 시설의 주 건물은 지하 1층, 지상 6층의 철근콘크리트 구조물로 설계를 고려중이며, 주 건물 1층에는 전처리셀, 파이로셀, 지원시설 등이 위치하고 지하 1층에는 사용후핵연료 임시저장구역, 폐기물처리셀 등이 위치한다.[1] 시설의 격납 체계는 2단계로 구성된다. 내부의 1차 격납은 공정 라인을 둘러싸고 있는 생물학적 차폐 방벽이며, 외부의 2차 격납은 건물 외부 벽체이다.

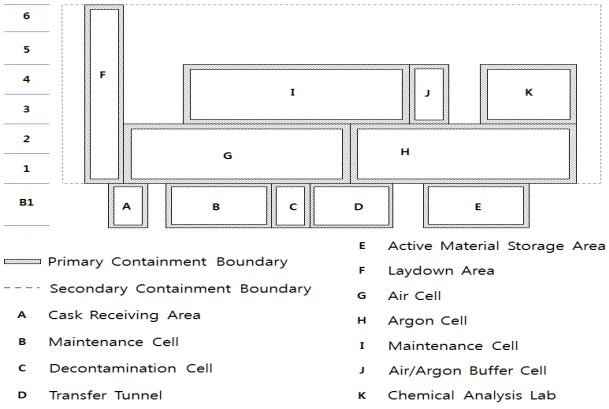



Fig. 1. Containment Boundary design.

### 2.2 격납 경계의 전용 경로

격납 경계에서의 모든 경로를 분석하기 위해서는 체계적인 절차가 적용되어야 한다. 일반적으로 경로의 분석과 각 경로에 대한 적절한 감시 도구의 결정을 위해 논리 수목도 기법이 적용된다. 그러나 대규모 시설의 경우에는 논리 수목이 불필요하게 매우 방대해지고 복잡해지기 때문에 각 격납방벽에서의 경로를 나열하고, 이 경로에 대한 시설의 설계 정보를 분석하여 결정하는 절차를 적용한다.

### 2.3 핵물질 전용 흐름 네트워크 구성

핵물질 전용 흐름 Network는 전용 경로를 구성하는 모든 가능한 경로의 조합을 도식화하는데 편리한 기법이다. 대부분의 전용경로는 1차 격납 구역에서 시작해서 외부로 연결되는 라인으로 구성되며, 일부는 1차 격납 구역에서 외부로 단일 경로로 구성되는 경우도 있다. 파이로 시설의 경우 공정라인을 둘러싸고 있는 생물학적 차폐 방벽이 필요한

구역을 1차 격납 구역으로 설정하였다. 이 중, Air Cell과 Argon Cell로 한정하여 network 경로를 구성하였다.

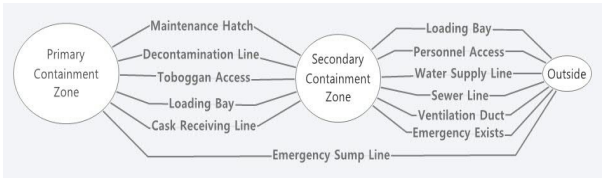



Fig. 2. Air-Cell Diversion Flow Network.

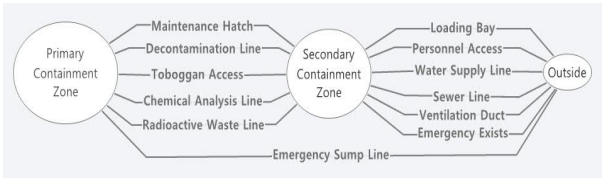



Fig. 3. Argon-Cell Diversion Flow Network.

일반적으로 격납 경계에 설정된 모든 경로를 통해 핵물질 전용이 가능하다고 예상할 수 있으나, 특정한 경로의 경우에는 핵물질 전용이 기술적으로 매우 어렵거나 비용이 많이 소요되어 실질적인 실현 가능성이 희박한 경우가 많다.

### 2.4 고려사항

원자력시설의 설계 시, 3S (Safeguards, Safety, Security)를 반영하고 통합하여 잠재적인 시너지 효과를 만들고자 하고 있다. 이에 따라, 격납/감시 시스템 설계를 함에 있어 3S 측면에서 대표적으로 고려해야 할 사항은 다음 절과 같다.

#### 2.4.1 출입구

안전조치 측면에서 전용가능성을 낮추기 위해서는 가장 내부의 격납 경계부터 최종 외부 격납 경계까지의 경로들 중 핵물질의 전용을 위해 사용 가능한 출입구 등의 수를 최소화 하고자한다. 그러나 안전측면에서는 사람의 안전보호를 위해 비상상황 시 탈출 할 수 있도록 최소한 한 개 이상의 탈출로를 만들어야 한다고 명시되어 있다.[2]

물리적방호 측면에서 안전조치와 "출입구 수의 최소화해야한다." 라고 같은 맥락에 있으나, 등급 I 핵물질 취급/저장 구역이 있는 파이로시설[1]은 내부구역(inner area)에서의 핵물질 탈취행위를 막기 위하여 적절한 지연시스템을 추가적으로 설치하여야 한다.[3]

#### 2.4.2 격납의 구조

파이로시설은 유지보수셀과 공정셀을 분리하는 방식을 취하고자 한다. 공정셀과 유지보수셀의 기능을 분리하여 핵물질 이동, 장치 변환 가능성(전용 가능성)을 낮추고, 격납/감시 시스템을 단순화 할 수 있는 격납구조이다. 물리적방호 측면에서 격납의 구조가 복잡해질수록 핵물질 탈취 시, 경로의 복잡성으로 인해 접근이 어렵다는 장점이 있으나, 감시의 사각지대가 생길 수 있다. 감시시스템(CCTV)를 통해 경보발생 시 적시평가가 실시되어야 하므로 방호구역에서의 사각지대가 생기지 않도록 하여야 한다.

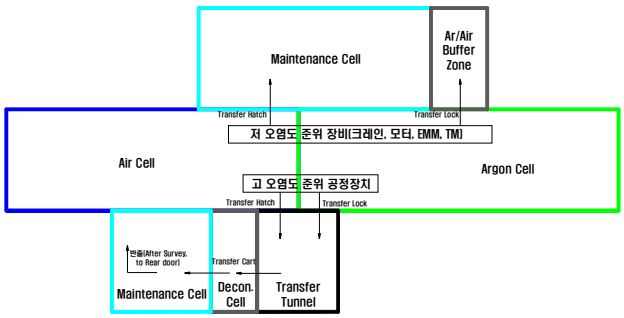



Fig. 4. Pyroprocessing Facility Maintenance Concept.

## 3. 결론

종합파이로시설의 안전조치접근방안 중 하나인 격납/감시 시스템에 대한 전용경로 분석 및 설계 시 반영되어야 할 요건들을 도출 중에 있다. 추후 파이로 시설설계의 구체화에 따라 격납/감시 시스템의 위치, 공간에 따른 요건, 핫셀 내부에(내방사선) 격납/감시 시스템 설치를 위한 요건, 3S 측면에서 고려사항 등을 통해 세분화된 요건을 도출하고 설계에 반영하고자 한다.

## 4. 감사의 글


이 연구는 2015년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행되었다 (원자력기술개발사업, NRF-2012M2A8A5025947).


## 5. 참고문헌


[1] 가상 공학규모 파이로시설의 물리적방호시스템 예비개념설계요건, KAERI/TR-5278/2013.

[2] Safety of Nuclear Power Plants : Design, IAEA Safety Standards.

[3] Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities, IAEA Nuclear Security Series No.13.

# 재료 불확실성을 고려한 충격완충체의 최적설계

**임종민**, 최우석*
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*wschoi@kaeri.re.kr

## 1. 서론

IAEA Safety Standards [1]에 따라 방사성 운반용기는 9m 자유 낙하시험이 수행되며, 이를 통해 가상사고조건에서의 구조 건전성을 평가한다. 충돌 시 용기로 전해지는 하중을 감소시키기 위해 주로 나무로 이루어진 충격완충체가 용기 상하부에 설치되며, 충격완충체의 사이즈에 따라 각 낙하 방향에 따른 충격성능이 결정된다. 나무재질은 일반적으로 다양한 요인에 의해, 기계적 성질이 큰 변동특성을 가진다고 알려져 있다. 따라서 본 연구에서는 재료 불확실성을 확률변수로 나타내고, 목표 신뢰성을 만족하는 충격완충체의 최적설계를 수행한다.

## 2. 본론

### 2.1 충격완충체의 충격 흡수 성능 계산

본 연구에서 고려되는 운반용기와 충격완충체는 Fig. 1과 같으며, 충격완충체는 Balsa와 Red wood로 이루어져 있다.

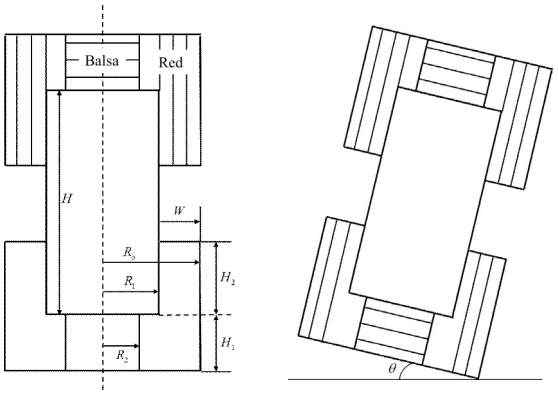



Fig. 1. Transportation cask and drop angle.

충격완충체의 충격 흡수 성능을 나타내는 최대 소산에너지는 식 (1)과 같이 단위 체적당 소산에너지와 충돌 시 충격완충체가 으깨지는 최대 체적을 통해 계산된다.

$$E_{\mathrm{Abs}}(\theta) = e_{\mathrm{Red}}(\theta)\, V_{\mathrm{Red}}(\theta) + e_{\mathrm{Balsa}}(90^\circ - \theta)\, V_{\mathrm{Balsa}}(\theta) \qquad (1)$$

### 2.2 충격완충체의 설계최적화

가용설계를 얻기 위해 최적설계에서는 설계제한조건을 부여해야한다. 이를 위해 본 연구에서는 식 (2)와 같은 조건을 설계기준으로 삼았으며, 이는 충격성능을 나타내는 충격완충체의 최대소산에너지가 충돌에너지보다 커야한다는 것을 의미한다.

$$G = \max_{0\le\theta\le 90^\circ}\left[E_{\mathrm{Imp}} - E_{\mathrm{Abs}}(\theta)\right] \le 0 \qquad (2)$$

충격완충체의 최적설계를 위해서 Fig. 1의 치수 중 $W$와 $H_1$, $H_2$가 설계변수로 선택되었으며, 최적설계 과정 중 설계변수의 갱신을 통해 충격완충체의 전체 체적과 제한조건 만족여부가 조절된다. 설계최적화를 위한 충격완충체 설계의 정식화는 식 (3)과 같다.

$$\begin{aligned} &\text{Find} && \mathbf{d} = [W, H_1, H_2] \\ &\text{minimize} && f(\mathbf{d}) \\ &\text{subject to} && G = \max_{0\le\theta\le 90^\circ}\left[E_{\mathrm{Imp}}(\mathbf{d}) - E_{\mathrm{Abs}}(\mathbf{d},\ \theta)\right] \le 0 \\ & && W \ge W^{\mathrm{Up}}, H_1 \ge H_1^{\mathrm{Up}}, H_2 \ge H_2^{\mathrm{Up}} \end{aligned} \qquad (3)$$

설계가 추구하는 목표로 볼 수 있는 목적함수는 설계 목적에 따라 아래와 같이 다양하게 선택될 수 있다.

1) 수송·저장 상의 이유로 특정 길이 최소화
2) 현재 설계로부터의 설계 변화 최소화
3) 재료 사용량 최소화

위와 같은 설계목적을 부합하며, 설계제한조건을 만족하는 설계를 도출하기 위해 본 연구에서는 최적화 기법 중 하나인 SQP를 이용했으며, 도출결과는 Fig. 2와 같다. 도출된 모든 설계는 식 (2)의 설계기준을 만족했으며, 이는 충격완충체가 충돌에너지의 전체를 흡수할 수 있음을 의미한다. 도출된 설계해에서 충돌에너지 대비 소산가능에너지의 비인 안전여유는 1이며, 재료 불확실성을 대비하기 위한 적절한 안전여유를 추가할 필요가 있다.

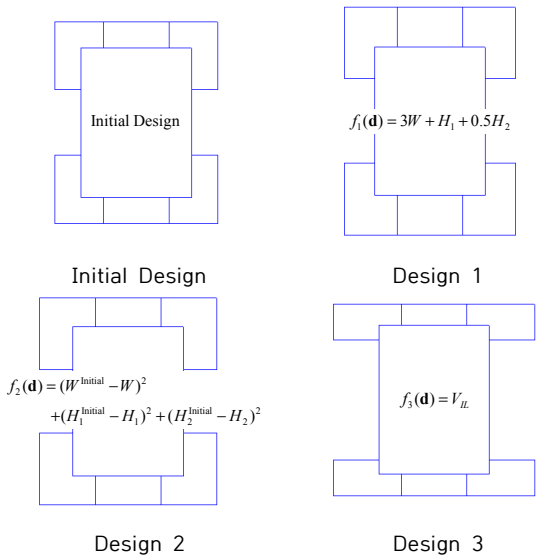



Fig. 2. Optimal Design of impact limiter.

### 2.3 재료 불확실성을 고려한 충격완충체 최적설계

나무재료는 일반적으로 다양한 요인에 의해 기계적 성질이 크게 영향을 받는다고 알려져 있으며, 이는 재료의 불확실성이 크다는 것을 의미한다. 이러한 불확실성은 설계 후 의도치 않은 성능 저하 및 파손을 야기 할 수 있으므로, 일반적으로 설계 시 적절한 안전여유가 요구된다. 본 연구에서는 본 설계 문제에 존재하는 불확실성을 고려한 적절한 안전여유를 위해 확률론적 설계방법을 이용해 충격완충체의 최적설계를 수행한다. 이러한 불확실성은 Table 2와 같이 확률변수로 표현할 수 있다.

Table 2. Random variables

| Uncertainty | CoV |
|---|---|
| Specific Absorbable Energy | 20% |
| Crushed Volume | 5% |
| Total Mass | 5% |

확률제한조건이 포함된 충격완충체의 최적설계를 위한 정식화는 식 (4)와 같다. 확률론적 설계방법에서는 불확실성으로부터의 시스템의 안전성을 정량화하기 위해 파손확률을 계산하고, 이를 목표 파손확률과 비교함으로써 확률 이론에 기반한 안전여유를 산정한다.

$$\begin{aligned} &\text{Find} && \mathbf{d} = [W, H_1, H_2] \\ &\text{minimize} && f(\mathbf{d}) \\ &\text{subject to} && P_f = \Pr\left[\max_{0\le\theta\le 90^\circ}\left[E_{\text{Imp}} - E_{\text{Abs}}(\theta)\right] > 0\right] \le P_f^{\text{Target}} \\ & && W \ge W^{\text{Up}}, H_1 \ge H_1^{\text{Up}}, H_2 \ge H_2^{\text{Up}} \end{aligned} \quad (4)$$

식 (5)의 신뢰성은 1에서 파손확률을 뺀 값이며, 몬테카를로 모의실험법을 통해 계산한다.

$$R = \Pr\left[G = E_{\text{Imp}} - E_{\text{Abs}}(\theta^*) \ge 0\right] = \int_{G\ge 0} f_{\mathbf{x}}(\mathbf{x})\, d\mathbf{x} \quad (5)$$

목표 신뢰도에 따른 충격완충체의 확률론적 최적설계 결과는 Fig. 3과 같다. 확률론적 최적설계를 통해 도출된 설계해들은 1.5에서 2.7 사이의 안전여유를 보였다.

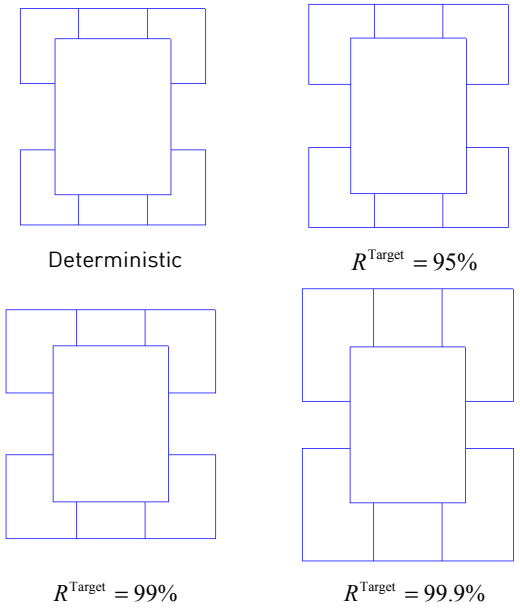



Fig. 3. Results of probabilistic design.

## 3. 결론

본 연구에서는 충격완충체 설계를 위해 재료 불확실성을 고려한 확률론적 최적설계 방법을 적용했다. 운반용기의 구조적 건전성을 제고하기 위해 충돌 에너지를 적절히 흡수할 수 있는 충격완충체를 설계하였으며, 설계 시 재료 불확실성을 고려하여 목표 신뢰성을 만족할 수 있는 안전여유를 산정했다. 확률 이론에 기반하여 산전된 안전여유를 통해 공학 시스템에 존재하는 재료 불확실성으로부터 야기되는 시스템의 성능저하로 인한 구조적 건전성 악화를 방지할 수 있다.

## 4. 참고문헌

[1] IAEA safety standard series TS-R-1, "Regulration for the safe transport of Radioactive Material" 2009.

# PRIDE 시설에서의 30 kg-U/batch 규모 $UO_2$ 다공성펠렛 제조

**전상채***, 이주호, 이광연, 이재원, 조용준
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*scjeon@kaeri.re.kr

## 1. 서론

파이로프로세싱의 출발인 전처리 공정에서는 피복관으로부터 사용후핵연료를 회수하고 이를 이용하여 후속공정인 전해환원용 원료물질을 제조한다. 대표적인 원료물질로 파쇄펠렛(fragment)과 다공성펠렛(porous pellet)이 있으며 이들의 형태는 전처리 공정 중의 탈피복(decladding) 방법에 따라 결정된다. 주요 탈피복 방법 중 하나인 산화탈피복(oxidative decladding)을 거치면 $UO_2$ 펠렛 형태이던 핵연료는 $U_3O_8$ 분말이 되며 이를 출발물질로 하여 성형, 소결 등의 세라믹 공정을 통해 다공성펠렛(porous pellet) 형태의 전해환원용 원료물질을 제조할 수 있다[1-3]. 다공성 펠렛은 내부에 기공이 다수 형성되어 전해환원이 용이하면서도 파쇄펠렛에 비해 견고한 구조로 취급이 용이하고 적층밀도(packing density)가 높아 전해환원용 원료물질의 제조공정상 여러 가지 이점이 있다[3].

한편, 실제 파이로프로세싱 시설에서 전해환원용 다공성펠렛을 제조하기 위해서는 실험실 규모(lab scale)에서 집적된 기술을 바탕으로 공학규모(engineering scale)로 공정을 scale-up 해야 한다. 본 논문은, 공학규모인 PRIDE 시설에서 다공성펠렛을 제조하기 위해 장치를 제작하고 공정을 수정하여 30 kg-U/batch 규모로 다공성펠렛 제조공정을 검증한 내용을 담았다. 또한, 공정변수 최적화 관점에서 필요한 성형압력에 따른 소결 밀도 등을 살펴보아 향후 공학규모 다공성펠렛 제조에 활용될 수 있는 기초자료를 확보하였다.

## 2. 본론

공정의 규모를 증대시키기 위해서는 공정 자체의 수정에 더해 장치의 scale-up이 필수적이다. 그림 1은 본 실험에서 처리용량을 증대시키기 위해 구축된 장비의 도면 및 사진을 나타낸다. Fig. 1(a)에 회전식 산화처리장치, 1(b)에 rotary press의 구동부, 1(c)에 수직식 원통형 고온 열처리로의 도면을 나타내었다. 산화처리장치는 내부 반응기의 나선형 blade가 정방향 회전을 하면 투입된 원료물질이 내부로 이동되며 산화되고, 역방향 회전을 통해 산화가 완료된 분말을 회수하는 개념이 적용되었다. 또한, 한번에 처리할 수 있는 용량을 50 kg-U/batch 규모로 scale-up 하였다. Rotary press는 13 set의 펀치/다이가 장착된 구동부가 회전하면서 분말 투입-가압성형-펠렛 배출이 연속적으로 순환되는 구조로 시간당 최대 7 kg-U 이상의 제조수율을 갖는다. 고온 열처리로 역시 batch scale을 키우고자 $ZrO_2$ 도가니가 다단으로 적층되어 한번에 50 kg-U을 소결할 수 있도록 제작되었다. 또한, 열처리 로 상단부에 새로운 개념의 dual block 구조를 적용하여 발열체 교체가 용이하도록 했다.

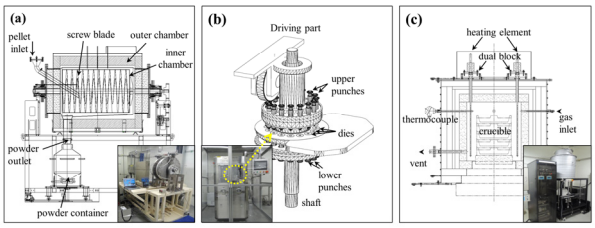



Fig. 1. Schematic drawings and photographs of (a) rotating drum furnace for oxidation, (b) driving part of rotary press for pelletizing, and (c) sintering furnace constructed in PRIDE.

산화공정-성형공정-소결공정에 따라 이들 장비를 이용하여 각각 산화분말, 성형펠렛, 소결펠렛을 제조하였으며 그림 2에 나타내었다. 소결펠렛의 경우 일부에서 end cap 및 delamination 결함이 관찰되었는데 이는 성형시 펠렛표면과 다이표면 사이의 마찰에 의한 것으로, 본 실험에서는 공정 중 펀치와 다이 내벽 표면에 결함이 생기고, 결함 표면에 분말이 응집되어 마찰이 생긴 것으로 판단된다. 이 경우 펀치와 다이 내벽을 초경금속으로 코팅하면 개선할 수 있다.

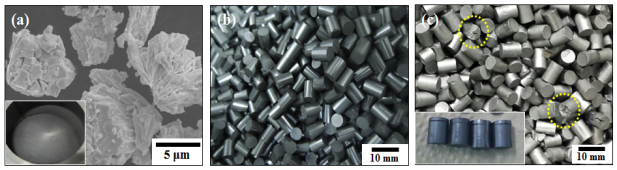



Fig. 2. Produced (a) $U_3O_8$ powders, (b) $U_3O_8$ pellets, and (c) $UO_2$ sintered pellets after oxidation, pelletizing, and sintering process, respectively.

제조된 $UO_2$ 다공성 펠렛은 XRD 및 SEM 분석을 통해 상과 미세구조를 관찰하여 Fig. 3에 나타내었다. XRD 분석을 통해 제조된 다공성 펠렛이 순수한 $UO_2$ phase임을, SEM 관찰을 통해 다공성 미세구조임을 볼 수 있다. 평균 기공의 크기는 5.25 μm로 전해환원에 적합한 화학적, 물리적 상태로 펠렛이 제조되었음을 확인하였다.

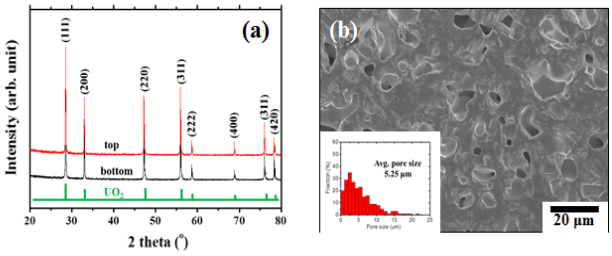



Fig. 3. XRD analysis and SEM observation of produced sintered pellets.

소결펠렛의 밀도는 염 내 전해환원시 환원 효율에 직접적인 영향을 준다[ref]. 환원에 적합한 밀도를 갖는 펠렛 제조를 위해 성형압력에 따른 소결밀도를 측정하여 Table 1에 나타내었다. 성형압력의 증가에 따라 성형 펠렛의 밀도와 소결 밀도는 선형적으로 증가하였으며 소결된 $UO_2$ 다공성 펠렛의 밀도는 60-68% TD($UO_2$의 Theoretical density 10.96 g/cm$^3$ 기준)의 범위로 전해환원 공정에 적합함을 확인하였다.

Table 1. Green and sintered density and % TD (Theoretical Density) of pellets under different compaction pressures

| Compaction Pressure (MPa) | Pellet height (mm) | Pellet weight (g) | Green Density (g/cm$^3$) | % TD[a] (%) |
|---|---|---|---|---|
| 106 {33} | 6.78 {0.03} | 1.17 {0.03} | 5.05 {0.13} | 60.33 {1.51} |
| 160 {43} | 6.34 {0.03} | 1.19 {0.03} | 5.50 {0.14} | 65.73 {1.63} |
| 206 {52} | 6.02 {0.06} | 1.17 {0.03} | 5.70 {0.11} | 68.14 {1.37} |

또한, 공정변수의 최적화를 위한 기초자료 생산의 관점에서 성형압력에 따른 성형밀도와 소결밀도의 관계를 살펴보았으며 Fig. 4에 나타내었다.

## 3. 결론

PRIDE 시설에서 공학규모 파이로프로세싱 공정을 위한 다공성펠렛 형태의 전해환원용 원료물질 제조실험을 수행하였다. 50 kg-U/batch 규모의 장치를 구축하여 실험실 규모에서 기 검증된 세라믹 공정을 통해 30 kg-U/batch 규모로 전해환원에 적합한 밀도범위를 갖는 $UO_2$ 다공성펠렛을 제조하였다. 또한, 성형압력에 따른 성형 및 소결밀도의 관계를 파악하여 향후 공정 최적화를 위한 기초자료를 생산하였다.

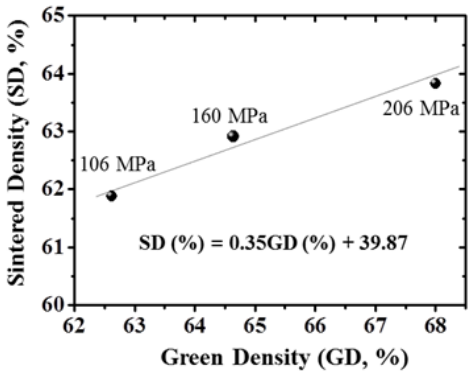



Fig. 4. Relationship between green density and sintered density of porous pellet with compaction pressure.

## 4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

## 5. 참고문헌

[1] Y. Sakamura and T. Omori, "Electrolytic reduction and electrorefining of uranium to develop pyrochemical reprocessing of oxide fuels," Nucl. Technol., 171, 3, 266-275, (2010).

[2] S.-C. Jeon, J.-W. Lee, S.-J. Kang, J.-H. Lee, J.-W. Lee, G.-I. Park, I.-T. Kim, "Temperature dependences of the reduction kinetics and densification behavior of $U_3O_8$ pellets in Ar atmosphere," Ceram. Int., 41, 1, 657-662, (2014).

[3] E.-Y. Choi, J.-K. Kim, H.-S. Im, I.-K. Choi, S.-H. Na, J.-W. Lee, S.M. Jeong J.-M. Hur, Effect of the $UO_2$ form on the electrochemical reduction rate in a LiCl-Li2O molten salt", J. Nucl. Mater., 437, 178-187 (2013).

# 파이로프로세싱 전해환원 세라믹 양극 안정성 평가

**김성욱***, 최은영, 전민구, 이상권, 강현우, 허진목
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*swkim818@kaeri.re.kr

## 1. 서론

파이로프로세싱은 다양한 전해공정으로 구성되며, 그 중 전해환원은 산화물 형태인 사용후 핵연료를 금속 형태로 변환시키는 역할을 한다. 전해환원 반응시 양극에서는 고온의 산소 기체가 발생하기 때문에, 고온 내산화성이 우수한 백금이 양극 소재로서 사용된다. 하지만 백금 양극은 단가가 높고 전기화학 반응 도중 손상 받을 가능성이 있어, 새로운 양극 소재 개발의 필요성이 증대되고 있다. 최근, 전도성 세라믹 양극을 이용한 $UO_2$의 전해환원 공정이 보고되었다[1-2]. 공학규모 운전에 있어, 양극 소재의 수명 특성 파악은 필수적이다. 본 연구에서는 이러한 전도성 세라믹 양극의 장기 안정성을 평가하기 위하여, 전해환원 반응에 사용되는 LiCl-$Li_2O$ 용융염 내에서 화학적 안정성을 평가하였다.

## 2. 본론

TiN 양극은 전해환원 반응시 $TiO_2$로의 산화없이 산소기체를 발생시키지만, 양극 소재 내부에 공공을 형성시키는 문제점이 있다고 보고되었다.[1] 이에 따라 용융염 내에서 TiN이 용해되는 정도를 ICP법을 이용해 측정하였다. 전기화학 반응 없이 TiN을 LiCl-$Li_2O$ 용융염에 하룻동안 침지시킨 후 용융염 내 Ti 함량을 분석한 결과, 1000 ppm이라는 높은 수치를 얻었다. 이와 비교를 위해 $TiO_2$의 용해 특성을 평가하였는데, $TiO_2$를 침지시킨 경우 Ti 함량은 2100 ppm으로 더욱 높은 수치를 가졌다. 이는 Ti가 LiCl-$Li_2O$ 용융염에 상당량의 용해도를 갖는다는 것을 의미하며, 기존 연구 보고되었던 TiN 양극의 손상은 이에 기인한 것으로 판단된다.

$La_{0.33}Sr_{0.67}MnO_3$ 양극은 소규모 전해환원 실험에서는 큰 손상은 발견되지 않았다[2]. 이에 따라 $La_{0.33}Sr_{0.67}MnO_3$ 소재의 장기 안정성을 LiCl-$Li_2O$ 용융염 내에서 산소기체를 주입시키며 측정하였다. 1 주일 동안 용융염 내에 침지시킨 후 회수한 $La_{0.33}Sr_{0.67}MnO_3$의 상태를 확인하였다. Fig. 1에서 보는 것처럼 용융염 내 반응 후 $La_{0.33}Sr_{0.67}MnO_3$ 표면이 손상되는 것을 확인하였으며, SEM-EDS 분석(Fig. 2)을 통해 Sr 손실에 의해 표면층이 붕괴된다는 것을 확인하였다. Sr 기반의 다른 전도성 세라믹인 $SrRuO_3$에서도 용융염 내에서 Sr이 급속도로 용해되며 XRD 분석을 통해 금속 Ru가 형성되는 것을 확인할 수 있었으며, 이로 미루어보아 세라믹 소재 내 Sr의 안정성에 문제가 있는 것으로 판단된다.

마지막으로 용해성이 높은 Sr이 포함되어 있지 않은 전도성 산화물인 $LaNi_{0.6}Fe_{0.4}O_3$의 안정성 평가를 진행하였다. 용융염 내 침지후 $LaNi_{0.6}Fe_{0.4}O_3$가 완전히 붕괴되어 새로운 상이 형성되는 것을 XRD 분석을 통해 확인하였다. 형성된 상은 La-Ni-O계 화합물로 추정되었다.



Fig. 1. Collapsed $La_{0.33}Sr_{0.67}MnO_3$ after the immersion in LiCl-$Li_2O$ molten salt for 7 days, showing the surface delamination.

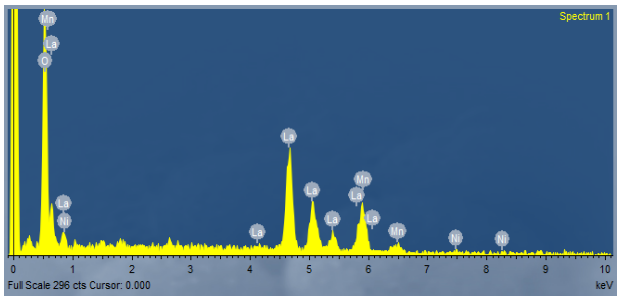



Fig. 2. SEM-EDS analysis of $La_{0.33}Sr_{0.67}MnO_3$ surface after the immersion in LiCl-$Li_2O$ molten salt for 7 days, showing non-existence of Sr at the surface region.

## 3. 결론

TiN, $La_{0.33}Sr_{0.67}MnO_3$, $SrRuO_3$, $LaNi_{0.6}Fe_{0.4}O_3$ 등 다양한 전도성 세라믹 소재들의 LiCl-$Li_2O$ 용융염 내 안정성을 평가하였다. 이러한 세라믹 소재들은 양이온의 용해에서 자유로울 수 없었으며, 장기간 안정성에서 문제점을 보였다. 위 소재들 중에서 $La_{0.33}Sr_{0.67}MnO_3$가 가장 우수한 안정성을 보였지만, 장시간 실험에서 표면이 박리되어 붕괴되는 것을 확인하였다. 따라서 전해환원 양극 소재 개발을 위해서는 LiCl-$Li_2O$ 용융염 내에서 우수한 화학적 안정성을 갖는 소재의 개발이 필수적이다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었음. (2012M2A8A5025697)

## 5. 참고문헌

[1] S.-W. Kim, E.-Y. Choi, W. Park, H.S. Im, J.-M. Hur, "TiN Anode for Electrolytic Reduction of $UO_2$ in Pyroprocessing", J. of Nucl. Fuel Cycle and Waste Technol. (in press).

[2] S.-W. Kim, E.-Y. Choi, W. Park, H.S. Im, J.-M. Hur, "A Conductive Oxide as an $O_2$ Evolution Anode for the Electrolytic Reduction of Metal Oxides", Electrochem. Commun., 55, 14-17 (2015).

# 개량 사출주조법에 의한 휘발방지 재순환 금속연료심의 제조

**김기환***, 김종환, 김형태, 오석진, 이찬복
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*khkim2@kaeri.re.kr

## 1. 서론

미국에서 1960년대에 개발된 소듐냉각고속로(SFR) 금속연료심 진공 사출주조방법은 장수명 핵종(Pu, Np, Am, Cm)중 휘발성이 강한 Am의 휘발을 억제할 수 없으며, 주조공정중 연료물질의 회수율이 낮은 편이다. 이를 극복하기 Am의 휘발을 방지하고, 높은 수율과 낮은 연료손실을 가지는 파이로 재순환 금속연료심을 제조하는 것이 필요하다.

본 연구에서는 금속연료심 사출주조방법을 개량하여 대체기술인 휘발방지 재순환 금속연료심 제조방법을 개발하고자, 개량사출주조방법으로 금속연료심을 제조하고, 주조성, 휘발성, 연료손실율 및 품질 등을 평가하였다.

## 2. 본론

### 2.1 실험 방법 및 절차

재순환 핵연료에 포함되는 장수명 핵종 중 가장 증가압이 큰 원소는 Am이다. Am의 증기압은 일반 사출주조 온도에서 Pu 보다 3승, U 보다 5승 높은 증기압을 가진다. Am과 유사한 증기압을 가지는 원소로는 Sm과 Mn가 있는데 본 실험에서는 취급이 용이한 Mn을 사용하였다. 용해원료 장입은 Zr, Mn, U 순서로 하여 용융점이 낮은 금속이 위에서 용해되어 남은 금속을 그 다음 용해으로써 고온에서 연료손실 가능성을 최소로 하였다. 온도 조절은 PID 제어로 프로그램화 하여 자동화 하였다. 유도코일 부위와 용해도가니 내부의 온도 편차가 크므로 PID 제어 온도는 양방향 스위치를 두어 프로그램 온도와 목표온도 편차를 최소화 하였다. 흑연도가니 내부의 금속연료 원료인 우라늄과 지르코늄이 잘 혼합되도록 1600℃에서 약 10 분간 유지하였고 출탕온도는 약 1500℃에서 수행하였다. 용해도가니 내부 온도가 약 700℃일 때 불활성 가스 분위기를 하여 가압상태로 하여 고온에서 휘발을 제어하도록 하였다.

### 2.2 실험 결과 및 검토

재순환 금속연료심 제조방법을 진공사출 주조법을 개량하여 Ar 불활성 분위기에서 가압하여 금속연료를 용해, 주조하는 개량 사출 주조법을 적용하여 휘발 금속연료심을 제조하고, 그 특성을 평가하였다. 먼저는 모의연료(Cu)를 사용하여 개량사출 주조시험을 수행하여 가압압력, 용해주조온도 및 용탕침적시간과 같은 주조공정변수 최적화를 수행하였다. PID 제어를 통해서 용해주조온도 미세조절 방안 도출로 주조 재현성이 획기적으로 향상되었다. 그 다음 Am과 유사한 증기압을 가지는 휘발대체물질 Mn 사용하여, 휘발방지가 가능한 U-10wt%Zr-5wt%Mn 개량사출 주조공정변수를 조사하였다. 금속연료심 용해 분위기압력과 주조 가압압력을 변화시키면서 금속연료심 전체길이, 휘발성 및 금속연료 손실율에 미치는 분위기압력과 가압압력의 영향을 조사하였다.

그 결과, Fig. 1에서 나타내는 바와 같이, 재순환 연료심 주조공정변수의 최적화로 석영관 전체주형 길이 250 mm에 대해서 길이 200 mm의 휘발 연료심을 건전하게 제조되었다. 개량사출 주조법에 의해 제조된 금속연료심의 부위별 합금조성 분석결과를 Table 1에 나타내었다. 재순환 연료심의 휘발성 원소인 Mn은 휘발되지 않고 회수되었으며, 불순물 원소인 C, N, O 그리고 Si 의 총 함량 은 2,000 ppm 이하로 조절되었다. 용해주조 후 금속연료 손실율을 Table 2에 나타내었다. 금속연료 손실율도 0.1% 이하로 휘발이 발생되지 않았음을 확인할 수 있었다.




Fig. 1. Volatile U-10wt%Zr-5wt%Mn fuel slug fabricated by modified injection casting.

Table 2. Alloy composition of U-U-10wt.%Zr-5wt.%Mn fuel slug

| 원소 / 부위 | U (wt.%) | Zr (wt.%) | Mn (wt.%) | Si (ppm) | C (ppm) | O (ppm) | N (ppm) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 상부 | 85.2 | 10.7 | 5.1 | 100 | 70 | 480 | 10 |
| 중부 | 85.5 | 10.5 | 5.0 | 300 | 60 | 770 | 10 |
| 하부 | 84.1 | 10.8 | 5.0 | 300 | 90 | 820 | 10 |

Table 3. Fuel loss rate of U-10wt%Zr-5wt%Mn fuel slug

| | Casting part | Mass (g) | Fraction (%) |
|---|---|---|---|
| Before casting | Crucible | 608.2 | 100 |
| After casting | Crucible assembly | 538.7 | 88.57 |
| | Mold assembly | 68.2 | 11.21 |
| Fuel loss | | 1.3 | 0.21 |

## 3. 결론

Am과 같은 장수명 휘발성 MA(마이너 액티나이드)를 함유하는 재순환 금속연료심의 제조방법을 개발하고자, 진공사출 주조법을 개량하였다. Ar 불활성 분위기에서 가압하여 금속연료를 용해, 주조하는 개량 사출 주조법을 적용하여 휘발방지 재순환 금속연료심을 제조하고, 그 특성을 평가하였다. 그 결과, 개량 사출주조 및 특성시험을 수행하여, 주조공정변수의 최적화로 휘발방지 연료심을 건전하게 제조할 수 있었다. 휘발방지가 가능하며, 낮은 연료손실율을 가지는 재순환 휘발 연료심을 제조할 수 있었다. 이로서, 개량사출 주조법에 의한 재순환 금속연료심 제조 타당성을 확인할 수 있었다.

## 4. 감사의 글

이 논문은 2015년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임(No. 2012M2A8A5025923).

## 5. 참고문헌

[1] J. H. Kittel, B. R. T. Frost, J. P. Mustellier, K. Q. Bagley, G. C. Crittenden, and J. V. Dievoet, "History of fast reactor fuel development", J. of Nuclear Materials, 204, 1-13, 1993.

[2] C. L. Trybus, J. E. Sanecki, and S. P. Henslee, "Casting of metallic fuel containing minor actinide additions", J. of Nuclear Materials, 204, 50-55, 1993.

[3] P.S. Chen, W.C. Stevens, C.L. Trybus, "Reusable Molds for Casting U-Zr Alloys", Fall meeting of the Metallurgical Society and AIMPE, Nov. 1-5, Chicago, USA (1992).

# 파이로 공정 입력물질 계량 방안

**이채훈***, 나상호, 김봉영, 배동선, 서희, 박세환, 안성규, 김호동, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*chlee80@kaeri.re.kr

## 1. 서론

한국원자력연구원은 핵비확산성을 확보할 수 있는 사용후핵연료 재활용 방법으로 파이로 프로세싱 기술을 개발하고 있다. 파이로 공정 기술은 현재 개발 중인 기술이기 때문에 안전조치 접근 방안이 확립되어 있지 않다. 또한 습식 재처리와 달리 공정 물질의 형태가 다양하고, Pu, U 가 공정별로 균질하지 않기 때문에 기존 핵물질계량 관리 기술을 그대로 적용하기 힘들다. 특히 전처리 공정 방법에 따라 핵물질의 조성 및 형태가 다르기 때문에, 입력물질계량에 있어서 공정을 고려한 계량 방안이 필요하며, Hot-cell 작업을 고려하여 계량장치의 원격성 및 유지보수성을 확보하여야 한다[1].

본 연구에서는 전해환원 공정의 입력물질의 형태로서 fragment와 porous pellet로 가정하고, 이에 따른 입력물질 계량 방안을 1) 습식 재처리의 IAT (Input Accountancy Tank)와 비슷한 개념의 사용후핵연료 균질화 및 DA (Destructive Analysis), 2) fragment 형태일 경우 대표 샘플링 (Representative Sampling) 및 DA, 3) 물질의 형태와 관계없이 이용할 수 있는 연료봉 감마 스캔을 통한 ICT (Isotope Correlation Technique) 으로 제안하며 [2, 3], 균질화와 대표샘플링 계량 방안의 장치 특성 실험을 진행하였다.

## 2. 본론

### 2.1 Homogenization of spent fuel powder

산화탈피복 공정 후 사용후핵연료는 $UO_2$에서 $U_3O_8$ 형태의 분말 형태로 변환된다. $U_3O_8$ 분말은 연료봉의 위치에 따라 TRU의 구성비가 다르기 때문에 계량을 위해 분말 시료를 채취할 경우 시료의 대표성이 없어 계량 오차의 원인이 된다. 따라서 시료의 대표성을 확보하기 위해 $U_3O_8$ 분말의 균질화가 필요하며, 이때 균질화 장치는 균질도 특성 및 화학분석 시료 개수, 균질화 공정 시간, hot-cell 내부 운전에 대한 원격성 및 유지보수성을 고려하여야 한다. 화학분석 시료의 개수를 고려할 경우 약 500 kg 의 집합체를 한 번에 균질화할 수 있는 대용량 장치가 좋으나, 4 m 이상의 장치 크기와 내부 장치의 복잡성 때문에 hot-cell 운전을 위한 원격성과 유지보수성을 확보할 수 없다. 따라서 본 연구에서는 화학분석 시료의 증가를 최소화할 수 있고, 원격성과 유지보수성을 확보할 수 있는 작은 용량(< 100 kg)의 균질화 장치를 이용하는 2단계 균질화 장치 개념을 설정하였다. Fig. 1의 2단계 균질화 개념은 1단계에서 균질도 특성은 비교적 떨어지지만, 원격성과 유지보수성이 뛰어난 tumbling mixer와 같은 혼합 장치에서 시료의 대표성을 확보할 수 있도록 충분히 많은 양(>5%)을 샘플링하고, 10~20 kg 처리 용량의 Nauta mixer와 같은 균질도 특성이 좋은 2차 혼합 장치에서 균질화 후 화학분석을 위한 gram 레벨의 시료를 채취하는 것이다.

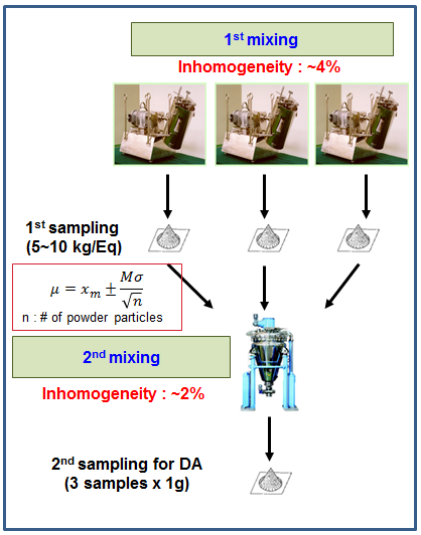
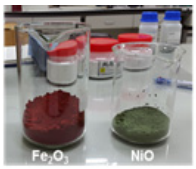



Fig. 1. The concept of 2 stage homogenization.

2단계 균질화 개념의 2차 혼합장치의 특성을 확인하기 위하여, 10L 급 nauta 혼합장치를 제작하였으며, $Fe_2O_3$, NiO 산화금속 시료를 이용하여 균질도 평가를 수행하였다. Table1 은 테스트한 시료의 특성이며, 1, 2, 3, 6 시간 혼합 후 각 12 시료를 채취하여 ICP-OES (Thermo Scientific ICAP 6300)을 이용하여 분석하였다. Fig. 2에서와 같이 혼합 시간이 증가할수록 혼합비의 비균질도가RSD 2% 로 개선됨을 확인할 수 있다.

Table 1. Characteristics of metal oxide used in mixing experiment

| | Density (g/cc) | Particle size | Mixture faction |
|---|---|---|---|
| Fe2O3 | 5.24 | 325 mesh (~40 um) | 6 (600g) |
| NiO | 6.67 | | 2.5 (250 g) |



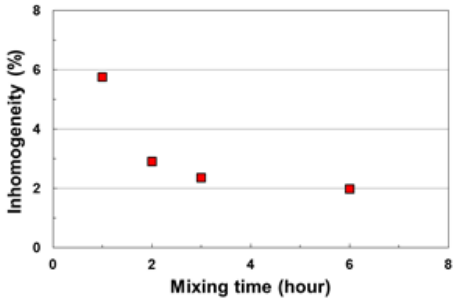




Fig. 2. Inhomogeneity with respect to mixing time. (Measurement uncertainty was included in inhomogeneity).

### 2.2 Representative sampling (대표샘플링)

환원 공정 입력물질이 fragment일 경우 혼합을 통한 균질화가 불가능하기 때문에, 샘플링 기법 중 오차가 낮은 rotary type의 sample divider (PT-200, Retsch)를 이용한 대표샘플링 기법을 테스트하였다 (Fig. 3). 최종 화학 분석 시료 샘플링 방법은 fragment를 대표샘플링으로 시료량을 줄인 후, 파쇄, 혹은 voloxidation을 통해 입도 크기를 줄이고, gram 화학분석용 샘플링을 위한 추가 대표샘플링 하는 것이다.




Fig. 3. sample divider PT-200.

사용후핵연료 입도 분포를 고려하여 6:3:1 비율의 2, 1, 0.5 mm $ZrO_2$를 이용해 대표샘플링 실험을 하였으며, 시료 조건은 Table 2와 같다. Table 2와 같이 혼합비의 상대오차가 최대 1% 이하로 샘플링되는 것을 확인할 수 있다.

Table 2. experiment condition & result

| | Conditions and Result | | |
|---|---|---|---|
| **Slot width (mm)** | 1/11 sampling | | |
| **$ZrO_2$ size (mm)** | 2 | 1 | 0.5 |
| **Mass (g)** | 1500 | 750 | 250 |
| **Mixture fraction** | 6 | 3 | 1 |
| **Measured RSD (%)** | 0.215 | 0.431 | 0.907 |

## 3. Summary

대용량 파이로 공정을 고려한 입력물질 계량방안을 제안하였으며, 산화금속 시료를 이용해 균질화 장치 및 대표샘플링의 성능 평가를 진행하였다. 초기 성능 실험으로 2% 이하의 비균질도 특성 및 1% 이하의 샘플링 오차를 얻었다. 향 후 1차 균질화를 포함한 전체 핵물질계량시스템의 입력물질계량 오차에 대해 평가할 계획이다. 또한 균질화 장치의 screw 조건 최적화를 통한 균질도 특성 실험, 그리고 모의핵연료 시험을 통한 검증이 필요하다.

## 4. 감사의 글


이 논문은 2015년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (No.2012M2A8A5025947).


## 5. 참고문헌


[1] 안성규, 권은하, 김봉영, 서희, 송대용, 원병희, 이채훈, 조광호, 박세환, 박근일, "파이로 시설 예비개념설계를 위한 안전조치시스템 요건 개발", 한국방사성폐기물학회 2015 춘계학술발표회 논문요약집, 13(1), 19~20, 2015, 인천.

[2] 김봉영, 안성규, 박광준, 박세환, 박근일, "파이로 안전조치시스템 예비개념설계를 위한 시료분석실 요건 개발", 한국방사성폐기물학회 2015 춘계학술발표회 논문요약집, 13(1), 115~116, 2015, 인천.

[3] Hee Seo, et. al., "Isotope correlation technique for Pu mass analysis of PWR $UO_2$ spent fuel rods", Journal of Nuclear Science and Technology, submitted, 2015.

# ACPF 아르곤 셀 Seal Pot 유동해석

**이지선***, 박병석, 조일제, 김기호
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hijisun84@kaeri.re.kr

## 1. 서론

사용후핵연료 차세대관리공정실증시설 (ACPF, Advanced spent fuel Conditioning Process Facility)의 핫셀(hot cell)은 공기 셀(Air cell)로만 구성 되어 있었는데, 개조 공사를 통해 공기 셀의 일부를 격리시켜 아르곤 셀(Argon cell)이 추가 되었다. 아르곤 셀에서 전해환원 공정이 수행될 예정이다. 공기 셀은 -27mmAq ~ -37mmAq 범위로 부압 운전되며, 아르곤 셀 또한 같은 범위로 운전된다. 아르곤 셀의 압력은 PLC 프로그램에 의해서 제어되는데, 만약 제어계통에 문제가 발생할 경우 아르곤 셀은 부압으로 운전되지 않을 수 도 있다. 따라서 아르곤 셀이 항상 부압운전 될 수 있도록 씰 팟(Seal Pot)을 설치하였다. 씰 팟 내부에는 일반적으로 물이나 오일을 하부에 채워 상부의 공기층과 분리시키게 되는데, 이로 인해 두 층 사이에는 기밀이 유지된다. ACPF 아르곤 셀은 산소 및 수분이 거의 없는 상태로 운전되어야하기 때문에 씰 팟 내부에는 물대신 오일이 채워진다. 아르곤 셀에서 씰 팟 내부 오일 층 아래까지 관이 설치되며, 공기 층 상부에서도 공기 셀로 관이 설치된다. 오일 층 아래의 관의 높이가 압력 조절 설정 값이 된다. 즉, 오일 층 아래 관 높이가 25mm 라면 아르곤 셀의 압력이 공기 셀의 압력보다 25mmAq 이상 높게 될 때 아르곤 셀의 아르곤 가스가 공기 셀로 배출되어 아르곤 셀의 압력이 부압을 유지하게 된다. 어떤 원인으로 아르곤 셀의 압력이 급격히 상승하는 비상 상태가 발생하였다고 가정할 때, 씰 팟 설정 압력 이상에서 오일 층에 기포가 발생하게 되는데, 유속이 세게 되면 오일이 따라 올라가 공기 셀로 배출 될 수 도 있다. 따라서, 오일 층 아래에 잠기는 관의 형상에 따른 씰 팟 내부의 유속을 분석하여 최적의 형상을 도출할 필요가 있다. 본 연구에서는 이를 위해 전산유체해석(CFD) 소프트웨어인 SolidWorks의 Flow Simulation 을 이용하여 유동흐름 및 유속을 분석하였으며 아래에 이를 소개한다.

## 2. 본론

### 2.1 해석 모델

본 논문에서는 씰 팟의 유동해석을 위해 Fig. 1과 같이 오일에 잠기는 부분에 대해 6가지 형상(모델)을 선정하였다. Case 01은 직관 형상, Case 02는 깔때기 형상, Case 03은 깔때기 표면에 홀을 낸 형상, Case 04는 Case 03 형상에 깔때기 하단을 막아놓은 형상, Case 05는 Case 02 형상에 하단을 막고 하단에 홀을 낸 형상, Case 06은 Case 03과 Case 05를 합친 형상이다.

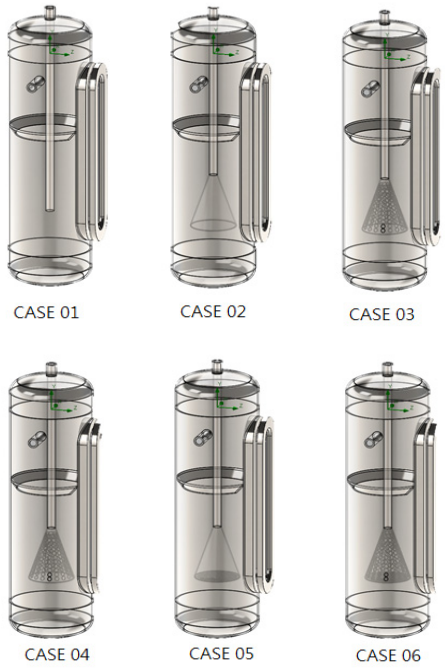



Fig. 1. Analysis Models for Seal Pot.

### 2.2 해석범위 및 경계 조건

위 해석 모델에 따른 유동 흐름과 유속 분포를 분석하기 위해 Flow Simulation에 다음과 같은 경계 조건을 부여하였다. 유동 형태(Flow Type)로는 층류(Laminar)와 난류(Turbulent), 유동은 내부 유동, Wall은 단열로 하였으며 인입관의 압력은 대기압 대비 -10 mmAq, 배출관의 압력은 대기압 대비 -35 mmAq로 설정하였다. 유동체는 아르곤 가스만으로 하였다. 본 씰 팟은 3상(아르곤, 오일, 공기)으로 구성되기 때문에 3상 유동 해석을 수행하는

것이 바람직하나 Flow Simulation의 한계로 인해 단상(One Phase) 해석만을 수행하였다. 그렇지만, 유동 및 유속의 경향을 분석하는데 있어서는 어느 정도 신뢰할 수 있다고 판단된다.




Fig. 2. Boundary Conditions for Seal Pot.

### 2.3 해석결과 (유동)

Fig. 3은 6가지 해석 모델에 대한 유동해석 결과로서 유동흐름을 보여준다.

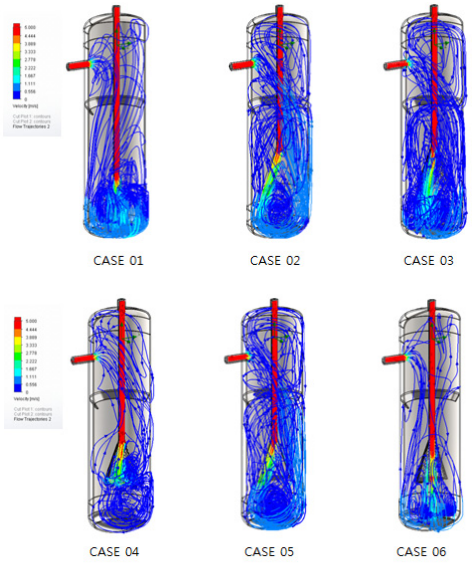
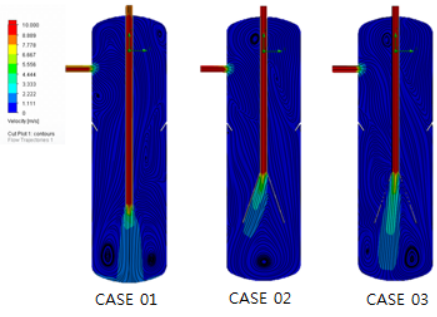



Fig. 3. Flow Trajectories for Seal Pot Models.

### 2.4 해석결과 (유속분포)

Fig. 4는 6가지 해석 모델에 대한 유동해석 결과로서 유속 분포를 보여준다.



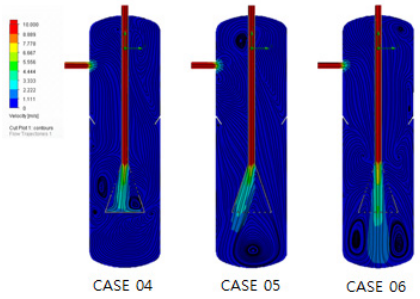




Fig. 4. Velocity Contour for Seal Pot Models.

Fig. 5는 6가지 해석 모델에 대한 평균 유속을 보여주는데, Case 02가 가장 빠른 유속을 Case 04가 가장 느린 유속을 보여 주었다.

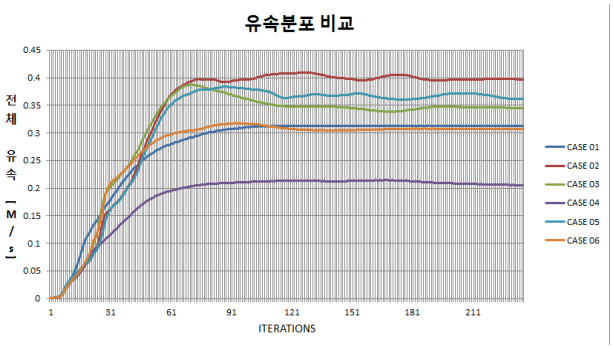



Fig. 5. Average Velocity for Seal Pot Models.

## 3. 결론

Case 03, 04, 06은 깔때기 형상 표면에 홀이 있기 때문에 오일의 잠기는 높이로 압력 설정 값을 쉽게 알 수 없다. 따라서 해석 결과를 참고만 하고 선정 대상에서는 배제하였으며, Case 01, 02, 05만을 선정 대상 모델로 고려하였다. 해석 결과, 유속이 빠르지 않고, 모델 별로 큰 차이가 없기 때문에 Case 05를 최종 모델로 선정하였다. 이의 모델을 제작하여 ACPF 핫셀에 설치하였다.

## 4. 감사의 글

이 논문은 미래창조과학부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

## 5. 참고문헌

[1] 박병석, 이종광, 유승남, 김기호, 조일제, "ACPF 핫셀 아르곤 컴파트먼트 시스템 구축", 한국방사성폐기물학회 2014 추계학술발표회 논문요약집, 127-128, 10.15~17, 2014.

# 핫셀 모듈형 조명장치 및 전구 교환장치 개발

**박병석***, 이종광, 유승남, 정윤목, 조일제, 김기호
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nbspark@kaeri.re.kr

## 1. 서론

핫셀(hot cell)에 사용되는 조명장치의 전구는 밝기와 수명에서 장점을 가진 나트륨 전구, 메탈 할라이드(metal halide) 전구 등이 많이 사용된다. 이와 같은 전구의 하부는 나선형 구조로 되어있기 때문에 회전시키면서 나선형 구조의 소켓과 결합시킨다. 핫셀 조명장치의 전구에 문제가 발생할 경우, 원격 조작기(manipulator) 그리퍼(gripper)를 이용하여 직접 전구 하부 유리부분을 잡고 돌리면서 분리/결합 하거나 상업용 전구 교체기(bulb changer)를 그리퍼로 취급하기 쉽도록 개조하여 전구 상부를 잡고 돌리면서 분리/결합 한다. 사람이 전구를 교환할 경우에는 한 손으로 전구를 잡고 돌리면서 쉽게 결합하고, 분리할 수 있으나 기구를 이용할 경우에는 용이하지 않다. 즉, 사람은 세 가지 동작(잡음, 돌림, 이동)을 동시에 쉽게 할 수 있으나 기구 수단을 이용하면 3가지 동작을 동시에 수행하기가 용이하지 않아 작업 중에 전구를 깨뜨릴 가능성이 매우 높다. 한국원자력연구원에서는 용이성과 안전성을 향상시키기 위해 전구 자체만을 교체하지 않고 전구와 소켓을 일체형으로 교체하는 방식을 사용하고 있다. 이의 방식은 작업의 용이성과 안전성을 높일 수 있으나 방사성 폐기물 양을 증가 시키는 요인으로 작용한다. 따라서, 본 연구에서는 전구 자체만을 교환하면서도 용이성과 안전성이 대폭 향상된 모듈형 조명장치 및 전구 교환장치를 개발하였으며, 이를 소개한다.

## 2. 본론

### 2.1 모듈형 조명장치

조명장치는 Fig. 1에서 보는 바와 같이 조명장치 프레임 거치대, 조명장치 프레임 모듈, 전구 상부모듈, 전구 하부모듈로 구성되어 있어, 문제가 발생할 경우 모듈별로 핫셀 원격취급장치(크레인, 원격조작기)를 사용하여 용이하게 교체될 수 있다.

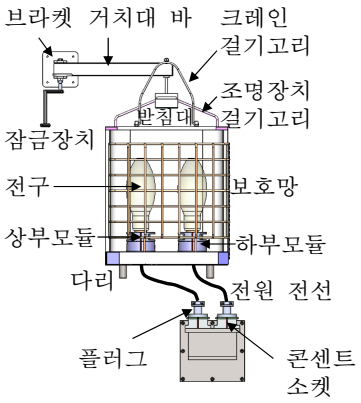



Fig. 1. Modular Lighting System.

### 2.2 전구 교환장치

전구 교환장치는 Fig. 2에서 보는 바와 같이 전구를 좌우에서 붙잡는 전구 파지기 및 전구 파지기의 두 개의 반원형 핑거가 동시에 좁혀 지고 멀어지도록 이동 시킬 수 있는 좌우 나사 및 이를 회전시킬 수 있는 핸들을 갖는 전구 파지기부와 전구 상부 모듈이 접속되는 홀더, 동력전달 기어 및 핸들을 갖는 베이스부로 구성된다.

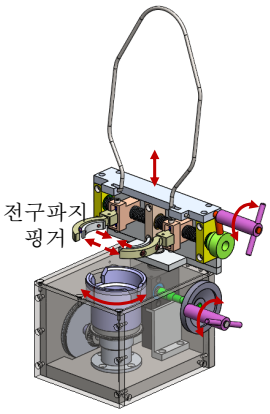
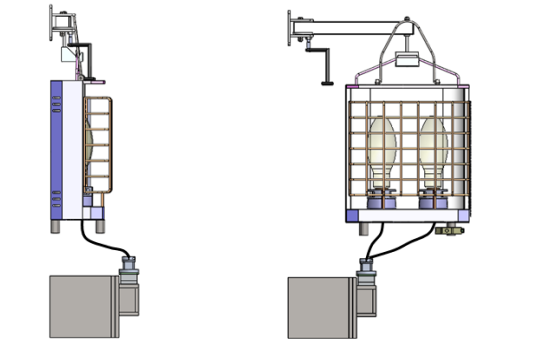



Fig. 2. Bulb Changing System.

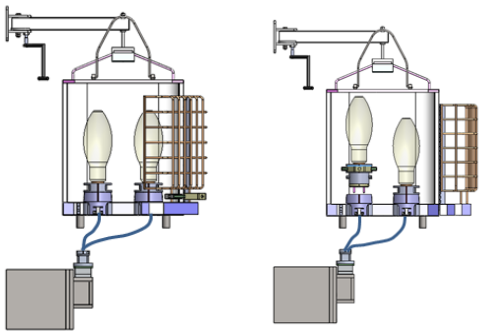
## 3. 전구 교환 성능시험

### 3.1 전구 상부 모듈 분리 절차

전구를 교환하기 위해서는 전구 상부 모듈을 원격 조작기를 이용하여 조명장치로부터 분리하여야 한다. 이의 과정은 Fig. 3에서 보여준다.



(a) Basic Position (b) Hanger Rotation

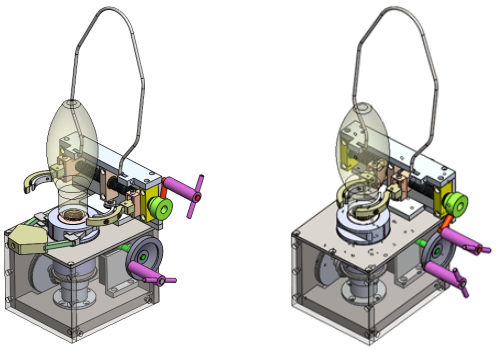


(c) Open of Cover (d) Lift of Bulb Upper-module

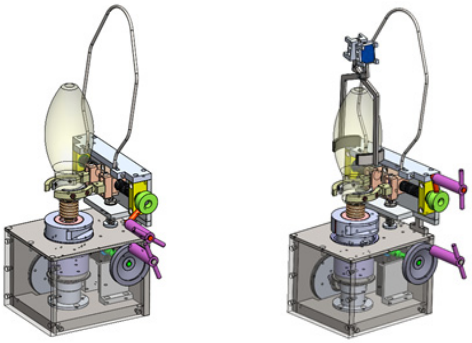
Fig. 3. Procedure of Taking out Bulb Upper-module.

### 3.2 전구 분리 절차

조명장치로부터 분리시킨 전구 상부 모듈을 전구 교환장치에 장착 시킨 후 원격 조작기를 이용하여 전구를 전구 상부 모듈 소켓으로부터 분리시킨다. 이의 과정은 Fig. 4에서 보여준다.



(a) Installation of Bulb Upper-module (b) Grasp of Bulb

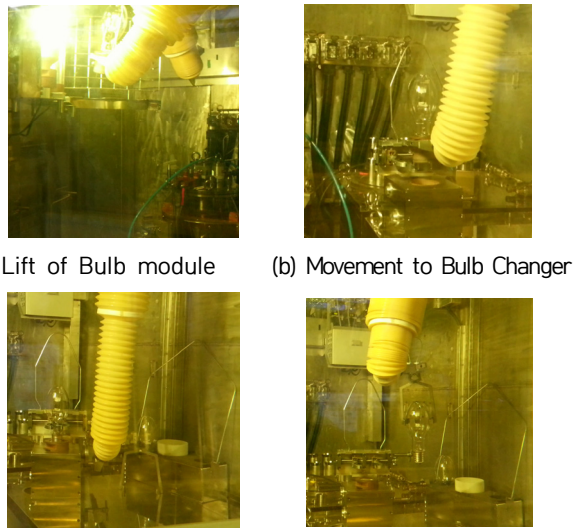


(c) Separation of Bulb (d) Movement of Bulb

Fig. 4. Procedure of Separating Bulb.

### 3.3 전구 교환 시험 및 평가

Fig. 5는 ACPF 아르곤 셀에서 원격 조작기를 이용하여 조명장치로부터 전구 상부 모듈을 꺼낸 후 전구 교환장치에 장착시켜 전구를 분리하는 모습을 보여준다. 새 전구(MH 250W)를 전구 상부 모듈에 결합시키고, 조명장치에 전구 상부 모듈을 접속시키는 과정은 이의 역순으로 진행된다. 전구 교환은 약 8분이 소요되었으며, 일련의 작업은 용이하면서도 매우 안정적으로 진행되었다.



(a) Lift of Bulb module (b) Movement to Bulb Changer

(c) Separation of Bulb (d) Movement of Bulb

Fig. 5. Experimental Photos of Separating Bulb.

## 4. 결론

핫셀에 사용되는 조명장치의 전구는 나선형 소켓에 결합되는 나트륨 전구와 메탈 할라이드 전구가 많이 사용된다. 본 모듈형 조명장치와 전구 교환기를 적용하면 전구 자체만을 전구 소켓으로부터 안전하고, 용이하게 분리시킬 수 있고, 방사성 폐기물의 양도 크게 줄일 수 있다.

## 5. 감사의 글

이 논문은 미래창조과학부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

## 6. 참고문헌

[1] 박병석, 이종광, 유승남, 김기호, 조일제, “ACPF 핫셀 아르곤 컴파트먼트 시스템 구축”, 한국방사성폐기물학회 2014 추계학술발표회 논문요약집, 127-128, 10.15~17, 2014.

# 고온 용융염 내 Eu(III) 이온의 자발적 환원반응 연구

**배상은***, 김대현, 이나리, 김종윤, 조영환, 박태홍, 연제원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sebae@kaeri.re.kr

## 1. 서론

우리나라는 사용후핵연료의 부피감용 및 핵연료의 재활용을 위해 건식법인 파이로 공정 연구를 집중적으로 수행하고 있다. 파이로 공정은 고온 용융염에서 사용후핵연료의 원소를 전기화학적 방법으로 환원-산화 반응을 되풀이하는, 즉 원소들의 전기화학적 반응 특성 차이를 이용한다. 고온 용융염 내 U, Pu, Np와 같은 악티나이드 원소는 +3가 산화수뿐만 아니라 +4가 산화수도 존재하기 때문에 사용후핵연료가 포함된 고온 용융염 매질에는 다양한 원소와 산화수가 혼합된 매우 복잡한 계라고 할 수 있다.

파이로 공정을 진행함에 따라 용융염 전해질에 섞여 있는 다양한 원소들은 전극에 가해준 전위에 따라 다른 산화수로의 산화환원 반응이 일어날 뿐만 아니라 반응 생성물간의 전자이동 반응에 의해 산화수가 변화하는 등 다양한 화학적, 전기화학적 반응이 존재한다. 파이로 공정을 성공적으로 실증하기 위해서는 이러한 고온 용융염 내 악티나이드 및 란타나이드 원소의 화학반응 정보를 반드시 확보하여야 한다. 본 연구에서는 사용후핵연료의 원소중 하나인 Eu(III)를 선택하여 고온 용융염 매질에서의 자발적 환원반응 특성을 연구, 보고하고자 한다.

## 2. 실험

LiCl-KCl 고온 용융염 내 전기화학 실험은 아르곤 기체를 채운 글러브 박스에서 모든 실험을 수행하였다.($H_2O$<1ppm, $O_2$<1ppm) 글러브 박스 하단부에는 온도를 500℃ 이상 유지할 수 있는 전기로를 부착하여 고온 용융염 실험 환경을 구성하였다.

LiCl-KCl 공융염, $EuCl_3$는 알드리치사에서 구입하여 전처리 없이 사용하였다. 전기화학 셀은 알루미나를 이용하여 제작하였고 작업전극으로는 텅스텐을, 기준전극으로는 1 mol% AgCl이 녹아있는 LiCl-KCl 공융염에 은선을 넣어 사용하였다. 포텐시오시타트는 Gamry 사의 Reference 3000과 Autolab 사의 PGSTAT장비를 사용하였다.

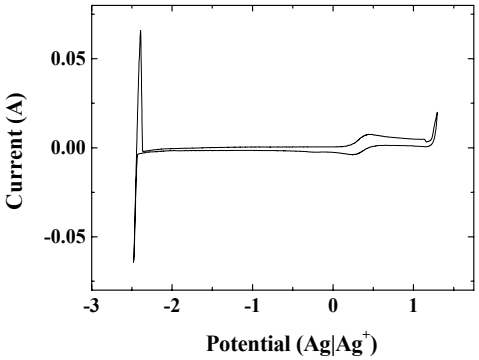



Fig. 1. Cyclic voltammogram of Eu(III) dissolving in a high temperature LiCl-KCl molten salt medium.

## 3. 결과 및 토의

Fig. 1은 고온 용융염에서 Eu(III) 이온을 녹여 측정한 순환전압전류 (CV) 곡선이다. Fig. 1에 나타난 것처럼 Eu(III) 이온은 약 +0.3 V 영역에서 Eu(II) 이온으로의 환원전류가 나타난다. 또한 +0.5 V 근처에서 환원된 Eu(II)이온의 산화전류가 나타난다. 고온 용융염에서 Eu이온은 CV 결과에서 나타난 것처럼 +2/+3 가 이온간의 산화환원반응만 있을 뿐, 다른 전기화학 반응이 관찰되지 않는다.

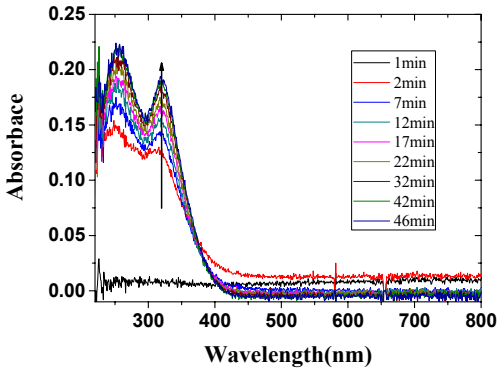



Fig. 2. Time-dependence of UV-VIS absorption spectra of Eu(III) dissolving in a high temperature LiCl-KCl molten salt medium.

Fig. 2는 450℃의 LiCl-KCl 고온 용융염에 Eu(III) 이온을 녹인 후 시간에 따른 흡수분광 스펙트럼을 보여주고 있다. Fig. 2는 전체 파장 범위 중 260 nm와 322 nm에서 강한 흡수 bands가 측정됨을 보여주고 있으며 흡수 bands가 시간에 따라 점차 증가함을 나타내고 있다. 이 흡수 bands는 Eu(II)의 f-d 흡수전이에 의해 나타나는 것으로 알려져 있기 때문에, 결론적으로 고온 용융염에 Eu(III)를 첨가했을 때 자발적 환원반응에 의해 Eu(II) 이온이 생성되어 Eu(II) 이온의 흡수 신호가 증가한다고 할 수 있다.

Fig. 3은 Eu(III) 이온이 녹아있는 고온 용융염에 W 회전디스크 전극을 사용하여 측정한 선형주사곡선이다. 비교하기 쉽게 하기 위하여 측정 전류값에 절대치를 구하여 도시하였다. 이 결과는 회전디스크 전극을 1600 rpm의 속도로 전극을 회전하면서 측정한 전위-전류 곡선이다. Fig. 2에서도 보인 것처럼 +0.44 V에서 산화환원전류의 영점 전류가 측정되며 +0.44 V를 기준으로 양의 전위에서는 Eu(II)의 산화전류가, 음의 전위에서는 Eu(III)의 환원전류가 측정된다. 측정된 전류값을 이용하여 고온 LiCl-KCl 용융염 내 녹아있는 Eu(II)와 Eu(III) 비를 측정할 수 있다. 그 결과 첨가한 Eu(III)의 43 mol%가 Eu(II) 이온으로 자발적 환원이 되었다는 것을 알 수 있었다.

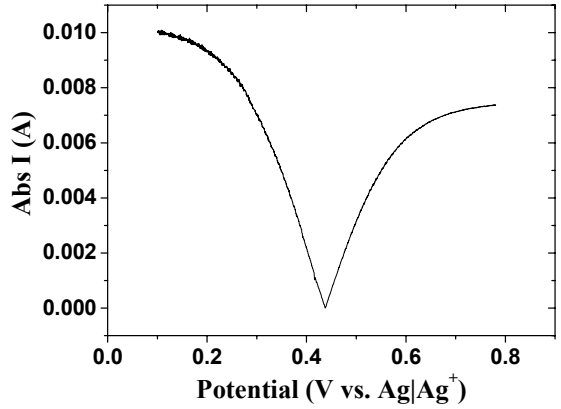



Fig. 3. Linear sweep voltammogram obtained from W RDE at 1600 rpm, immersed in LiCl-KCl melt containing $EuCl_3$. Scan rate was 4 mV/s.

## 4. 결론

흡수분광법과 전기화학측정법을 이용하여 Eu(III) 이온이 녹아있는 LiCl-KCl 고온 용융염 매질에서 Eu(III)이온의 자발적 환원반응을 측정하였다. 흡수분광법 결과에 따르면 고온 용융염에 Eu(III) 이온을 녹이면 자발적 환원반응에 의해 Eu(II)이온이 생성되는 것을 확인할 수 있었다. 전기화학적 측정법을 이용하여 자발적 환원반응에 의해 생성된 Eu(II) 이온의 농도를 측정한 결과 약 43 mol%가 환원되었음을 확인하였다.

## 5. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업의 지원받았습니다.

## 6. 참고문헌

[1] Y. J. Park, T. J. Kim, Y. H. Cho et al., *Bull. Kore. Chem. Soc.*, **29**, 127, 2008.

[2] S.-E. Bae, Y. J. Park, et al., *Electrochim. Acta*, **55**, 3022, 2010.

[3] T. J. Kim, A. Uehara, T. Nagai, et al., *J. Nucl. Mater.*, **409**, 188, 2011.

[4] B. Y. Kim and J.-I. Yun, *ECS Electrochem. Lett.*, **2**, H54, 2013.

# 파이로시설 적용을 위한 NRC와 DOE의 위해도 기준 및 지표 비교분석

**유길성**[1*], 문성인[1], 서석준[1], 정원명[1], 이효직[1], 서중석[1], 이호희[1], 김현민[1], 전관식[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2](주)라드웍스, 대전광역시 유성구 대덕대로 530번길 첨단상가 다308호
*yougil@kaeri.re.kr

## 1. 서론

한국원자력연구원은 SFR과 연계하여 사용후핵연료에 대한 파이로프로세싱 기술개발을 추진해 오고 있으며, 이를 위해서는 안전성이 확보된 파이로시설의 개발[1]이 필요하다. 이 논문에서는 파이로시설의 적용을 위해 핵주기 및 재처리시설의 안전성 평가에 사용하는 NRC 및 DOE의 위해도 기준 및 지표를 상호비교 분석해 보았다.

## 2. 본론

### 2.1 미국 NRC의 위해도 지표

현재 NRC에서 검토단계에 있는 사용후핵연료 재처리시설에 대한 위해도 지표는 SECY-0163 보고서[2]에서 보고한 다음 Table 1, 2와 같다.

Table 1. Consequence Thresholds

| | Workers | Offsite Public | Environment |
|---|---|---|---|
| Very High Consequence Event | RD>>1Sv CD>endanger life | RD>1Sv CD=endanger life | Radioactive release >500,000 x Table 2 of 10CFR20, Appendix B |
| High Consequence Event | RD>1Sv CD>endanger life | RD>0.25Sv sol U intake>30mg CD=long-lasting health effects | Radioactive release >50,000 x Table 2 of 10CFR20, Appendix B |
| Intermediate Consequence Event | RD>0.25Sv CD=long-lasting health effects | RD>0.05Sv CD=mild transient health effects | Radioactive release >5,000 x Table 2 of 10CFR20, Appendix B |
| Low Consequence Event | Accidents of lower radiological and chemical exposures than those above in this column | Accidents of lower radiological and chemical exposures than those above in this column | Radioactive releases producing lower effects than those referenced above in this column |

Table 2. Qualitative Risk Bins

| | | Likelihood (Events Per Year) | | | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | Very Highly Unlikely (<1E-6) | Highly Unlikely (<1E-5) | Unlikely (<1E-4) | NOT Unlikely (>1E-4) |
| Consequence | VHCE | Acceptable | Not Acceptable | Not Acceptable | Not Acceptable |
| | HCE | Acceptable | Acceptable | Not Acceptable | Not Acceptable |
| | ICE | Acceptable | Acceptable | Acceptable | Not Acceptable |
| | LCE | Acceptable | Acceptable | Acceptable | Acceptable |

### 2.2 미국 DOE의 위해도 지표

미국 DOE는 최근 개정된 DOE-STD-3009-2014[3]에서 비원자력발전 원자력시설에 대해 다음 Table 3, 4, 5와 같은 위해도 기준 및 지표를 사용하도록 권고하고 있다.

Table 3. Consequence Thresholds

| Consequence Level | Public | Co-located Worker | Facility Worker |
|---|---|---|---|
| High | ≥25 rem TED | ≥100 rem TED | Prompt death, serious injury, or significant radiological and chemical exposure. |
| Moderate | ≥5 rem TED | ≥25 rem TED | No distinguishable threshold |
| Low | <5 rem TED | <25 rem TED | No distinguishable threshold |

Table 4. Likelihood Classification

| Description | Likelihood Range (/year) | Definition |
|---|---|---|
| Anticipated | Likelihood>$10^{-2}$ | Events that may occur several times during the lifetime of the facility (incidents that commonly occur). |
| Unlikely | $10^{-2}$>likelihood>$10^{-4}$ | Events that are not anticipated to occur during the lifetime of the facility. Natural phenomena of this likelihood class include: Uniform Building Code-level earthquake, 100-year flood, maximum wind gust, etc. |
| Extremely Unlikely | $10^{-4}$>likelihood>$10^{-6}$ | Events that will probably not occur during the lifetime of the facility. |
| Beyond Extremely Unlikely | Likelihood <$10^{-6}$ | All other accidents. |

Table 5. Qualitative Risk Ranking Bins

| Consequence Level | Beyond Extremely Unlikely Below $10^{-6}$/yr | Extremely Unlikely $10^{-4}$ to $10^{-6}$/yr | Unlikely $10^{-2}$ to $10^{-4}$/yr | Anticipated Above $10^{-2}$/yr |
|---|---|---|---|---|
| High Consequence | III | II | I | I |
| Moderate Consequence | IV | III | II | II |
| Low Consequence | IV | IV | III | III |

I = Combination of conclusions from risk analysis that identify situations of major concern
II = Combination of conclusions from risk analysis that identify situations of concern
III = Combination of conclusions from risk analysis that identify situations of minor concern
IV = Combination of conclusions from risk analysis that identify situations of minimal concern

## 3. NRC와 DOE의 위해도 기준 및 지표 비교분석

NRC는 기존 핵주기시설의 규제가이드인 NUREG-1520에서 권고한 3x3 위해도 지표와는 달리 사용후핵연료 재처리시설에 대해서는 표 2와 같이 4x4 방법으로의 변경을 계획하고 있다[2]. DOE의 경우는 NRC와 달리 재처리시설을 다른 핵주기시설과 별도로 고려하진 않고 있으며, 기존 4x4 지표에서 2014년 개정된 DOE-STD-3009-2014[3]에서는 3x4 지표의 사용(Table 5 참조)을 권고하고 있다.

양 부서의 규제기준 및 위해도 지표를 비교해 보면 결말수준(Consequence Level, C)의 경우 일반대중에 대해서는 NRC와 DOE가 같은 문턱치(C<5 rem, C>5 rem, C>25 rem)를 사용하고 있으며, NRC는 DOE 보다 한 단계 위의 VHCE(Very-High-Consequence Event)로 C>100 rem을 추가 고려하고 있다. 발생 가능성(Likelihood, L)의 경우 NRC는 L>1E-4, L<1E-4, L<1E-5, L<1E-6의 4단계를 사용하는데 반해, DOE는 L>1E-2, 1E-2>L>1E-4, 1E-4>L>1E-6, L<1E-6의 4단계 사용을 고려하고 있다. 여기서 가장 높은 가능성의 경우 NRC는 L>1E-4인 반면에 DOE는 L>1E-2로 NRC가 더 보수적인 값의 사용을 고려하고 있다.

언급된 일반 대중에 대한 값들 외에도 NRC는 시설 작업자에 대한 기준값들도 고려하고 있으며, DOE의 경우 더욱 세분해서 시설 작업자 및 시설 건물밖 일정거리 이내에 있는 작업자에 대한 값들도 고려하고 있다.

위해도 순위에 대한 고려도 NRC의 경우 적합, 부적합으로 분류하는데 반해, DOE의 경우 I->IV의 순위로 분류하고 두 기관 모두 부적합 또는 상위 순위에 대한 지표항은 안전시스템의 설치를 권고하고 있다.

## 4. 결론

NRC는 사용후핵연료 재처리시설에 대해서 4x4의 위해도 지표 방법으로의 변경을 계획하고 있다. DOE의 경우는 재처리시설을 다른 핵주기시설과 별도로 고려하진 않고 있으며, 기존 4x4 지표에서 3x4 지표로 변경하였다. 결말수준은 일반대중에 대해서는 NRC와 DOE가 같은 문턱치를 사용하고 있으며, NRC는 DOE 보다 한단계 위의 VHCE를 고려하고 있다. 가장 높은 발생 가능성의 경우 NRC가 DOE보다 더 보수적인 값(L>1E-4)의 사용을 고려하고 있다.

## 5. 참고문헌


[1] Gil-Sung You, et al., Concept and safety studies of an integrated pyroprocess facility, Nuclear Engineering Design, No. 241, 415～424, 2011.
[2] US NRC, SECY-11-0163 (2011).
[3] US DOE, DOE-STD-3009-2014 (2014).

# PRIDE 급·배기필터 교체

**장영국***, 노선호, 조일제
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jangyk@kaeri.re.kr

## 1. 서론

본 한국원자력연구원에는 감손 우라늄 또는 모의연료를 이용한 inactive시험검증을 실시함으로써 사용후 핵연료 처리를 위한 active 실증시설 구축시 발생 가능한 오류를 최소화해 파이로 기술 전 분야에 걸친 기술습득에 필수적인 공학규모 파이로 종합시험 시설(이하 PRIDE라 칭함)이 운영되고 있다.

PRIDE시설 3층 공조실에는 Fig. 1 과 같이 필터뱅크 2대(501A, 502B)가 설치되어 있다.

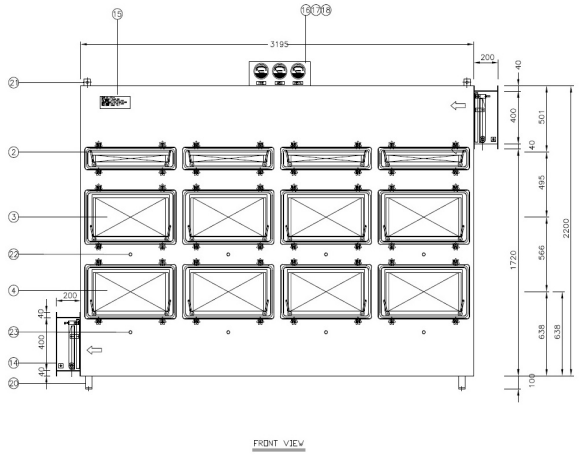



Fig. 1. Filter Bank.

Filter Bank에는 상단에서부터 PRE($610\times610\times50$), MOD($610\times610\times292$), HEPA($610\times610\times292$) 각각 4개씩 총 12개의 필터가 정착하게 되어있으며, 금번에는 배기 Filter Bank(501A) 한 개조와 급기 필터 PRE($594\times287\times20$) 2개, PRE($594\times594\times20$) 2개, MOD($594\times287\times292$) 2개, MOD($594\times594\times292$) 2개 총 20개의 필터 교체 작업에 대해서 기술한다.

## 2. 본론

### 2.1 배기 필터 현황

일일점검사항으로 3층 filter bank에 설치된 차압계를 확인하고 있으며, 이번 필터교체의 경우 filter bank의 차압계의 차압의 점검을 통해 501A filter bank의 HEPA filter 기능상실을 확인 후 교체 작업을 진행하였다. 각 필터의 정상범위의 차압은 PRE : 15 mmWG, MOD : 25 mmWG, HEPA : 50 mmWG 이하를 유지해야 한다.




Fig. 2. Differential Pressure Gauge(HEPA).

### 2.2 배기 필터 교체 사전 준비사항

배기 필터의 교체를 하기 위해서는 교체용 필터, 작업공구 및 부자재를 준비하고 자동제어반 및 현장에서 해당 환기계통 팬의 전원 차단 및 작동 금지표시를 해 안전에 주의해서 작업에 임해야 한다.

### 2.3 배기 필터 교체 절차

배기 필터를 교체하기 위한 대략적인 절차는 다음과 같다.

1) 환기계통 전원차단 확인
2) filter bank 전·후단의 댐퍼 닫음 확인
3) filter bank 커버 잠금 볼트 해체
4) filter 고정레버 열림 확인
5) 흡착판을 이용한 폐 필터 탈거(2인 1조)
6) 폐 필터의 포장 작업(2인 1조)
7) 장착될 필터의 방향 및 개스킷 점검
8) filter bank 에 수평을 맞춰 장착
9) filter 고정레버 잠김 확인 후 육안 점검
10) filter bank 커버 잠금 볼트 체결
11) filter bank 전·후단의 댐퍼 열림 확인
12) 환기계통 전원공급 확인 및 시운전

### 2.4 폐 필터의 처리

PRIDE 시설은 핵물질 사용허가를 받은 시설로

유해물질의 배출은 미미한 수준이지만 방사성관리 구역으로 지정이 되어있으므로 연구원의 방사성폐기물의 처리 절차를 따라 처리할 예정이며, 현재는 다른 방사성폐기물과 일괄적인 처리를 위해 시설 내 폐기물 처분실에 보관 중에 있다.





Fig. 3. Used filter in temporary storeroom.

## 3. 결론

PRIDE시설의 초기 구축 당시 설치되어 사용 중이던 배기 filter bank의 PRE, MOD, HEPA Filter 12개에 대한 교체 절차에 대해서 기술하였다. 앞으로 정기적/비정기적 성능유지를 위한 절차 및 지침 마련을 위한 준비를 하고 있다.

## 4. 참고문헌

[1] RIPF 및 이용시설 운영 절차서. 2010년.
[2] 연구원방사성폐기물관리규정 2008년.

# Ar Cell 산소·수분 계측기 배관 개선

**장영국***, 노선호, 조일제
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jangyk@kaeri.re.kr

## 1. 서론

PRIDE는 공학규모의 산화물 모의연료를 사용해 전처리, 전해환원, 전해정련 및 염폐기물 재생/고화의 단위공정을 연계한 일관공정(integrated system)으로 구성되어 있다. 또한 아르곤 분위기의 Cell에서 시험을 수행하는 공정의 특성상 불활성(아르곤) 분위기를 유지해야 하며, 공정에서 요구하는 셀의 오염도(산소, 수분 각 50ppm 이하) 관리를 위하여 아르곤 공급시스템, 정화시스템, 냉각시스템, 배출시스템으로 구성되어 있다.

본 논문에서는 Ar Cell 내의 안정적인 오염도(산소와 수분 농도) 관리를 위해 Cell 뒤쪽에 설치된 계측기의 배출 배관을 개선해 셀 내 오염도에 영향을 주는 요인을 제거하는 내용에 대해서 기술한다.

## 2. 본론

### 2.1 산소·수분 계측기 현황

Fig. 1 에 나타난 것처럼 산소와 수분계측기가 한 세트로 Cell의 총 9곳의 오염도를 측정 할 수 있도록 구성 되어있다.

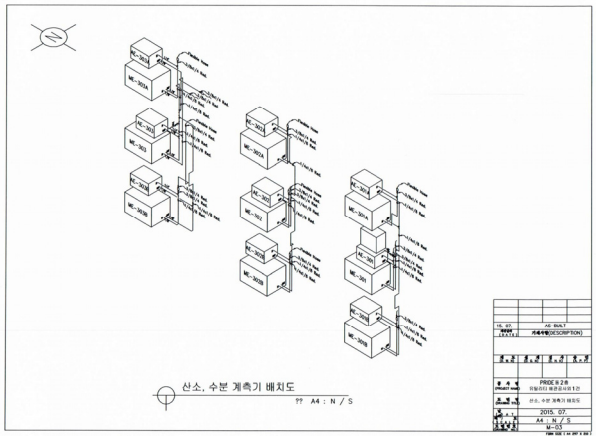



Fig. 1. Oxygen & Moisture measuring instrument layout drawing.

### 2.2 산소·수분 계측기 배관 개선내용

2.2.1 계측기의 leak 현상 발생

Ar Cell 의 오염도를 측정하는 계측기는 Fig. 2 와 같은 개념으로 설치되어 운영되고 있다. 산소·수분계측기는 각각 12 l/h, 6 l/h 의 유량으로 18기가 24시간 가동을 하고 있다. sample out 과정에서의 누설이 설치된 계측기의 기동 대수에 따른 cell내의 꾸준한 오염도 증가에 영향을 주는 것을 확인함.

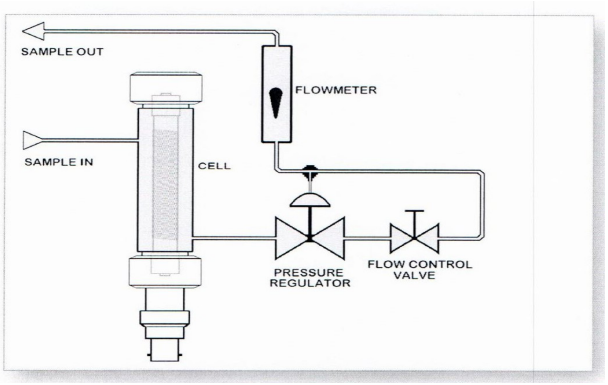



Fig. 2. Oxygen & Moisture measuring instrument schematic drawing.

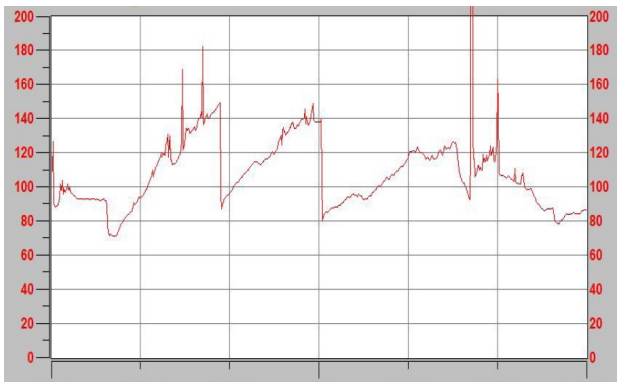



Fig. 3. Before complementary work graph.

2.2.2 작업내용 & 결과

Ar cell의 오염도에 영향을 주는 것을 확인 된 계측기에서의 배출 배관을 한곳으로 모아 시설내의 Vent배관에 연결하는 작업을 수행했다. 배관개선 작업 후 Fig. 4의 그래프와 같이 계측기의 배출 배관으로 인한 셀 내의 오염도의 계속적인 증가 현상은 없어졌다.

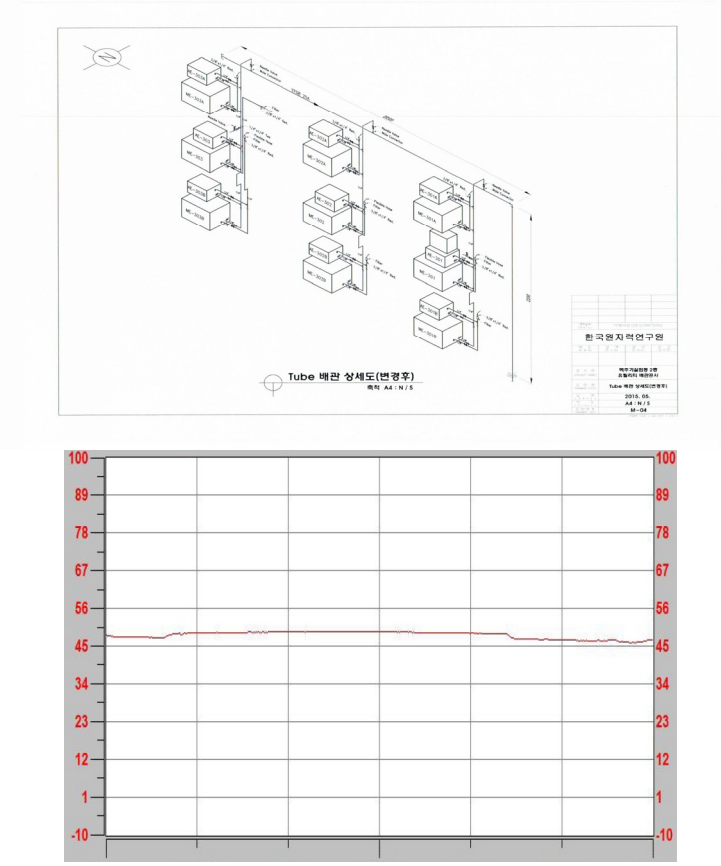



Fig. 4. After complementary work schematic drawing and graph.

## 3. 결론

본 논문에서는 PRIDE시설의 Ar cell 내의 오염도를 확인할 수 있는 산소·수분 계측기의 배출 배관의 개선 작업에 대한 내용을 소개했다. 현재 모든 작업을 끝내고 Ar cell의 오염도를 모니터링하고 있으며 PRIDE시설 내 다른 공정장치들과 VENT LINE을 공유하고 있어 미압인 계측기로의 역류를 방지하기 위한 Seal Pot(φ300*500)을 추가 설치했으며 향후 산소·수분 계측기의 정확한 누설율을 알아보기 위한 시험을 계획 중에 있다.

계측기 배관 개선 작업을 통해 향후 불활성 분위기의 오염도 관리를 수행하는데 매우 유용하게 활용될 것으로 예상된다.

## 4. 참고문헌

[1] ANL-7959 Hot Fuel Examination Facility/North Facility Safety Report, February 1975, Argonne National Laboratory 42-53.

[2] The EBR-II Fuel Cycle Story, Charles E. Stevenson, American Nuclear Society 16-25.

# 전류밀도에 따른 액체카드뮴 전극의 U/Nd 전착특성

**심지형**[1*], 김시형[2], 백승우[2,]
[1]한양대학교, 서울특별시 성동구 왕십리로 222
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*shimnara@hanyang.ac.kr

## 1. 서론

파이로프로세스는 사용후핵연료에 함유되어 있는 악티나이드 원소를 회수하기 위한 공정으로서 국내외적으로 활발히 연구되고 있다. 특히, 전해제련 공정에서는 LCC(Liquid Cadmium Cathode)를 이용하여 용융염 내의 악티나이드 원소를 전기화학적 방법을 이용하여 환원 추출하는데, 공정 후에도 용융염에는 소량의 악티나이드 원소가 남아있게 된다. 이를 회수하기 위한 공정에서는 상대적으로 양이 많아진 희토류 원소의 영향이 커지는데 그 비는 1:3 수준으로 예상되고 있다[1]. 따라서 본 연구에서는 U과 Nd이 함유된 용융염에서 전류밀도에 따른 전착특성을 LCC를 이용해 분석해보고자 하였다.

## 2. 본론

### 2.1 실험 방법

LiCl-KCl 용융염을 이용한 전기화학 실험은 수분과 산소의 농도가 1 ppm 수준으로 유지되는 글러브 박스 내에서 수행되었다. Fig. 1은 실험에 사용된 전해조의 사진과 개략도이다. 용융염은 U과 Nd의 비가 1:3이 되도록 LiCl-KCl-1.5wt% $UCl_3$-5.4wt% $NdCl_3$의 시료를 준비하였다. 실험은 500°C의 온도 조건에서 CV(Cyclic Voltammetry)와 CP(Chronopotentiometry) 등의 전기화학기법을 이용하여 수행되었다.

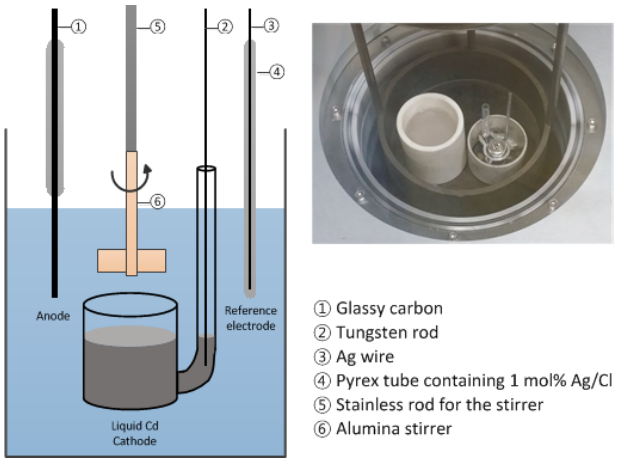



Fig. 1. Schematic of the electrochemical cell.

### 2.2 실험 결과

2.2.1 전해조 성능시험

U/Nd 공전착 실험에 앞서 U과 Nd 각각에 대한 전착실험을 수행하였다. CV를 측정한 결과 U의 환원전위는 -1.37 V이며 Nd은 -1.47 V 인 것으로 관찰되었다. Fig. 2는 U과 Nd에 대한 분극곡선으로 전류밀도가 20 mA/cm$^2$ 이상일 경우 U과 Nd의 환원전위보다 더 낮은 전위를 나타내며, 이에 따라 U/Nd 공전착 실험을 할 경우 Nd의 공전착률을 낮추기 위해서는 가능한 낮은 전류밀도에서 실험을 수행해야 할 것으로 판단된다.

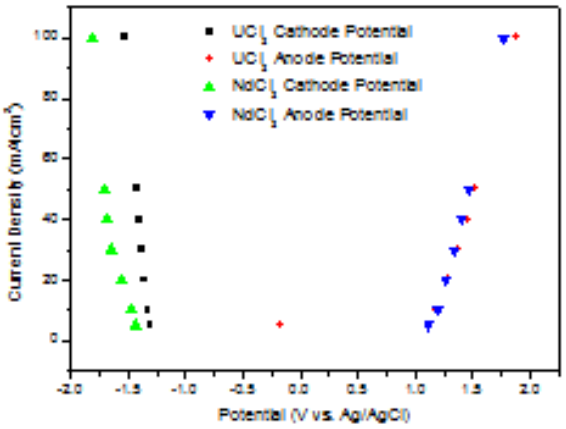



Fig. 2. Polarization curves for 1wt $UCl_3$ and 1wt% $NdCl_3$.

본 실험에 사용된 전해조의 회수효율을 측정하기 위해 LiCl-KCl-1wt% $UCl_3$와 LiCl-KCl-1wt% $NdCl_3$의 용융염에 대하여 50 mA/cm$^2$의 전류밀도로 전착을 수행하였다. 최초 실험에서 LCC 도가니 높이의 중간 정도까지 액체카드뮴을 채우고 실험한 결과 전류효율이 50%에도 미치지 못할 정도로 전착이 잘 되지 않았으나, 액체카드뮴의 높이를 4/5 정도로 높인 결과 90%에 가까운 효율로 전착이 되었으며, Fig. 3에 보이는 것처럼 전착 후 dendrite가 발생하였지만 초기 장입된 염화물이 모두 전착된 것을 확인할 수 있다. Dendrite는 Cd에 대한 고용도 한계 이상으로 전착되었기 때문으로 생각된다[2].

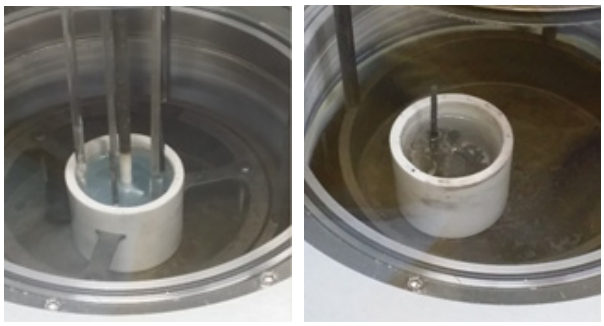


Fig. 3. Electrodeposition of $NdCl_3$, before(left) and after(right).

2.2.2 U/Nd 전해회수

LiCl-KCl-1.5wt% $UCl_3$-5.4wt% $NdCl_3$에 대한 전착실험을 수행하기 위한 분극곡선을 Fig. 4에 나타내었다. Anode의 경우 전류밀도가 30 mA/cm$^2$ 이상일 경우 전위가 1.2 V 이상으로 $Cl^{2-}$ 이온의 산화에 의해 염소 기체가 발생하는 것으로 보이지만, 그 이하일 경우 $U^{3+}$, $Nd^{3+}$ 이온이 +4가로의 산화반응이 일어나는 것으로 추정된다. 앞서 측정한 $UCl_3$와 $NdCl_3$의 환원 전위를 참고로 하여 전위가 각각 -1.351 V/-1.383 V/-1.526 V인 5, 10, 50 mA/cm$^2$의 전류밀도로 전착시험을 수행하였다.

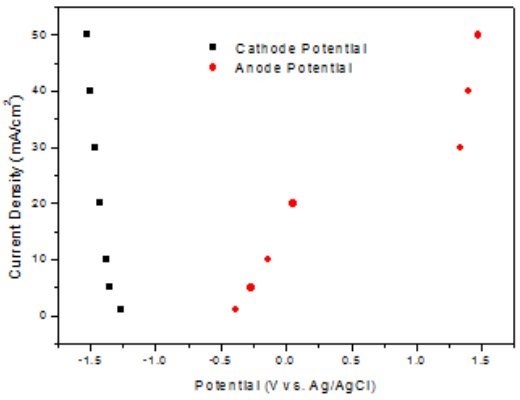



Fig. 4. Polarization curves for LiCl-KCl-1.5wt% $UCl_3$-5.4wt% $NdCl_3$.

전류밀도 50 mA/cm$^2$일 경우 전위가 -1.5V 수준으로 일정하게 유지되어 전착이 잘 진행되었지만 공전착되는 Nd의 양이 다량 있을 것으로 예상된다. 그러나 10 mA/cm$^2$으로 전착시킬 경우 Cd에 대한 이론적인 용해도 한계 값에 대응하는 전류량은 약 0.22 Ah이지만, 전류량이 0.1 Ah 밖에 되지 않았음에도 불구하고 Fig. 5에서 보이는 것처럼 전위가 급격히 상승하였다. 도가니를 관찰한 결과 dendrite는 발생하지 않았다. 이러한 현상의 경향 파악 및 원인을 찾기 위해 5 mA/cm$^2$ 전류밀도에 대한 전착시험 및 추가 연구를 수행해야 할 것으로 판단된다.

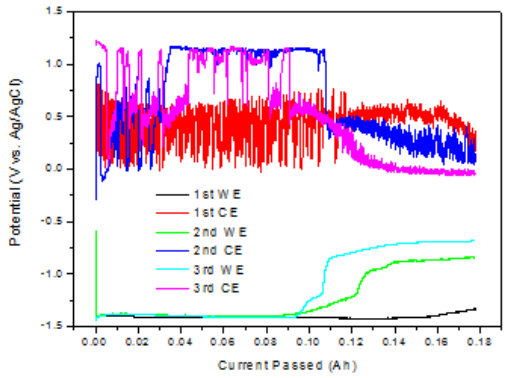



Fig. 5. Electrode potential versus current passed during electrodeposition.

## 3. 결론

U:Nd=1:3인 용융염에서 전류밀도에 따른 전착시험을 수행하였다. 고전류밀도에서는 전착이 잘 진행 되었으나, 공전착을 최대한 억제하기 위한 저전류밀도에서의 실험에서는 전위가 급격히 상승하는 현상이 발생하였으며, 이에 대한 분석을 위해 추가적인 연구가 필요한 것으로 판단된다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행되었습니다.

## 5. 참고문헌

[1] 안도희, 심준보, 백승우 등, "TRU 회수 전해제련시스템 개발", KAERI/RR-3400/2011, 한국원자력연구원.

[2] S.H Kim, D.S. Yoon, Y.J. You et al., "In-situ observation of a dendrite growth in an aqueous condition and a uranium deposition into a liquid cadmium cathode in an electrowinning system, Joural of nuclear materials, 196-199 (2009).

# 파이로시설의 안전성 분석을 위한 고장모드영향분석(FMEA) 방법의 도입

**서석준***, 문성인, 서중석, 정원명, 유길성, 이호희, 이효직, 김현민
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sjseo@kaeri.re.kr

## 1. 서론

국내에서는 제 255차 국가 원자력위원회에서 의결된 "미래 원자력시스템 개발 장기 추진계획"에 따라 2025년까지 종합 파이로 건식처리 공정(KAPF, Korea Advanced Pyroprocess Facility)을 건설하기 위한 준비가 진행 중이다[1].

미국 원자력규제위원회(NRC)에서는 유관시설의 안전성평가를 위해 NUREG-1513(Integrated Safety Analysis Guidance Document)을 토대로 한 통합안전성분석을 수행하도록 하고 있다[2]. 통합안전성분석을 위한 12가지 방법에 대해서는 이전 논문에 간략히 설명이 되었고, 이 중 하나인 사건수목(Even Tree) 방법을 파이로시설의 안전성 분석에 적용하는 연구를 진행하였다[3]. 사건수목을 이용한 방법은 특정 사고들에 대해서 미시적인 관점에서 면밀히 분석하는데 사용될 수 있다. 이에 반해, 이번 연구에서 실시하는 고장모드영향분석(FMEA, Failure Mode and Effects Analysis) 방법은 장비 및 구성품의 고장에 대해 거시적인 관점에서 파악하려는 데에 특징이 있고, 그 영향이 전파되는 방향을 분석하여, 최종적으로는 사고의 예방, 확대방지 및 영향완화 방안을 찾는 데 있다.

현재 미국의 University of New Mexico에서는 안전조치에 특화된 FMEA 방법을 파이로시설에 적용하여 예비평가하는 과정을 진행 중에 있다[4]. 특히 전해정련, 양극 염증류, 잉곳제조의 세 가지 공정에 대한 연구를 발표하였고, Table 1에 나와 있는 것처럼 각 공정에 대해 여러 가지 고장모드에 대해 분석하였다.

이 연구에서는 안전성에 특화한 FMEA를 전해환원 공정에 대해 분석하였으며, 10개의 범위로 분류하여 각각에 대한 주요한 고장모드와 영향을 정리하였다.

## 2. 본론

### 2.1 고장모드영향분석 방법

FMEA를 진행하는 방법으로는 (1) 전체 시스템 영역 구분, (2) 영역 내의 구성요소 간의 구분 및 설명, (3) 잠재적 고장요소 확인, (4) 발현가능성, 심각성 및 위험성 결정의 단계가 있다[5]. 이 연구에서는 전해환원 공정(Fig. 1)으로 범위를 제한하고, 공정에 대한 설명은 생략하도록 한다. 세 번째 항목인 잠재적인 고장요소에 대해서는 대표성을 띌 수 있는 10가지 항목들 즉, ①임계, ②화재/폭발, ③낙하/충돌/전도, ④지진, ⑤불활성분위기 손상, ⑥전원상실, ⑦공정장치 운전불능, ⑧누출, ⑨과열, ⑩냉각기능 상실 등의 고장모드와 그 영향에 대해 논의하고자 한다.

Table 1. Various failure modes studied by the UNM group: electrorefining, cathode salt distillation, and ingot consolidation[4]

| | |
|---|---|
| **Electrorefining** | |
| 1 | Temperature variations within the ER |
| 2 | Poorly characterized anodic feedstock |
| 3 | Change in rotational speed of electrodes and/or salt stirrer |
| 4 | Decreased electrode submersion depth |
| 5 | Electrical shorting of the electrode |
| 6 | Catching of integrated cathode scraper |
| **Cathode salt distillation** | |
| 1 | Poorly characterized feedstock |
| 2 | Temperature variations |
| 3 | Pressure variations |
| **Ingot consolidation** | |
| 1 | Poorly characterized feedstock |
| 2 | Feedstock delivery holdup |
| 3 | Temperature variations |

### 2.2 전해환원 공정에서의 FMEA

Table 2에 정리된 것과 같이, ①운전원 오조작 및 잔류 축적에

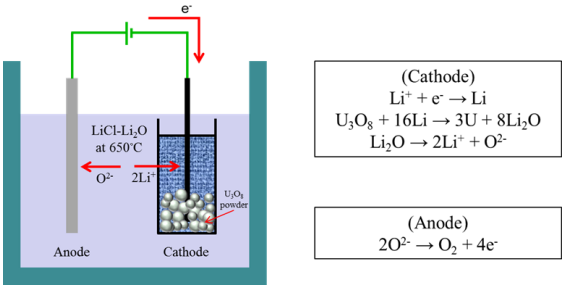



Fig. 1. A schematic diagram of the electrolytic reduction process.

Table 2. A preliminary study of various types of failure modes and their effects for the electrolytic reduction process in a pyroprocessing facility

| 분류 | 고장모드 | 영향 |
|---|---|---|
| ①임계 | 운전원 오조작으로 인한 핵물질 과잉도입 | 치명적 운전사고 |
| ②화재/폭발 | 전처리 오운전으로 인한 수분 유입 | 수소발생 조건 |
| ③낙하/충돌/전도 | 운전원 오조작 또는 취급장치 고장 | 핵물질적재 양극 바스켓 낙하/충돌 |
| ④지진 | 운전 중 운반용기 전도 | 핵물질적재 양극 바스켓 전도 |
| ⑤불활성분위기 손상 | 아르곤 셀 격납기능 상실 | 금속과 공기의 접촉, 화재/폭발 |
| ⑥전원상실 | 자연재해로 인한 전원 상실 | 운전사고 가능성 |
| ⑦공정장치 운전불능 | 과인가 전류로 인한 전극 손상 | 치명적 운전사고 |
| ⑧누출 | 증기배출관 막힘으로 인한 과압 발생 | 용융염 및 핵물질 누출 |
| ⑨과열 | 온도조절기 고장으로 온도 제어 상실 | 과량의 용융염 휘발 및 방출 |
| ⑩냉각기능 상실 | 냉각장치 고장으로 냉각능력 상실 | 과량의 용융염 휘발 및 방출 |

의한 핵물질 과잉도입은 임계 측면에서 치명적 운전사고로 이어질 수 있다. ②,⑤불활성 분위기의 상실로 인한 공기 및 수분의 유입은 수소발생 조건에서 화재/폭발의 가능성이 있다. ③,④운전원의 오조작, 취급장치 고장 및 지진 등의 상황으로 전해환원 양극 바스켓의 수송 시에 낙하/충돌/전도 등의 발생이 예상되고, ⑥,⑦자연재해로 인한 전원상실이나 공정장치 운전불능의 상태에서는 운전사고의 가능성을 내포하고 있다. 또한, ⑧,⑨,⑩ 증기배출관 과압, 온도 제어 상실, 냉각장치 고장의 경우에는 용융염 및 핵물질의 누출로 이어질 개연성을 지니고 있다. 이 외에도 전해환원 공정과 관련하여 다양한 종류의 고장모드가 있을 수 있으며, 그로 인한 영향은 위에서 언급된 10가지 종류의 범위로 분류하여 고려할 수 있을 것이다. 또한, 전해환원 공정 이외에도 한국원자력연구원에서 개발되고 있는 전처리, 전해정련, 전해제련, 염증류, 잉곳제조, 폐기물처리 등의 공정들에도 FMEA법을 적용한 연구가 진행될 수 있다. 더 나아가 분석된 결과를 토대로 하여 사고의 예방, 확대방지 및 영향완화를 위한 구조, 시스템, 구성품(SSC, structure, system, and component)과 행정적 조치(AC, administrative controls)들이 함께 연구되면 안전성 향상을 위한 방안을 마련하는데 활용될 수 있을 것이다.

## 3. 토의

파이로시설의 안전성 향상을 위해서 FMEA 방법을 사용하여 전해환원 공정에 대해서 기초적인 분석을 진행하였다. 이 방법을 이용하여 10가지 분류들인 임계, 화재/폭발, 낙하/충돌/전도, 지진, 불활성분위기 손상, 전원상실, 공정장치 운전불능, 누출, 과열, 냉각기능 상실 등에 대한 연구를 진행하였고, 해당 공정에 대한 전반적인 위험 요소들을 거시적인 관점에서 한 눈에 인지할 수 있었으며, 그 영향에 대해서도 검토를 진행하였다. 향후 파이로시설의 각각의 공정에 대해서도 FMEA 방법을 이용하여 고장 요소와 그 영향에 대한 평가를 진행하며, 사고의 예방, 확대방지, 영향완화 등과 같은 요소들을 추가적으로 고려하면 각각의 공정의 안전성 개선을 기반으로 한 시설 전반의 안전성 향상을 기대할 수 있을 것이다.

## 4. 참고문헌


[1] 파이로 일관공정 시험시설(PRIDE) 설계보고서, KAERI/TR-4132/2010.

[2] Integrated Safety Analysis Guidance Document, NUREG-1513, U.S. NRC.

[3] 서석준, 문성인, 정원명, 유길성, 구정회, 김호동, "사건수목을 이용한 파이로시설의 안전성 분석 방안", 한국방사성폐기물학회 2015 춘계학술발표회 논문요약집, 13(1), 75-76, 5.27~29, 2015, 인천.

[4] R.O. Hoover, P.L. Lafreniere, E.D. Blandford, "Commercial-Scale Pyroprocessing Failure Modes and Implications for Operations and Safeguards", Transactions of the American Nuclear Society, 110, 58-61, 2014.

[5] D.H. Stamatis, "Failure Mode and Effect Analysis: FMEA from Theory to Execution", ASQ Quality Press, Milwaukee, WI (2003).

# LiCl-KCl-$UCl_3$ 및 LiCl-KCl-$UCl_3$-$BiCl_3$에서의 순환전위전류법

**손성준**[1*], 박재영[2] ,김평화[1], 황일순[1]
[1]서울대학교, 서울특별시 관악구 관악로 1
[2]한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
*drjbamo@snu.ac.kr

## 1. 서론

국내외에서 활발히 연구가 진행되고 있는 파이로 프로세스에서 사용되는 LiCl-KCl 용융염은 전해정련과 전해제련 등 일련의 공정을 거치고 나면 방사성 초우라늄원소(TRU) 및 희토류 원소(RE)를 포함하게 된다. 서울대학교에서는 폐용융염에서 방출되는 희토류 유리고화체의 방사성폐기물 준위를 낮추고자 폐용융염 내에 존재하는 초우라늄원소 및 희토류 원소를 분리하는 공정을 개발 중에 있다. 이는 Cd, Bi 등 녹는점이 낮은 금속을 사용하여 용융염-액체금속 계에서의 전해회수 및 산화제 투입을 통한 추출반응을 기반으로 한다. Bi는 Cd와 비교했을 때 높은 선택성을 가지고 있어 초우라늄원소와 희토류원소를 분리하는 데에 유리하다고 알려져 있다[1]. 본 논문에서는 Bi 금속이 악티나이드 원소의 전기화학 거동에 미치는 영향을 확인하기 위해 LiCl-KCl 용융염에 $UCl_3$ 및 $BiCl_3$을 주입 후 순환전위전류법을 수행하였다.

## 2. 본론

### 2.1 실험 조건 및 셀 구성

실험은 산소 및 수분의 농도가 1 ppm 이하로 유지되는 글로브 박스 내의 전기로에서 수행되었다. 실험 셀은 Fig. 1과 같이 구성하였다. 작동전극과 상대전극로 텅스텐 막대(알파 에이사, 직경 2 mm, 순도 99.95%)를 사용하였고, 기준전극으로는 한쪽 끝이 막힌 뮬라이트 튜브에 Ag 막대 (알파 에이사, 직경 1 mm, 순도 99.9%)와 LiCl-KCl-AgCl(1wt%)를 주입하여 제조하였다. 온도는 $BiCl_3$의 끓는점이 447℃임을 고려하여 430±2℃가 되도록 설정하였고 K-type 열전대를 통해 온도 유지를 확인하였다. 용융염은 LiCl-KCl(시그마 알드리치, 99.99%), $BiCl_3$ (알파 에이서, 99.999%), 유타대학교에서 보유한 $UCl_3$ 분말을 알루미나 도가니(직경 34 mm, 높이 97 mm)에 주입하여 사용하였다.

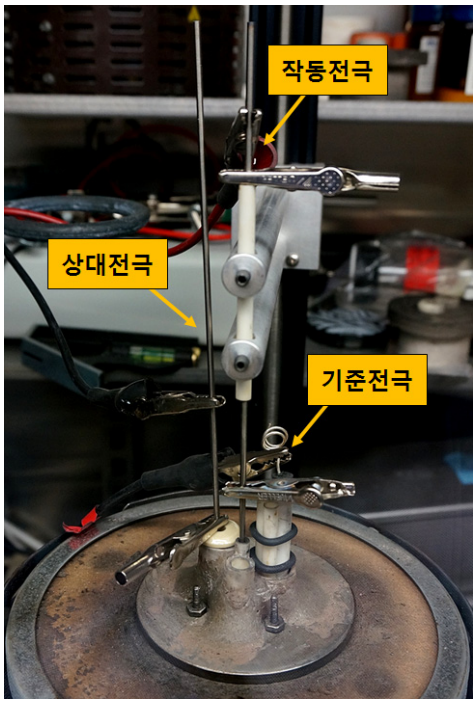



Fig. 1. Experimental cell.

실험은 LiCl-KCl-$UCl_3$(0.5wt%)에서의 순환전위전류법, LiCl-KCl-$UCl_3$(0.5wt%)-$BiCl_3$(1.5wt%)에서의 순환전위전류법을 수행하였다. Bi 3가 이온은 0 V 이상의 전위범위에서 환원되는 것을 볼 수 있는데 이를 통해 Bi 금속이 U의 전기화학 거동에 주는 영향을 확인할 수 있다.

### 2.2 결과 및 분석

LiCl-KCl-$UCl_3$에서의 순환전위전류법 결과는 Fig. 2와 같다. R1은 $U^{4+}$ 이온이 $U^{3+}$ 이온으로 환원되는 피크이고 O1은 그에 대응되는 산화피크이다. R2는 $U^{3+}$ 이온이 U 금속으로 환원되는 피크이고 O2는 그에 대응되는 환원피크이다[2].

Fig. 3은 LiCl-KCl-$UCl_3$-$BiCl_3$에서의 순환전위전류법 결과이다. R1에서 Bi 3가 이온은 0 V 이상의 전위범위에서 환원되는 것을 볼 수 있고, 430℃에서 Bi는 액체상태이므로 작동전극에 코팅이 되어 박막전극을 형성하게 된다[3]. R2는 $U^{4+}$ 이온, R3 $U^{3+}$ 이온, R4는 $Li^{+}$ 이온의 Bi 박막전극에 대한 환원피

크로써 텅스텐 작동전극에서의 환원전위보다 양의 범위에서 환원이 일어나는 것을 확인할 수 있다.

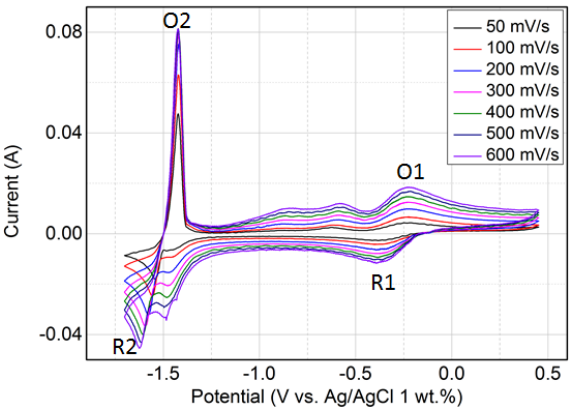



Fig. 2. Cyclic voltammogram on LiCl-KCl-$UCl_3$.

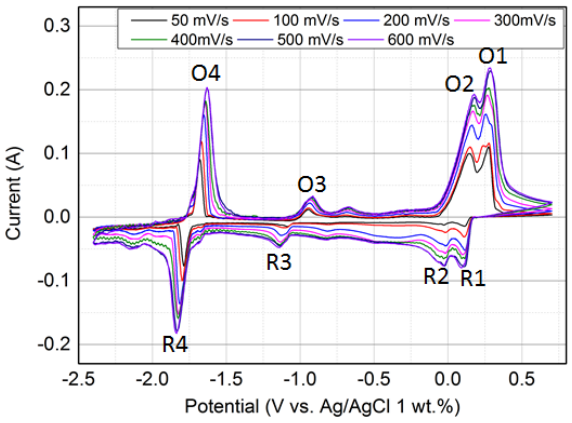



Fig. 3. Cyclic voltammogram on LiCl-KCl-$UCl_3$-$BiCl_3$.

주사속도 300 mV/s에서의 LiCl-KCl-$UCl_3$와 LiCl-KCl-$UCl_3$-$BiCl_3$의 $U^{4+}/U^{3+}$와 $U^{3+}/U$의 피크전위 비교를 Table 1에 나타내었다. Bi 박막전극이 형성됨에 따라 $U^{4+}/U^{3+}$의 경우 0.370 V, $U^{3+}/U$의 경우 0.4557 V 만큼 환원피크전위가 우측으로 이동함을 확인할 수 있었다.

Table 1. Comparison on peak potential of $U^{4+}/U^{3+}$ and $U^{3+}/U$ with and without $BiCl_3$

| 용융염 | 환원피크전위 [V] | |
|---|---|---|
| | $U^{4+}/U^{3+}$ | $U^{3+}/U$ |
| LiCl-KCl-$UCl_3$ | -0.38345 | -1.5919 |
| LiCl-KCl-$UCl_3$-$BiCl_3$ | -0.01312 | -1.1362 |

## 3. 결론

액체 Bi 금속이 LiCl-KCl 내 악티나이드 이온의 거동에 주는 영향을 확인하기 위해 LiCl-KCl-$UCl_3$ 및 LiCl-KCl-$UCl_3$-$BiCl_3$에 대한 순환전위전류법을 수행하였다. 이를 통해 텅스텐 전극과 비교하였을 때 Bi 박막전극에서 더 양의 환원전위를 가짐을 확인했고 환원전위의 이동은 $U^{4+}$ 이온보다 $U^{3+}$ 이온에서 더 큼을 확인하였다. 목표로 하는 악티나이드 원소와 란타나이드 원소의 분리를 위해 LiCl-KCl-$UCl_3$-$LnCl_3$-$BiCl_3$ 계에서의 전기화학 연구 등 폭넓은 연구 수행이 필요할 것이다.

## 4. 감사의 글

본 논문은 미래창조과학부 및 한국연구재단의 지원을 통해 수행되었습니다. (NRF-2011-0031839) 또한 본 논문에서 수행된 실험은 미국 University of Utah의 Nuclear Pyrometallurgical Laboratory에서 Professor Michael Simpson의 협조를 통해 수행되었기에 이에 감사의 인사를 전합니다.

## 5. 참고문헌

[1] M. Kurata et al., Journal of Nuclear Materials, Vol. 227, 110-121, 1995.
[2] R. Hoover et al., Journal of Nuclear Materials, Vol. 452, 389-396, 2014.
[3] Y. Castrillejo et al., Journal of Electroanalytical Chemistry, Vol. 579, 343-358, 2005.

# $LiCl-KCl-UCl_3-NdCl_3$ 용융염에서 U/Nd 전기화학 거동

**김시형**[1*], 김가영[1], 심지형[2], 심준보[1], 김택진[1], 정재후[1], 백승우[1], 안도희[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한양대학교, 서울특별시 성동구 왕십리로 222
*exodus@kaeri.re.kr

## 1. 서론

파이로 공정의 전해제련 기술은 U 등의 악티늄족 원소를 LCC(Liquid Cadmium Cathode)에 전착시키는 공정이다. U/Nd 성분이 포함된 LiCl-KCl 용융염에서 고체음극과 LCC를 이용한 CV(Cyclic Voltammetry)를 수행하여 U/Nd 이온의 산화-환원 거동을 관찰하였다. 그리고, U 수지상이 형성되지 않는 것으로 알려진 472℃ 이하 조건에서[1] 전착을 수행하여 LCC 에서의 U/Nd 전착거동을 관찰하였다.

## 2. 본론

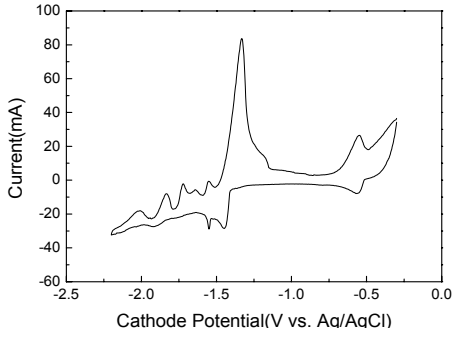
### 2.1 실험 방법

직경 15 cm, 깊이 15 cm의 알루미나 전해조에 LiCl-KCl-2wt%$NdCl_3$와 $UCl_3$가 혼합된 염을 장입한 후 450 ~ 460℃ 로 가열하고, 고체음극 또는 LCC를 이용하여 CV 및 전착실험을 수행하였다. 음극재료로 사용되는 카드뮴은 약 210 g 씩 직경 5 cm의 알루미나 도가니에 장입되었고, 양극은 불활성 반응을 하는 glassy carbon 2개를 묶어서 전해조에 장입하였다. 불활성 양극을 사용하고 있으므로 전착실험을 수행할수록 염 중의 U와 Nd 양은 점점 고갈된다. 물질이동을 원활하게 하기 위해서 전착되는 동안 70 rpm으로 염을 교반 하였다. 전착반응에 따른 U, Nd 농도변화를 정성적으로 평가하고, 또한 기준전극의 상태를 평가하기 위해 100 mV/s 주사속도로 CV를 수행하였고, LCC로 전착을 수행하기 위해 50 ~ 80 mA/$cm^2$의 정전류를 인가하였다.

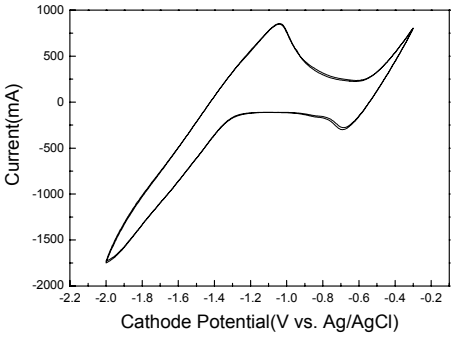
### 2.2 CV 및 전착거동

LiCl-KCl-2wt%$UCl_3$-2wt%$NdCl_3$염을 450℃로 가열한 후, 염 상의 U, Nd 성분을 확인하기 위해 고체 텅스텐 음극을 이용하여 Fig. 1(a)와 같이 CV를 수행하였다. Fig. 1(a)에서 -0.5 V 부근에 나타난 피크는 염 속에 Cd 이온이 녹아 있음을 나타내고, -1.4 V와 -2.0 V는 각각 U 이온과 Nd 이온에 해당된다. 두 전위 사이에 여러 개의 피크가 생성되었는데, 이는 고체음극 표면에 U, Nd 보다 먼저 코팅된 Cd 성분이 Nd와 같은 희토류 금속과 결합됨으로 인해 금속간 화합물(intermetallic compound)이 생성되기 때문으로 알려져 있다[2,3]. 따라서, Cd 이온이 포함된 염에서는 고체음극을 이용하면 Nd 성분은 -1.5 V부터 환원이 시작됨을 알 수 있다.

Fig. 1(b)는 LCC를 이용하여 CV를 수행한 것으로서, 고체음극에서의 CV와 상당히 다른 형상을 보여주고 있다. -1.3 V 부터 환원전류가 흐르기 시작하여 -2.0 V 까지 전류가 계속 증가하는 경향을 보이므로, LCC와 같은 음극에서 구한 CV에서는 염 속에 용해되어 있는 성분의 환원 전위를 구별하기가 용이하지 않았다.



(a) CV on solid w cathode



(b) CV on liquid cadmium cathode

Fig. 1. CV for LiCl-KCl-$UCl_3$-$NdCl_3$.

Cd lead가 연결된 LCC를 용융염 속에 장입하면 LCC의 OCP(Open-Circuit Potential)는 -0.55 V 이었다. 용융염을 70 rpm으로 교반하면서 50 mA/$cm^2$

로 전착을 수행하면 Fig. 2와 같은 전위곡선이 나타난다. 전착 초기에는 -1.7 V의 전위가 걸리고 약 1 시간 후에 -1.9 V 까지 하강한 후 다시 -1.6 ~ -1.7 V로 상승하는 경향을 보여주고 있다. 전착 후에 LCC 도가니를 전해조 위로 들어 올려 육안 관찰하였는데 U 수지상과 같은 전착물이 도가니 바깥으로 성장하지 않았다(Fig. 3).

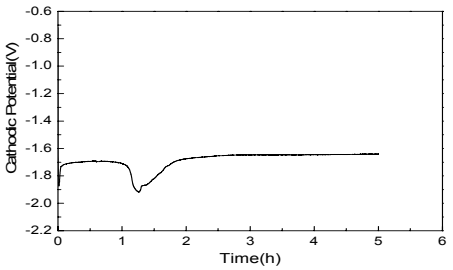



Fig. 2. Electrodeposition on LCC at 50mA/cm$^2$.

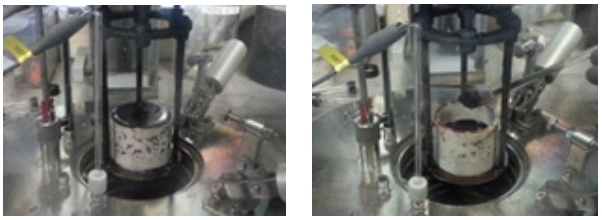
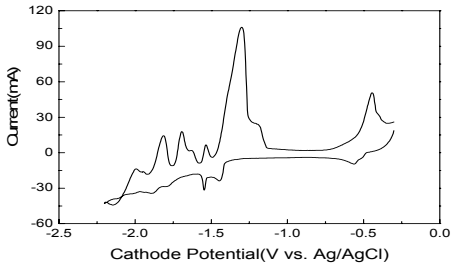
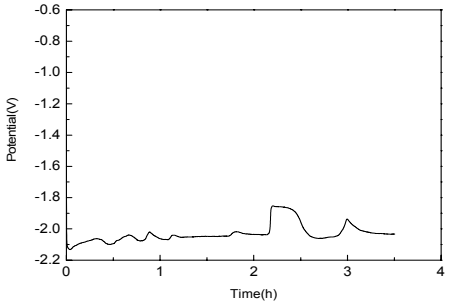


Fig. 3. LCC crucible after the electrodeposition.

Fig. 2의 전착 실험이 종료된 후 염 속에 고체 텅스텐 음극을 장입하여 CV를 수행하였는데, Fig. 4(a)에서 보는 바와 같이 염 중에는 Cd 뿐만 아니라 U, Nd가 여전히 많이 분포하고 있음을 알 수 있다. 211 g의 Cd를 직경 5 cm의 알루미나 도가니에 장입한 후 80 mA/cm$^2$로 전착실험을 수행하였고, Fig. 4(b)와 같은 전위곡선을 얻을 수 있었다. 전착 초기에 -2.1 V 전위를 유지하다가 약 2 시간 이후에 -1.8 V 근처까지 상승한 후 -2.0 V까지 하강하는 거동을 보여주고 있다. Fig. 2보다 전위크기가 음극 쪽으로 더 증가한 것은 전류밀도가 더 높아졌기 때문이며, 이로 인해 Nd의 전착양도 늘어날 것으로 예측된다.




(a) CV




(b) electrodeposition at 80mA/cm$^2$

Fig. 4. CV and electrodeposition at LiCl-KCl-$UCl_3$-$NdCl_3$.

## 3. 결론

고체음극 이용한 CV에서 U와 Nd의 환원전위는 각각 -1.4 V, -2.0 V 근처로 구분되었으나, LCC 에서는 U, Nd 성분이 환원되는 전위를 구분하기가 어려웠다. 50 mA/cm$^2$와 80 mA/cm$^2$로 전착을 수행하면 초기전위는 각각 -1.7 V와 -2.1 V 이었으며, 전착온도가 460℃ 이하로 유지됨으로 인해 수행된 전착시간 내에서는 U 수지상이 LCC 도가니 밖으로 성장하는 거동이 관찰되지 않았다.

## 4. 감사의 글


이 논문은 2015년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (원자력연구개발사업, 2012M2A8A5025699).


## 5. 참고문헌


[1] T. B. Massalski, Binary Alloy Phase Diagrams Vol.1, American Society for Metals, (1986).

[2] S.H. Kim, S. Paek, T.J. Kim, D.Y. Park and D.H. Ahn, Electrochimica Acta, 85, 332-335 (2012).

[3] Y. Castrillejo, R. Nermejo, A.M. Martinez, E. Barrado, P.D. Arocas, Journal of Nuclear Materials, 360, 32-42, (2007).

# 냉각실이 설치된 염 분리장치 개발

**권상운***, 정재후, 이영상, 강한별, 백승우, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*swkwon@kaeri.re.kr

## 1. 서론

파이로프로세스의 전해정련 공정에서는 고체음극을 이용하여 순수한 우라늄을 분리하며, 회수된 우라늄 전착물은 덴드라이트 형상의 작은 크기이며, 많은 양의 공융염이 함유되어 있다. 회수된 우라늄은 우라늄 잉곳으로 제조하여 핵연료의 성분 조정 등의 목적으로 재사용시까지 보관한다. 따라서 잉곳제조 전에 우라늄전착물에 남아 있는 공융염을 제거하여야 한다. 공융염 제거에는 진공증류의 방법이 보통 사용되나 전해정련에서 발생한 우라늄 전착물의 공융염을 모두 진공증류하기 위해서는 고온에서 장시간 조업해야하는 어려움이 있다[1-3]. 미국, 일본 등에서는 전해정련과정에서 발생한 우라늄 전착물로부터 공융염을 제거하기 위해 케소드 프로세서(Cathode Processor)라 불리는 진공증류탑을 공학규모 장치로 개발하여 사용하고 있다[2,3]. 이 장치는 탑 상부에 우라늄 전착물을 넣고 외부에 설치된 히터를 이용하여 가열하며, 공냉식으로 냉각되는 하부 응축부위에 공융염 회수도가니를 두어 증발된 공융염을 응축 회수한다.

본 연구에서는 전해정련공정에서 발생한 우라늄 전착물에 잔류하는 공융염을 진공증류에 의해 분리하는 염증류공정의 효율 향상을 위해 도가니 교체 시간이 단축되는 증류장치를 제안하고, 제안된 장치의 조업 순서에 따른 동작을 설정하고 검토하였다.

## 2. 본론

본 연구에서는 증류장치의 효율을 높이기 위해 도가니 교체 시간이 단축되는 염 증류장치를 제안하였으며. Fig. 1에 개발한 염분리장치의 개념을 나타내었다. 개발한 장치는 염 증류탑의 상부를 그림1에서와 같이 이중 구조로 개선하여 염증류시에는 일반적인 염증류 장치와 동일하게 운전하고, 조업이 끝나면 중간정도의 온도인 상부의 냉각실로 도가니 스탠드를 끌어올려 나이프 밸브가 견딜 수 있는 정도의 온도까지 냉각시킨다. 격실을 설치하면 다음과 같은 장점을 지닌다.

- 우라늄전착물이 수용된 도가니를 고온에서도 교체할 수 있도록 하여, 조업시간을 크게 단축시킬 수 있다.
- 단위 시간당 처리 용량을 현저히 높일 수 있다.
- 동일 공간 내에서 반복적인 가열 및 냉각 과정을 거칠 필요가 없어 에너지의 손실을 최소화할 수 있다.

진공을 위한 기밀이 유지되면서 고온상태가 유지되어야 하는 것이 중요하며, 나이프 밸브 같은 고온 밸브에 의해 기밀이 유지된다. 일정 온도까지 냉각이 이루어지면 나이프 밸브를 열고 우측의 막대를 이용하여 격실로 도가니를 옮긴 후 나이프 밸브를 닫는다. 격실에서 추가로 냉각 후 플랜지를 열어 도가니를 외부로 꺼내고 우라늄전착물이 담긴 새로운 도가니를 전실에 넣고 플랜지를 닫는다. 나이프 밸브를 열어 도가니를 냉각실로 옮긴 후 냉각실에서 스텐드에 도가니를 장착 후 아래쪽의 증류영역으로 다시 옮겨 온도를 올리고 진공 조건에서 증류 조업을 한다.

구체적인조업순서는 도가니에 염이 함유된 우라늄전착물을 넣고, 우라늄전착물이 들어 있는 도가니를 증류장치의 플랜지를 열어 증류탑 전실 (ante chamber)에 도입하는 단계, 단계 1에서 플랜지를 닫고 도가니 스탠드를 상부로 끌어 올린 후 고온밸브(나이프 밸브)를 열고 수평 막대를 이용하여 도가니를 스탠드 위에 놓는 단계 (단계 2); 도가니가 놓인 스탠드를 내려 증발 영역에 장착하는 단계 (단계 3); 진공펌프를 가동하여 진공증류탑 내부의 압력을 낮추고, 온도를 올려 우라늄 전착물로부터 진공증류에 의해 염을 제거하는 단계 (단계 4); 도가니가 장착된 스탠드를 수직 막대를 이용하여 냉각실로 들어 올린 후 중간 온도까지 냉각하는 단계 (단계 5); 냉각실의 온도가 고온밸브가 견디는 온도에 이르면 고온 밸브를 개방하고, 수평막대를 이용하여 도가니를 전실로 옮기는 단계(단계 6) 및 플랜지를 열어 새로운 도가니를 전실에 도입하는 단계 (단계 7)로 구성된다.

본 발명에서는 냉각실 및 격실을 설치하여 증류탑의 도가니를 고온에서 교체할 수 있도록 하는 구

조를 개발하여 증류탑 내부를 상온까지 냉각되지 않아도 도가니 교체가 가능하여 염 증류공정 조업 시간이 크게 단축되도록 하였다.

## 3. 요약

전해정련공정에서 발생한 우라늄전착물에 잔류하는 공융염을 진공증류에 의해 분리하는 염증류공정의 효율 향상을 위하여 도가니 교체 시간이 단축되는 증류장치를 제안하였다. 제안된 장치의 조업 순서에 따른 동작을 설정하고 검토 결과 적절함을 확인하였다.

## 4. 감사의 글

이 연구는 미래창조과학부 원자력연구개발사업의 지원으로 수행되었습니다.

## 5. 참고문헌

[1] S. W. Kwon, K. M. Park, H. S. Lee, and J. G. Kim, J Radioanal Nucl Chem, 288, 789 (2011).
[2] B. R. Westphal, Distillation Modelling for a Uranium Refining Process, Report ANL/TD/CP-87031, INL, ID, USA (1996).
[3] S. W. Kwon, K. M. Park, H. S. Lee, and J. G. Kim, 방사성폐기물학회 2011 추계학술 발표회 논문요약집 187-188 (2011).

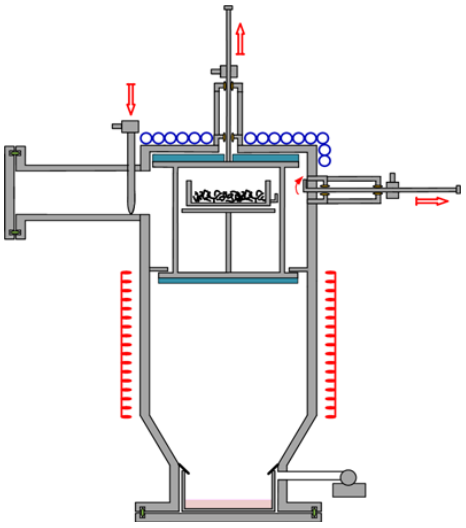


Fig. 1. Concept of salt separation system.

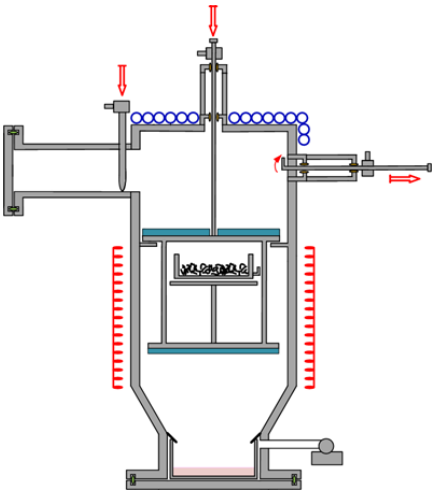


Fig. 2. Salt separation system during distillation.

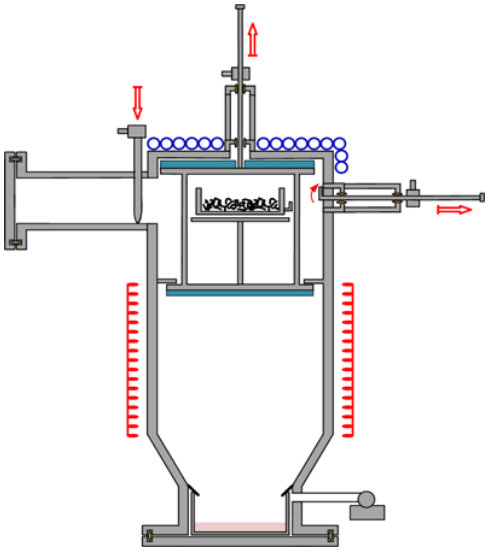


Fig. 3. Salt separation system during crucible cooling.

# 조사 U-Mo 분산핵연료 중 U, Pu, Nd 동위원소, 방사성핵종 정량 및 연소도 측정

**김정석***, 전영신, 박양순, 김영복, 송병철, 강병만, 박재일, 하영경
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*njskim1@kaeri.re.kr

## 1. 서론

높은 중성자속을 유지할 수 있고 사용한 핵연료의 처분이 용이한 차세대 연구로용 핵연료로서 고밀도 우라늄의 U-Mo 분산핵연료 개발이 전세계적으로 진행 중에 있다. U-Mo 고밀도핵연료의 개발 및 성능검증이 완료되면 현재 연구용원자로에서 사용되고 있는 uranium silicide 핵연료는 U-Mo 분산핵연료로 전환될 것으로 기대되며, 현재 건설이 진행 중인 기장 수출용 신형 연구용원자로(KJRR)에도 플레이트 타입의 U-Mo 분산핵연료가 사용될 예정이다. 조사된 분산핵연료의 화학적 조사후시험(연소도측정 및 핵종분석 등)을 수행하기 위해서는 핵연료의 용해와 분석과 관련된 성분원소의 분리 및 분석기술이 확립되어야 한다[1]. U-Mo 분산핵연료는 알루미늄 플레이트 피복제로 둘러쌓여 있기 때문에 일반적인 핵연료 용해방법(질산용해 등)으로는 효과적으로 용해시킬 수 없으며 방법개발이 필요하다. U, Pu, Nd 등 분산핵연료 성분원소 분석에 동위원소희석 열이온화질량분석(ID-TIMS) 기술이 이용되었다. 이 방법은 핵연료 중의 성분원소들의 균질분포와 핵분열성 동위원소의 밀도를 동시에 측정할 수 있는 장점 뿐아니라 정밀도 및 정확도가 매우 우수(1% 이상) 한 것으로 알려졌다[2].

본 연구에서는 앞서 미조사 U-Mo 분산핵연료를 이용하여 확립한 용해, 분리 및 질량분석 기술을 응용하여[3], 하나로에서 조사시킨 U-Mo 분산핵연료 중의 U, Pu, Nd 및 성분 동위원소들을 U-233, Pu-242 및 Nd-150을 스파이크로 이용하는 동위원소희석 질량분석기술로 동시정량하고 이를 기반으로 핵연료 연소도를 측정하였다. 또한 핵연료특성 및 연소도에 대한 평가원소로 이용할 수 있는 방사성핵종들을 정량하기 위하여 핵연료 용해용액 일정량을 취하여 희석후 화학적 분리없이 감마선분광분석을 수행하였다.

## 2. 실험 및 결과

### 2.1 조사 U-Mo 분산핵연료 용해 및 시료준비

본 연구에 사용한 조사 U-Mo 분산핵연료는 U-7wt% Mo(19.75wt% U-235 enrichment)과 Al-5wt%Si 분말 혼합체의 핵연료심재 및 Al 6061 plate 피복재로 구성되었다. 분산핵연료 중의 U, Pu, Nd 및 성분 동위원소와 방사성핵종 정량 및 화학적 방법에 의한 연소도측정을 위한 전반적인 과정은 Fig. 1과 같다. 핵연료용해는 피복재를 용해하는 1단계와 심재핵연료를 용해하는 2단계 과정을 연속적으로 수행하였다. 각 시편 용해용액을 일정량씩 취하고 희석하여 감마선분광분석 및 동위원소희석 질량분석을 위한 시료를 준비하였다.

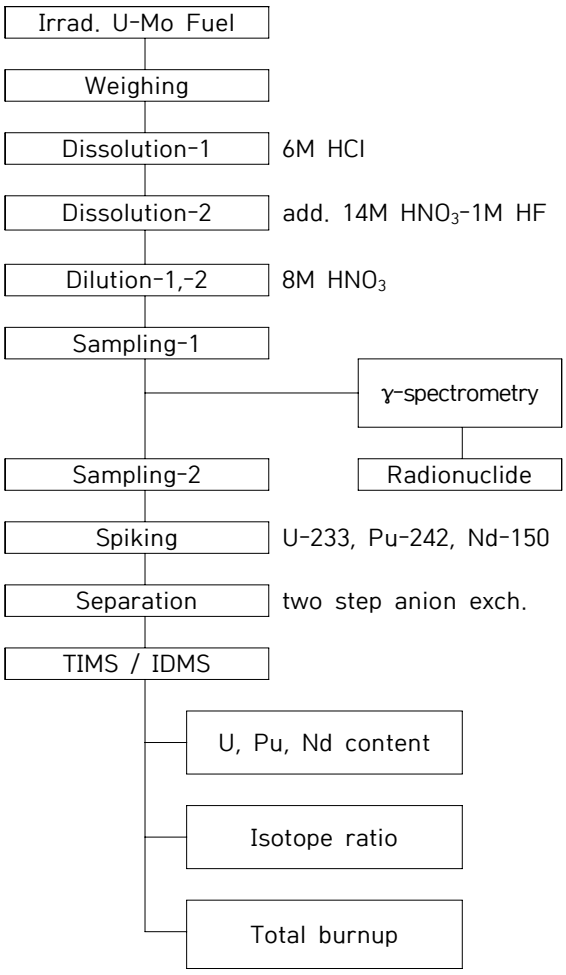



Fig. 1. Analytical processes for the determination of U, Pu, Nd isotopes, radionuclides and total burnup for the irradiated U-Mo dispersion fuel.

### 2.2 감마선분광분석에 의한 핵종분석

고방사성의 분산핵연료시료 중의 방사성핵종 분석을 위하여 질량분석용 시료와 별도로 핵연료용해 용액 일정량을 취하여 희석 후 일정량을 계측용기에 담아 감마선분광분석을 수행하였다(Table 1 및 Fig. 2). Table 1에 나타난 바와 같이 8종의 주요 핵종이 검출되었으며, Cs-137, Ce-144, Ru-106 및 Nb-95가 높은 방사능을 보였다.

Table 1. Distribution of gamma emitters in the irradiated U-Mo dispersion fuel samples

| Nucl. | Activity (Bq/g-sample) | | |
|---|---|---|---|
| | 8-C-2 | 8-C-1 | 6-C-1 |
| $^{134}$Cs | $2.39\times10^{9}\pm1.21\times10^{7}$ | $2.14\times10^{9}\pm9.91\times10^{6}$ | $2.20\times10^{9}\pm1.18\times10^{7}$ |
| $^{60}$Co | $< 3.73\times10^{6}$ | $< 2.88\times10^{6}$ | $< 3.80\times10^{6}$ |
| $^{137}$Cs | $7.60\times10^{9}\pm3.15\times10^{7}$ | $6.62\times10^{9}\pm2.37\times10^{7}$ | $6.74\times10^{9}\pm2.72\times10^{7}$ |
| $^{144}$Ce | $7.25\times10^{10}\pm1.56\times10^{8}$ | $6.43\times10^{10}\pm1.23\times10^{8}$ | $6.49\times10^{10}\pm1.41\times10^{8}$ |
| $^{154}$Eu | $1.43\times10^{8}\pm1.90\times10^{7}$ | $1.27\times10^{8}\pm1.67\times10^{7}$ | $1.45\times10^{8}\pm1.40\times10^{7}$ |
| $^{106}$Ru | $7.29\times10^{9}\pm2.00\times10^{8}$ | $6.20\times10^{9}\pm1.43\times10^{8}$ | $6.30\times10^{9}\pm7.43\times10^{7}$ |
| $^{125}$Sb | $3.26\times10^{8}\pm1.86\times10^{7}$ | $2.85\times10^{8}\pm1.56\times10^{7}$ | $2.95\times10^{8}\pm1.96\times10^{7}$ |
| $^{95}$Zr | $5.82\times10^{9}\pm3.24\times10^{7}$ | $5.07\times10^{9}\pm2.68\times10^{7}$ | $5.13\times10^{9}\pm2.96\times10^{7}$ |
| $^{140}$Ba | $< 4.52\times10^{7}$ | $< 3.41\times10^{7}$ | $< 4.62\times10^{7}$ |
| $^{95}$Nb | $1.28\times10^{10}\pm3.11\times10^{7}$ | $1.11\times10^{10}\pm2.40\times10^{7}$ | $1.11\times10^{10}\pm2.70\times10^{7}$ |

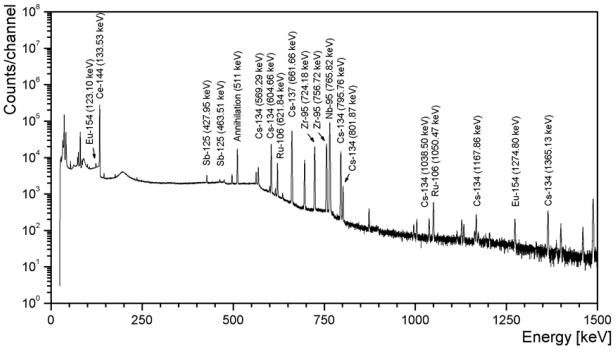



Fig. 2. γ-spectrum for an irradiated U-Mo dispersion fuel sample.

### 2.2 U, Pu, Nd 동위원소 정량 및 연소도측정

핵연료시료 중의 U, Pu, Nd 및 성분 동위원소(U-234, U-235, U-236, U-238, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242, Nd-143, Nd-144, Nd-145, Nd-145, Nd-148 및 Nd-150)들을 동시정량하고 연소도를 측정하기 위한 화학적 전처리, 2단계 음이온교환분리, 열이온화 질량분석 및 3중 스파이크(U-233, Pu-242, Nd-150)를 이용한 동위원소희석 질량분석(IDMS)은 당 연구실에서 확립한 절차[1,3]에 준하여 수행하였다.

## 3. 결론

미조사 U-Mo 분산핵연료를 이용하여 확립한 핵연료 용해, 핵연료 중의 U, Pu 및 Nd 분리, 질량분석기술을 조사 U-Mo 분산핵연료에 효과적으로 적용할 수 있었다. 여러 Nd 지표원소(Nd-148, Nd-145+146, Nd-total 등)를 이용한 연소도측정 및 상호비교, U, Pu 동위원소 상관관계를 이용한 핵연료분석이 가능하였다. 또한 방사성 핵분열생성물을 지표원소(Cs-137 등)로 이용하는 연소도측정 및 방사능비($^{134}$Cs/$^{137}$Cs 등)에 의한 상관관계 연구도 가능하였다. 질량분석 및 방사능측정 기술을 효과적으로 병행 이용할 경우 조사 U-Mo 분산핵연료에 대한 조사핵연료분석이 이루어질 것으로 기대된다.

## 4. 참고문헌


[1] J.S. Kim, Y.S. Jeon, K.S. Choi, B.C. Song, S. and W.H. Kim, "Burnup Measurement of Spent $U_3Si/Al$ Fuel by Chemical Method Using Neodymium Isotope Monitors", Nucl. Eng. Technol., 33(4), 375-385 (2001).

[2] K.L. Ramakumar, M.K. Saxena, V.A. Raman, V.L. Sant, V.D. Kavimandan, B.P. Datta and H.C. Jain, "Determination of Zirconium in U-Zr-Al and Pu-Zr-Al Alloys by Isotope Dilution Thermal Ionization Mass Spectrometry", J. Radioanal. Nucl. Chem. Art., 158(1), 13-21 (1992).

[3] 김정석, 전영신, 박양순, 탁영욱, 박재일, 박용준, "U-Mo 금속핵연료 용해 및 성분 U, Mo 및 동위원소 동시정량", 한국방사성폐기물학회 2014 추계학술발표회 논문요약집, 12(2), 155-156, 10.15～17, 2014, 여수.

# Ab initio 방법을 이용한 베릴륨 결함 에너지 및 베릴륨 내의 수소 거동 연구

**김동규**[1*], 김성렬[2], 김희문[2], 김용은[1], 홍권표[2], 안상복[2]
[1]충북대학교, 충청북도 청주시 서원구 충대로 1
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kdg0080@kaeri.re.kr

## 1. 서론

핵융합 과정에서는 일반수소, 중수소, 삼중수소, 헬륨, 중성자, 양성자 등이 핵융합로 내부에서 발생한다. 특히 삼중수소는 융합로 내벽재료에 침투하여 방사능폐기물 처리시 삼중수소 제거를 필요로 하며 제거방법으로는 가열방법을 통한 수소방출을 이용하고 있다.

따라서 이러한 융합로 재료 및 폐기물들의 삼중수소 거동 및 확산에 대한 연구가 이루어지고 있으며 여러 시험 및 계산에 의한 결과물들이 도출되고 있다. 본 연구에서는 융합로의 주재료인 베릴륨내 삼중수소의 거동을 알아보고자 Ab-initio 계산벙법을 적용하여 여러 가지 에너지를 계산해 보았다.

## 2. 본론

### 2.1 계산 이론

VASP(Vienna Ab initio Simulation Package)는 양자역학적 분자 동역학 시뮬레이션 패키지로 슈뢰딩거 방정식과 밀도 범함수 이론(DFT)을 기반으로 운영하는 전산코드이며 본 연구에서는 이 코드를 이용하여 계산을 수행하였다.

격자구조의 에너지 계산은 수많은 원자와 전자, 이온들 사이의 에너지 상호작용을 양자역학으로는 직접 풀 수가 없기 때문에 근사를 사용하여 계산을 간략하게 만들어야 한다. 원자핵과 전자의 계산은 원자핵이 전자보다 상대적으로 매우 무겁기에 전자에 대해서 정지해 있는 것으로 볼 수 있고 이는 Born-oppenheimer 근사식으로 나타낸다[1]. 전자와 전자간의 상호작용은 전자를 전자구름으로 가정하여 근사한 밀도 범함수 이론(DFT)을 통해 근사하여 전자밀도함수로 나타낸다. 전자간 상호작용에 의해 서로 위치가 맞교환 되는 과정에서 발생하는 전자교환에너지 역시 고려해야 한다[3]. 각각의 근사 된 에너지는 슈뢰딩거 방정식에서 퍼텐셜 에너지에 적용되어 계산한다.

### 2.2 계산 방법

VASP 계산에 필요한 매개변수는 INCAR로 입력되는 초기에너지, POSCAR파일로 입력되는 격자구조와 격자상수, KPOINT파일로 입력되는 브릴루앵 영역(Brillouin zone), POTCAR파일로 입력되는 전자밀도이다. 격자상수를 정의를 하기 위해서 베릴륨의 결정격자인 육방정계(HCP)를 구성하는 최소단위 기본격자 구조(Unit Cell)를 설정하고 이 기본격자에 대하여 가장 낮은 에너지를 가지는 구조를 최적화 과정을 통해 만들고, 만들어진 기본 격자구조가 가지는 격자상수를 계산에 사용하였다. Fig. 1에서 보듯이 최적화하여 얻은 격자상수는 a=2.28 Å, c=3.58 Å이다.

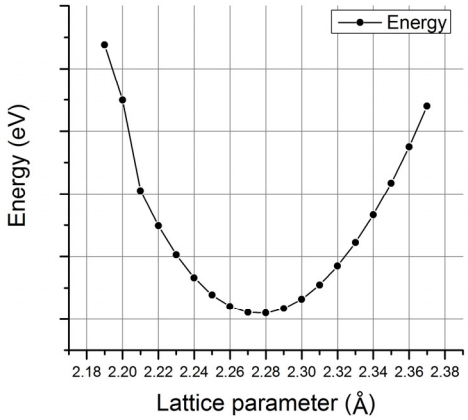



Fig. 1. Energy of the unit cell of the lattice parameter.

브릴루앵 영역은 격자구조에서 각 역격자점의 수직 이등분선에서 만들어진 영역에서 첫 번째로 만들어지는 영역이다. 제1 원리의 계산은 수직 이등분선이 첫번째로 만들어지는 영역에서 행해진다[4].

이 영역은 역 격자지점에서 추출된 점(K-point)으로 표현되며 각 격자당 계산에 사용할 영역을 지정해 준다.

그리고 근사된 전자밀도는 일반 그라데이션 근사식(GGA)을 사용하였다. 이는 격자구조 전반에 대한 특성에 대해서 국소밀도근사(LDA) 더 안정된 에너지를 알려준다[5]. VASP와 같이 제공되는 UltraSo

ft vanderbilt PseudoPotentials (USPP)를 사용해 GGA로 근사된 퍼텐셜 준위의 에너지범위를 낮은 값으로 안정시킨 근사구조를 사용한다[6].

계산에 사용되는 베릴륨 결정격자는 Fig. 2와 같이 36개의 원자로 구성되는 육방정계(HCP) 초격자 구조를 사용했다. 이 구조에서 원자 하나를 제거하여 결함에너지를 구하여 Ref[6]와 비교하였다.

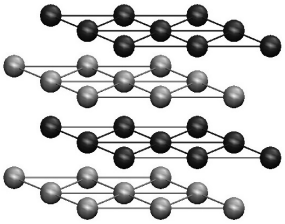


Fig. 2. 36 atoms composed of HCP Supercell.

빈격자점(Vacancy site)에 위치한 수소 동위원소의 위치 설정은 빈격자점의 경우 완성된 36개 초격자점에서 육방정계의 중심 격자점에 1개의 수소 동위원소를 설정 하였고, 격자 간극(Interstitial site)에 위치한 수소 동위원소는 육방정계의 격자 간극에 1개의 수소 동위원소 위치하였다.(Fig. 3 참조)

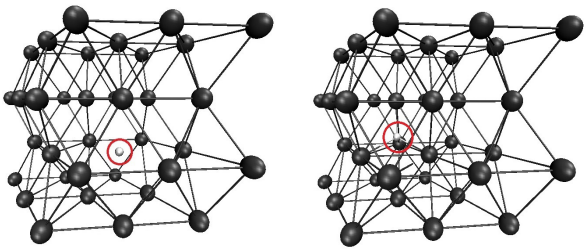


Fig. 3 . Hydrogen positions of Supercell (circle), vacancy sites (left), interstitial sites (right).

### 2.3 계산 결과

36개로 이루어진 초격자 구조(Super cell)에서 계산된 에너지와 그 결함에너지 , 결함격자점에 위치한 수소 동위원소별 에너지, 격자 간극에 위치한 수소 동위원소별 에너지 결과를 Table 1, 2에 나타내었다.

Table 1. calculated for a 36 atoms super-cell

| | Energy |
|---|---|
| 36 atom cell | -134.574 eV |
| Ref[6] | -134.525 eV |
| Vacancy EN | 0.99 eV |
| Ref[6] | 0.98 eV |

Table 2. hydrogen isotopes in vacancy sites of Supercell

| | total Energy |
|---|---|
| H | -131.896 eV |
| D | -131.896 eV |
| T | -131.896 eV |

Table 3. hydrogen isotopes in interstitial sites of Supercell

| | total Energy |
|---|---|
| H | -136.043 eV |
| D | -136.043 eV |
| T | -136.043 eV |

본 결과에서는 수소에 대한 동위원소별 에너지차이는 거의 없는 것으로 나타났다. 그러나 빈격자점의 공간이 수소보다 매우 커서 여러 수소원자를 추가하여 계산할 필요가 있다.

## 3. 결론

계산 결과 베릴륨 36개로 초격자 구조에 위치한 수소 동위원소 간의 에너지 차이는 보이지 않았다. 그러나 이번 연구에서는 빈격자점나 격자 간극에 위치만 고려하여 계산을 실행하였고 빈격자점이나 격자 간극의 공간과 수소원자의 크기차이 고려하지 않았기 때문에 향후 빈격자점 공간과 수소 원자의 크기 차이를 적용한 초격자 모델을 구성하여 다시 계산하여 에너지 차이를 연구할 예정이다.

## 4. 참고문헌


[1] M. Born and R. Oppenheimer Annalen der Physik, vol.389, Issue 20, 457.

[2] P. Hohenberg, W. Kohn. Phys. Rev. 136, B 864.

[3] W. Kohn, L. J. ShamPhys. Rev. 140, A1133

[4] F. Bolch Phys. Rev. 52 555 (1929).

[5] N. A. W. Holzwarth and Y. Zeng, Phys. Rev. B 51, 13653 1995.

[6] M. G. Ganchenkova and V. A. Borodin Phys. Rev. B 75, 054108.

# 단위바스켓 유동특성 평가

**유승환***, 방경식, 이주찬, 최우석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*shyu80@kaeri.re.kr

## 1. 서론

사용후 핵연료를 수송, 저장하는 용기의 안전성 분석 보고서에는 반듯이 열적 안전성 평가 항목이 포함되어야 한다. 정상조건 및 사고조건의 일부에 대해서는 축소 모델이나 원형 모델의 시험으로 안전성 평가를 수행하지만, 시험 비용이 많이 소요되기 때문에 대부분의 경우에는 해석 결과로 시험을 대체한다. 핵연료 집합체는 구조가 매우 복잡하기 때문에 복합한 형상을 해석하기 위해선 많은 모델링 시간과 해석 시간이 소요되고, 고성능 대용량 클러스터가 필수적이다. 수송 및 저장용기에는 다수의 사용후 핵연료 집합체가 장전되기 때문에 일반적으로 다공성 모델(porous media) 및 유효열전도도를 적용하여 집합체를 단순화하여 해석을 수행한다.

본 연구에서는 핵연료 집합체 한 다발을 포함하는 바스켓 내부의 유동만을 고려하여 다공성 모델의 상수(permeability)를 도출하는 방법을 검토하고자 한다. 또한 핵연료 집합체 한 다발을 상세 모델링 하여 유동 특성을 분석하고, 한 다발을 단순화 할 수 있는 단순화 모델을 제안한다. 제안한 모델로 다공성 모델의 상수를 계산 및 비교 평가하여 제안한 모델을 검증한다.

## 2. 본론

### 2.1 PLUS-7 사용후핵연료집합체 모델링

핵연료 집합체는 한다발씩 바스켓 내부에 장전이 되고, 바스켓 내부에서는 핵연료집합체의 붕괴열로 인한 자연대류로 하단에서 상부 쪽으로 유동이 발생하게 된다. 집합체를 구성하고 있는 복잡한 구조물로 인하여 전단응력이 발생하고, 이는 유동저항으로서 유속에 영향을 미친다.

핵연료집합체는 상하단 고정체를 제외하면, 핵연료 집합체에 지지격자가 반복적으로 배치되어 있다. 바스켓 내부에서 유동저항을 평가하면, 내부 유체가 지나갈 수 있는 영역의 크기에 반비례하여 유동저항이 증가할 것이다. 전체 유동저항의 크기를 고려하면 상단 고정체와 하단 고정체는 높이가 집합체와 지지격자에 비해 상대적으로 작기 때문에 전체 유동저항 크기에 영향이 미비하다고 가정하고, 유동저항을 평가할 때에는 상하단 고정체를 고려하지 않았다. 본 해석에서의 집합체 모델링은 Fig. 1과 같다.

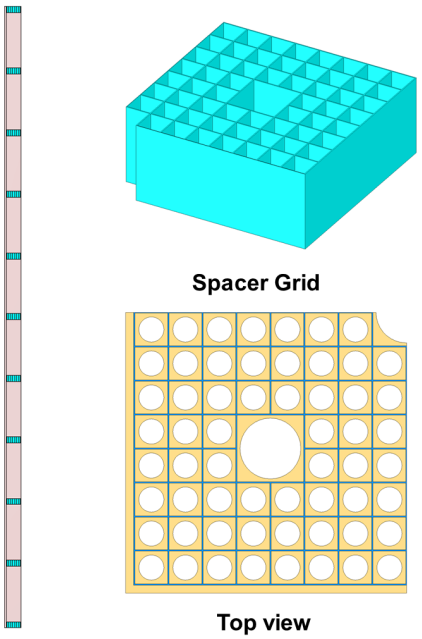



Fig. 1. Modeling of PLUS-7 fuel assembly.

### 2.2 내부 유동특성 평가

바스켓 내부의 핵연료 집합체의 붕괴열로 인하여 하단에서 상부로 자연대류 유동이 발생한다. 본 해석에서는 자연대류를 고려하지 않고, 하부에서 일정한 유속(0~0.1 m/s)으로 상단으로 흐르는 층류 강제대류 유동으로 대체 해석하였다. 높이에 따른 압력강하는 거의 선형적으로 나타나고 있고, 평균 유속은 주기적인 패턴을 나타나지만, 높이에 따라 평균 유속의 차이는 거의 없다. 압력강하가 선형적으로 나타나는 것은 높이에 따라 형상이 반복되어 벽에서 발생하는 유동저항이 일정하다는 것이다. 그리고 높이에 따라 압력계수가 선형적이기 때문에 다공성 모델에서 관성저항을 무시할 수 있고, 이러한 유동을 단순화에는 점성저항계수만 계산하면 될 것이다.

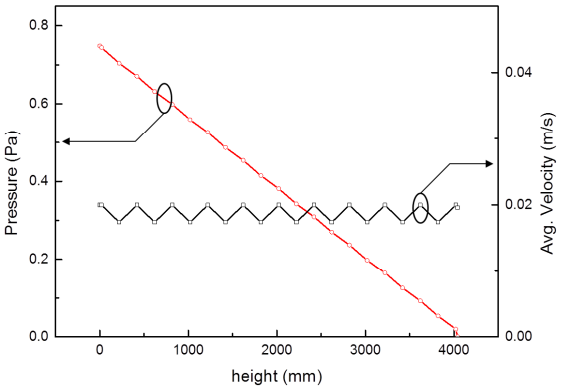



Fig. 2. Avg. static pressure and velocity with according to height.

### 2.3 점성저항계수 평가

핵연료집합체를 단순화하는 다공성 모델의 대표 계수인 점성저항계수를 비교 평가하였다. 점성저항계수는 표 1과 같이 이론적인 접근으로 마찰계수 방법, 수치해석을 통하여 전단응력 및 압력강하량으로 계산이 가능하다.

Table 1. Viscous resistance parameter

| Method | Friction factor | Wall shear stress | Pressure drop |
|---|---|---|---|
| Viscous resistance parameter | $\frac{32}{D_h^2}$ | $\frac{4\tau_w}{\mu V D_h}$ | $\frac{\triangle P}{L\mu V}$ |

계산결과는 Table 2와 같다. 두 번째, 세 번째 결과는 거의 비슷하지만, 첫 번째 결과는 다른 두 값 대비 약 50% 작게 계산되었다. 그 이유는 마찰계수를 적용하기 위한 과정에서 도입한 관내 층류 유동이라는 가정 때문인 것으로 보인다. 특성길이를 계산하여 형상 정보는 반영되지만, 바스켓 내부에서의 격자의 복잡한 형상으로 생성되는 전단응력 및 유동저항에 의한 압력 강하 등이 고려되지는 않는다. 따라서 그 값은 작게 계산될 수밖에 없다.

Table 2. Viscous resistance parameter calculations

| Method | Friction factor | Wall shear stress | Pressure drop |
|---|---|---|---|
| Viscous resistance parameter | 2.36E+05 | 5.17E+05 | 5.34E+05 |

## 3. 결론

핵연료집합체 한 다발을 포함하고 있는 바스켓 내부의 유동을 수치해석을 통하여 계산하였으며, 유동 특성을 분석하였다. 입구 영역에서 유동이 발달함에 따라 유동저항이 상대적으로 크게 발생하였지만, 입구 영역의 길이가 집합체의 길이보다 아주 작기 때문에 전체적인 압력강하에 미치는 영향은 미미하게 나타났다.

다공성 계수의 세 가지 방법으로 다공성 모델 계수의 점성저항계수를 비교 평가하였다. 첫 번째는 관내 유동이라 가정을 통한 이론적인 방법으로 두 번째는 전단응력으로, 세 번째는 압력강하량으로 계산하였다. 두 번째, 세 번째 결과는 거의 비슷하지만, 첫 번째 결과는 다른 두 값 대비 약 50% 작게 계산되었다. 그 이유는 특성길이를 계산하여 형상 정보는 반영되지만, 바스켓 내부에서의 격자의 복잡한 형상으로 생성되는 전단응력 및 유동저항에 의한 압력 강하 등이 고려되지는 않기 때문에 작게 계산될 수밖에 없다고 판단된다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 산업통산자원부(MOTIE)가 주관하는 방사성폐기물기술개발 사업의 지원으로 수행됨 (20147102173B).

## 5. 참고문헌

[1] Ansys, Ansys 15.0 User guide(2015).

[2] E. R. Lindgren and S.G. Durbin, “Laminar hydraulic analysis of a commercial pressurized water reactor fuel assembly”, NUREG /CR-7144(2013).

# 중수로 사용후핵연료 장기 열전달 특성 평가

**이성용**[1*], 이동규[1], 박제호[1], 정성환[2]
[1](주)코네스코퍼레이션, 서울특별시 서초구 명달로 65 5층
[2]한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로1312번길 70
*sylee@kones21.com

## 1. 서론

중수로 사용후핵연료의 장기 건전성을 평가하기 위해서는 저장기간 동안 온도변화 이력이 무엇보다 중요하다. 따라서 중수로 사용후핵연료 저장 바스켓 내부에 적용 가능한 열해석 모델을 개발하기 위해서는 중요한 열전달 메커니즘이 특성화되어야 하고 검증되어야 한다. 그리고 나서 검증된 모델을 적용하여 저장기간에 따른 사용후핵연료 온도이력을 도출 할 수 있으며 이러한 온도이력은 바스켓 열출력의 함수로 일반화시키는 것이 필요하다.

따라서, 본 연구는 중수로 사용후핵연료 장기 건전성을 평가하기 위한 온도이력을 도출하기 위해 콘크리트 사일로 건식저장시설의 바스켓 내부 열전달 특성에 대한 평가를 수행 하였다.

## 2. 본론

### 2.1 사용후핵연료 및 바스켓 제원

중수로 사용후핵연료의 피복관은 지르칼로이이며, 다발 당 37개의 연료봉으로 구성된다. 사용후핵연료의 외경은 10.24 cm이며 길이는 49.53 cm이다. 사용후핵연료는 습식 저장조에서 최소 6 년간 냉각되며 연소도가 7,800 MWD/MTU이다. 중수로 사용후핵연료 건식저장시설인 콘크리트 사일로에 저장된 사용후핵연료 저장 바스켓은 Fig. 1에 나타낸 것처럼 304 L 스테인리스강으로 제작 되었으며, 외경이 1.06 m이고 높이가 0.56 m인 원통형으로 중수로 사용후핵연료 60 다발을 장전할 수 있다.

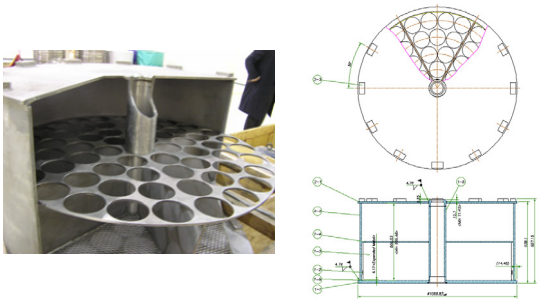


Fig. 1. Fuel Basket Structure.

### 2.2 열해석 모델

바스켓 내부 열전달을 평가하기 위해 상용 CFD 코드인 FLUENT 13.0을 사용하여 3차원 열유동 해석을 수행하였다. 해석모델은 Fig. 2에 제시한 것처럼 사용후핵연료를 구성하는 37개의 연료봉 각각을 모델링 하였으며 대칭성을 고려하여 1/12 모델을 적용하였다. 경계조건으로 열원은 사용후핵연료 다발 당 6.08 W에 해당하도록 37개의 연료봉 각각에 대해서 적용하였고 라이너표면 온도는 시험조건인 96℃로 일정하게 적용하였다.

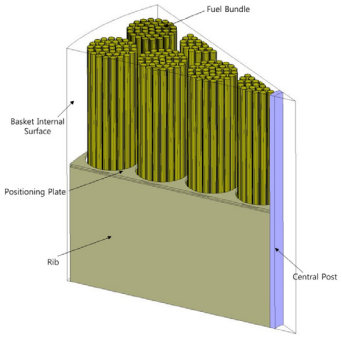



Fig. 2. Thermal Analysis Model for Fuel Basket.

### 2.3 열해석 모델 검증

바스켓 내부 열전달 해석 모델의 해석결과 검증을 위해서 AECL이 Whiteshell Research Lab.에서 수행한 바스켓 내부 열전달 시험결과와 해석결과를 비교하였다. 검증결과, Fig. 3에 제시한 것처럼 열해석 모델과 시험결과는 0.5%의 상대오차를 갖고 일치하였으며 바스켓 내부 열전달 예측을 위한 해석모델은 타당한 모델인 것으로 판단된다.

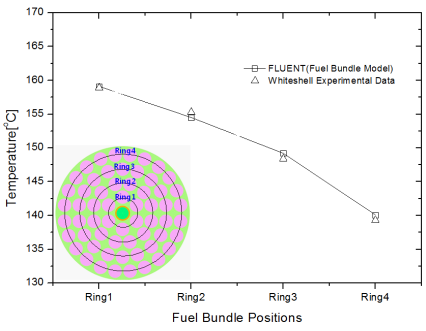



Fig. 3. Validation Results of the Heat Transfer Model for the Basket.

### 2.4 열해석 결과

2.4.1 저장기간 동안 온도이력

바스켓 내부에서 발생하는 열은 대부분 반경방향으로 소산되기 때문에 바스켓 반경방향의 온도분포가 매우 중요하다. 바스켓 반경방향으로 온도구배를 형성하게 되고 이러한 온도구배는 주로 사용후핵연료의 장전형태, 바스켓 설계 그리고 사용후핵연료를 지지하기 위한 구조물에 의해 결정된다. 열해석 결과, 초기 저장 시 사용후핵연료의 최대온도는 159.3℃로 온도구배가 가장 크게 나타났으며 저장기간이 길어짐에 따라 이러한 온도구배는 감소하였다. 바스켓 가장 내부에 위치에 있는 사용후핵연료와 가장 외곽에 위치해 있는 연료와의 온도차는 저장 초기에 19℃로 나타났으며 저장 50 년 후에는 11.5℃로 나타났다. Fig. 4에 나타나있듯이 시간이 지남에 따라 온도구배가 감소함을 알 수 있다.

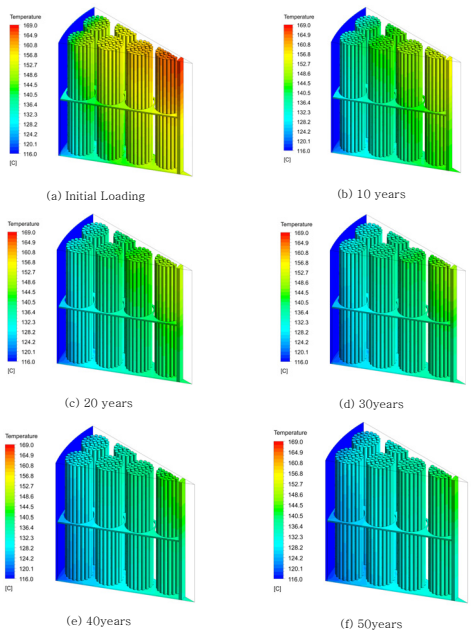



Fig. 4. Temperature Distribution with Dry Storage Periods.

2.4.2 바스켓 내부 온도구배 상관식

바스켓 내부 발생열에 대한 바스켓 외부 벽면과 사용후핵연료 사이의 온도 구배 관계는 지수함수형태로 적용하였다.

Fig. 5에 연료바스켓 출력의 함수로 표현된 사용후핵연료와 바스켓 라이너(벽면)사이의 온도 구배 및 상관식을 나타내었으며 온도구배 상관식은 다음과 같이 표현할 수 있다.

$$T_{fuel} - T_{liner} = 1.725 Q_b^{0.651} \quad (1)$$

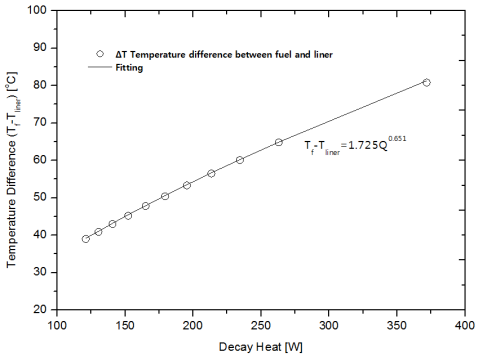



Fig. 5. Temperature Gradient between Fuel bundle and Liner.

## 3. 결론

본 논문에서는 콘크리트 사일로에 저장된 사용후핵연료의 장기 열화거동 분석을 위해 바스켓 내부 사용후핵연료의 열적 특성을 평가하기 위한 CFD 모델을 제시하였다. 해석모델은 실험결과와의 비교를 통해 검증하였다. 그리고 자연대류열전달 및 복사열전달을 고려한 열전달 해석 결과를 반영하여 저장 기간 동안 연료바스켓 내부 열 발생량의 함수로 온도구배 상관식을 도출하였다.

## 4. 참고문헌

[1] D. W. Patterson, M. L. Swanson, “Thermal analysis of the spent fuel storage basket AECL Technical Document”, AECL (1990).

[2] ANSYS, Inc., “ANSYS FLUENT User’s Guide”, (2010).

[3] D. W. Patterson, “Storage basket heat transfer assessment of the MACSTOR/KN-400 storage module AECL Technical Document”, AECL (2002).

[4] M. H. Chun, Y. H. Ryu, “Thermal analysis of a simulated CANDU 37-element spent fuel bundle with air backfill”, Nuclear Engineering and Design 199, 85-89 (2000).

# Creep Model for PWR Spent Nuclear Fuel

Ju-Seong Kim*, Hyo-Chan Kim, Yong-SikYang, Sung-Geun Kim, and Yang-Hyun Koo
Korea Atomic Energy Research Institute, 989-111 Daedeokdaero, Yuseong-gu, Daejeon, 305-353, Republic of Korea
*juskim@kaeri.re.kr

## 1. Introduction

After reactor operation spent nuclear fuel (SNF) has been stored in wet storage. The coolant temperature of wet storage is below 55℃. Due to low temperatures, cladding creep is not activated. However, after wet storage, SNF transferred to dry storage. Initial peak cladding temperature in dry storage is known around 400oC. Therefore, cladding creep in dry storage has been considered as a main degradation mechanism which can bring a gross rupture of the cladding. In general, cladding creep in dry storage is recognized as a thermal creep because the fast neutron fluence is very low compare to in-reactor condition. In this work, we reviewed the creep model of PWR cladding material.

## 2. Post-irradiated creep models

CSFM model

Creep deformation map of zirconium alloys was proposed for the first time [1, 2]. Creep deformation mechanisms has general five categories: high stress deformation, diffusion controlled dislocation creep, grain boundary sliding, diffusional creep and athermal creep. The proposed model follows in the form of the power law creep.

$$\dot{\epsilon} = ADexp\left(\frac{-Q}{RT}\right)\left(\frac{Eb}{kT}\right)\left(\frac{b}{d}\right)^p\left(\frac{\sigma}{E}\right)^n \quad (1)$$

Where A is the constant, D is the diffusion coefficient, Q is the activation energy, E is the elastic modulus, b is the burgers vector, d is the grain size, k is the Boltzmann's constant, is the stress, p and n are the model constant stress exponent dependent upon the each mechanism, respectively.

JNES model

Ito et al. [3] and Kamimura et al. [4] performed creep experiment with irradiated cladding materials. The cladding material is low tin Zircaloy-4 with burnup range of 44-46 Gwd/tU. They formulated creep phenomenon based on the CSFM methodology. Creep equation consists of saturated primary creep strain and steady state creep rate.

$$\epsilon = \epsilon_p^s + \dot{\epsilon}t \quad (2)$$

where, $\dot{\epsilon}$ is the steady state creep rate and t is the time(hr) and $\epsilon_p^s$ is saturated primary creep strain as shown below

$$\epsilon_p^s = A_p\left(\frac{E}{T}\right)\left(\frac{\sigma}{E}\right)^{n_p}\exp\left(-\frac{Q_p}{RT}\right) \quad (3)$$

where, $A^p$ is the constant (K/MPa), $n_p$ is primary stress exponent, $Q_p$ is the primary creep activation energy and R is the gas constant. Steady state creep rate is convolution of high stress creep and low stress creep model.

$$\dot{\epsilon} = \dot{\epsilon}_L + \dot{\epsilon}_H \quad (4)$$

Where $\dot{\epsilon}_L$ is for the low stress regime, and $\dot{\epsilon}_H$is for the high stress regime.

EDF-CEA model

EDF-CEA [5]established Zircaloy creep model which has different form comparison with previous model. Assuming that the creep kinetics is governed by dislocation glide, creep is dependent on a static recovery and strain hardening. On the other hand, Herranz and Feria [6, 7] modified EDF-CEA model with their irradiated creep results. This creep model, so called CIEMAT model, covers a quite large range of stresses, temperatures and fast neutron fluences: Stress: 55-225 MPa, temperature: 350-420℃, Fluence:9E21 n/m$^2$.

$$\dot{\varepsilon}_\theta = f_1(\sigma_\theta)f_2(T)f_3(\phi t)t^{-0.5} \quad (5)$$

where, $f_1(\sigma_\theta) = \frac{a}{2}\sigma_\theta^b$, $f_2(T) = \exp(\frac{-c}{T+273})$, $f_3(\phi t) = \exp(-d\phi t)$, and other parameters are given in Table 1.

Table 1. Parameters of CIEMAT creep law

| Parameters | T<380℃ or $T \geq 380^oC, \sigma_\theta$ | $T > 380^oC$, $\sigma_\theta > 187\,MPa$ |
|---|---|---|
| a | 6E4 | 300 |
| b | 1.84 | 2.95 |
| c | 15000 | |
| c | 2.8E-22 | |

## 3. Results and discussion

The characteristics of the each creep model were summarized in Table 2. CSFM model provides a wide range of creep map. This model covers wide temperature range of room temperature to melting

temperature. However, the data base used in the modelling consists of the data of irradiated and un-irradiated zirconium alloys: Zircaloy-2, Zircaloy-4, and Zr-1Nb. In other words, this model cannot identity the creep dependency of material and irradiation effect.

Table 2. Characteristics of the creep models

| model | Temp (℃) | Stress (MPa) | Fluence (n/m2) | Hydrogen effect |
|---|---|---|---|---|
| CSFM | 25-1850 | 5-500 | NA | NA |
| JNES | 330-420 | 40-310 | 6.1-8.2E21 | NA |
| EDF-CEA | 350-420 | 50-220 | 1.8-9E21 | NA |
| CIEMAT | 350-420 | 55-225 | 9E21 | NA |

JNES, CEA, and CIEMAT models are appropriate for the spent nuclear fuel creep during dry storage. Creep model of JNES is a function of stress and temperature. The model contains irradiation effects but not a function of neutron fluence. In addition, JNES model consists of low stress regime and high stress regime but only can be applicable to low burn-up spent nuclear fuel. On the other hand, CEA and CIEMAT models can be applicable to low to high burn-up SNF. These models contain the irradiation hardening effect; however, they cannot distinguish the hydrogen effects on the material.

After vacuum drying followed by dry storage, cladding temperature increase abruptly but the temperature decrease slowly with increase in time. The following equation is the proposed temperature history during dry storage based on the decay heat of fuel assembly and cask system [8].

$$T_k = 517.48 + 155.52\exp(-0.0877t) - 0.6922575t \quad (6)$$

where, t is time in year, and T is temperature in kelvin. To evaluate the creep behavior of the maximum low burnup fuel of 45 Gwd/tU during dry storage, CEA-EDF model and JNES model was used and the cladding temperature is presumed to follow the above temperature history. It was assumed that hoop stress of cladding is proportional to the temperature history based on the idal gas law and the model covers the temperature below 330℃. This assumption is conservative because stress decreasing with decreasing temperature and creep is hard to activate at low temperatures. Figure 1 shows the creep strain during dry storage when the fast neutron flux was 4.5E21. The behavior of cladding strain is far different. However, the models showed that creep strain is far below 1% creep strain, which is a previous criterion to determine creep failure.

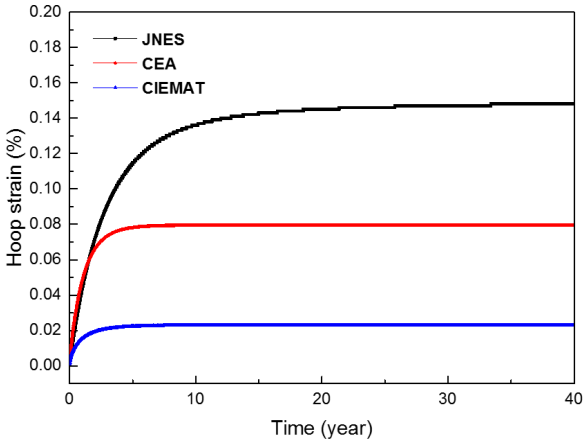


Fig. 1. Hoop strain during 40-year dry storage.

## 4. Conclusions

EDF-CEA and JNES creep model showed that creep strain of 45 Gwd/tU during dry storage is far below 1% creep criterion. However, these creep models have some limitation in evaluating creep during long-term dry storage: low temperature creep and hydrogen effect on creep. Therefore, hydride effect on cladding creep is required for evaluating the post irradiation creep behaviors. Post-irradiation creep model for PWR SNF is required for the dry storage operation for the safe storage of SNF.

## 5. Acknowledgement

This work was supported by the Radioactive Waste Management Technology Program of the Korea Institute of Energy Technology Evaluation and Planning (KETEP) granted financial resource form the Ministry of Trade, Industry & Energy, Republic of Korea (No.20141710201660)

## 6. References

[1] B.A. Chin, M.A. Khan, J.C.L. Tarn, in, 1986.
[2] B.A. Chin, E.R. Gilbert, Nuclear technology, 85 (1989) 57-65.
[3] K. Ito, K. Kamimura, Y. Tsukuda, Proceedings of the 2004 International meeting on LWR fuel performance, (2004) 440-451.
[4] K. Kamimura, N. Kohno, K. Itoh, Y. Tsukuda, T. Yasuda, M. Aomi, K. Murai, H. Fujii, Y. Senda, IAEA-CN-102/27, (2003) 375-385.
[5] P. Bouffioux, S. Leclercq, C. Cappelaere, T. Bredel, in: Radioactive Waste Management and Environmental Remediation: ICEM 01, Bruge, Belgium, Sept. 30-Oct. 4, 2001.
[6] L.E. Herranz, F. Feria, Progress in Nuclear Energy, 52 (2010) 634-639.
[7] F. Feria, L.E. Herranz, Progress in Nuclear Energy, 53 (2011) 395-400.

# 콘크리트 저장용기 입·출구 Bird-screen의 Mesh 크기에 따른 열 유동시험

**방경식***, 유승환, 이주찬, 서기석, 최우석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nksbang@kaeri.re.kr

## 1. 서 론

저장관련 법규인 10CFR72[1] 및 NUREG-1536 [2]의 규정에 따라 콘크리트 저장용기는 피동 열 제거시스템을 갖추어야 한다. 콘크리트 저장용기 주요 차폐체인 over-pack 내의 콘크리트는 열 적 특성이 좋지 않기 때문에 콘크리트 저장용기의 over-pack에 공기 입구 및 출구를 설계하여 피동 열 제거시스템을 구성하게 된다. 콘크리트 저장용기의 공기 입구 및 출구의 개구부에 설치되는 bird-screen은 mesh 규격에 따라 열 제거성능에 미치는 영향이 달라질 것이다. 전산 soft-ware를 사용하여 bird-screen의 mesh 크기에 따른 영향을 해석적으로 평가하기는 매우 어렵다. 따라서, 정상조건하에서 공기 입구 및 출구의 개구부에 설치되는 bird-screen mesh 규격을 여러 가지로 적용한 열 유동시험을 수행하여 mesh 크기에 따른 열 제거성능을 평가하였다.

## 2. 열 유동시험

### 2.1 시험모델

열 유동 성능시험에 사용된 시험모델은 콘크리트 저장용기의 full scale 모델로 사용후핵연료가 장전되는 canister와 over-pack으로 구성되었다. Over-pack에는 경수로 사용후핵연료 집합체로부터 발생하는 붕괴열을 thermo-siphon 현상에 의해 외부 환경으로 적절히 열을 제거할 수 있도록 피동 열 제거 시스템이 설계되어 있다. 피동 열 제거 시스템은 하부에 공기 흡입구 4개 및 상부의 공기 출구 4개로 구성되어 있으며, 하부에는 공기 흡입구를 통해 들어온 공기가 적절히 분배될 수 있도록 방사형 구조물이 설계되어 있다.

콘크리트 저장용기의 열 유동 성능시험에서 온도를 측정하기 위한 열전대는 canister 표면, over-pack 내부표면, over-pack 내부의 콘크리트 및 over-pack 외부표면에 34°, 124° 및 214° 방향으로 각 6개씩의 열전대를 부착하였으며, 공기 입구 및 출구에 각 3개, 그리고 뚜껑 부위에 2개를 포함하여 총 80개의 열전대를 부착하였다.

유속을 평가하기 위한 유속계로는 두 가지 type을 사용하였다. 시험모델의 공기 입구는 낮은 온도 영역에서 사용되는 열선(hot wire type) 유속계를 사용하였으며, 공기 출구에는 비교적 높은 온도에서 사용할 수 있는 바람개비(vane type) 유속계를 사용하였다.

### 2.2 열 유동시험

열 유동시험은 Fig. 1과 같이 시험 건물 내에 시험모델을 설치하고, 태양 복사열이 없는 고요하고 정지된 주변온도에서 전기히터로부터의 총 열 유량은 16.8 kW를 적용하여 수행하였다. 시험은 공기 입구 및 출구 개구부에 mesh 규격에 따른 bird-screen을 설치한 후 열전대와 측정계통이 이상 없이 작동하는 것을 확인하고 전기히터를 가동하여 정상조건하에서 모델의 온도분포가 열평형 상태에 도달한 후 이틀 동안 그 상태를 유지하였다. Bird-screen mesh의 규격에 따른 열 유동시험은 Table 1과 같이 4개의 경우에 대하여 수행되었다.



Fig 1. Test House.

Table 1. Bird-screen Mesh Size

| Mesh | Wire Dia.(mm) | Opening (mm) | Open Area(%) |
|---|---|---|---|
| 4 | 0.71 | 5.64 | 78.9 |
| 6 | 0.71 | 3.53 | 69.6 |
| 8 | 0.71 | 2.46 | 60.2 |
| 10 | 0.71 | 1.40 | 43.6 |

Table 2. Maximum Temperature

| 구분 \ 위치 | Temperatures (℃) | | | | |
|---|---|---|---|---|---|
| | Canister Surface | Over-pack | | | Amb. |
| | | Inner Surface | Concrete Center | Outer Surface | |
| 4 | 131 | 54 | 39 | 31 | 20 |
| 6 | 123 | 45 | 31 | 23 | 10 |
| 8 | 139 | 63 | 47 | 39 | 26 |
| 12 | 140 | 65 | 49 | 39 | 26 |

첫 번째 열 유동시험은 미국의 Hi-Storm 100 콘크리트 저장용기에 적용된 mesh 규격인 #6을 적용하여 수행하였다. 시험모델의 온도분포는 약 216 시간 경과한 후 열평형 상태에 도달하였으며, 주변온도는 평균 약 10℃로 측정되었다. 시험모델에서 측정된 최고온도는 Table 2에서와 같이 canister 표면에서는 123℃, over-pack 내부표면은 45℃, over-pack 내부의 콘크리트 중심은 31℃, 그리고 over-pack 외부표면은 23℃로 측정되었다.

Bird-screen mesh의 규격에 따른 열 유동시험은 3월 초에 시작하여 5월 중순에 종료되었다. 따라서, 시험건물 내의 모델 주변온도는 Table 2에서와 같이 10 ~ 26℃로 측정되었다.

콘크리트 저장용기의 canister 표면의 온도는 피동 열 제거시스템을 통해 들어오는 공기의 영향을 직접적으로 받게 된다 [3]. 따라서, 가장 높게 측정된 주변온도인 26℃로 가정해 보면, mesh 4, 6, 8, 12의 경우에 Canister 표면온도는 각각 137℃, 139℃, 139℃, 140℃로 평가할 수 있으므로, 온도차는 1℃ ~ 3℃로 나타났다. 따라서, mesh의 크기 변화가 canister 표면의 온도 상승에 미치는 영향은 미미한 것으로 평가된다.

Over-pack에서의 온도는 열 관성이 발생하므로 주변온도의 차이보다는 다소 작게 나타날 것이다. 그렇지만 단순 비교를 위해 주변온도 차만큼을 고려해 보면,

- 내부표면의 온도차는 1 ~ 5℃, 콘크리트 중심의 온도차는 2 ~ 4℃로 나타났다. 이것은 mesh의 크기 변화가 over-pack 구성품의 온도 상승에는 영향을 미치는 것으로 평가된다.

- Over-pack 표면의 온도차는 거의 없는 것으로 나타났다. 따라서, canister 표면에서와 마찬가지로 mesh의 크기 변화가 over-pack 표면의 온도 상승에 미치는 영향은 미미한 것으로 평가된다.

Mesh 4, 6, 8, 12의 경우에 피동 열 제거시스템을 통해 자연대류에 의해 외부로 전달되는 열은 각각 84.8%, 78.1%, 74.9% 및 68.8%로 평가되었다. 따라서, mesh의 크기가 작아질수록 피동 열 제거시스템을 통해 자연대류에 의해 제거되는 열은 작아지고, 콘크리트 저장용기의 온도는 높아짐을 알 수 있다.

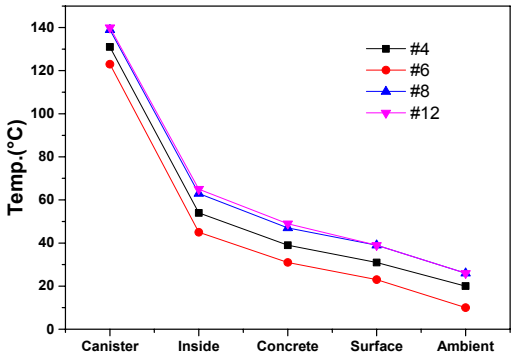



Fig. 2. Temperature according to Mesh Size.

## 3. 결 론

콘크리트 저장용기의 공기 입.출구 개구부의 bird-screen mesh 규격에 따른 열 유동시험결과 mesh의 크기 변화가 온도 상승에 미치는 영향은 다음과 같다.

ⅰ) Canister 표면과 over-pack 표면의 온도 상승에 미치는 영향은 미미한 것으로 평가되었다.

ⅱ) Over-pack 구성품의 온도 상승에는 영향을 미치는 것으로 평가되었다.

ⅲ) Mesh의 크기가 작아질수록 피동 열 제거시스템을 통해 자연대류에 의해 제거되는 열은 작아지고, 콘크리트 저장용기의 온도는 높아졌다.

## 4. 참고문헌

[1] U.S Code of Federal Regulations, Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel and High-level Radioactive Waste, Part 72, Title 10, "Energy", 2005.

[2] NUREG-1536, Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Cask Storage Systems, U.S. NRC Washington, DC, July 2010.

[3] Bang, K.S., Yu, S.H., Lee, S.H., Lee, J.C., and Seo, K.S., 2015, "Experimental Investigation of Heat Removal Performance of a Concrete Storage Cask", Annals of Nuclear Energy 85, 679-686.

# 보론함유 $UO_2$ 소결체 및 미소셀 $UO_2$ 소결체 연소시험

**김대호***, 양용식, 김효찬, 인왕기, 구양현, 양성우, 박승재, 조만순
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kdh@kaeri.re.kr

## 1. 서 론

경수로 원전용 핵연료의 초고연소도 및 고성능의 기술적 욕구를 확보하기 위한 다양성 연구가 진행되고 있다. 후쿠시마 원전사고이후 경제성 보다는 안전성이 우선하는 핵연료의 연구개발 패러다임으로 전환되었다.

한국원자력연구원에서 개발되고 있는 비희토류 중성자 흡수봉 소결체인 Boron-bearing $UO_2$ 소결체는 희토류 자원전쟁으로 인하여 희토류 중성자 흡수물질의 공급이 원활하지 못할 경우를 대비하여 원전의 비상노심을 유지하고 국가전력기반을 안정적으로 유지하고자 하는 선도적 기술이다. 현재 가동중 원전의 가연성 중성자 흡수물질로 사용되고 있는 가돌리니아의 경우 100% 수입에 의존하고 있는 실정이다. 중국 등의 자원 강대국에서 희토류 자원전쟁이 본격화되면서 자원빈국인 우리나라의 경우 자칫 원전가동이 불가능한 상태가 될 수 있는 상황이 도래할 수 있다. 국책연구기관으로써 원전의 안정적 가동을 목적으로 가돌리니아를 대체할 수 있는 기술기반을 확보하는 것이 본 연구의 주목적이다.

후쿠시마 원전사고이후 세계적인 관심으로 연구개발이 진행되고 있는 사고저항성 핵연료의 일환으로 개발된 미소셀 $UO_2$ 소결체의 연소시험이다. 후쿠시마 사고로 원전의 사고로 인한 핵연료용융 등이 발생하지 않는 완전피동형 시스템이 요구되어지고 있으며, 핵연료 또한 원전의 이상상태에서 사고로 전환되는 과정을 지연시킴으로써 피동형 원전의 기능을 보조하는 중요한 역할이 필요하게 되었다. 사고 저항성핵연료(Accident Tolerant Fuel)의 일환으로 개발된 미소셀 $UO_2$ 소결체는 기지 밖으로 핵분열생성물 방출을 억제하는 기능을 한다. 미소셀 내에 Cesium 등의 핵분열생성물을 포획하여 소결체의 변형을 최소화하고 봉내압 감소 및 피복관과 소결체의 반응을 최소화하는 기능을 기대하고 있다. 이는 하나로의 연소시험을 통하여 미소셀 $UO_2$ 소결체의 건전성을 확인할 계획이다.

## 2. 본 론

### 2.1 연소시험 개요

두 종류의 소결체는 시험목적이 서로 상이하나 하나로 조사공의 이용률을 높이고 과제 수행 목적을 적절히 만족시키기 위한 복합시험으로 수행한다. 목표연소도에 유사한 시험연료봉의 축방향 배치를 통해 효과적인 연소시험을 수행하는 것이 기본적인 목표이나, 목표연소도의 차이가 발생함으로 중성자 제어기술을 이용하여 연소시험을 수행할 계획이다. Boron-bearing $UO_2$ 소결체의 목표연소도는 20,000 MWd/MTU이며, 미소셀 $UO_2$ 소결체의 목표연소도는 30,000 MWd/MTU로 계획하고 있다. 큰결정립 $UO_2$ 소결체 연소시험 및 가소성 소결체의 출력제어를 위해 허프늄을 이용한 중성자 제어기술이 적용되었다. 노심 핵설계를 통하여 Boron-bearing $UO_2$ 소결체는 두께 1.0 mm의 STS-304 튜브를 적용하였으며, 미소셀 소결체는 0.3 mm 두께의 하프늄 튜브를 적용하여 중성자제어를 통한 출력조절이 반영되었다.

연소시험에 사용될 리그 및 시험집합체는 하나로 OR 조사공 내부구조물과의 양립성이 유지되고 하나로 안전조건과 장기간의 조사기간 동안 기계적 건전성이 확인된 기존의 경수로용 신형소결체 조사시험용 무계장 캡슐 및 하이브리드 무계장리그를 적용하여 Fig. 1과 같이 Hybrid Rig-II가 설계·제작 되었다.

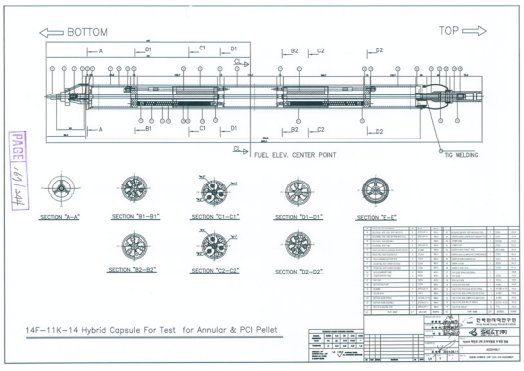



Fig. 1. Drawing of Hybrid Rig-II.

### 2.2 연소시험 조건

Boron-bearing $UO_2$ 소결체와 미소셀 $UO_2$ 소결체의 하나로 연소시험은 정상 가동 조건에서 OR-4 시험공을 이용하여 연소시험을 수행할 예정이다. 상세한 하나로 연소 조건은 다음과 같다.

○ 조사공 : 하나로 OR-4 조사공
○ Boron-bearing $UO_2$ 소결체 시험 핵연료봉 선출력

- 정상 운전시의 평균선출력 : 372.7 W/cm, at CAR 450 mm
- 가능한 최대 국부 선출력(Hot Spot) : 526.4 W/cm
- 시험연료봉의 위치는 하나로 노심 축방향 +12.5 cm 위치
- 최대 목표 연소도 : ~ 20 MWD/kgU

○ 미소셀 $UO_2$ 시험 핵연료봉 선출력
- 정상 운전시의 평균선출력 : 454.0 W/cm, at CAR 450 mm
- 가능한 최대 국부 선출력(Hot Spot) : 518.8 W/cm
- 시험연료봉의 위치는 하나로 노심 축방향 - 12.5 cm 위치
- 최대 목표 연소도 : ~ 30 MWD/kgU

○ 냉각수 유량 : 8.47 kg/s (at 209 kPa)

○ 냉각수 압력 : 0.4 MPa

### 2.3 연소시험 시편

Boron-bearing $UO_2$ 소결체의 목표연소도는 소결체 내 함유되어있는 보론의 연소가 완료되는 시점인 20,000 MWd/MTU까지이며, 1개의 시험연료봉에 5개의 상용크기 소결체를 장입한다. Boron 함유량에 따른 특성을 관찰하기 위하여 Boron 함유량을 달리한 3개의 시험연료봉을 연소시험하여 Boron- bearing $UO_2$ 소결체의 연소거동을 평가한다. 주요 시험내용은 비희토류 중성자 흡수 소결체의 외형변화, 미세조직변화, 보론 화합물 형상변화 및 봉내압변화 등을 확인하게 된다. 순수 $UO_2$ 소결체 5개를 장입한 시험연료봉 1개와 서로 다른 Boron이 함유된 시험연료봉 2개로 구성하였다. 연소 후 일련의 조사후시험과 He 생성량, Boron 잔류량 및 미세조직 등의 기술적 검증이 수행된다.

미소셀 $UO_2$ 소결체의 목표연소도는 하나로 연소조건에서 Gap Close가 발생하는 30,000 MWd/MTU이상이며, 1개의 시험연료봉에 5개의 상용크기 소결체를 장입한다. 순수 $UO_2$ 소결체와 세라믹-미소셀 $UO_2$ 소결체를 장입한 시험연료봉, 순수 $UO_2$ 소결체와 메탈-미소셀 $UO_2$ 소결체를 장입한 총 3개의 시험연료봉 연소거동을 확인할 계획이다. 미소셀 $UO_2$ 소결체는 첨가제의 성분과 조성을 다양하게 구성하고 소결체내 첨가제의 양은 임의로 조절하여 제조되었다. 연소 후 주요시험내용으로는 소결체의 외형변화, Cs의 분포, 핵분열생성물의 기지내 분포, 미세조직변화, 미소셀의 건전성, 봉내압 변화 및 피복관과 소결체의 접촉면 반응 정도를 확인하게 된다.

### 2.4 시험봉 분석 및 안전해석

조사시험에 따른 선출력 및 온도해석이 진행되었다. 시험핵연료의 하나로 OR-4 조사공에서의 한계선출력을 기준으로 핵연료 용융방지 온도(2837℃)와 ONB 온도(125℃) 및 냉각수 온도(40℃) 초과여부를 평가하였다. Fig. 1은 각 시험연료봉의 위치별 선출력 크기이며, Table 1은 연소시험용 시험연료봉 안전성 성능분석 결과이다.

Table 1. Safety Analysis of Irradiation Test

| 출력 | 정상운전 | 제어봉 인출 사고 | 펌프축 고착사고 |
|---|---|---|---|
| | 579.0 W/cm (한계선 출력) | 684.3 W/cm (최대선출력X130%) | 579.0 W/cm (한계선 출력) |
| 최대 연료봉 표면 온도 | 91℃ | 100℃ | 119℃ |
| 최대 핵연료 중심 온도 | 2130℃ | 2409℃ | 2153℃ |
| 최대 핵연료 hoop 변형률 | 0.23% | 0.52% | 0.26% |

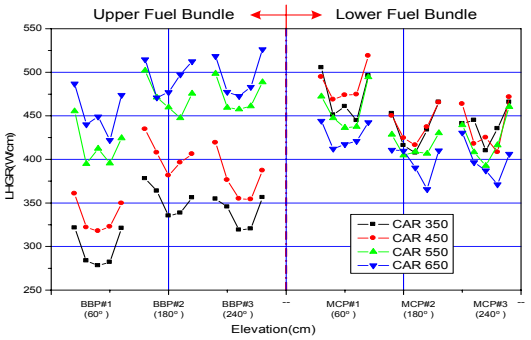



Fig. 1. LHGR of Test Fuel Rods.

## 3. 결 론

하이브리드 리그-II 핵연료 연소시험은 두 가지의 목적달성을 위하여 수행된다. 첫 번째 연소시험은 정부의 희토류자원의 공급불가상황을 대비하여 비상노심 구성을 위해 비희토류 중성자 흡수 물질인 Boron을 이용한 Boron-bearing $UO_2$ 소결체의 연소거동을 확인하기 위함이고, 두 번째 연소시험은 후쿠시마 사고이후 이슈화된 사고저항성을 높인 미소셀 $UO_2$ 소결체의 연소거동을 확인하는 시험이다. KAERI가 개발한 두 가지의 핵연료 원천기술은 현재 성공적으로 진행 중인 다목적 하이브리드 핵연료 연소시험과 같이 하나로 조사공의 효율적 이용기술 증대의 목적을 추가한다.

## 4. 감사의 글


본 연구는 미래창조과학부 지원 아래 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었다.
(NRF-2012—2012M2A8A5025824)


## 5. 참고문헌


[1] 김대호 외, 이중냉각 환형핵연료 1차 조사시험 및 조사후시험, 한국방사성폐기물학회 2014 춘계학술발표회, 2014. 5.

[2] 김대호 외, 이중냉각 및 원통형 핵연료 연구로 동시조사시험 기술, 한국방사성폐기물학회 2011 추계학술발표회, 2011. 11.

# PWR 사용후핵연료 콘크리트 저장용기의 운전제어 및 제한조건 개발

**백창열**[1*], 정성훈[2], 조천형[1]
[1]한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 가정로 168
[2](주)코네스코퍼레이션, 대전광역시 유성구 유성대로 798-1
*baegcy@korad.or.kr

## 1. 서론

방사성폐기물관리기술개발 중장기기획과제로 수행중인 "사용후핵연료 수송/저장시스템 상용화 기술개발" 과제의 PWR 사용후핵연료 콘크리트 저장용기는 21다발의 사용후핵연료를 캐니스터에 저장하여 콘크리트 저장용기 본체에 의해 구조적으로 보호되고 공기에 의한 자연대류 냉각방식을 채택한 피동형 건식 저장용기이다. 따라서 콘크리트 저장용기는 사용후핵연료 저장기간 동안에 특별한 제어의 필요성은 없으나 일상 운전에 따른 제어 및 제한조건을 미국 NRC의 표준심사지침인 NUREG-1536을 참조하여 개발하였다[1].

콘크리트 저장용기의 안전한 운전을 보증하기 위해 요구되며, 제어되어야 할 조건 및 변수는 설계특성뿐만 아니라 본 과제의 특정기술주제보고서(TR)에 기술한 정상조건, 비정상조건 및 사고조건(자연재해조건 포함)에 따른 안전성 해석결과에 근거하여 설정하였다[2].

## 2. 본론

### 2.1 운전제어 및 제한의 개발

#### 2.1.1 운전제한조건

콘크리트 저장용기가 안전하게 기능을 수행하는데 필요한 최소한의 성능으로 운전제한조건을 만족시키기 위해서는 사용후핵연료 피복재의 온도 제한치, 저장용기의 취급 및 운전 조건, 방사성물질의 누출방지, 작업자 및 일반 대중의 피폭을 ALARA로 유지하여야 한다. 주요 제한항목으로는 저장대상 사용후핵연료의 특성, 캐니스터 누설률, 콘크리트 저장용기 표면방사선량률/표면오염도, 저장용기 공기 입·출구 온도/운전성 검사, 저장용기 취급높이/이송차량 연료량 등이다.

#### 2.1.2 설계 특징

콘크리트 저장용기가 안전기능을 수행하는데 중요한 설계특징으로는 사용후핵연료를 저장하는 캐니스터와 이를 구조적으로 보호하기 위한 콘크리트 구조체(Fig. 1 콘크리트 저장용기 개략도 참조)로 구성되며 콘크리트 저장용기는 임계제어, 격납경계 건전성 유지, 열전달 제어, 방사선차폐 등을 위한 바스켓을 포함한 캐니스터와 저장용기 본체로 기계적 물성치, 열전달 제어를 위한 재료의 특성 및 치수, 붕괴열 제거를 위한 피동형 공기유로 형성을 위한 구조적 특성 등이다.

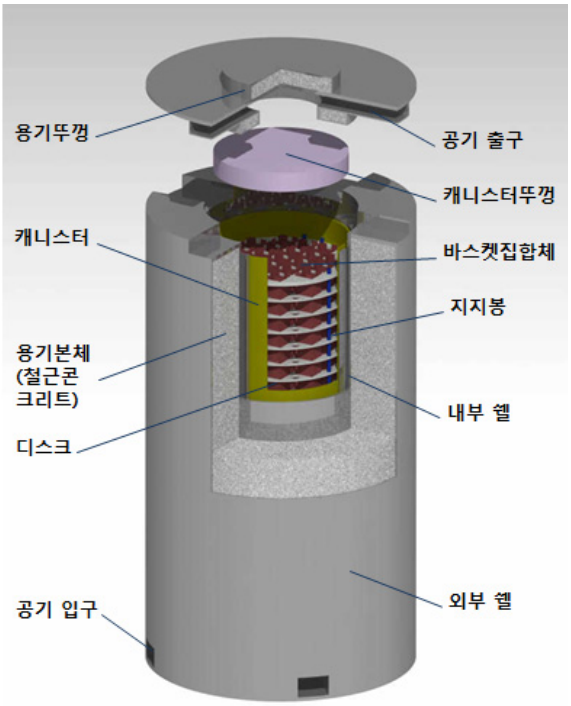



Fig. 1. Schematic Drawing of Concrete Storage Cask.

#### 2.1.3 훈련 모듈(Training Modules)

훈련 모듈은 운영자(Licensee)의 훈련 프로그램에 따라 개발되어야 한다. 훈련 모듈은 콘크리트 저장용기와 중간저장시설의 운영과 유지보수를 위한 포괄적인 프로그램이 필요하며 최소한 다음과 같은 항목을 포함하여야한다.

- ○ 콘크리트 저장용기 설계(개요)
- ○ 중간저장시설 설계(개요)
- ○ 시스템, 구조 및 구성요소

○ 콘크리트 저장용기 안전성 해석보고서/설계 승인서

○ 콘크리트 저장용기 기술시방서/규제요건

○ 필요 장비 및 사용/운영경험/운영 및 유지 보수 절차

2.1.4 운전제한 및 제어 개발

콘크리트 저장용기의 안전한 운전을 보증하는데 필요한 운전제어, 제한조건 및 변수는 본 과제의 특정기술주제보고서(TR)에서 기술한 정상/비정상 및 사고조건하에서 안전한 저장을 보장하기 위한 조건별 해석결과에 근거하여 설정하였다. 그 설정 내용의 요약은 아래 표(Table 1. 콘크리트 저장용기 운전제어 및 제한조건 안 참조)와 같다.

## 3. 결론

본 연구에서는 PWR 사용후핵연료 21다발을 콘크리트 저장용기에 건식저장 시 저장기간 동안 안전운전을 보증하기 위해 요구되며, 제어되어야 할 기술지침/제한조건을 USNRC의 NUREG-1536을 참조하여 정상조건, 비정상조건 및 사고조건(자연재해조건 포함)하에서 안전성 해석결과를 바탕으로 설정하였다. 향후, 사용후핵연료를 건식저장하는 경우 안전운영을 위한 운전제한조건으로 활용할 수 있을 것으로 판단된다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 산업통상자원부의 방사성폐기물관리기술개발 중장기기획과제의 일환으로 수행되었습니다.

## 5. 참고문헌

[1] NUREG-1536, “Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at a General License Facility”, Rev. 1, 2010.

[2] 콘크리트 저장용기 특정기술주제보고서(TR) Rev. 8, 2015.

Table 1. Cask Operating Controls and Limits

| Items | Condition to be Controlled | Requirements/limits |
|---|---|---|
| 1. Spent Fuel Characteristics | 1) Assembly Type and Physical Condition | Requirements in TR ch. 6<br>- Intact & mechanically sound |
| | 2) Max. Enrichment | |
| | 2) Max. Burnup | |
| | 3) Min. Cooling Time | |
| | 4) Assembly Dimension and Weight | |
| 2. Canister | 1) Helium Leak Rate | ANSI N14.5-1997(After closure weld)<br>- ≥ $1 \times 10^{-7}$ ref-cm³/sec |
| 3. Concrete Storage Cask | 1) Surface Radiation Dose Rate | ALARA<br>- ≥ 0.5 mSv/hr(once/week) |
| | 2) Surface Contamination | NSSC Notice 2014-50<br>- ≥ 4Bq/cm² |
| | 3) Air Inlet and Outlet Temperature | Requirements in TR ch. 4(Daily base)<br>- NC : ≥ 88℃, ONC : ≥ 105℃ |
| | 4) Air Inlet and Outlet Blockage | Requirements in TR ch. 4<br>- No blockage(Min. once/3days) |
| | 5) Handling Height | Requirements in TR ch. 3<br>- ≥ 0.6m |
| | 6) Fuel Quantity of Transfer Vehicle | Requirements in TR ch. 4<br>- ≥ 400ℓ |

# 사용후핵연료 금속겸용용기 안전성 입증시험

**이상훈**[1], 임종민[2], 양윤영[2], 최우석[2]
[1]계명대학교, 대구광역시 달서구 달구벌대로 1095
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*shlee1222@kmu.ac.kr

## 1. 서론

2024년 한빛원전부터 시작되는 사용후핵연료 저장조의 포화를 대비하여 한국원자력환경공단 주도로 한국형 사용후핵연료 수송저장시스템의 개발이 진행중이다. 개발 중인 시스템은 저장 전용인 콘크리트 용기와 수송, 저장 겸용인 금속용기가 있는데 두 시스템 모두 용접으로 밀봉되는 캐니스터에 사용후핵연료를 1차 포장한 후 적재하도록 설계되었다.

금속겸용용기는 기본적으로 수송법적요건을 충족하도록 설계되어 수송인허가 취득을 목표로 개발이 되었으며 별도의 저장인허가를 취득하게 되면 수송 및 저장 겸용으로 사용할 수 있게 된다. 사용후핵연료의 저장을 콘크리트 용기로 하게 되는 경우에도 캐니스터의 수송을 위하여 금속용기가 필요하다. 우리나라는 과거 KSC-1, KSC-4, KN-12, KN-18 등의 사용후핵연료 수송용기의 인허가 경험이 있으며 건식저장을 위한 인허가와 비교하여 상대적으로 법적, 기술적 체계가 잘 수립되어 있는 상황이다.

본 논문에서는 총 7년간의 기술개발의 결과로 개발된 금속겸용용기에 대한 간략한 소개를 하고, 이 용기가 법적 수송안전성 요건을 충족시키는지 검증하기 위하여 진행된 안전성 입증시험에 관한 내용을 다룬다.

## 2. KORAD21 금속겸용용기

KORAD21로 명명된 금속겸용용기는 총 21다발의 경수로 사용후핵연료를 저장할 수 있다. 상세한 사양은 다음 Table 1과 같다. 개발된 용기는 WH사 및 CE의 경수로핵연료를 모두 수용할 수 있도록 설계되었다. Fig. 1과 Fig. 2에 KORAD21의 개념도 및 시험모델을 도시하였다. 사용후핵연료를 1차 포장하는 캐니스터 및 탄소강 재질의 몸체 및 뚜껑, 몸체에 얇은 케이싱으로 부착되는 중성자 차폐체, 그리고 낙하 충격으로부터 용기를 보호하기 위한 충격완충체로 구성이 된다.

Table 1. Specifications of KORAD21C

| Items | Description |
|---|---|
| Capacity | 21 PWR F/A(WH &CE) |
| Design Basis Spent fuel | - BU: 45,000 MWD/MTU<br>- Enrichment: 4.5wt.% U235<br>- Cooling time: 10yrs<br>- Decay heat: 16.8 kw/ canister |
| Dimensions | - Cask: 2,216 mm φ X 5,285 mm L<br>- Canister: 1,686 mm φ X 4,880 mm L |
| Weight | - Cask: 104.7t(with loaded canister)<br>- Canister: 33.0t(with loaded fuel) |
| Material | - Cask: Forged carbon steel<br>- Canister: Stainless steel, BORAL (B4C+Al) orMETAMIC |



Fig. 1. KORAD21.

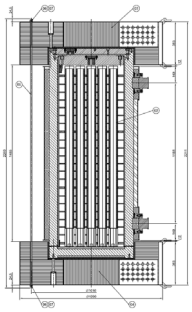


Fig. 2. Test model (1/3 scale).

## 3. KORAD21 낙하시험

### 3.1 낙하시험 요건 및 내용

KORAD21은 B형 운반용기로 분류되며 B형 운반용기의 사고조건을 고려한 법적 안전성시험요건은 원안위고시 제 2014-50호 제 47조에 명시되어 있다. 정상조건 및 사고조건 하에 운반용기의 구조적, 열적 건전성을 평가하기 위하여 저온시험, 고온시험, 화재시험과 같은 열시험과 낙하, 파열, 그리고 침수시험과 같은 구조시험을 병행하여 수행하는데 본 논문에서는 9 m 자유낙하 및 1 m 파열시험에 관한 내용만을 다룬다. 본 연구에서는 일반적으로 용기에 가장 큰 손상을 준다고 알려진 총 7가지의 대표적 낙하자세를 고려하여 낙하 시험 및 파열시험을 수행하였다. (Fig. 3)

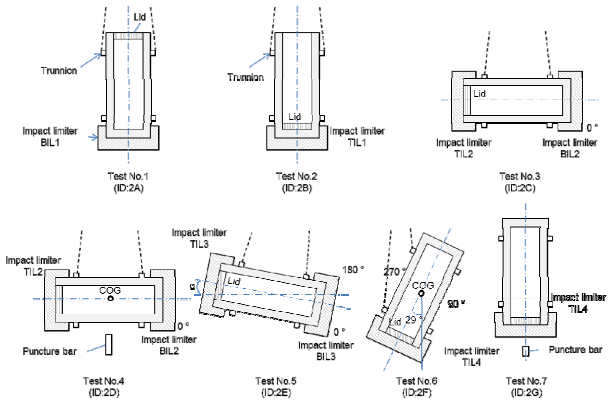



Fig. 3. Drop postures for KORAD21 safety tests.

낙하시험 후 용기의 건전성 평가는 법규에서 정의된 허용누설률을 초과하는 누설이 발생는지 헬륨 누설시험장비로 검사하여 판명하였다.

### 3.2 시험모델 및 계측

KORAD21의 시험모델(Fig. 4)은 시험설비의 제한 조건 및 비용 상의 문제로 1:3 축소하여 설계되었다. 실제시험모델과 달리 충격완충체가 타이로드(tie-rod)에 의하여 체결되었으며 일부 완충체는 동일한 무게의 철판으로 대체하여 시험이 진행되었다. 캐니스터 내부의 구조도 실제 설계에서 축소하여 재현되었으며 사용후핵연료는 등가의 무게를 가지는 각관으로 대체되었다. 원형에서는 Helicoflex 사의 HND 타입의 2중 오링을 사용하도록 설계되었으나 시험모델에서는 뚜껑에 설치 공간의 협소함으로 인하여 HN 타입의 단일 오링을 고정용 클립과 함께 사용하였다. 이로 인하여 누설시험을 위한 별도의 진공챔버를 제작, 사용하였다. (Fig. 5)



Fig. 4. Drop test model.

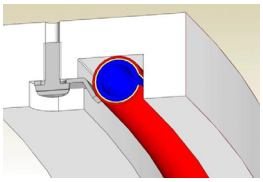
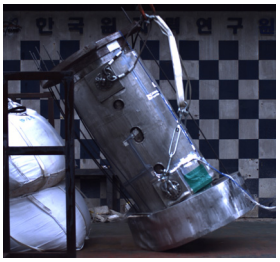


Fig. 5. HN200 O-ring.

시험모델에는 총 12 채널의 변형률계와 3~4 채널의 가속도계, 그리고 4채널의 볼트력센서가 설치되어 낙하 및 파열 순간의 기계적 거동을 평가하도록 하였다.

### 3.3 시험결과

KORAD21의 낙하 및 파열시험은 2015년 7월부터 8월까지 약 2달간에 걸쳐서 진행되었다. 모든 시험 전, 후로 수행한 누설시험에서 허용누설률 이하의 누설이 발생하여 결과적으로 낙하 및 파열사고 조건하에서 용기의 구조적 건전성이 입증되었다.



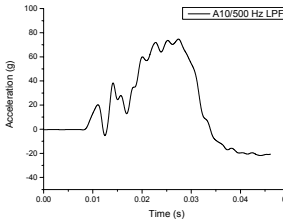
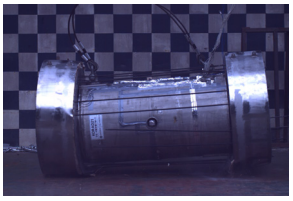



Fig. 6. Corner drop and measured acceleration.



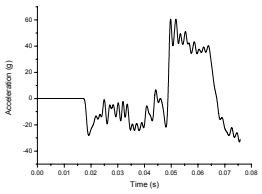



Fig. 7. Oblique drop and measured acceleration.

아래 Table에는 각각의 시험 케이스에서 발생한 최대가속도를 정리한 값이다. 이 가속도는 실제 100k sample/s의 속도로 측정된 데이터에 500 Hz의 차단주파수로 Low Pass Filter를 적용하여 얻은 값들이다.

Table 2. Measured deceleration during impacts

| 시험케이스 | 최대가속도 (g) |
|---|---|
| 바닥부수직낙하 | 310 |
| 뚜껑부 수직낙하 | 375 |
| 수평낙하 | 305 |
| 수평파열 | 50 |
| 경사낙하 | 55 |
| 뚜껑부 모서리 낙하 | 75 |
| 뚜껑파열 | 48 |

## 4. 결론

이상과 같이 1차 개발완료된 한국형 사용후핵연료 수송저장 겸용용기의 수송안전성이 성공적으로 입증되었다. 상사법칙에 근거한 축소모델 시험 및 시험모델의 특성을 반영한 별도의 누설시험 절차를 마련하여 성공적으로 시험을 수행할 수 있었다.

## 5. 참고문헌

[1] 원자력안전위원회고시 2014-50 방사성물질 등의 포장 및 운반에 관한 규정

# 피복관 산화막 방사율의 건식저장 중 사용후핵연료 온도에 대한 민감도 분석

**신창환***, 장정남, 서경원, 양용식
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*shinch@kaeri.re.kr

## 1. 서론

건식저장 용기내의 사용후핵연료는 decay heat의 점진적인 감소에 의해 고온의 상태로 긴 시간동안 유지되게 되며 이러한 고온 상태에 노출된 핵연료 피복관 및 부품은 열화가 진행된다. 따라서 건식저장 사용후핵연료의 건전성을 평가하기 위하여 열화기구에 대한 연구가 반드시 필요하다[1]. 현재 알려진 사용후핵연료의 열화 및 그에 따른 기계적 물성 변화는 온도에 가장 민감하게 반응하게 되므로, 열화의 정확한 평가를 위해서는 온도에 대한 정확도를 향상시켜야 한다. 본 연구에서는 용기내에서 발생하는 복사열전달에서 연료봉의 방사율(emissivity)에 의한 민감도를 핵연료봉 최대온도예측을 위해 제시된 기존의 방법론을 사용하여 평가하였다.

## 2. 본론

### 2.1 건식저장 용기내의 열전달 매커니즘

건식저장용기에서 사용후핵연료의 펠렛에서 발생한 열은 gap을 통해 피복관으로 전달되고, 피복관 내에서의 전도에 의해 외부로 열을 방출한다. 외부로 방출된 열은 내부 충진 유체에 의해 자연대류와 복사를 통해 바스켓 혹은 상하부의 플레넘으로 열을 전달한다. 바스켓구조물은 용기의 내벽까지 열을 전도에 의해 전달하고 최종 외벽은 외부의 대기로 자연대류 혹은 강제대류로 방출하게 된다. 용기내부에서 전도의 경우 대부분 재료의 물성치로 결정되는 반면 대류와 복사는 다양한 변수에 의해 변화된다. 특히 복사의 경우는 충진유체와 재료의 온도, 재료의 방사율, view factor 등에 의해 결정되며, 방사율의 경우 핵연료 피복관의 표면 산화막에 크게 의존한다.

### 2.2 사용후핵연료의 복사열전달 초기조건

사용후핵연료의 복사열전달 해석에서 피복관 표면의 방사율은 피복관의 산화량과 온도에 민감하다. 사용후핵연료의 산화막 두께는 연소도와 연소이력에 따라 큰 편차를 보이고 있다. 국내 사용후핵연료의 산화막두께에 대한 자료[2]에 의하면 Fig. 1에서와 같이 55 GWd/MTU 이상의 연소도에서는 최대 100 ㎛까지 생성될 수 있으며, 42 GWd/MTU의 저연소도 핵연료에서는 30~60 ㎛ 범위내의 산화막두께가 형성되는 것으로 알려져 있다. 또한 건식저장 용기내의 핵연료 온도의 규제기준은 국가별로 차이를 보이지만 통상 저장 초기에는 400℃ 이하의 온도로 제한되며, 붕괴열 감소에 따라 200℃ 부근까지 감소하므로 이 온도 구간에 대한 정확한 자료가 요구된다.

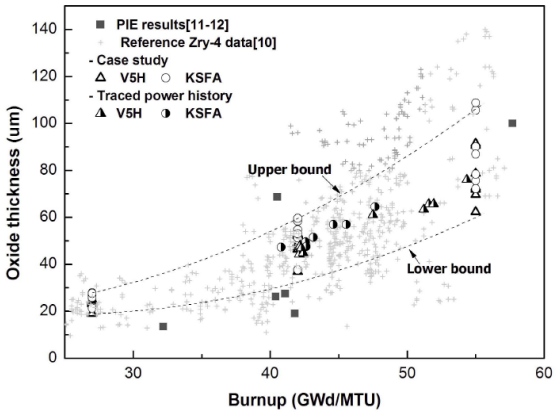



Fig. 1. Cladding oxide thickness vs. Burn-up[2].

### 2.3 지르코늄 피복관의 방사율 측정 자료 분석

지르코늄을 사용한 피복관의 방사율 측정에 대한 자료는 많이 알려져 있지 않으나, 원자로 안전해석과 관련한 증기상태에서 고온방사율에 대한 시험자료가 일부 공개되어 있으며, NRC에서는 산화막두께에 따른 방사율을 실험자료를 바탕으로 Fig. 2와 같이 제시하고 있다[3]. 하지만 저연소도 사용후핵연료의 산화막 두께 40~60 ㎛의 범위와 400℃ 이하에 해당하는 실험자료는 극히 제한적이다. 이는 안전해석 자체가 보수적인 접근 방법론을 적용하여 두꺼운 산화막 및 고온에서의 평가를 주 목적으로 하기 때문이다.

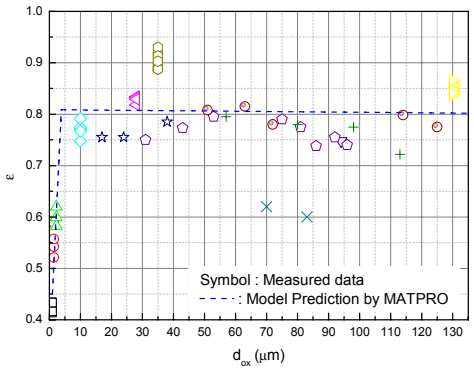



Fig. 2. Emissivity of oxidized zircaloy [3].

### 2.4 방사율에 의한 온도 민감도 평가

건식저장 용기내의 핵연료 피복관 최대온도(peak cladding temperature)를 평가하는 방법은 다양하게 제시되고 있다. 본 연구에서는 Two-region model[4]을 사용하여 방사율에 따른 PCT민감도를 평가하고 그 결과를 Fig. 3에 나타내었다. 평가모델에서 연료봉의 방사율은 radiative coefficient로 계산되어 적용되고 있으며, wall radiative coefficient의 연료봉 방사율에 대한 민감도는 거의 없으므로 무시되었다. 연료봉의 산화막에 의한 방사율은 Fig. 2와 같이 0.6~0.9의 범위에 존재하며, 이에 해당하는 radiative coefficient는 0.3~0.5의 범위를 갖는다. 이러한 방사율변화에 따른 피복관 온도의 변화는 외벽의 온도가 낮을수록 크게 나타나고 있다. 외벽온도를 100°C로 가정한 경우 계산한 범위내에서 온도차이는 18.3°C로 최대피복관온도 대하여 10%가량의 편차를 유발할 수 있으며, 이는 장기간의 저장기간을 고려할 때 사용후핵연료 열화량 및 기계적 물성에 영향을 끼칠 수 있는 범위이다.

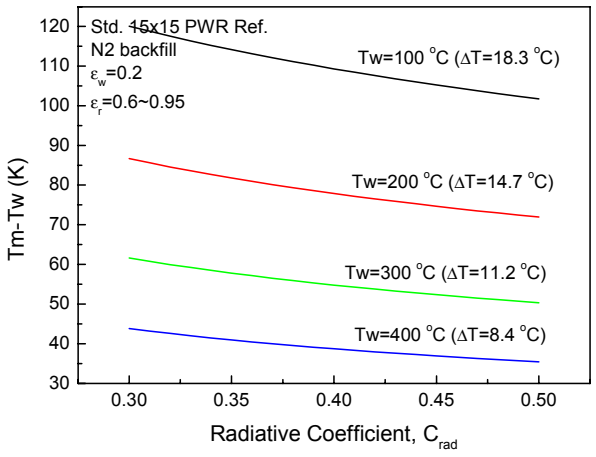



Fig. 3. Sensitivity by cladding emissivity.

## 3. 결론

건식저장 용기내의 핵연료봉의 방사율에 의한 핵연료 피복관 최대 온도 예측의 민감도를 평가하였다. 이로부터 다음과 같은 결론을 도출하였다.

- 산화피복관의 방사율에 대한 실험자료는 경수로 사고조건에 대하여 주로 생산되었고, 건식저장에 적용 가능한 데이터는 극히 제한적이다.
- 확보 가능한 자료를 이용한 민감도 평가를 통해 산화막 방사율에 따라 10%이상의 사용후핵연료 온도예측의 편차를 유발할 수 있으며, 이는 열화에 큰 영향을 끼칠 수 있다.

따라서 건식저장의 열화 예측 정확도 향상을 위해 국내 사용후핵연료의 피복관 산화량 및 건식저장 온도구간에서의 방사율에 대한 실험을 수행할 예정이다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 2014년도 산업통상부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다. (No. 20141710201660)

## 5. 참고문헌

[1] B. Hanson, et al., "Gap Analysis to Support Extended Storage of Used Nuclear Fuel Rev.0", PNNL-20509 (2012).

[2] J. S. Kim, et al., "A Study on the Initial Characteristics of Domestic Spent Nuclear Fuels for Long Term Dry Storage", NET, 45, 337-384 (2013).

[3] G. A. Reymann, "MATPRO-Version 10: A Handbook of materials properties for use in the analysis of Light Water Reactor Fuel Rod Behavior", TREE-NUREG-1180 (1978).

[4] R. D. Manteufel & N. E. Todreas, "Effective Thermal Conductivity and Edge Conductance Model for a Spent-Fuel Assembly", NT, 105, 421-440 (1994).

# 사용후핵연료 저장조 사고시 핵연료 피복관 발화에 관한 연구

**방제건***, 전태현, 김선기, 구양현
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jgbang@kaeri.re.kr

## 1. 서론

사용후핵연료 저장수조내에 보관중인 사용후핵연료는 원자로 노심부에 비해 상대적으로 안전하다고 여겨져 왔으며, 이에 대한 관심의 부재로 인하여 저장조내 사고시 안전성과 관련한 연구가 매우 부진한 실정이다. 그러나 미국에서 2001년 9.11테러사건이 발생한 이후 원전에 대한 사보타주 가능성이 제기되면서 사용후핵연료의 저장조에 대한 안전성을 검토하기 시작하였다. 이후 미국 Sandia 국립연구소(Sandia National Laboratory)에서 사용후핵연료를 모사한 공기 중 실험을 통해 저장조내 냉각수상실사고 발생시 피복관의 발화에 따른 화재발생 가능성을 제기하였다. 최근 일본 후쿠시마 4호기 저장조에서 발생한 화재 또한 사용후핵연료 저장조의 안전성 관련하여 더 이상 안전대상이 아닌 것으로 인식되고 있다. 사용후핵연료 저장조 내의 핵연료봉은 고온/고압의 원자로 내부에 존재하는 핵연료봉과 달리 저온/저압상태에 놓여 있어 냉각상실 사고 시에도 조속한 조치가 취해지면 사고발생 확률은 매우 낮지만, 사용후핵연료 저장조 경우는 노심의 경우와 달리 격납용기가 존재하지 않아 핵연료 파손 시 방사능 물질이 대기로 직접 방출되게 된다. 그러나 피복관의 발화에 따른 피복관의 화재발생은 핵연료 파손에 따른 방사능 물질이 대기로 직접 방출량이 비교할 수 없을 정도로 큰 방사능 물질이 대기로 직접 방출을 야기시키게 된다. 또한 사고 대처장비 및 보조 안전시스템도 매우 미비하므로 만일 사고가 발생하면 안전성 관점에서 더 위협적인 수 있다. 방사성 물질 관점에서 보면 사용후핵연료 저장조가 원자로 노심에 비해 약 20배 이상 많이 포함하고 있으므로 저장조의 안전성 확보는 매우 중요하다.

후쿠시마 원전사고 이후 원자력 발전소 운영의 패러다임이 안전 최우선으로 변화함에 따라 사용후핵연료 저장조의 안전성 평가 및 강화가 절실하게 요구되고 있으나, 현재 전 세계적으로 저장조의 냉각기능 상실관련 사고 시 고온에서의 사용후피복관 발화/화재 조건 관련 기초자료가 매우 부족 하며 공기가 존재하는 저장조 사고조건 특성상 발화 및 화재의 가능성은 그 만큼 높다고 보고되어 왔다. 특히, 사용후핵연료 저장조 사고시 대량의 방사능 대기방출 및 오염을 야기할 수 있는 피복관 발화에 따른 화재발생은 피복판의 용융을 야기하며, 이러한 피복판의 용융은 핵연료 소결체의 직접적 대기노출로 이어져 방사능 물질의 대기중 대량방출이 우려된다.

이에 본 연구에서는 피복관 발화/화재 관련하여 최근의 OECD-NEA SFP Project에 따른 Sandia 국립연구소 실험연구를 중심으로 고찰하고자 한다.

## 2. 본론

국내외 연구현황을 간략히 정리하면 다음과 같다. 미국 NRC[1]에서는 사용후핵연료 저장조 사고시 공기중 산화에 따른 피복관의 발화/화재 가능성과 방사능 물질의 대기중 대량방출 가능성을 주장하였으며, 미국의 NAS(national academy of sciences)[2] 또한 사고 시 피복관의 발화/화재 가능성과 방사능 물질의 대기중 대량방출이 가능함을 주장하였다.

이에 OECD NEA/SNL/NRC SFP Project가 진행되어 핵연료집합체 1개를 대상으로 화재발생실험을 수행 Sandia 국립연구소(SNL)에서 수행하고 있다. MgO 모의 펠렛을 장전하여 내부 히터를 사용해 붕괴열을 모사하였으며 공기중 고온산화에 따른 발화/화재 발생을 실험적으로 보여주었다.

미국 Sandia 국립연구소에서는 사용후핵연료 저장조의 냉각수 상실사고 시 지르코늄 핵연료피복관의 화재발생 가능성에 관한 집합체 단위 실험연구를 수행하였다[3]. 본 실험의 경우 핵연료봉단위 실험이 아닌 핵연료집합체 1개를 대상으로 화재발생시험을 수행하였고, 이러한 결과를 활용하여 현재는 특정 발화시발 사용후핵연료 집합체로부터 인접 사용후핵연료 집합체로의 화재발생 전파를 연구하기 위해 핵연료집합체 5개를 대상으로 하는 시험을 추진하고 있다.

OECD NEA에서는 SFP(spent fuel pool) 프로

젝트 수행을 통해 미국 Sandia 국립연구소와 함께 핵연료피복관의 발화연구를 수행하고 있으며, 미국 Sandia 국립연구소의 사용후핵연료에 대한 실험자료를 국제공동연구 협력기관들에 제공하고 있다. 미국 NRC 또한 OECD NEA와 미국 Sandia 국립연구소와 협력하여 공동 연구를 수행하고 있다.

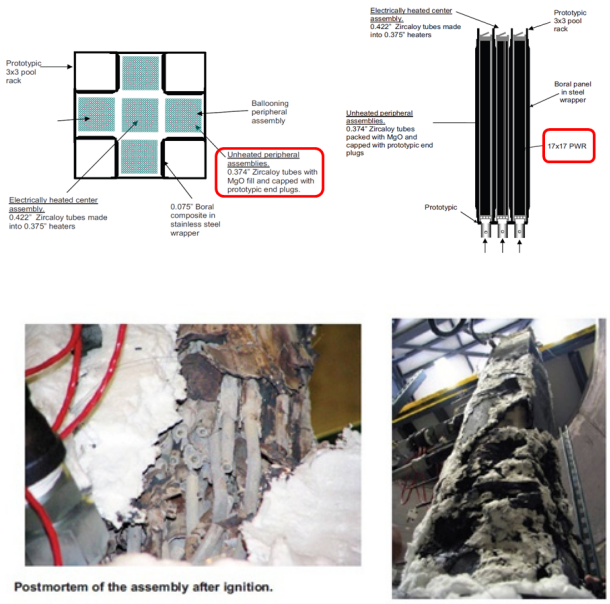



Fig. 1. Ignition Test in the Sandia Fuel Project.

## 3. 결론

본 연구에서는 사용후핵연료 저장조에서 냉각기능 혹은 냉각수 상실 사고가 발생할 경우 진행되는 공기중산화에 따른 피복관 발화/화재 관련하여 최근의 OECD-NEA SFP Project에 의해 수행되고 있는 Sandia 국립연구소 실험연구를 중심으로 살펴보았다. 현재 1개 집합체를 대상으로 한 실험에서는 공기중산화에 따라 발화/화재가 발생하여 집합체 전체로 전파되는 현상을 관찰하였으며, 추후 5개 집합체를 대상으로 한 실험결과를 통해 좀 더 구체적인 사고 시 발화/화재에 관한 현상들이 규명될 것으로 보인다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부 지원아래 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.
(NRF-2012-2012M2A8A4013172)

## 5. 참고문헌

[1] NUREG-1738, Technical study of spent fuel pool accident risk at decommissioning nuclear power plants, NRC, 2001.
[2] National Academy of Sciences, Safety and security of commercial spent nuclear fuel storage: Public Report, 2006.
[3] Benjamin A. S., Sandia National Laboratory, CONF-971162, 1997.

# 사용후핵연료 저장조 냉각재 상실사고시 공기중 산화모델 연구

**방제건***, 김대호, 전태현, 김선기
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jgbang@kaeri.re.kr

## 1. 서론

원자력발전소 부지 내 사용후핵연료 저장조에는 노심내에서 방출된 사용후핵연료집합체가 저장되어 있으며, 높은 붕괴열을 냉각시키기 위해 저장조 수조에 잠겨있다. 그러나 최근의 일본 후쿠시마 원전사고와 같은 지진이나 혹은 다른 요인에 의해 사고가 발생할 경우 저장수조의 온도가 상승함에 따라 냉각수가 증발하게 되어 사용후핵연료집합체가 공기중에 노출될 수 있다.

이 경우 증발된 수증기 외에 공기와의 접촉에 따른 사용후핵연료 피복관의 공기중산화가 발생하게 된다. 핵연료 피복관의 수증기산화 거동 및 산화속도는 노심 LOCA연구와 관련하여 매우 많은 시험자료 및 산화모델이 발표되어 적용되어 오고 있다. 그러나 고온의 공기중 산화에 대한 거동 및 산화모델은 매우 제한적이며, 여러 연구에서 각기 다른 산화모델을 적용하고 있고, 따라서 그 결과는 산화모델에 따라 상이한 사고해석 결과를 보여주고 있다. 공기중산화가 사용후핵연료 저장조 사고시 사장 중요한 열화 mechanism임을 감안할 때 사고 시 피복관의 공기중산화 속도를 정확하게 예측하는 것은 사고 시 대처방안 강구 및 피해절감을 위해 매우 중요하다.

이에 본 연구에서는 핵연료 피복관의 고온 공기중산화 반응속도모델을 비교 검토하고 모델 별 실제 예측치에 있어서 어느 정도의 차이가 나타나는지 평가해보고자 한다.

## 2. 본론

기존에 보고된 핵연료 피복관의 고온 공기중산화 반응속도모델에 대해 검토하였다. 공기중산화 반응속도모델의 경우 다음과 같이 모델링된다.

$$k(kgm^{-2}s^{-1/2}) = Aexp(-Q/RT)$$

위 식에서, k는 산화반응속도이며, A는 pre-exponential factor를 의미한다. 또한, Q는 산화반응에 대한 활성화에너지(activation energy)를 의미한다.

주요 핵연료 피복관의 고온 공기중산화 반응속도모델을 제시하면 다음과 같다.

Hayes-Roberson[1] for air, 698 K <T <1173 K)

$$k(kgm^{-2}s^{-1/2}) = 0.3391\exp(-57196/RT)$$

Leistikow-Berg[2] (973 K < T < 1523 K)

$$k(kgm^{-2}s^{-1/2}) = 75.9\exp(-110860/RT)$$

Steinbruck[3] (873 K < T < 1673 K)

$$k(kgm^{-2}s^{-1/2}) = 5.46\exp(-86828/RT)$$

(for 873 K < T < 1373 K)

$$k(kgm^{-2}s^{-1/2}) = 0.49\exp(-40268/RT)$$

(for 1373 K < T < 1673 K)

Duriez[4] (873 K < T < 1473 K)

$$k(kgm^{-2}s^{-1/2}) = 4.958\exp(-89403/RT)$$

(for 873 K < T < 1273 K)

$$k(kgm^{-2}s^{-1/2}) = 1.50\times10^{4}\exp(-172305/RT)$$

(1273 K < T < 1473 K

ANL Model[5]

$$k(kgm^{-2}s^{-1/2}) = 1.07\exp(-57220/RT)$$

(for T < 1193 K)

$$k(kgm^{-2}s^{-1/2}) = 758.95\exp(-110903/RT)$$

(for 1193 K < T < 1428 K)

$$k(kgm^{-2}s^{-1/2}) = 24.9\exp(-60855/RT)$$

(for T > 1428 K)

KAERI Model[6]

$k(kg/m^2s^{1/2})=97.51\exp(109,524)/RT)$ :

$(873K<T<1373K)$

$k(kg/m^2s^{1/2})=0.69\exp(-46,365/RT)$ :

$(1373K<T<1673K)$

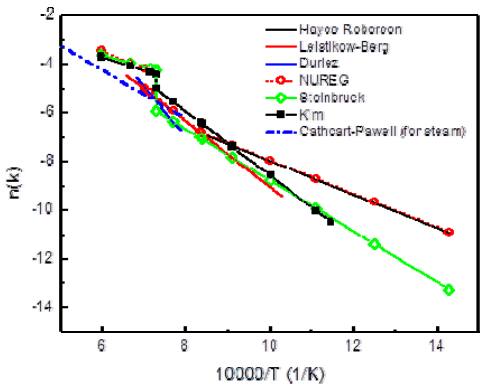



Fig. 1. Comparison between air oxidationkinetic models of Zircaloy-4 cladding.

## 3. 결론

본 연구에서는 사용후핵연료 저장조 사고 시 발생할 수 있는 핵연료 피복관의 고온 공기중산화 현상에 대해 주요 반응속도모델, 즉 Hayes-Roberson 산화모델, Leistikow-Berg 산화모델, Steinbruck 산화모델, Duriez 산화모델, ANL Model 및 KAERI Model 산화모델을 비교 검토하였다. 또한, 노심 LOCA사고에 적용되는 수증기산화모델인 Cathcart- Pawell 모델과도 함께 비교하였다.

분석결과 노심 LOCA사고에 적용되는 수증기산화모델인 Cathcart- Pawell 모델로 사용후핵연료 저장조 사고 시 발생할 수 있는 핵연료 피복관의 고온 공기중산화를 예측할 경우 실제 산화량보다 낮게 평가하게 되며, 따라서 저장조 사고 시에는 고온 공기중산화모델로 예측해야 함을 알 수 있다. 또한 고온 공기중산화모델 간 산화속도에 있어서 다소 정량적인 차이가 존재하며, 실제 사고 시 정확한 산화량을 예측하기 위해서는 좀 더 세밀한 모델검토가 필요할 것으로 사료된다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부 지원아래 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.
(NRF-2012-2012M2A8A4013172)

## 5. 참고문헌

[1] E.T. Hayes, A.H. Roberson, J. Electrochem. Soc. 96 (1949) 142.

[2] S. Leistikow, H.V. Berg, Investigation under nuclear safety aspects of Zircaloy-4 oxidation kinetics at high temperatures in air, in: Proceeding of the 2nd Workshop of German and Polish Research on High Temperature Corrosion of Metals, Julich, 2 -4 December 1987.

[3] M. Steinbruck, M. Bottcher, Air oxidation of Zircaloy-4, M5 and ZIRLO™ cladding alloys at high temperatures, J. Nuclear Materials 414 (2011) 276.

[4] C. Duriez, T. Dupont, B. Schmet, F. Enoch, Zircaloy-4 and M5 high temperature oxidation and nitriding in air, J, Nuclear Materials 380 (2008) 30.

[5] NUREG/CR-0649, Spent Fuel Heatup Following Loss of Water During Storage, 1979.

[6] S.K. Kim, T.H. Chun, J.G. Bang, Y.H. Koo, High Temperature Air Oxidation Behavior and Its Kinetics of Zircaloy-4 During a Loss of Coolant Accident in a Spent Fuel Pool, 2nd Asian Nuclear Fuel Conference (2014).

# 핫셀시험시설내 160 kV 마이크로 X-ray 장비 설치 및 검사기술개발

**김희문**[1*], 유병옥[1], 김길수[1], 김동규[2], 허기수[1], 안상복[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]충북대학교, 충북 청주시 서원구 충대로 1
*hkim1211@kaeri.re.kr

## 1. 서론

본 조사재시험시설에서는 VHTR 입자연료 및 작은 미시재료의 조직을 비파괴적으로 검사하기 위해 X-ray 장비를 구축하였다.

## 2. 본론

### 2.1 장비 개요

본 장비는 입자연료와 같은 작은 시편의 내부형상을 관찰하며 제원까지 측정 가능한 장비로 구축하였다. 아울러 3-D 이미지 구현으로 보다 정밀한 관찰이 가능하며 실시간 결과물을 획득할 수 있다. 장비의 사양은 측정시편을 대표하는 입자연료로 기준을 두었으며 조사후 방사능선량에 대한 고려사항은 입자당 선량이 작을것으로 판단하여 구축조건에서 고려하지 않았다. 국외적으로 핫셀시설내 이러한 마이크로장비에 대한 정보가 없어 비용을 고려하여 제작보다는 기존제품을 활용하였다. 현재 본 장비는 원자력연구원 조사재시험시설(IMEF)에 설치되어 운영중이다.(Fig. 6 참조)

### 2.2 장비 사양

본 장비는 독일 YXLON사의 Cheetah 모델을 선정하였으며 사용전압은 25~160 kV이며 인가전류는 0.01~1 mA 이고, 최대 파워는 15 W의 성능을 지니고 있다. 측정기는 패널측정기로서 1,004x1,004 픽셀이며 픽셀크기는 127 μm이고 측정패널크기는 102 mm x 102 mm이다.(Fig. 1, 2 참조)

### 2.3 보정 및 해상도 측정

장비의 사용에 있어 제원을 측정하기 위한 보정 및 해상도를 측정하였다. 해상도 측정에는 일본 JIMA 표준시편을 사용하여 그림과 같이 1 μm까지 육안확인을 하였다. 제원을 위한 보정은 실측시편을 이용하여 동일 배율에서 실측자료와 픽셀수를 입력하여 보정하므로 시편에 대한 제원을 측정할 수 있다.(Fig. 3, 4 참조)

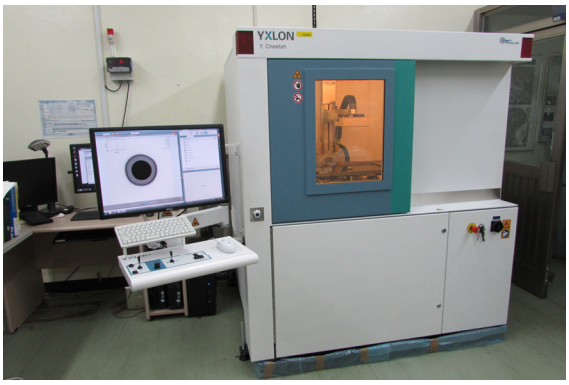



Fig. 1. X-ray system(IMEF).

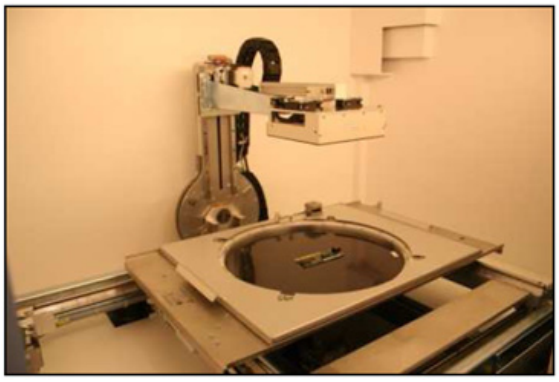


Fig. 2. Detector and sample plate in system.

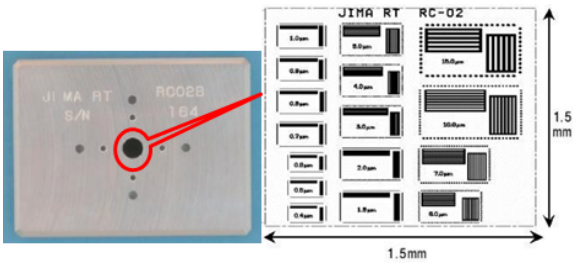



Fig. 3. JIMA satandard sample.

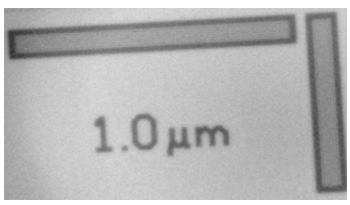



Fig. 4. X-ray resolution (1μm).

### 2.4 모의 입자핵연료 시편 측정

입자연료의 조사후시험이 시작되고 있는 가운데 현재는 모의 입자핵연료를 이용하여 시험을 수행하였다.(Fig. 5 참조)

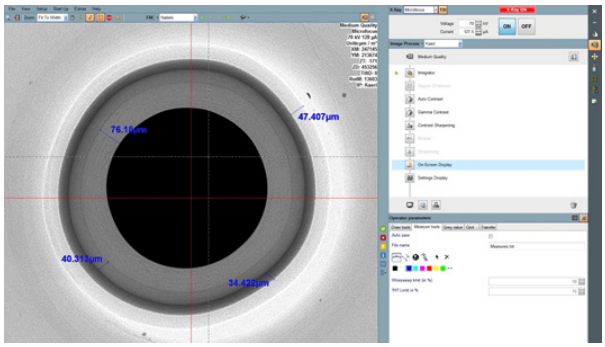


Fig. 5. Measurement of Simulated TRISO particle.

## 3. 결론

본 장비를 구축하여 보정 및 해상도를 완료한 상태이며 앞으로 조사된 VHTR 입자연료에 대한 시험을 수행할 예정이다. 현재까지는 모의 입자연료에 대한 탄소피막의 균열 유무 및 두께를 측정하였으며 그 결과가 매우 만족하였다.

## 4. 참고문헌


[1] Brochures and manuals for Cheetah Micro X-ray system, YXLON International GmbH.

[2] Manual for VG Studio Max 2.2, Volume Graphics.

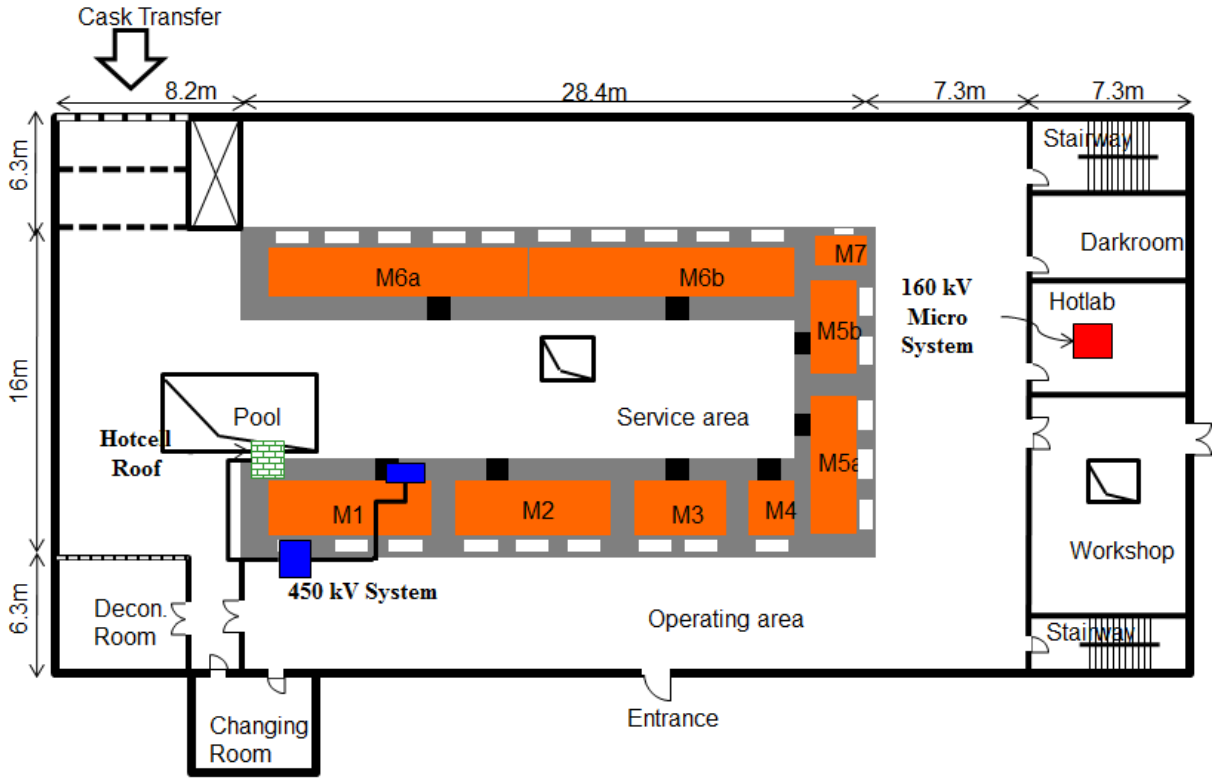




Fig. 6. Installation site for 160 kV Micro X-ray System.

# PIE 시설의 건물 구조진단 및 유지보수 관리 방안

**황용화***, 정상희, 김도식
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hyh@kaeri.re.kr

## 1. 서론

PIEF(Post Irradiation examination Facility, 조사후시험시설) 건물의 효율적 수명관리 및 안전성 확보를 위해, 시험시설에 대한 구조진단을 실시하여 열화이력을 Data Base화하고 그 결과를 바탕으로 구조물의 건전성 평가와 보수·보강대책을 수립하고자 하였다.

## 2. 구조물의 강도 및 중성화 측정

### 2.1 콘크리트 구조물의 균열점검 및 강도 측정

콘크리트의 균열은 현장여건에 적합한 검사 장비로 시·종점의 좌표로 정하였으며, 관측한 균열의 형상은 시작점, 변곡점 및 끝점을 연결한 직선으로 표기하였다. 균열 폭은 1개의 균열 내에서 균열을 대표할 수 있는 위치에서 측정하고 균열 폭이 변화하거나 1개의 균열에서 2개 이상의 균열로 갈라진 경우에는 각각의 균열폭 위치와 그 크기를 측정하였다. 측정 대상 콘크리트 면을 선정, 연마석 등으로 평탄하게 연마하여 요철이나 부착물, 분말 등을 제거한 후 타격점의 상호간 거리를 2.5 cm이상으로 하여 반발경도 측정기로 20회를 타격하여 측정값을 얻었다. 측정값 중 타격 시 반향음이 이상하거나 타격점이 움푹 들어가는 경우의 값과 20개 측정값의 표준편차 ±20% 이상의 값은 제외시켰다. 본 검사에 사용된 반발경도 측정기는 일본 Kamekura사의 슈미트햄머 NR Type을 사용하였다. 강도의 추정은 다음 3가지 방법의 평균값을 취하였다.

① F=13Ro-184(kg/㎠)(일본 재료학회식)
② F=10Ro-110(kg/㎠)(일본 동경도 시험소식)
③ F=14.66Ro-225(kg/㎠)(스위스 연방재료학회식)

콘크리트 비파괴 압축강도는 평균 약 30.8MPa 정도로 조사되었고, 초기 설계기준의 자료가 미비하여 인접 시험건물의 콘크리트 설계압축 강도인 28.0 MPa과 비교하였을 때 양호한 수준으로 판단되었다.

### 2.2 콘크리트 비파괴 품질평가

콘크리트 비파괴 품질평가는 구조물의 두께를 실측한 후 직접법(관통법)으로 측정하는 것이 바람직하나, 현장 구조물 여건상 직접법으로는 측정이 곤란하여, 반직접법(간접법)으로 측정값을 구하였다. 측정값은 동일위치에 대하여 3회 측정한 값의 평균값으로 하였으며, 본 검사에 사용된 초음파 측정기는 "스위스 PROCEQ.社"의 "TICO"이다.

### 2.3 철근 피복두께 및 중성화 깊이 측정

콘크리트 부재의 중성화 정도를 측정하는 방법으로는 페놀프탈레인 법이 가장 일반적으로 사용되고 있다. 페놀프탈레인 용액은 ph 지시약의 일종으로서, 95% 에틸알콜에 증류수 및 1% 페놀프탈레인 용액으로 만들어지며, 이 지시약을 대상 부재에 분사하면 원 콘크리트의 특성을 보유한 ph 8.2~10.0 이상의 콘크리트에서는 붉은색으로 발색되고, 콘크리트가 중성화된 면에서는 무색으로 변화가 없다. 페놀프탈레인을 이용하여 콘크리트 중성화 심도를 측정할 때, 분진 및 기타 오염물질이 없는 상태에서 측정하여야 높은 정도의 결과를 얻을 수 있었다. 일반적으로 측정 부위의 선정 및 절취는 측정의 오차를 최소화하기 위하여 상태가 비교적 양호한 단면을 선정하여 코아 보링 또는 다이아몬드 Cutter로 천공 및 절단하여 성형하고 있다. 대상구조물에 대한 콘크리트 중성화 측정은 대상 부재의 단면결손을 최소화하기 위하여 드릴로 측정부위를 천공하였다. 천공된 부위를 증류수로 충분히 세척한 후, 시약을 분무하여 콘크리트의 원 표면으로부터 발색 면까지의 수직 길이를 버어니어 캘리퍼스로 콘크리트의 중성화 심도를 측정하였다.

### 2.4 염화물 함유량 측정

염화물 함유량 측정을 위한 공시체는 별도의 코어 공시체를 채취하지 않고, 전문기관인 '한국건설품질시험원'에 의뢰하여 분석하였으며, 콘크리트 중의 전 염화물 이온량을 평가기준과 비교·검토 하였다. 1996년 제정된 콘크리트표준시방서에서는 콘크리트 중의 전 염화물 이온량을 원칙적으로 0.3 ㎏/㎥ 이하로 제한하고 있다.

### 2.5 부등침하 측정

부등침하 측정을 위하여 구조물 모서리 기둥에 강재 스터드(stud)를 고정.부착시켜 측정 기준점으로 이용하였으며, 부등침하 여부는 기준점 간의 고저 차에 의하여 평가하였다. 측정값은 레벨 측량기를 이용하여 측정한 값의 평균값을 취하였으며, mm단위로 기록하였다. 총 10개소에 대해 측정하여 상대적 고저차를 비교 한 결과, 최대 ± 0.1 mm의 허용치 이내로서, 부등침하의 영향은 없는 것으로 나타났다.

### 2.6 철골구조물의 도막두께

건물의 비관리구역의 철골 구조물 및 관리구역의 Crane Girder에 대해 측정위치 선정 후 부재의 Flange 및 Web 부위의 도막두께를 측정하여 평균값을 채택하였다. 철골 부재에 대한 도막두께 기준은 초기 설계의 관련 자료가 부재하여 비교·검토가 곤란하였다. 그래서 인근시설 구조물의 철골부재에 대한 도막두께 범위인 152.4 ~ 254.0 ㎛와 비교한 결과 허용범위 이내로 양호한 상태로 조사되었다.

## 3. 구조 안전성 검토

### 3.1 구조물의 열화현상

외부 구조물의 경우, 드라이비트 마감균열 및 들뜸, 도장박리, 백태, 배수관 및 기타 부대시설의 부식, 지붕 방수층 균열 및 손상 등이며, 내부의 경우, 지하층 관리구역의 내력벽체 콘크리트 탈락, 도장박리, 비관리 구역의 조적벽체 균열 등 과도한 외력이나 부등침하의 영향에 의한 손상은 발견되지 않았다.

### 3.2 구조물의 구조안전성

구조안전성은 하중조건, 지반조건 등에 적용하고 현장조사 Data 및 설계 도서를 기초자료로 검토하였다. 소요 휨모멘트에 대한 철근량 및 단면내력을 Table1과 같이 확보하고 있는 것으로 나타났으며 관리 및 내구성 확보차원에서 구조물에 대한 주기적 점검과 적절한 보수로 효율적인 유지관리가 이루어질 수 있을 것으로 판단되었다.

Table1. review of structural stability

| 구분 | 위치 | 휨모멘트에 대한 철근량 | | 전단강도 | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | 소요 철근량 ($cm^2$) | 사용 철근량 ($cm^2$) | 작용 전단력 (tf) | 전단강도 (tf) |
| 측정 1 지점 | 상단 수직근 | 1.05 | 19.1 | 2.64 | 17.45 |
| | 하단 수직근 | 7.88 | 19.1 | 9.37 | 17.45 |
| | 좌우단 수평근 | 4.57 | 10.4 | 6.55 | 17.45 |
| 측정 2 지점 | 상단 수직근 | 7.88 | 28.7 | 9.14 | 17.45 |
| | 하단 수직근 | 13.01 | 28.7 | 14.65 | 17.45 |
| | 좌우단 수평근 | 11.20 | 13.8 | 12.37 | 17.45 |

## 4. 보수·보강 및 유지관리

시설물의 안전성 및 사용성을 확보하여 설계목적에 부합하도록 그 기능을 지속적으로 유지관리가 요구되었다.

1) 손상 및 결함을 조기에 발견하고 향후 발생될 제반 문제 등을 예견한다.
2) 구조물의 상태를 체계적이고 주기적으로 기록, 관리한다.
3) 축적된 점검 결과의 분석을 통해 향후 효율적인 유지관리를 시행한다.
4) 보수, 보강 등의 의사결정에 필요한 자료를 제공한다.
5) 합리적이고 효율적인 유지관리 계획 수립을 통해 향후 소요될 유지관리 비용을 최소화시킨다.

## 5. 결론

PIE건물구조물의 경사균열에 대해서는 균열의 재 발생 및 추가적인 진전여부 등에 주기적인 점검이 요구되었다, 콘크리트 구조물의 열화현상, 염해 및 부등침하에 대해서는 원전 안전성 관련 점검절차서와 제시된 판정기준을 따르고자 하였으며, 구조물에 대한 외력이나 구조적인 손상과 열화현상 등이 발견되지 않았음을 확인하였다.

# 고온열처리중 연료파편의 Cs 휘발 거동 분석

**이재원***, 이도연, 이영순, 이광연, 양재환, 조용준
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*njwlee@kaeri.re.kr

## 1. 서론

파이로공정의 전해환원용 원료물질은 전처리공정에서 제조 연구를 수행하고 있다. 원료물질의 형태는 사용후핵연료봉으로 부터 연료물질을 회수하는 방법에 따라서 달라지며, 회수방법으로 기계적탈피복 및 산화탈피복 방법이 있다. 연료물질은 기계적 탈피복 방법에 의해서 연료파편(fuel fragment), 산화탈피복에 의해서는 $U_3O_8$ 분말 형태로 회수된다. $U_3O_8$ 분말은 성형 및 고온열처리를 통해 다공성 펠렛 형태로 얻어지기 때문에 전해환원시에 메쉬형 바스켓을 적용할 수 있게 된다. 고온열처리를 하여 Cs, I, Te 핵종을 제거하면, CsI는 배기체처리시에 Cs는 석탄회 필터, I는 AgX 필터에 선택적으로 포집되며, 전해환원시에 반응성 높은 I 및 Te로부터 Pt양극의 보호, 고방열핵종인 Cs이 거의 축적되지 않기 때문에 염교체 주기가 길어지며, 박막결정화법에 의해 염을 정제하여 재활용할 수 있다는 장점이 있다. 연료파편이 분말화가 되지 않고 핵종 휘발제거율이 높은 조건은 O/U비가 2.20가 된다[1]. 본 연구에서는 기계적 탈피복에 회수된 연료파편의 크기별로 O/U비 조절 효과 및 온도에 따른 Cs 핵종의 휘발거동 거동을 분석하였다.

## 2. 실험

연료파편은 연소도 60 GWd/tU, 크기가 1-2 및 2-5 mm인 것을 사용하였다. O/U비가 2.20가 되는 평형상태 산소농도는 Lindemer와 Besmann [2]의 자료를 이용하여 계산하였다. 운반기체로 불활성의 알곤 가스를 사용하여, 산소와 알곤의 혼합기체의 공급은 등온구간에서만 하였다. 이는 승온 및 냉각시 산소분압이 높아서 펠렛이 과잉으로 산화(O/U비≥2.25)되어 미립자가 발생되는 것을 방지하기 위한 것이다. Cs 핵종의 휘발거동은 감마스펙트로미터를 사용하여 분석하였다.

## 3. 결과 및 토의

연료파편의 크기가 1-2 mm 사이인 것을 사용해서 승온속도를 5℃/min하여 1300℃, 10 시간동안 산소농도를 260 ppm으로 열처리를 하는 중에 Cs 방출거동을 분석하였다. Fig. 1은 온도 및 시간에 따른 Cs 핵종의 방출거동을 나타낸 것으로 Cs 핵종의 휘발은 1100-1230℃ 사이에서 개시되며, 그림의 곡선에서 맞춤한 1300℃로 도달할 시점에서의 Cs 제거율은 약 23%가 된다. 등온구간이 끝나는 10 시간 후에 Cs 핵종의 휘발제거율은 96%를 보였다. 그러나, 열처리된 연료파편을 관찰한 결과, 미세한 분말이 생성됨을 알 수 있었다 (Fig. 2).

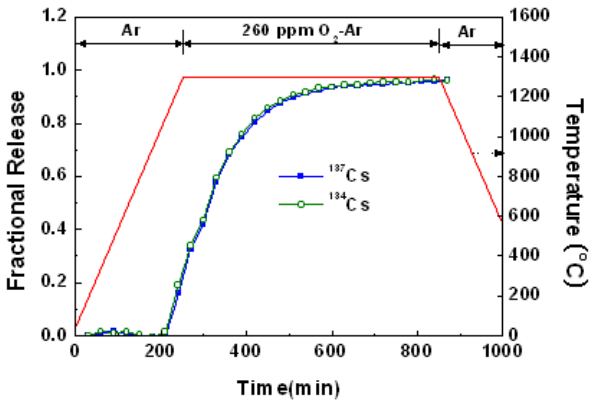



Fig. 1. Fractional release behavior of caesium from fuel fragments of 1-2 mm.

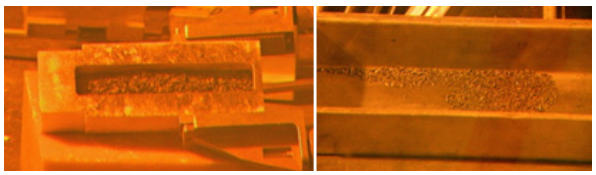


Fig. 2. Thermally pretreated fuel fragments.

연료파편 크기 및 온도의 영향, 연료파편의 파쇄를 방지하기 위해서, 연료파편의 크기가 2-5 mm 사이인 것을 사용해서, 승온속도는 1100℃까지는 5℃/min, 1100-1400℃ 승온 구간은 2℃/min로 조

절하여 1400℃, 10 시간동안 산소농도를 824 ppm으로 열처리를 하는 중에 Cs 방출거동을 분석하였다.

Fig. 3은 온도 및 시간에 따른 Cs 핵종의 방출거동을 나타낸 것으로 Cs의 방출분율은 약 900-1320℃ 범위에서는 감소하는데 이는 연료파편이 파쇄에 의해 미세입자로 변형되어, 미세입자가 연료파편사이로 통과하여 시료 용기 하부로 낙하되어 직경 3 mm의 collimator에 노출되어 Cs 계수가 증가에 의한 것으로 여겨진다.

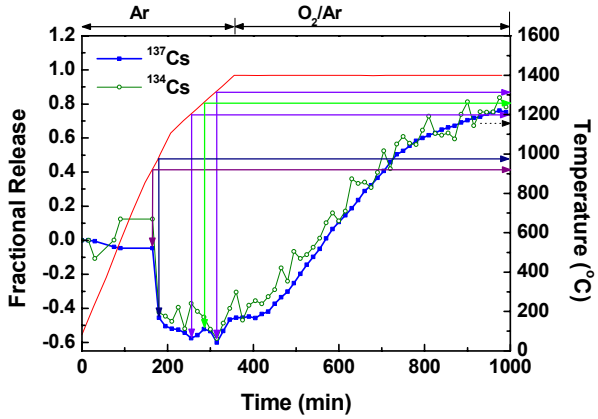



Fig. 3. Fractional release behavior of caesium from fuel fragments of 2-5 mm.

Cs의 방출분율 관점에서 연료파편의 변형을 세분화 하면, 연료파편의 1차 파쇄는 920℃에서 시작하여 1200℃에서 최대가 되며, 2차 파쇄는 1260℃에서 시작하여 1325℃에서 최대가 된다.

연료파편의 파쇄는 1400℃까지 알곤분위기하에서 이루어지기 때문에 산화에 의한 것은 아니며, 핵분열생성물의 방출에 의해 기인한 것으로 판단된다. Hiernaut등[3]은 초고연도(240 GWd/tU)의 연료파편을 이용하여 승온속도를 10 및 30℃/min로 고온 진공분위기하에서 Knudsen 셀 질량분석기로 핵종휘발거동에 따른 연료파편의 거시 및 미시적 구조변화를 연구하였으며, 연료파편의 파쇄를 핵종방출거동과 연관지어 해석하였다. Kr 및 Xe과 같은 핵분열기체들은 4단계로 방출되며, 2단계(627-727℃) 및 3단계(1127-1227℃)에서 각각 20% 및 70%가 방출되며, 627 및 1227℃에서 열처리 된 시료의 조직을 분서한 결과, 연료파편이 파쇄된 것을 관찰하였으며, 핵종방출이 많아짐에 따라서 입자들이 보다 미세해짐을 관찰하였다. 즉, 2차에 걸쳐 연료파편의 파쇄가 일어나는 것으로 해석하였다. 또한 열처리동안 진공압력 변화를 보았으며, 2단계 및 3단계에서 증가함을 측정하였다. 이러한 결과를 토대로 연료파편의 파쇄는 고립 기공에 포획된 핵분열기체가 온도증가에 따라서 압력이 증가하여 급속도로 방출되는 버스트(burst) 방출에 의한 것으로 해석하고 있다.

또한 Hiernaut 등은 Cs 및 I의 방출분율의 차이는 동일한 온도로 3단계까지는 있지만 2단계에서는 약 10%, 3단계에서는 30%로 분석하였다. Hiernaut 등의 실험에 사용된 조건과 연소도 및 가열속도에는 차이가 있지만, 본 실험에서도 2차에 걸쳐서 파쇄가 일어나나 보다 고온에서 시작됨을 알 수 있었다.

Cs 핵종의 휘발제거율은 초기 계수치을 기준으로 75.2%, 2차 파쇄후 계수치를 초기 계수치로 교정한 후에는 84.5% 였다.

## 4. 결론

이상의 실험 결과로부터 연료파편의 파쇄방지와 핵종제거율을 증가시키기 위해서는 3단계의 등온열처리과정이 필요한 것으로 평가할 수 있었다. 열처리공정의 등온단계는 1단계 : 900℃, Ar → 2단계 : 1250℃, Ar → 3단계 : 1450-1500℃, 1582-2928 ppm $O_2$/Ar로 설계할 수 있었으며 이에 대한 추가실험이 필요하다.

## 5. 감사의 글


이 논문은 2012년도 교육과학기술부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임(원자력기술개발사업, No. 2012M2A8A5025696).


## 6. 참고문헌


[1] K. Shiba, J. Nucl. Mater., 57, 217-279 1975).

[2] T, B. Lindemer and T. M. Besmann, J. Nucl. Mater., 130, 473-488 (1985).

[3] J.-P. Hiernaut, T. Wiss, J.-Y. Colle, H. Thiele, C.T. Walker, W. Goll, R.J.M. Konings, J. Nucl. Mater., 377, 313-324 (2008).

# 연료회수용 절개탈피복 시스템 개선

**이재원***, 이도연, 이영순, 양재환, 조용준
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*njwlee@kaeri.re.kr

## 1. 서론

사용후핵연료를 사용한 파이로 일관공정시험용 원료를 제조하기 위해 기계적 탈피복 방법을 적용할 예정이다. 기계적 탈피복 기술로는 진동탈피복(vibrational decladding) 및 절개탈피복(slitting decladding) 방법이 있으며, 원료제조에 이들 방법이 병행해서 적용될 것이다. 사용후핵연료봉의 피복관을 절개하여 연료물질을 회수하는 절개탈피복 방법은 KAERI에서 개발하여 DFDF의 공기 핫셀에서 다양한 연소도 별로 시험을 통해 이의 기술이 확립되어 있다. 본 연구에서는 절개탈피복 방법의 알곤 핫셀에 적용하기 위해 유압시스템의 개선과 절개탈피복 장치의 Stand와 절개기 모듈(Slitting module)을 개조하였다.

## 2. 유압시스템 개선

DFDF에서의 절개탈피복 장치는 연료봉의 피복관을 절개 하는 자전형태의 전단 날이 부착된 절개모듈, 연료봉을 절개기 모듈 속으로 수직으로 이동시키는 유압실린더, 유압실린더를 구동시키는 유압펌프로 구성되어 있다. DFDF에서의 피복관을 절개하는데 필요한 구동원으로 유압을 사용하고 있다. 알곤 핫셀에서 수행되는 파이로 일관공정시험을 위해서 실린더의 구동원으로 알곤 가스, 유압, 알곤 가스 추진 유압의 사용을 고려하였다. DFDF 시험결과에 의하면 사용후핵연료봉 피복관의 절개에 최대 300 kgf의 힘이 요구되었다. 알곤 가스 구동 실린더를 사용할 경우에 유효직경 100 mm의 매우 큰 실린더가 요구되며, 속도제어에 어려움이 있다. 유압실린더를 사용할 경우에, 구동원으로 유압펌프 또는 알곤 구동 유압펌프가 사용될 수 있다. 알곤 구동 유압펌프는 전기를 사용하지 않는 펌프로, 핫셀 내부에 펌프를 사용할 수 있다는 장점이 있다. 즉, 3-8 bar의 알곤 가스를 사용하여, 가스의 의해 최대 700 bar의 유압이 발생된다. 이러한 장점을 이용하여 알곤 가스 추진 유압 펌프를 적용한 유압시스템 구성하였다(Fig. 1). 유압 오일은 내방사선이 우수한 Ploy phenyl ether 계로 선정하였다.

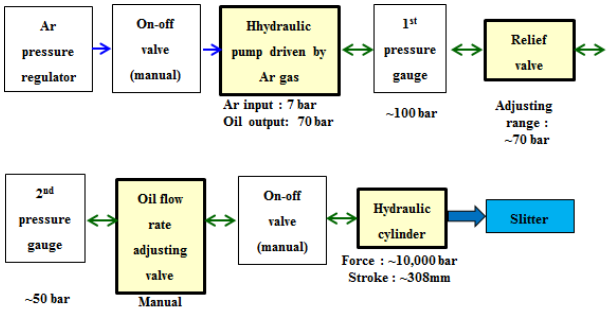



Fig. 1. Hydraulic system for slitter.

## 3. 절개탈피복 장치 개선

Fig. 2는 개선 전후의 절개탈피복 장치의 도면으로 실린더 고정, 절개기 모듈 및 이의 안착부에 대한 개선을 수행하였다. 그리고 Pusher의 안착 및 이의 이동을 위한 Moving die를 추가하였다.

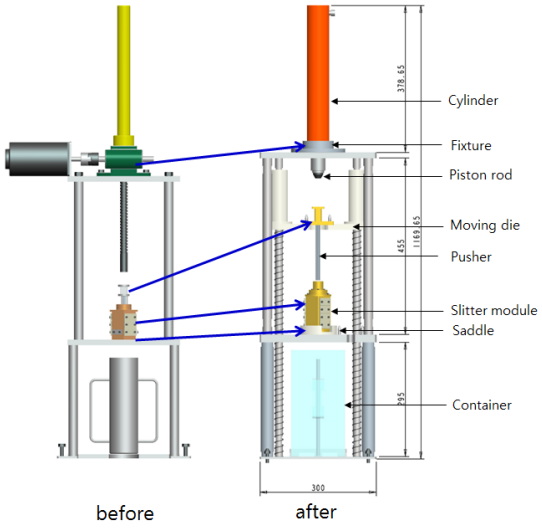



Fig. 2. Slitting equipment for decladding of fuel rod.

실린더의 원격 교체가 용이하도록 실린더가 장착된 플랜지와 상부 플레임의 결속을 Captive fastener

로 하였다(Fig. 3). 절개기 모듈에 삽입된 연료봉을 배출하기 위한 Pusher의 직진 운동을 보장하기 위해 Moving die와 Guide pin을 설치하였다. 또한, 절개기 모듈의 안착과 원주방향 회전방지를 위해 정육각형의 절개기 모듈의 형태를 이용한 Saddle을 제작하여 설치하였다.

절개기 모듈의 전단 날은 축방향으로 기존 3개에서 1개를 추가 장착하여, 전단 날의 마모 저하와 전단 날 간격별로 투과 깊이를 완화시켜 피복관의 급격한 전단을 방지토록 하였다(Fig. 4).

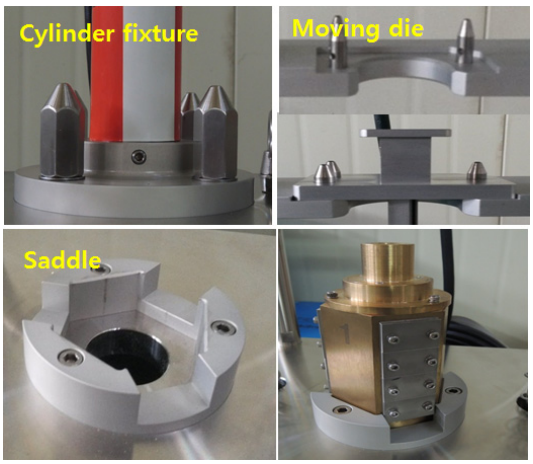



Fig. 3. An improved slitting stand.

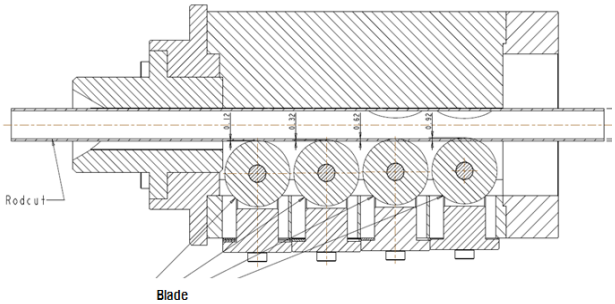



Fig. 4. An improved slitter module.

## 4. 모의봉 사용 절개시험

길이 250 mm Zirlo 재질의 피복관에 백시멘트 반죽을 충전후 경화하여 시험용 모의봉을 제조하였다. 알곤 가스의 압력을 4 bar, Relief valve의 압력을 20 bar로 조절한 후에 모의봉을 절개기 모듈에 삽입 후 절개 시험을 하였으며, 피복관과 경화된 백시멘트가 잘 분리됨을 확인 할 수 있었다(Fig. 5).

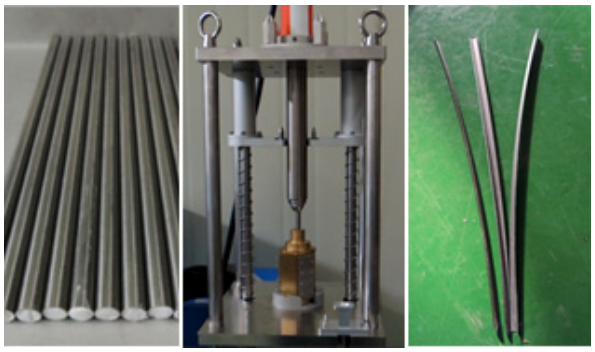


Fig. 5. Slitting of the simulated rod charged with white cement.

## 5. 결론

유압시스템은 전원이 필요 없이, Ar 가스(또는 공기)를 사용하여 유압실린더를 구동하는 방법으로 개선하였으며, 원격운전이 용이한 Slitting stand를 개발하였으며, 절개기 모듈을 개선하였다.

## 6. 감사의 글

이 논문은 2012년도 교육과학기술부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임(원자력기술개발사업, No. 2012M2A8A5025696).

# 사용후핵연료 연소이력 추정 프로그램 iBEST에 대한 모니터 핵종 별 연소이력 추정 능력 평가

**안길훈**[1*], 윤종호[1], 유형준[2]
[1]한국원자력통제기술원, 대전광역시 유성구 유성대로 1534
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ahn@kinac.re.kr

## 1. 서론

사용후핵연료를 사용한 핵활동을 정확히 평가하기 위해서는 질량분석법, 알파분광분석법 또는 감마분광분석법 등을 이용한 물질의 조성에 관한 측정도 중요하지만, 측정된 결과를 이용하여 연소이력을 정확히 추정하는 것이 무엇보다 중요하다[1]. 최근에 이를 위한 프로그램 iBEST (Inverse Burnup ESTimator)가 경희대학교에서 개발되었다[2].

본 연구에서는 OECD-NEA의 사용후핵연료에 대한 공개 분석 정보를 이용하여 iBEST의 입력에 사용되는 핵종들에 대해 연소이력 추정 능력을 평가하였다. 이는 예측 결과에 대한 불확실성을 줄임으로써 결과에 대한 신뢰성을 향상시킬 뿐 아니라 핵종 분석의 우선순위를 설정함으로써 분석에 소요되는 시간 절약을 위해서도 중요한 과정이라 할 수 있다.

## 2. 본론

### 2.1 iBEST

iBEST는 ORIGEN-S를 기반으로 사용후핵연료의 연소도, 농축도, 원자로 유형 및 냉각시간을 역추정하는 프로그램이다.[2] Fig. 1은 계산절차를 보여주고 있으며, iBEST의 입력에 사용되는 핵종은 Table 1과 같다.

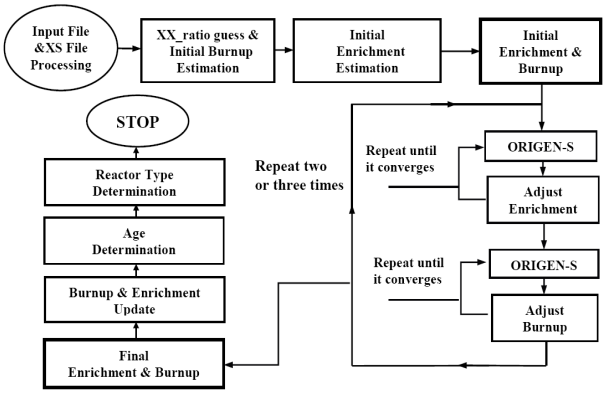



Fig. 1. Calculation procedure.

Table 1. Monitor nuclides

| | |
|---|---|
| Burnup Monitors | $^{140}$Ce, $^{100}$Mo, $^{98}$Mo, $^{97}$Mo, $^{138}$Ba, $^{142}$Ce, $^{148}$Nd |
| Enrichment Monitors | $^{234}$U, $^{235}$U, $^{236}$U, $^{238}$U, $^{239}$Pu, $^{240}$Pu, $^{241}$Pu |
| Reactor Type Monitors | $^{109}$Ag, $^{153}$Eu, $^{156}$Gd, $^{143}$Nd, $^{240}$Pu, $^{108}$Cd, $^{113}$Cd, $^{149}$Sm, $^{166}$Er, $^{132}$Ba, $^{98}$Tc, $^{115}$In, $^{72}$Ge, $^{115}$Sn |
| Age Monitors | $^{90}$Sr, $^{93}$Nb, $^{106}$Ru, $^{101}$Rh, $^{102}$Rh, $^{125}$Sb, $^{134}$Cs, $^{137}$Cs, $^{146}$Pm, $^{147}$Pm |

### 2.2 사용후핵연료 측정 자료

사용된 공개 정보는 OECD-NEA의 사용후핵연료 동위원소 조성 DB 내 Mihama-3 원자로에 대한 분석 자료이다[3]. 이유는 Table 1에 나열된 핵종들에 대한 정보가 일부라도 포함된 유일한 측정자료이기 때문이다. Mihama-3는 일본의 가압경수이며, DB에는 3개의 15*15 핵연료 집합체로부터 추출된 9개의 샘플에 대한 측정자료가 있다. Table 2에 사용된 핵종들을 요약하였다.

Table 2. Input nuclides for the Mijama-3

| | Nuclides |
|---|---|
| Burnup Estimators | $^{235}$U, $^{236}$U, $^{238}$U, $^{237}$Np, $^{239}$Pu, $^{240}$Pu, $^{241}$Pu, $^{242}$Pu |
| Burnup Monitors | $^{148}$Nd |
| Enrichment Monitors | $^{235}$U, $^{236}$U, $^{238}$U, $^{239}$Pu, $^{240}$Pu, $^{241}$Pu, $^{242}$Pu |
| Reactor Type Monitors | $^{148}$Nd, $^{240}$Pu, $^{143}$Nd |
| Age Monitors | $^{106}$Ru, $^{125}$Sb, $^{134}$Cs, $^{137}$Cs |

### 2.3 평가 방법

핵종이 1개뿐인 연소도 모니터 핵종을 제외한 4개 분야에 대하여 개별 핵종 값이 없을 경우, 해당 분야의 연소이력과 얼마나 차이가 있는지 살펴보았다. Table 3에 9개 시료에 대한 연소이력을 요약하였다.

Table 3. Reference value for the Mihama-3

| Sample ID | 연소도 (MWD/kg) | 농축도 (wt%) | 냉각시간 (Yr) |
|---|---|---|---|
| JPNNM3PWR-1 | 8.3 | 3.208 | 5.0 |
| JPNNM3PWR-2 | 6.9 | 3.208 | 5.0 |
| JPNNM3PWR-3 | 21.2 | 3.203 | 5.0 |
| JPNNM3PWR-4 | 15.3 | 3.203 | 5.0 |
| JPNNM3PWR-5 | 14.6 | 3.203 | 5.0 |
| JPNNM3PWR-6 | 29.44 | 3.21 | 5.0 |
| JPNNM3PWR-7 | 32.3 | 3.21 | 5.0 |
| JPNNM3PWR-8 | 33.7 | 3.21 | 5.0 |
| JPNNM3PWR-9 | 34.1 | 3.21 | 5.0 |

### 2.4 결과

iBEST의 초기 가정에 반드시 필요한 $^{235}U$와 $^{238}U$ 값을 제외한 영향 평가 결과는 Fig. 2 ~ 5와 같다.

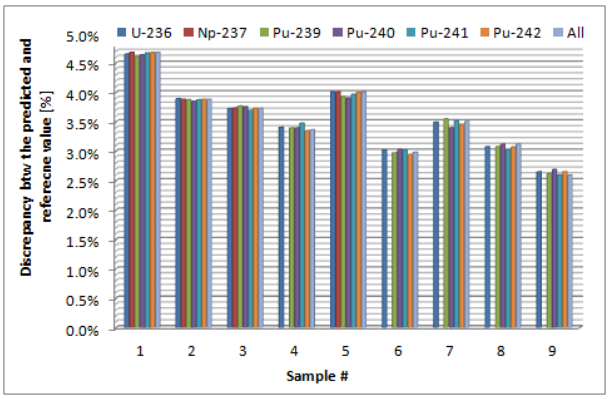



Fig. 2. The results for burnup monitors.

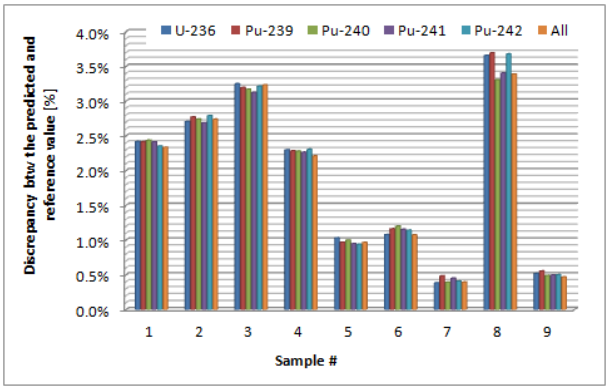



Fig. 3. The results for enrichment monitors.

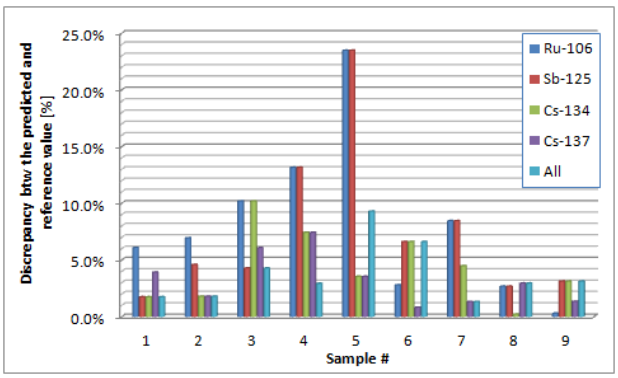



Fig. 4. The results for age monitors.

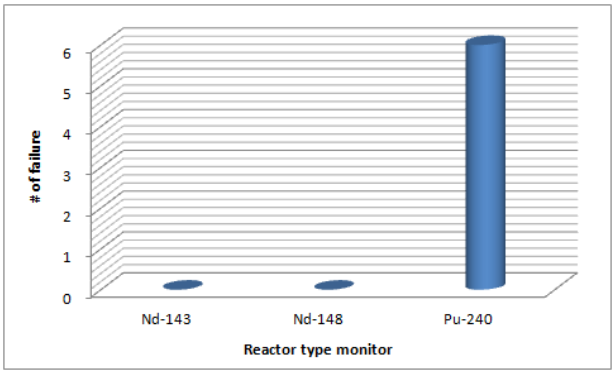



Fig. 5. The results for reactor type monitors.

연소도와 초기 농축도의 경우 개별 핵종들의 영향이 동일한 것으로 나타났다. 그러나, 냉각시간을 추정함에 있어서는 Cs-137을 제외한 세가지 핵종 모두 결과에 큰 영향을 미치는 것으로 보여지고, 마지막으로 원자로 유형을 추정할 때에는 Pu-240의 역할이 중요한 것으로 판단된다.

## 3. 결론

본 연구에서는 경수로에 한해서 iBEST의 역추정 능력에 영향을 미치는 입력 변수에 대한 평가를 수행하였다. 결과적으로 초기 가정에 반드시 필요한 $^{148}Nd$, $^{235}U$ 및 $^{238}U$의 측정 결과만으로도 연소도와 초기농축도에 대한 추정은 근사하게 수행되는 것을 확인하였으며, 원자로형 추정을 위해서는 $^{240}Pu$에 대한 측정이 반드시 수반되어야 함을 알 수 있었다. 다만, 냉각시간 추정은 사용된 공개정보의 입력변수 제한으로 인해 판단이 어려운 바, 정확한 결론을 내기 위해서는 더 많은 측정 자료를 활용한 평가가 필요하다.

## 4. 참고문헌


[1] M. Wallenius, P. Peerani and L. Koch, "Origin determination of plutonium material in nuclear forensics", JRNC, 246(2), 317-321 (2000).

[2] D.Y. Kim, S.G. Hong and G.H. Ahn, "iBEST : A Program for Burnup History Estimation of Spent Fuels Based on ORIGEN-S", NET, 47(5), 596-607 (2015).

[3] OECD/NEA, Post Irradiation Examination for Spent Fuel Samples, http://www.oecd-nea.org/sfcompo/Ver.2/Eng/index.html.

# 사용후핵연료 지연수소화균열 평가 요건 설정

**홍종대***, 김효찬, 김주성, 정양일, 김도식, 양용식, 구양현
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jongd@kaeri.re.kr

## 1. 서론

최근 국내에서도 사용후 핵연료를 안전하게 관리하기 위한 방안을 모색하기 위하여 공론화가 활발하게 이루어지며 다양한 방안들이 제시되고 있다. 그러나 이미 습식저장조의 용량이 포화에 이르고 있는 상황에서 단기간 내에 검증과 구현이 현실적으로 가능한 형태는 건식저장이 유일하다. 이에 대한 건전성을 확보하기 위해서는 장시간의 저장기간 동안 장시간 검사나 보수가 힘들기 때문에, 건식저장에 따른 사용후핵연료의 열화에 대한 예측과 평가가 필수적이다. 건식저장 조건하에서 가능한 피복관의 주요 열화기구로는 수소화물에 의한 열화문제가 보고되고 있으며, 그 중에서도 지연수소화균열(DHC, Delayed Hydride Cracking)에 대한 우려가 있다. 이러한 관점에서 건식저장 환경에서 DHC로 인한 사용후핵연료의 열화와 관련된 선행연구 결과를 고찰하였다.

## 2. 본론

### 2.1 건식저장 조건에서의 DHC

DHC를 예측하기 위한 모델은 균열의 성장기구에 따라 Puls 등의 DFM (Diffusion First Model)과 Kim 등의 PFM (Precipitation First Model)이 있으며, 대부분의 연구는 균열성장속도에 초점을 두고 있다. 그러나, 균열성장속도가 상온에서는 $10^{-11}$~$10^{-12}$ m/s, 300°C에서는 $10^{-7}$ m/s 이상으로 빠르기 때문에, 일단 균열성장이 시작되면 건식저장 온도조건 하에서는 10~20 년 이내에 파단에 이를 수 있다. 따라서, 장기 건식저장 중 DHC 의한 열화를 방지하려면 균열성장 자체를 억제하는 것이 필요하다.

### 2.2 문턱응력확대계수 $K_{IH}$

DHC 균열성장 발생의 기준으로 문턱응력확대계수($K_{IH}$, threshold stress intensity factor)가 사용되고 있으며, 수소화물 앞의 균열선단(crack tip)에서의 응력확대계수 $K_I$이 $K_{IH}$ 이상이어야 균열 성장이 시작된다. $K_{IH}$는 5~9 MPa$\sqrt{m}$ 정도로 알려져 있으며, 항복강도/집합조직/미세조직 등의 재료특성과 온도/조사량/수소 농도 등의 다양한 요인에 영향을 받는다. 온도의 경우 특정온도이하에서는 온도에 따른 영향이 없지만, 300°C 이상의 고온에서는 온도에 따라 급격히 증가한다고 보고되었다 (Fig. 1) [1]. 항복강도에 따른 영향은 거의 없으며, 중성자 조사에 따라 감소하지만 그 영향은 미미한 것으로 보고되었다. 일부 연구들이 수행되어 오고 있으나, 각 인자들끼리 서로 상관관계를 갖고 있고, 많은 연구가 수행되지 않아 정량적인 평가가 힘든 실정이다.

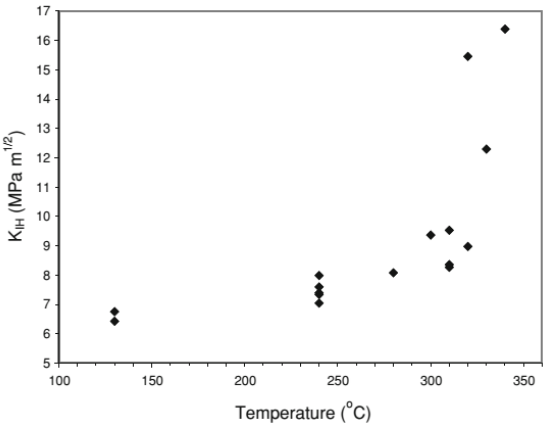



Fig. 1. Temperature dependence of $K_{IH}$ in irradiated Zr-2.5Nb (w/153 ppm of hydrogen) [1].

#### 2.2.1 기존 예측모델 검토

$K_{IH}$는 앞서 설명하였듯이 다양한 인자에 영향을 받는다. 그 중 일부 인자들을 고려하여 Kim 등은 Zr-2.5Nb 합금의 $K_{IH}$에 대해 Table 1과 같은 모델을 제시하였다. 비조사재의 경우 300°C 이하의 조건에서는 기존 실험결과와도 일치하는 결과가 보고되었으나 [2], Fig. 2의 예측결과에서 볼 수 있듯이 고온에서 나타나는 $K_{IH}$의 급격한 증가를 예측하지 못하고 있다.

한편, Shi, Puls [3,4] 등의 $K_{IH}$ 모델에 따르면, 이론적인 $K_{IH}$의 최소값 $K_{IH}^{\infty}$는 식 (1)과 같이 예측하였으나

Table 1. Prediction model and values of $K_{IH}$ for unirradiated Zr-2.5Nb alloy

| Condition | $K_{IH}$ model [2] | Predicted Values (MPa$\sqrt{m}$) | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | | 50°C | 100°C | 200°C | 300°C | 350°C |
| Plane strain | $K_{IH}=\left\{\frac{\sigma_{ys}E\epsilon_{\perp}t_{hyd}}{2\kappa(1-\nu^2)(1-2\nu)^2(\frac{1+\kappa}{1-2\nu}-\frac{\sigma_f^h}{\sigma_{ys}})}\right\}^{1/2}$ | 12.71 | 12.55 | 12.72 | 12.25 | 11.67 |
| Plane stress | $K_{IH}=\left\{\frac{\sigma_{ys}E\epsilon_{\perp}t_{hyd}}{2\kappa(1+\kappa-\frac{\sigma_f^h}{\sigma_{ys}})}\right\}^{1/2}$ | 6.10 | 6.66 | 7.81 | 7.82 | 7.65 |
| Mixed plane | $K_{IH}=\left\{\frac{\sigma_{ys}E\epsilon_{\perp}t_{hyd}}{2\kappa(1-\nu^2)(\frac{1+\kappa}{1-2\nu}-\frac{\sigma_f^h}{\sigma_{ys}})}\right\}^{1/2}$ | 3.64 | 4.16 | 5.17 | 5.46 | 5.45 |

사용후핵연료 저장 초기 온도 조건인 400°C이하에서는 1MPa$\sqrt{m}$ 이하의 낮은 값이 예측되어 실용적인 큰 의미는 없다고 판단된다.

$$K_{IH}^{\infty}=\left\{\frac{\sigma_{ys}Ee_{yy}^{T}t_{hyd}}{8\pi(1-\nu^2)(1-2\nu)^2([\frac{1}{1-2\nu}]\sigma_{ys}-\sigma_f^h)}\right\}^{1/2} \quad (1)$$

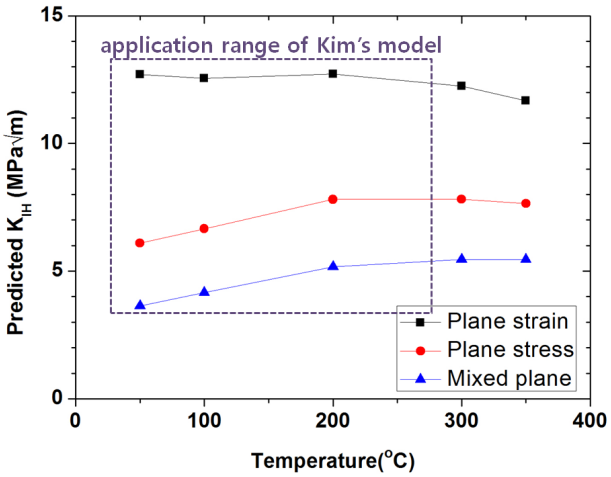



Fig. 2 Predicted $K_{IH}$ for unirradiated Zr-2.5Nb alloy depending on temperature by Kim's model.

2.2.2 DHC 평가기준 적용 한계

기존의 $K_{IH}$ 예측모델을 검토하였으나 재료/적용조건의 한계로 그대로 적용이 힘들 것으로 판단된다. 사용후 핵연료로의 적용을 위해서는 피복관에 사용되고 있는 지르코늄 합금에 대한 모델이 별도로 필요할 것으로 판단된다. 별도의 실험을 통해 재료이외에도 수소농도/조사/고온(300°C 이상)의 영향을 고려한 $K_{IH}$의 예측식을 확보하여야 한다. 또한, $K_{IH}$과 비교하기 위한 현실적인 $K_I$ 값을 예측하기 위해 ($K_I$=Sσ$\sqrt{\pi a}$, a:균열길이) 기존에 생성된 균열이나 결함의 크기와 형상을 분석하여, 대표할 수 있는 값(S, 형상인자)을 선정해야 한다. 이를 위해서 실제 사용후 핵연료의 균열검사를 통한 데이터베이스 확보가 필요하다.

## 3. 결론

DHC를 평가하기 위한 모델들이 제시되어 왔으나, 건식저장환경에 그대로 적용하는 데에 한계가 있다. 건식저장 환경에서의 사용후 핵연료의 건전성을 확보하기 위해, 보수적인 기준으로 균열성장의 문턱응력확대계수 적용이 적합할 것으로 판단되나, 이를 위해 다양한 조건에서의 피복관 재료의 $K_{IH}$모델과 사용후 핵연료의 균열 데이터베이스 확보가 필요하다.

## 4. 감사의 글


본 연구는 2014년도 산업통상부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다.(No. 20141710201660)


## 5. 참고문헌


[1] L.M. Resta, M.P. Puls, 18th SMiRT, Paper G10-3 (2005).

[2] Y.S. Kim, Y.G. Matvienko, Y.M. Cheong, S.S. Kim, S.C. Kwon, J. Nucl. Mater. 278, 251-257 (2000).

[3] S.Q. Shi, M.P. Puls, J. Nucl. Mater. 208, 232-242 (1994).

[4] S.Q. Shi, M.P. Puls, J. Nucl. Mater. 218, 30-36 (1994).

# 핫셀용 가변형 표면영상 이미지 분석기법 향상

**서항석***, 김도식, 전용범, 이형권, 권형문, 장정남, 권인찬
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nhsseo@kaeri.re.kr

## 1. 서론

고연소도 핵연료의 안전성시험 및 평가 기술을 습득하고 경제적 이득을 극대화하기 위한 노력의 일환으로 핵연료의 연소도를 높이고 운전기간을 연장하기 위해 연구가 세계적으로 계속 진행되고 있다. 한국원자력연구원내 조사후연료시험시설 핫셀 에는 위 내용을 충족시키기 위하여 시편 표면의 거시조직영상을 투영하는 핫셀용 Dualscope 표면영상 분석 장치가 설치 되어있다. 본 영상 장치는 습기 및 고준위방사선의 환경에 지속적으로 노출되어 시간이 지날수록 렌즈 및 부품이 경화되고 열화 되어 선예도와 해상도가 현격히 저하되었다. 따라서 장비를 교체하는 과정에 기존 장비의 문제점을 Upgrade시켜 해상도 및 선예도가 뛰어난 핫셀 용도의 가변형 표면영상 분석 장치를 개발하였다.

## 2. 본론

Fig. 1은 핫셀 내부 및 외부에 설치가 완료된 영상장치 사진이다. 고방사선으로 부터 카메라의 방사선 피폭을 방지하고 CCD 센서의 손상을 막기 위해 렌즈부분 및 광원부분을 핫셀 내부에 설치하고 카메라는 핫셀 외부에 설치하였다. 왼쪽 사진이 핫셀 내부에 설치된 표면 영상 분석 장치 본체 사진이다. 본체의 렌즈군은 16군23매로 제작 되었으며 코팅처리를 하여 렌즈를 보호하였다. Surface mirror의 반사율은 99% 이상을 유지시켜 선명한 영상을 얻게 하였으며 렌즈 하단부분은 시편관찰을 위한 LED 특수조명장치로서 시편의 표면 상태에 따라 조명의 밝기를 조절할 수 있다. 또한 빛의 난반사 방지를 위하여 적색 LED를 사용 하였으며 또한 시편 표면의 영상을 color로 얻기 위하여 흑백 LED 조명장치도 같이 부착 하였다.오른쪽 사진은 핫셀 외부에 설치된 monochrome or color 1/2" Sony ICX285 CCD Camera이며 이에 대한 사양은 Effective Pixels 1,040 × 768, 6.45um square pixel. Frame Rate는 15 fps at 1040 x 768, increased through bin and ROI. Digital output : 8 and 12bit. Read Noise : 8 e-rms. Full well capacity:>18,000 electron. Shutter speed는 1/18750 to1/12(sec)이다. 영상 포착 및 이미지 분석을 위해 INNERVIEW-iX Software를 사용 하였으며 주요기능은 Image and Data File Format Support. Auto save. Multi-Focus. Image Tiling 및 Auto calibration. Point, Distance, Circle, Polyline, Measurement 등 이다.

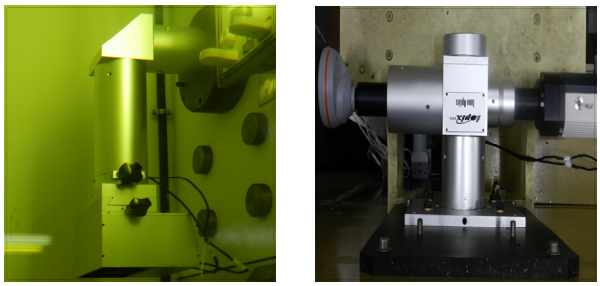


Fig. 1. Macroscopic visual examination system.

- 거시조직 사진 비교 -

Fig. 2 사진은 핫셀용 가변형 표면영상 분석 장치를 이용하여 사용후 핵연료 (울진2호기. K23-B07)와 ∅16 mm인 이중냉각환영핵연료의 표면을 투영한 거시조직사진이다. 왼쪽사진은 7X의 배율로 투영된 사용후핵연료 시편의 거시조직사진이고 오른쪽 사진은 이중냉각환영핵연료를 4X의 배율로 투영한 사진이다. 전체적으로 사진에서 보듯 표면의 상태를 잘 보여주고 있으며 미세한 crack까지 선명하게 잘 나타내어 주고 있다.

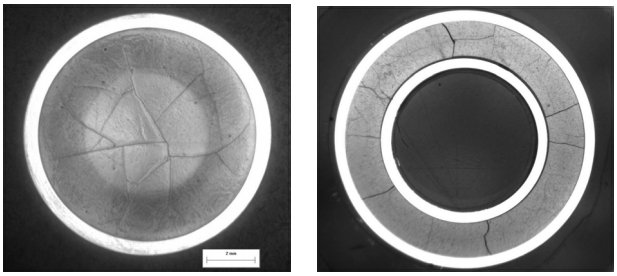


Fig. 2. Macroscopic inspection for PWR fuel sample and fuel cooled annular pellet fuel sample.

## 3. 결론

기존에 설치 되어있던 거시조직사진 투영장치는 렌즈의 경화로 인한 성능저하로 인해 심도 및 해상도가 떨어져 시편의 파단면 및 결함부위에 대한 분석에 한계가 있었다. 그러나 이번에 개발된 핫셀용 가변형 표면영상 분석 장치는 기존의 거시조직사진 투영장치에 비해 뛰어난 선예도와 해상도를 갖추었다. Fig. 2의 사진에서 보듯 미세한 crack에 대해 선명한 영상을 나타내고 있으며 배율도 7X 및 4X로 변환할 수 있어 직경이 16 mm인 이중냉각환형핵연료를 포함한 피복관 결함부위에 대한 고준위 시편의 표면 거시조직사진 투영이 가능해졌다. 또한 컬러로도 투영이 가능하도록 조명장치 및 컬러 카메라를 설치하여 영상을 흑백 및 컬러로 동시에 얻을 수 있게 하였으며 영상 투영 시 CCD 카메라에 직접 이미지 분석 장치를 연결하여 시편의 제원 및 크기도 측정할 수 있도록 하였다. 본 장치는 사용후 핵연료 단면 및 피복관 결함부위에 대한 거시조직 영상 투영 및 시편 조직 분석에 활용 되고 있다.

## 4. 참고문헌


[1] 서항석 외 5인 "핫셀용 거시시편 표면분석을 위한 영상장치 개발" 한국방사성폐기물학회 춘계 학술 발표회 논문집. 2010.

[2] 서항석 외 5인, “핫셀용 가변형 페리스코프 표면 영상장치 개발”, 한국방사성폐기물학회 추계학술 발표회 논문집, 2011.

[3] 서항석 외 6인, “핫셀용 Dualscope 표면 영상분석장치 개발”, 한국방사성폐기물학회 추계학술 발표회 논문집, 2013.

# 소체적 연료의 봉내압 측정실험에 대한 불확도 추정

**이형권***, 김도식, 전용범, 서항석, 권형문, 장정남, 김성근, 정상희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nhklee1@kaeri.re.kr

## 1. 서론

핵연료의 봉내압 측정실험은 핵연료의 안전성 및 저장관리를 위해 필요한 실험 자료를 생산하기 핫셀 실험이다. 특히 봉내압은 핵연료의 수명과 직결되는 요인이며, 원자력발전의 경제성을 확보하기 위한 기본 자료로도 이용된다. 그러므로 실험에 대한 신뢰성을 확보하기 위해서는 장비의 소급성 유지는 물론 실험값이 어느 정도 오차 범위 안에 속하지는 확인하기 위하여 실험데이터에 대한 불확도 추정이 필요하다.

사용후 핵연료의 봉내압 측정에 대한 불확도를 추정하기 위한 선행조건으로 사용되는 실험장비의 소급성이 유지되어야 한다. 그러나 핵연료에 대한 실험은 핫셀에서 수행하므로 장비의 교정에 많은 어려움이 따른다. 그 이유는 계측장비가 핫셀 내부에 설치되어 접근이 어렵고 방사선 오염 때문에 계측장비를 외부로 이동을 할 수 없기 때문이다. 그렇다고 중요한 실험을 수행하면서 실험장비의 정밀도와 소급성을 고려하지 않을 수는 없다. 그러므로 최대한 실험장비의 계측기 정밀도를 확인하고 검증하기 위하여 간접교정 방법을 사용하고 있다. 따라서 핫셀이라는 특수 환경에서 실험장비에 대한 소급성을 최대한 유지하고 실험에 대한 신뢰성 확보하기 위하여 불확도를 추정하였다.

## 2. 본론

### 2.1 실험 방법

조사후연료시험시설에서 사용 중인 사용후 핵연료의 봉내압 측정실험장비는 가압 경수로형 사용후 핵연료만을 대상으로 하는 전용실험 장비이다. 그러므로 소체적을 갖는 실험연료봉을 실험하기 위해서는 가압경수로 핵연료의 기체량과 비슷한 양이 되도록 실험 전에 일정량의 기체를 미리 충진해야 한다. 즉, 실험연료봉을 천공하였을 때 천공용기내부에 있는 기체량이 가압경수로형 핵연료의 기체량과 비슷하도록 시험환경을 조성하는 것이다. 이러한 과정을 수행한 후에는 기존의 실험방법과 동일한 방법으로 시험을 진행한다.[1]

### 2.2 연료의 봉내압 측정실험

소체적을 갖는 연료봉의 봉내압 측정실험에 대한 평가를 수행하기 위하여 총 6개의 모의 표준연료봉을 시험하였다. 각 연료봉의 기체충진압력 범위는 304~490 kPa 이며, 공간체적은 4.5 ㎖이다. Table 1은 모의연료봉 내압 및 공간체적측정 시험결과를 나타낸다.

Table 1. Results of puncturing test for dummy rods

| No. | Calculated Void volume (㎖) | Measured Void volume (㎖) | Error (%) | Inserted gas pressure (kPa) | Measured gas pressure (kPa) | Error (%) |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 1 | 4.5 | 4.84 | 7.6 | 304 | 256 | 15.8 |
| 2 | 4.5 | 4.43 | -1.6 | 343 | 357 | 4.1 |
| 3 | 4.5 | 4.86 | 8.0 | 392 | 402 | 2.6 |
| 4 | 4.5 | 4.51 | 0.2 | 441 | 437 | 0.9 |
| 5 | 4.5 | 4.31 | -4.2 | 490 | 513 | 4.7 |
| 6 | 4.5 | 4.59 | 2.0 | 490 | 495 | 1.0 |

Table 1의 시험결과에서 나타났듯이 실험연료봉에 대한 봉내압 측정오차는 전체적으로 1~15.8%로 나타났다. 각각의 압력별로 연료봉의 봉내압 측정오차를 평가하면 충진압력이 다소 낮은 304kPa의 연료봉에서 측정오차는 15.8%로 매우 크게 나타났다. 그리고 충진압력이 343~490 kPa 범위에서의 측정오차는 1.0~4.7%범위로 양호하게 나타났다.

### 2.3 불확도 추정

2.3.1 불확도 추정요인

봉내압 측정실험에 대한 불확도 추정요인으로는 시험장비, 시험환경, 시험자 등을 고려할 수 있다.[2] 본 실험에서 측정 장비에 관련된 불확도 요인은 압

력계, 온도계 및 표준용기 등이 있다. 그러나 온도계와 표준용기는 방사선오염 때문에 최초 교정 이후 재교정이 불가능하다. 그러므로 온도계와 표준용기의 체적의 교정값은 최초 교정값으로 대체하거나 불확도 추정 5% 규칙에 의하여 제외 하였다.

2.3.2 수학적 모델

$$P_f = \frac{(V_t + V_s)P_1 - P_c V_c}{V_f} \quad \text{....(1)}$$

$P_f$ : 연료봉 내압(kPa)
$V_c$ : 연료봉 천공전 천공용기의 체적(㎤)
$V_t$ : 연료봉 천공후 천공용기의 체적(㎤)
$P_1$ : 천공용기에 충진된 가스압력 (kPa)
$P_c$ : 연료봉 천공후 천공용기에서 압력(kPa)
$P_2$ : 연료봉 천공후 표준용기에서 압력(kPa)
$V_f$ : 연료봉 천공전 천공용기의 체적(㎤)

2.3.3 실험값의 불확도 추정

2.3.3.1 반복측정에 대한 불확도

반복시험을 수행할 수 없는 시험이므로 압력계의 반복 읽음을 반복시험으로 가정하여 불확도를 추정하였으며 표준불확도의 추정값은 0.03 kPa이다.

2.3.3.2 압력계 교정에 대한 표준불확도

압력계의 교정값이 신뢰수준 95%에서 $k$=2 일 때 확장불확도가 0.6 kPa 이므로 표준불확도는 0.3 kPa로 추정되었다.

2.3.3.3 압력계 분해능에 대한 불확도

압력계의 최소 눈금이 0.1 kPa 이므로 분해능에 대한 불확도는 0.03 kPa이다.

2.3.3.4 표준용기의 체적에 대한 불확도

용기의 체적에 대한 교정값은 신뢰수준 95%에서 $k$= 2일 때 확장불확도는 0.09 ㎤이므로 표준불확도는 0.045 ㎤로 추정되었다.

2.3.3.5 합성불확도

합성불확도 추정은 반복측정, 분해능 및 교정불확도 등을 합성한다.

$u_c = \sqrt{(0.03)^2 + (0.3)^2 + (0.03)^2 + (0.045)^2}$ = 0.306 kPa

2.3.3.6 유효자유도

포함인자 $k$ 값을 구하기 위하여 합성불확도에 대하여 각각의 불확도 구성요소와 자유도를 결합시켜 유효자유도를 구하였다.

$$\nu_{eff} = \frac{(0.307)^4}{\frac{(0.03)^4}{4} + \frac{(0.3)^4}{200} + \frac{(0.03)^4}{200} + \frac{(0.045)^4}{200}} \fallingdotseq 2717$$

2.3.3.7 확장불확도

6개의 표준연료봉에 대한 확장불확도는 신뢰 수준 95%에서 $k$ = 2일 때 각각 256, 357, 402, 437, 513, 495 ± 0.6 kPa이다.

## 3. 결론

소체적을 갖는 연료의 봉내압 측정실험에서의 측정 오차의 확인과 실험 결과에 대한 불확도 추정을 수행하였다. 모의 표준 연료봉 실험에서 측정값과 기준값을 비교하였을 때 측정오차는 0.9 ~ 15.8% 범위로 나타났다.

6개의 연료봉에 대한 불확도 추정에 대한 결과는 신뢰수준 95%에서 $k$ = 2일 때 확장불확도는 256 ~ 531 kPa ± 0.6 kPa 범위로 나타났다. 따라서 소체적을 갖는 연료봉의 측정정밀도확인과 불확도 추정을 수행함으로서 시험장비의 건전성과 실험에 대한 신뢰성을 확보할 수 있었다.

## 4. 참고문헌

[1] 이형권 외, "소체적 연료의 봉 내압 측정시험에 대한 평가", 한국원자력학회 춘계학술 발표회 논문집, 2014.

[2] "측정결과의 불확도추정 및 표현을 위한지침" KOLAS, 2002. Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement.

# 전처리 집합체해체 핵심장치 디지털 목업 검증

**김영환***, 조용준, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yhkim3@kaeri.re.kr

## 1. 서론

핵연료를 재활용하는 공정의 선행단계인 전처리 공정 개발되고 있다. 공정 유지보수/운전은 사용후 핵연료 특성상 유해성 때문에 작업자가 직접 접근할 수 없으며 이러한 환경에서의 장비 유지 보수 및 교체는 원격으로 수행되어야 하거나 혹은 작업자를 보호하기 위한 추가 설비가 구비되어야 한다. 또한 고장 난 장비부품의 원격 유지보수 및 교체는 수동 혹은 접촉 유지보수에 비해 상당히 많은 시간이 소요된다. 이러한 시간 소비는 원격유지보수가 필요한 장비를 유지보수 계통과의 접속이 최적화 되도록 설계하여야 한다. 아울러 완벽한 성능 기동성 및 힘 반영 기능을 갖춘 서보 매니퓰레이터에 바탕을 둔 유지 보수 계통의 채택을 통해 최소화 할 수 있다. 이를 위하여 전처리 공정 중 집합체해체 핵심장치의 유지보수를 쉽게 하고, 원격 제어 효율을 높이기 위한 모듈화와 그에 대한 사전 검증을 하고자 한다. 또한 모듈화 설계 및 목업 시스템 구축을 위하여 집합체해체핵심장치에 대한 디지털 목업 검증을 수행한다.

## 2. 본론

### 2.1 전처리 디지털 목업 시스템 검증 대상

전처리 디지털 목업 시스템 검증 대상은 집합체 해체핵심장치, 연료봉 핵심인출장치, 연료봉 절단핵심장치, 수평절개장치, 산화장치, 성형장치, 열처리로의 7가지 주요 핵심장치로서 본 연구는 디지털 집합체 해체핵심장치에 대한 목업 검증을 수행하였다. 아래 Fig. 1을 통해 주요 핵심장치의 흐름을 알 수 있다.

공정과정의 주요 흐름은 아래와 같다.

먼저 집합체 해체 장치로부터 집합체의 상·하단 고정체를 제거한다. 연료봉 핵심 인출장치를 통해 구조체와 지지격자만 남겨놓고 연료봉만 인출한다. 인출 연료봉을 연료봉 절단핵심장치에 삽입해 일정한 간격으로 연료와 연료봉 튜브를 동시 절단한다. 수평식 절개장치에서는 연료봉 튜브의 좌우를 절단하여, 산화장치에서 산화하고, 산화된 핵연료는 성형장치로 보낸다. 즉, 산화장치에서는 연료봉절단핵심장치와 수평식 절개장치로 부터 절개된 연료봉 튜브로 부터 연료와 피복관으로 분리한다. 핵연료를 성형장치를 통해서 연료봉에 들어갈 일정한 크기의 핵연료로 성형한다. 성형된 핵연료를 열처리로로 굳혀 다음공정으로 이송된다.

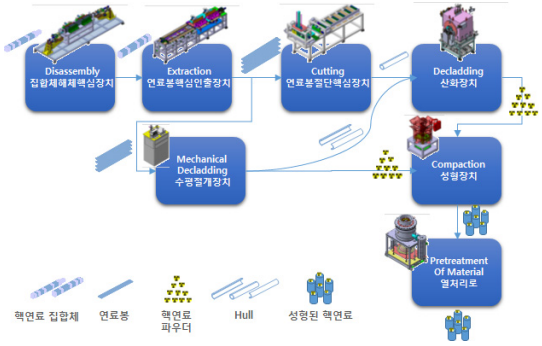



Fig. 1. Flow diagram of main devices.

### 2.2 집합체 해체핵심장치 주요모듈

주요모듈은 5개의 주요 모듈로 구성되어 있으며 각각의 기능은 다음과 같다. 클램핑 모듈(clamping module)은 핵연료 집합체가 안착 후 움직이지 않게 고정할 수 있도록 실린더에 의한 집합체 고정모듈이다. 언볼팅 모듈(unbolting module)은 핵연료 집합체의 상단고정체를 렌치(wrench)를 이용해 분리시켜주는 모듈이다. 드릴링 모듈(drilling module)은 핵연료 집합체의 하단고정체의 볼트에 직접 드릴링을 통해 고정체를 분리시켜주는 모듈이다. 또한 미끄럼 모듈(sliding module)은 언볼팅과 드릴링 모듈을 작업위치까지 움직임을 부여할 수 있는 모듈이다. 끝으로 지지모듈(support module)은 집합체 해체 핵심장치의 모듈들을 안착할 수 있는 구조대이다. 각각의 모듈의 부착 위치 및 형상은 Fig. 2를 통해 확인 할 수 있다.

또한 집합체 해체핵심장치 주요모듈 탈부착 순서를 확인하였다. LEVEL 3의 모듈(언볼팅, 드릴링)은 LEVEL 2의 미끄럼(sliding) 모듈이 장착된 후에 탈부착이 가능하였다. LEVEL 2(클램프, 미끄럼)의 모듈끼리는 서로의 간섭 없이 자유로이 탈부착이 가능하였다.

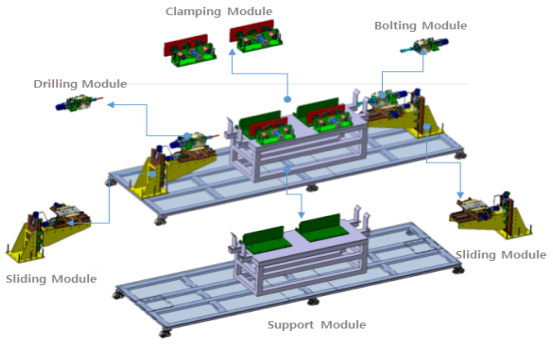



Fig. 2. Main modules of disassembling device.

### 2.3 주요 모듈의 모듈화 방안

쉽게 탈 부착을 위해 클램프 모듈은 라쳇 렌치를 활용한 4개의 볼팅 포인트와 1개의 인양고리를 사용 하였다. 언볼팅/드릴링 모듈은 라쳇 렌치를 활용한 4개의 볼팅 포인트와 2개의 인양고리를 사용하였다. 또한 Fig. 3과 같이 미끄럼 모듈은 라쳇 렌치를 활용한 6개의 볼팅 포인트와 1개의 인양고리를 사용하였다.

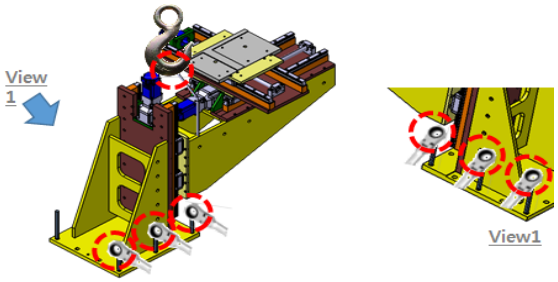



Fig. 3. Maintenance of sliding module.

각각 모듈의 인양고리의 적합성을 판단하기 위해 무게중심(center of gravity)의 분석하였다. 클램프 모듈 부피는 0.035 $m^3$이고 질량(mass)은 276.991 kg 이다. 언볼팅과 드릴링모듈 부피는 0.008 $m^3$이고 질량(mass)은 0.008 kg이다. 또한 미끄럼모듈 부피는 0.035 $m^3$이고 질량(mass)은 276.991$m^3$ kg이다. 아래 Fig. 4와 같이 클램프 모듈의 무게중심위치를 보여준다.

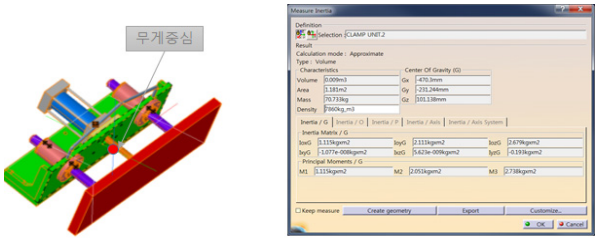
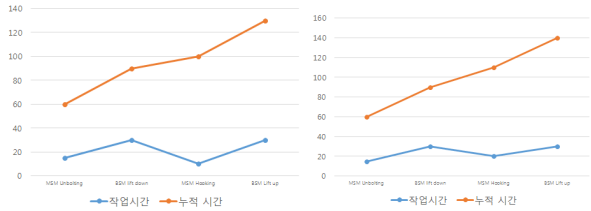



Fig. 4. Center of gravity of clamp module.

### 2.4 주요 모듈 탈착 시간 검증

각각의 모듈 별 탈착을 위해 4가지의 주요 작업이 수행되어야 하며 매니퓰레이터 (MSM)을 통한 언볼팅(UNBOLTING) 4 POINT와 천정이동서보 조작기(BSM)을 통한 후크(hook)를 인양 고리에 고정하고 탈착하는 과정을 거친다. 부착하는 방법은 역방향으로 수행하면 된다.

아래 Fig. 5를 통해 알 수 있듯이 작업시간은 클램프모듈이 약 130초, 언볼팅, 드릴링 모듈이 140초 소요될 것으로 분석되었다.




(a) clamp (b) unbolting&drilling

Fig. 5. Assembly and disassembly time of modules.

## 3. 요약

전처리 공정장치 구축에 앞서 정확한 설계와 검증이 선행되어야 한다. 우선 디지털 목업 기술을 통해 설계검증을 철저히 함으로써 공정의 품질을 높이고 공정하자를 최소화 할 수 있다. 전처리 공정 중 집합체해체 핵심장치의 유지보수를 쉽게 하고, 원격 제어 효율을 높이기 위한 모듈화와 그에 대한 사전 검증을 수행하였다. 이를 위해해 전처리 디지털 목업 시스템 검증 대상과 집합체 해체핵심장치 주요모듈을 선정하였으며, 주요 모듈의 모듈화 방안 과 모듈 탈착 시간 검증하였다. 그 결과, 집합체해체 핵심장치에서는 5개의 주요 모듈로 구성되었으며, 모듈 탈착 시간 검증에서 작업시간은 클램프모듈이 약 130초, 언볼팅, 드릴링 모듈이 140초 소요될 것으로 분석되었다. 향후 전처리장치별 모듈 분석과 LAYOUT 운영을 포함해서 MSM 시뮬레이터의 디바이스 및 시뮬레이터 시스템 구축을 수행할 것이다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

## 5. 참고문헌

[1] C.T. Kring and S.L. Schrock, "Remote maintenance lessons learned on prototypical reprocessing equipment," Proceedings of 38th Conference on Remote Systems Technology, 23-27, 1990.

# 조사재시험시설 핫셀용 시험장비 재구축 시스템 개발

**김영준***, 허기수, 진영관, 유병옥, 백승제, 정양홍, 김길수, 주용선, 안상복
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yjkim05@kaeri.re.kr

## 1. 서 론

조사재시험시설[1,2]은 1996년 정상운전 이래 하나로(HANARO) 및 국내 상용원자력발전소에서 중성자에 조사한 고방사성물질을 핫셀시설로 반입하여 수행하는 조사후시험(PIE)을 주기적인 유지보수(maintenance) 없이 계속 수행하였다. 일반적으로 핫셀 내부에서 사용하는 시험장비들은 고방사선 분위기에서 견딜 수 있는 부품으로 설계 및 제작하지만, 중성자 및 감마열에 의한 조사취화(irradiation embrittlement) 현상 때문에 수명이 짧아져 고장이 발생할 때, 수리를 위해 부품의 유지보수를 핫셀 내부에서 수행해야 할 뿐만 아니라 경우에 따라서는 장비 전체를 외부로 반출해야만 한다. 특히 중성자 조사한 사용후핵연료의 조직관찰 및 성분분석을 위한 시험 시편을 제작하기 위해 활용했던 핫셀은 운영 중에도 방사능 준위가 매우 높은 방사성물질의 함유로 핫셀의 평균 방사선량율(radiation dose rate)이 6.0 mSv/h로 매우 높아 인력 및 장비의 반입과 반출이 용이하지 않은 실정이다.

본 논문에서는 고방사성물질로 오염된 핫셀 내부에서 활용했던 노후화한 시험장비 및 활용 불가한 장비를 핫셀 외부로 반출하고, 또한 신규장비를 반입/설치하는 등의 시험장비 재구축 시스템 개발내용을 기술하였다.

## 2. 본 론

### 2.1 핫셀 내부 제염용 보조 장치의 개발

하나로에서 중성자 조사한 사용후핵연료의 조직관찰 및 성분분석용 시험 시편(specimen)을 제작하기 위해 활용했던 핫셀은 운영 중에도 방사능 준위가 매우 높은 방사성물질을 함유하고 있는데, 핵종분석결과에 따르면 주핵종은 Cs-137 및 Co-60 등이다. Cs-137 핵종은 상온(room temperature ; RT)에서는 고상의 형태로 핫셀 내부의 벽(wall)과 작업대(working table)에 고착되어 있을 뿐만 아니라 공간에 부유물 형태로 존재한다. 시설의 정상운전 시 핫셀 내부와 서어비스 구역 간의 차압값은 -25 mm $H_2O$이다. 핫셀 내부에 출입을 위해서는 핫셀 뒷문(rear door) 또는 천정문(roof door)를 개폐해야 하는데, 이 때 핫셀 내부와 서어비스 구역간의 차압값은 -2 mm $H_2O$까지 상승하게 된다. 그러면 핫셀 내부의 오염물질이 공기의 흐름에 따라 서어비스 구역으로 급속히 이동하면서 서어비스 구역의 오염이 발생하게 되고, 방사선량률 및 오염도가 원자력안전법에서 규정하고 있는 제한치를 벗어날 수 있다.

그래서 핫셀 뒷문 개폐시 핫셀 내부의 고방사성물질의 방출로 인한 서어비스 구역의 오염을 최소화하기 위해 Fig. 1과 같은 핫셀 내부 제염용 보조장치를 개발 및 제작하였다.

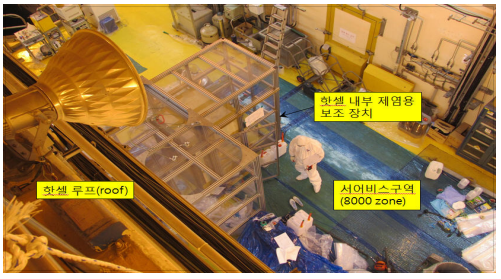



Fig. 1. Photo of a auxiliary tool for hotcell inner decontamination at the service area in IMEF.

### 2.2 핫셀 뒷문 및 천정문 개폐 순서 검토

이미 2.1항에서 설명한 바와 같이 핫셀의 뒷문 및 천정문이 모두 닫혀 있는 정상상태에서의 차압값은 -25 mm $H_2O$이고, 역으로 모두 열려 있는 상태에서의 차압값은 -2 mm $H_2O$이다. 핫셀 내부에 시험용 장비를 반입 및 반출을 하기 위해서는 서어비스 구역에 설치된 30/5톤 천정크레인(overhead crane)을 활용한다. 따라서 핫셀 뒷문을 먼저 개폐한 후 핫셀 내부와 서어비스 구역간의 차압값이 -2 mm $H_2O$인 정압상태가 될 때까지 대기한 후 천정문을 개폐하는 순서를 확인 및 개발하였다.

### 2.3 노후 장비 반출 및 신규장비 반입/설치

핫셀 내부 제염용 보조 장치의 개발과 서어비스 구역의 오염을 최소화하기 위해 개발한 핫셀 뒷문

및 천정문의 개폐 순서를 기반으로 집합체 등의 절단/해체 기능을 수행하는 M2 핫셀에 적용하였다. 중수로 압력관의 파괴인성시험용 시편을 제작하기 위해 2008년도 설치 및 운영했던 전기 방전가공기(EDM)와 경수로형 압력용기 감시시험용 캡슐 절단과 미세시편 제작을 위해 2009년도에 설치 및 운영했던 수치 제어가공기(CNC)를 핫셀 내부에서 반출하고, 신규장비인 캡슐절단기를 반입/설치하기 위해 다음과 같이 수행하였다.

첫째, 핫셀 내부 제염용 보조 장치를 서어비스 구역에서 M2 핫셀의 뒷문을 포함할 수 있도록 설치하고, 공기 누설을 압력게이지로 측정하였다. 작업구역(operating area)에서는 핫셀 내부를 원격조종기 및 진공청소기 등을 활용하여 1차 제염하였고, 핫셀 내부 방사선량율 측정값은 평균 2.5~3.0 mSv/h이었다. 국부적으로 방사선량율이 높은 구역 및 지점을 제염하기 위해 작업자를 투입하였고, 작업 결과 방사선량율의 평균값은 약 2.0~2.5 mSv/h 이었다.

둘째, 방사선관리팀의 통제 하에 핫셀 뒷문을 열고, 차압값 및 정압 상태를 확인한 후, 천정문을 30/5톤 천정크레인으로 개폐하였다.

셋째, 수치제어가공기 및 전기방전가공기를 핫셀 내부에서 운용하는 1.0톤 천정크레인과 30톤 천정크레인으로 Fig. 2과 같이 천정문을 통해 핫셀 외부로 반출하였다. 신규장비인 캡슐절단기도 30톤 천정크레인으로 Fig. 2과 같이 천정문을 통해 핫셀 내부로 반입한 후, 1.0톤 천정크레인으로 운반 및 설치하였다. 작업을 완료한 후 서어비스 구역을 제염하고, 발생한 폐기물들을 수거하여 처리하였다.



(a) (b)



(c)

Fig. 2. Removal the CNC(a) and the EDM (b) out of M2 hot cell through roof door by a 30/5 ton overhead crane, and installation new experimental equipment (c) into the M2 hotcell.

## 3. 결 론

고방사성물질로 오염된 핫셀의 시험장비를 재구축시 원자력안전법에서 규정하는 서어비스 구역의 방사선량율 및 오염도를 준수하도록 관련 시스템을 개발하였다.

첫째, 핫셀 내부 제염용 보조 장치를 개발 및 제작하여 핫셀 뒷문 개폐 시 핫셀 내부의 고방사성물질의 방출로 인한 서어비스 구역의 오염을 최소화하였다.

둘째, 핫셀 뒷문과 천정문의 개폐 순서를 개발하여 핫셀 내부와 서어비스 구역간의 차압값을 -2 mm $H_20$로 유지 및 오염 확산을 최소화하였다.

셋째, 노후화한 시험장비 및 활용 불가한 장비를 핫셀 외부로 반출하고, 또한 신규장비를 반입/설치하였다.

## 4. 감사의 글

본 실험은 핵주기시험시설운영의 조사재시험시설 운영과제 일환으로 2015년 7월에 수행되었습니다.

## 5. 참고문헌

[1] 주용선 외, “하나로 조사 핵연료 및 재료용 무계장/계장 캡슐 조사후시험 현황”, 하나로 심포지엄, 2004.

[2] 주용선 외, “하나로 OR 시험공에서 조사한 계장용 재료캡슐(07M-21K) 핫셀시험”, 하나로 심포지엄, 2008.

# 월성 중수로 건식저장 사용후핵연료 건전성 평가를 위한 선행 연구

**김영준***, 주용선, 허기수, 진영관, 안상복, 전용범
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yjkim05@kaeri.re.kr

## 1. 서론

사용후핵연료 건식저장은 운영비용이 저렴하고, 용량확장이 용이하며, 장기저장 유지 측면에서 습식저장에 비해 유리하다. 현재 월성원자력 발전소 중수로 사용후핵연료는 수년간 습식저장조에서 냉각기간을 거친 후 건식저장 시설에 중간 저장되고 있다. 월성발전소의 건식저장시설은 1992년 콘크리트 사일로를 시작으로 20년 이상 운영되고 있으며 저장용량 확대를 위해 MACSTOR/KN-400 모듈을 개발, 2010년부터 운영하고 있다. 중간저장 중 사용후핵연료의 건전성 유지는 환경으로의 방사성 물질 누출 방지 등 안전성 확보 측면에서 매우 중요하며 저장 종료 후 사용후핵연료의 이송, 재포장 등을 위해 최종 처분 시까지 재회수성 확보 측면에서도 중요하다. 월성원자력발전소 부지 내 건식저장 시설에서 중간 저장되고 있는 중수로 사용후핵연료 건전성 평가에 앞서 건식 저장 조건 및 환경에 대해 알아보고 건전성 검증을 위한 열화메커니즘 분석 및 평가 방법에 대해 살펴보았다.

## 2. 본론

### 2.1 사용후핵연료 다발 및 연료봉

월성 원자력발전소 중간저장 시설에 저장되고 있는 중수로 사용후핵연료는 CANDU-6 핵연료로 37개의 연료봉으로 구성되어 있다. 중수로 핵연료는 천연우라늄 연료를 사용하며 다발(Bundle)의 길이는 약 495 mm, 직경은 약 102 mm이다. Zircaloy-4 피복재(sheath)를 사용하며 직경은 약 13 mm, 두께는 약 0.4 mm 이다.

### 2.2 사용후핵연료 저장 현황 및 환경

현재 월성 원자력발전소의 건식저장 시설은 콘크리트 사일로와 저장 효율을 높인 MACSTOR/KN-400 모듈이 있으며 저장용량은 각각 162,000다발과 168,000 다발이다. 콘크리트 사일로 방식과 MACSTOR 모듈에 저장되는 설계기준 사용후핵연료는 동일하며 이를 Table 1에 나타내었다 [1]. 월성 건식저장 시설에 저장되는 사용후핵연료는 최소 6 년 이상 습식저장조에서 냉각기간을 거친 후 저장되며 건전 연료 뿐만 아니라 비밀봉연료도 함께 저장한다. 중수로 사용후핵연료는 최대 방출연소도로 제한하는 경수로 사용후연료와 달리 평균 방출연소도의 개념을 사용한다. 이는 중수로 사용후연료의 경우 연료다발별 방출연소도를 확인하여 대상 연료를 선별하기가 어렵고 확인한다 하더라도 이송대상 다발수가 연간 수천다발이상이 때문에 비록 적은 확률일지라도 오류의 소지가 있기 때문이다. CANDU 연료 건식저장시설의 최대 허용초기온도는 저장 방식 및 환경에 따라 조금씩 차이가 있으나 160~180℃ 온도 범위인 것으로 알려져 있으며 피복재의 경우 300℃이다. 피복재 온도 제한치가 300℃임에도 건식저장 최대운전온도가 약 150℃로 낮은 이유는 비밀봉연료도 함께 저장하기 때문이다. 비밀봉연료의 경우 $UO_2$ 펠렛이 바스켓 커버 가스인 공기에 노출될 가능성이 있으며 이로 인한 $UO_2$ 산화가 발생하여 사용후핵연료 건전성에 영향을 미칠 수 있다. 따라서 실제 건식저장 시설은 $UO_2$ 펠렛의 온도제한치보다 낮은 온도에서 운영되어진다.

Table 1. Characteristic of design basis spent fuel

| 항목 | 규격 |
|---|---|
| 저장대상연료 | CANDU-6 천연우라늄 연료 |
| 기준 연료 냉각기간 | 최소 6년 |
| 연료 다발 평균연소도 | 7,800 MWd/MTU |
| 기준 연료 붕괴열 | 6.08 Watts |
| 연료 건전성 | 건전 연료 및 비밀봉연료 |
| 연료 허용온도 | 180℃ |

Table 2. Temperature limit of MACSTOR/KN-400

| 재료 | MACSTOR/KN-400 최대운전온도 | | | 온도 제한치 |
|---|---|---|---|---|
| | 정상조건 | 비정상조건 | 사고조건 | |
| 피복재 | <150.5℃ | <150.5℃ | <154.5℃ | ≤300℃ |
| $UO_2$펠렛 | <150.5℃ | <150.5℃ | <154.5℃ | <168℃ |

### 2.3 사용후핵연료 안전 규제 현황

월성 원자력발전소 건식저장 시설의 경우 중간저장시설이 아닌 원자로 및 관계시설 중 핵연료물질 취급 및 저장시설로 허가받아 운영 중이다 [3]. 핵

연료 및 연료손상율에 대한 상세한 허용 기준은 없으며 IAEA Safety Series No.116, NUREG-1536, CSA N292.2 등을 참고하여 설계 기준 및 안전성 평가 시 반영하고 있다.

### 2.4 사용후핵연료 건전성 평가 항목

건식저장 시 중수로 사용후핵연료를 열화시키는 열화기구는 $UO_2$ 핵연료 산화, 피복재의 크리프(creep), 응력부식균열(SCC), 수소영향 등이 있다.

비밀봉연료의 경우 $UO_2$ 펠렛이 바스켓 커버 가스인 공기에 노출될 가능성이 있으며 이로 인한 $UO_2$ 산화가 발생할 가능성이 있다. $UO_2$가 $U_3O_7$ 또는 $U_4O_9$으로 산화될 경우 부피팽창이 발생하지 않지만 $U_3O_8$ 까지 산화가 진행될 경우 부피 팽창으로 인해 피복재에 스트레인(strain)을 발생시킬 수 있다. 스트레인이 2% 이하일 경우 크랙이 전파되지 않으며 $UO_2$가 $U_3O_8$으로 모두 산화된다고 가정할 때 스트레인이 2%가 되기 위해서는 펠렛의 무게가 약 0.6% 증가하여야 한다고 알려져 있다 [4].

피복재 크리프는 피복재의 온도와 후프 응력(hoop stress)에 영향을 받으며 크리프 속도(creep rate)를 통해 평가한다. 크리프 속도를 고려하였을 때 저장 기간 동안 크리프에 의한 피복재 파단이 발생되지 않아야 한다. 미국 PWR 사용후핵연료의 경우 크리프에 의한 스트레인을 1%미만으로 제한하고 있다.

응력부식균열은 핵분열생성물인 Iodine, cesium 등에 의한 부식과 피복재에 가해지는 압력에 의해 발생하는 현상으로 피복재 내면과 end-cap 용접부에서 발생할 가능성이 있다. 응력부식균열에 대한 실험 및 평가가 1989년 Chalk River Laboratory에서 수행된 경험이 있으며 300℃, 공기 조건하에서 100년 동안 저장될 경우 연료봉당 0.1% 정도의 낮은 확률로 피복재 손상이 발생할 것으로 평가하였다 [4].

수소영향에는 수소취화(hydride embrittlement), 지연수소화균열(DHC), 수소화물재배열(hydride reorientation) 등이 있다.

피복재 내 수소화물이 석출될 경우 수소취화 현상을 발생시키며 이송 중이나 취급 중 충격 하중 또는 진동이 발생 할 경우 피복재 손상이 발생 할 수 있다. 수소취화 현상은 일반적으로 온도별 압축시험(ring compression test)을 통해 연성-천이 천이온도(ductile to brittle transition temperature)를 확인하고 이를 통해 평가한다.

지연수소화균열은 피복재 내 응력이 집중되는 균열선단이 존재할 경우 응력 또는 수소농도 차이에 의해 균열선단으로 수소가 이동하게 되어 발생되는 현상으로 피복재의 손상을 발생시킬 수 있다.

일반적으로 피복재 내 수소화물의 방향은 원주방향으로 석출되는 것이 피복재 건전성 측면에서 안전하며 이를 위해 피복관 재조시 압연과정(pilgering)을 통해 원주방향으로 석출되도록 제조한다. 하지만 피복재 내 수소화물이 온도와 후프응력에 영향을 받게 되면 반경방향으로 석출되는 현상이 발생하며 이를 수소화물재배열이라 한다. 수소화물재배열이 발생되기 시작하는 문턱응력(threshold hoop stress)는 300℃기준 약 60~100MPa 사이로 알려져 있다. 반경방향의 수소화물이 석출되어 있을 경우 피복재의 연성-천이 온도를 상승시키며 지연수소화균열을 촉진시킬 수 있다.

## 3. 결론

월성원자력발전소 부지 내 건식저장 시설에서 중간 저장되고 있는 중수로 사용후핵연료는 CANDU-6 천연우라늄 연료로 습식저장조에서 최소 6년이상 냉각 후 저장한다. 건전 연료 뿐만 아니라 비밀봉연료도 함께 저장하며 평균연소도는 7,800 MWd/MTU로 확인되었다. 또한 중수로 사용후핵연료는 약 150℃ 조건하에서 저장되고 있는 것으로 확인되었다. 건식저장 시 중수로 사용후핵연료를 열화시키는 열화기구는 $UO_2$ 핵연료 산화, 피복재의 크리프, 응력부식균열, 수소영향 등이 있으며 건전성 평가 시 이에 대한 평가 및 분석이 필요한 것으로 판단된다.

## 4. 참고문헌


[1] 한국수력원자력, "CANDU 사용후연료 조밀건식 저장시스템 개발(최종보고서)", 2004.

[2] Jim Lian, "Integrity Assessment of CANDU Spent Fuel During Interim Dry Storage in MACSTOR", IAEA International Conference on Management of Spent Fuel from Power Reactors, Vinenna, May 31-June 4 (2010).

[3] 한국원자력안전기술원, "사용후핵연료 건식 저장시설의 안전성 평가 지침 조사 분석", 2012.

[4] A.K.Miller, "Estimates of Zircaloy Integrity During Dry Storage of Spent Nuclear Fuel, REP/EPRI-NP-6387, 1989.

# 사용후핵연료 골격체 시편 제작용 정밀 절단장치 개발

**허기수***, 유병옥, 백승제, 김도식, 안상복, 주용선, 전용범
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*heokisoo@kaeri.re.kr

## 1. 서론

핵연료 집합체 골격체의 조사성능 특성을 평가하기 위해서는 지지격자 및 연결부에 대한 조사후시험 자료가 필요하다.[1~2] 이를 위한 각 시험에 적합한 골격체 시편을 제작하기 위해서는 조사 지지격자의 안내관과 계측관을 정밀하게 절단하는 기능과 함께 지지격자를 정밀 절단하여 용접 및 연결부 시편을 제작할 수 있는 기능을 가진 절단 장치가 필요하다.

본 연구에서는 조사 지지격자의 안내관, 계측관 및 조사 지지격자 자체를 정밀 절단하여 골격체 조사시편을 제작할 수 있을 뿐만 아니라 지그 교체를 통하여 조사 캡슐 해체 등 다양한 절단 작업이 가능한 다목적 정밀 절단 장치를 개발하였다.

## 2. 본론

### 2.1 장치 개요

장치는 크게 절단부, 절단 이송부, 공작물 이송부, 스크랩 처리부로 나뉜다. 먼저, 절단부는 장착된 공작물을 절단하는 회전전달기구를 구비한다. 이러한 회전전달기구에는 다이아몬드 휠, 연마 휠(abrasive wheel) 등 다양한 형태의 회전절삭공구가사용 된다. 절단 이송부는 공작물의 절단이 이루어지도록 절단부를 전후 방향으로 이동 시키도록 구성한다. 절단 작업 시 천천히 이동하여 공작물에 가해지는 충격을 최소화 하고, 회전절단기구와 공작물 사이에 끼임 현상이 방지되도록 한다. 공작물 이송부는 공작물 물림 지그를 포함하고 있으며 위치에 맞는 절단을 위해 좌우로 이송한다. 또, 공작물 물림 지그는 다양한 형태의 공작물 가공을 위해 교체가 가능하다. 스크랩 처리부는 베이스 프레임의 하부에 설치되며 회전전달기구에서 낙하하는 스크랩을 절삭유와 분리하도록 분리공이 형성된 스크랩 수집조를 설치한다. 스크랩 수집조는 가이드를 따라 슬라이딩 되어 베이스 프레임으로부터 분리된다.

### 2.2 수행 과정

2.1.1 사용후 핵연료 골격체 핫셀 이송

수중에서 안내관 및 계측관을 절단한 사용후 핵연료 골격체의 지지격자를 핫셀 내부로 이송한다.

2.1.2 지지격자 고정

공작물 지그에 밀착조정부재 및 관통하는 개구가 형성된 지지부재를 사용하여 고정한다. 공작물이 고정된 지그는 크레인이나 원격조종기를 이용하여 공작물 이송부에 장착된다.

2.1.3 절단 위치 조정

공작물 이송부를 절단부 측으로 이송시켜 절단위치를 조정한다. 이때, 조사 지지격자의 이송 중 절삭칩이 핫셀 내부의 넓은 영역으로 분산되지 않도록 오염방지 덮개부를 덮은 상태에서 수행한다.

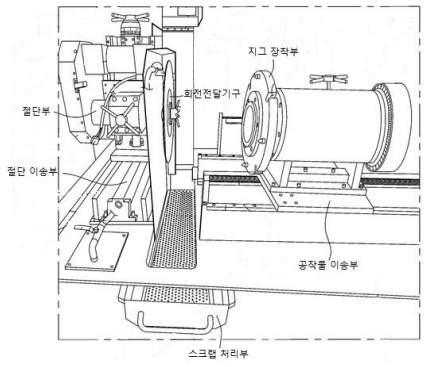



Fig. 1. Drawing of the apparatus.

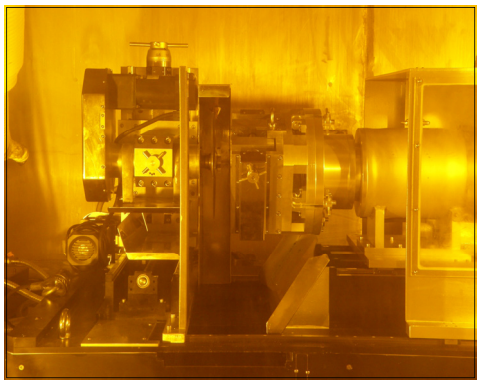


Fig. 2. Installation of apparatus in hotcell.

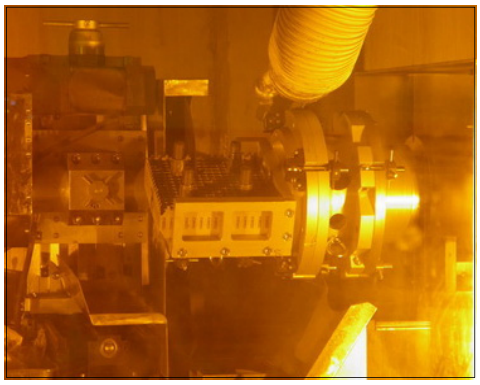


Fig. 3. Cutting of spacer grid.

2.1.4 절단

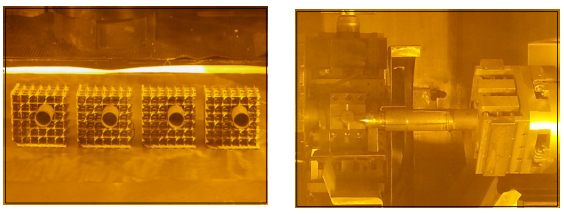
절단 위치 조정이 완료 되면 핫셀 작업구역의 콘트롤 박스를 사용하여 절단부의 회전절단기구를 구동시킴과 동시에 절단 이송부를 작동시켜 절단부를 조사 지지격자 측으로 서서히 이동시켜 절단 작업을 수행한다. 절단 휠의 속도는 200rpm이며, 휠의 전진속도는 2mm/min로 한다. 절단할 조사 지지격자의 취화 정도에 따라 절단 휠의 회전속도 및 전진속도를 최적 상태로 조정한다.

2.1.5 절단 완료 및 잔여 지지격자 회수

절단 작업이 완료된 시편은 조심스럽게 받아 보관하며 장치에서 공작물 지그를 분리하고 조사 지지격자를 분리한다. 다른 조사 지지격자의 정밀 절단을 위하여 위의 과정을 반복한다.

### 2.3 수행 결과

본 장치를 통하여 Fig. 4. (a)와 같이 조사 PLUS7 중간 지지격자를 대상으로 4×4 셀 점용접부 시편을 채취하였다. 또, 지그 교체를 통하여 Fig. 4. (b)와 같이 조사 캡슐의 해체 등 다양한 작업을 수행 할 수 있었다.



(a) (b)

Fig. 4. (a) Irradiated PLUS7 4×4 specimens, (b) Dismantlement of Irradiated capsule.

## 3. 결론

핵연료 집합체의 전 수명동안 골격체의 조사성능 특성을 평가하기 위해서는 지지격자에 대한 조사후 시험 자료가 제공되어야 한다. 위와 같은 시험에 적합한 골격체 시편을 제작하기 위해서 안내관/계측관 및 조사 지지격자 자체를 정밀 절단하여 시편을 제작할 수 있는 기능을 가진 사용후 핵연료 골격체 정밀 절단장치를 개발하였다.

이를 통하여 조사 PLUS7 점용접부 시편, 조사 PLUS7 상부 안내관-플랜지 TIG 용접부 & 내부연결관-플랜지 나사연결부 시편 등 다양한 조사후시험 시편을 제작 할 수 있었다.

본 장치는 장치를 통하여 조사후시험 시편 제작뿐만 아니라 지그의 교체를 통하여 조사 캡슐 해체 등 다양한 작업 수행이 가능할 것으로 판단된다.

## 4. 참고문헌

[1] 김도식, 전용범, 류우석, 손영준, 송웅섭, 유병옥, 김기하, 백승제, 권인찬, “핵연료 지지격자의 정적좌굴시험기술 개발”, 2011 한국재료학회 추계학술발표회, (2011).

[2] Y.G. Jin, S.J. Baik, G.S Kim, D.S. Kim, S.B Ahn, Y.B Chun, “Deformation Behavior of an irradiated Spacer Grid for PWR Fuel Assembly”, HOTLAB 2014, (2014).

# 월성 사용후핵연료 건식저장계통 열화관리방안

**정성환***, 정윤창
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*sunghchung@khnp.co.kr

## 1. 서 론

월성 사용후핵연료 건식저장시설은 수명기간 및 중간저장시설 또는 처분장으로 사용후핵연료를 인도할 때까지 안전하게 운영되어야 하고, 저장구조물의 건전성과 운반을 위한 연료회수성이 유지되어야 하므로 장기저장을 위한 건전성 유지는 중요하다. 원전의 주기적 평가지침은 원전시설 위주로 되어 있어 건식저장시설에 직접 적용하기 위해서는 건식저장시설의 특성에 적합한 방안을 마련하는 것이 바람직하다. 여기서는 월성 콘크리트 사일로 건식저장계통에 적합한 장기 건전성 평가방안을 도출하기 위하여 미국 NRC의 10CFR72, NUREG-1927을 분석하고, 미국 ANL 보고서(ANL-13/15)를 참조하여 적합한 열화관리방안을 수립하고자 하였다.

## 2. 본 론

건식저장계통의 열화감시는 건식저장계통의 상태를 판단하고 지속적으로 성능을 유지하는 것을 검증하기 위하여 중요하다. 미국 ANL-13/15에서 건식저장계통에 적용한 열화관리방안(AMA)인 시간제한 열화분석(TLAA) 및 열화관리프로그램(AMP)를 Table 1에 나타내었다. 월성 콘크리트 사일로와 유사한 건식저장계통인 NAC의 MAGNASTOR에 적용한 AMA(TLAA, AMP)를 살펴보면(ANL-13/15 v.4.1.4), TLAA 적용항목으로 구성품의 반복하중에 의한 피로와 전기기기의 열화로 인한 환경검증을 제시하였으며, AMP 적용항목은 S1(균열, 부식 등 콘크리트 구조물 감시), M1(SCC, 부식 등 기계구성품 외부표면 감시), M3(SCC, 부식 등 캐니스터 용접부 감시), M5(온도영향 등 내부구조물 건전성 감시)를 제시하였다. Table 1에 나타낸 건식저장계통 AMA 적용항목에서 콘크리트 사일로에 적용 가능한 AMA를 추론하면 일반 TLAA 및 구조(S1,S2) 2가지, 기계(M1,M3,M5) 3가지 AMP로 분류할 수 있다. 사일로의 열화감시를 위하여 구성품별로 적용가능한 AMA를 Table 2에 나타내었다. 내부구성품(탄소강 라이너 및 바스켓)에 대한 감시방안이 필요할 것으로 여겨지나 사일로 구조물 특성상 용접 밀봉상태이므로 사일로의 내부감시는 어렵다.

Table 1. AMA for concrete dry storage system of ANL

| 구 분 | | 적용대상 |
|---|---|---|
| TLAA | 일반 TLAA | 피로(금속/콘크리트 구성품) |
| | | 부식(금속구성품) |
| | | 중성자흡수재 열화 |
| | | 차폐체 열화 |
| | | 전기기기 환경검증 |
| | 부지고유 TLAA | |
| AMP | S1 | 콘크리트 구조물 감시 |
| | S2 | 탄소강 구조물 보호코팅 감시 |
| | M1 | 기계구성품 외부표면 감시 |
| | M2 | 환기계통 감시 |
| | M3 | 캐니스터 용접부 감시 |
| | M4 | 캐니스터 볼트밀봉 감시 |
| | M5 | 내부구조물 구조/기능 건전성 감시 |
| 연료 회수성 | | 저장연료 감시 |

Table 2. AMA for Wolsong concrete silos

| 구 분 | | 적용대상 |
|---|---|---|
| TLAA | 일반 TLAA | 콘크리트 구조물<br>내부라이너<br>바스켓 |
| AMP | S1 | 콘크리트 구조물 |
| | S2 | 내부라이너 |
| | M1 | 내부라이너 표면<br>바스켓 표면 |
| | M3 | 바스켓 용접부 |
| | M5 | 내부구조물 구조/기능 건전성 |
| 연료 회수성 | | 연료/바스켓 격납계통 |

○ 콘크리트 구조물 감시(S1)

범위는 균열(동결융해, 부식성 화학성분, 접착력 상실, 골재팽창 등), 재료박락 및 접착력 상실(부식성 화학물질, 철근부식 등), 수밀성 및 강도 상실(부식성 화학물질, 중성화, 온도 등), 기초강도저하(상대침하, 기초콘크리트 부식 등) 등이다.

- 원전 구조물 열화현상 점검절차서 활용
- 콘크리트 패드 감시 : 사일로와 패드가 철근으로 연결되었기에 지진등 외부하중 작용시 상호작용을 하면서 동시거동을 하므로 안전에 중요한 구조물로 감시 필요
- 우수침투방지장치 설치 : 사일로 상부의 콘크리트 박리 및 접착력 상실을 방지하고, 동결융해에 의한 수분침투 방지

- 염해영향 평가 : 저장시설이 해안 가까이 위치하므로 평가가 중요하며, 규제기관도 평가 권고
- 보수보강방안 : 외관육안검사 결과에 따른 열화부분에 대한 보수보강방안 제시
- 콘크리트 비파괴강도 평가 : 비파괴시험과 함께 콘크리트 코어를 추출하여 압축강도시험을 실시하여 강도추정식 도출 필요

○ 탄소강 구조물의 보호코팅 감시(S2)

사일로 내부 탄소강 라이너의 보호코팅에 대한 건전성을 감시하기 위하여 배수관과 배기관을 이용한 간접적인 방법으로 수행한다.

○ 바스켓 표면감시(M1) 및 용접부 누설감시(M3)

스테인리스강으로 된 바스켓 표면 및 용접부에 대한 누설을 감시하기 위한 것으로서 탄소강 구조물의 보호코팅 감시(S2)와 동일하게 격납감시를 수행하여 간접적으로 평가한다.

- 방사선감시계통에 의한 바스켓의 방사성물질 누설감시
- 휴대용 선량률감시기에 의한 콘크리트 구조물에 대한 방사선량률 감시
- 펜스경계에 설치된 TLD에 의한 저장구역 경계의 방사선량률 감시
- 집수정의 지표수 및 관정의 지하수 시료에 대하여 감마동위원소와 삼중수소를 분석하여 방사성물질 누출 확인

○ 내부구조물의 구조/기능적 건전성 감시(M5)

AMP가 적용되는 부분은 사일로 내부의 스테인리스강 바스켓과 바스켓 내부의 사용후핵연료이며, 고온 및 방사선에 의한 열전달, 방사선차폐, 지지구조 기능의 저하에 대한 감시 등이 포함(온도 및 방사선으로 인한 사용후핵연료와 바스켓 건전성, 연료 회수성, 운반성 영향 등 포함)된다. 그러나 사용후핵연료의 장기건식저장에 대한 건전성을 확인하는 것은 중요하므로 건식저장상태의 실제 중수로 사용후핵연료를 대상으로 하여 열화특성분석을 위한 실증시험이 필요하다고 판단된다.

○ 시간제한 열화분석(TLAA)

설계수명 종료시점에서의 열화특성을 TLAA를 이용하여 도출하고, 이러한 열화특성을 반영하여 장기건전성 평가를 수행하였다. 현재까지 20여년이 경과한 시점에서의 사일로에 대한 압축강도 추정치와 설계수명 종료시점에서의 압축강도 추정치를 입력자료로 활용하여 구조해석을 수행하여 구조적 건전성을 평가하였다. 또한 콘크리트, 스테인리스강, 탄소강 시편을 대상으로 방사선 조사영향에 따른 강도시험을 수행하여 구한 열화특성 물성치를 해석에 반영하였다. 차폐해석은 사일로의 균열이 시간에 따라 폭 및 깊이가 증가한다고 가정하고, 설계수명 종료시점에서의 영향을 분석하기 위하여 콘크리트 균열모사시험 및 균열의 크기와 진전에 따른 차폐영향을 실험을 통하여 콘크리트 사일로의 차폐성능을 확인하였으며, 방사선적 위해가 발생하지 않는 것으로 나타났다. 설계기준 연소도를 초과하는 연료가 장전된 바스켓이 있는 사일로를 기준으로 열화에 의하여 내부라이너의 표면상태가 변화되고 표면방사율이 변화하는 경우를 가정하여 열해석을 수행하고 콘크리트 사일로의 온도분포 및 온도이력에 미치는 영향을 평가하였으며, 설계수명 종료시점에서 열적 문제는 없는 것으로 평가하였다. 이외에도 상용전산해석코드를 이용한 염화물이온 침투해석과 미국 ACI에서 개발한 전용프로그램을 이용하여 염해영향을 평가하여 콘크리트의 잔존내구수명을 평가하였다.

## 3. 결 론

월성 콘크리트 사일로 건식저장계통의 장기저장 건전성에 대한 안전성 확보를 위하여 건식저장계통 및 사용후핵연료에 대한 열화관리방안을 분석하여 건식저장시설의 특성과 현장의 여건에 부합되는 현실적인 장기관리프로그램을 수립하여 시행하는 것이 필요하다. 국내실정에 적합한 건식저장계통의 열화관리방안을 마련하기 위하여 국내 원자력안전법령, 미국의 건식저장시설 인허가연장 관련 규정과 기술기준, 안전성분석보고서 및 기존의 원전절차서를 분석하였으며, 또한 건식저장계통의 열화관리를 위한 점검항목별로 최신의 기술현황을 분석하여 향후 열화관리에 적용할 수 있는 기술을 분석하였다. 현재 미국에서 인허가를 받아 운영중인 콘크리트 건식저장계통에 적용한 열화관리방안(AMA)을 분석하여 월성 콘크리트 사일로 건식저장계통에 적용할 수 있는 열화관리방안을 도출하였다.

## 4. 참고문헌

[1] USNRC NUREG-1927, SRP for Renewal of SF Dry Cask Storage System Licenses and C of C.

[2] ANL-13/15, Managing Aging Effects on Dry Storage Cask Systems for Extended Long-Term Storage and Transportation of UF, 2013.

[3] ANL-13/16, Dry Cask Storage Inspection and Monitoring, 2012.

# 핵연료 집합체 구조부품 열화모사 특성 분석

**이영호***, 김주성, 김현길, 국동학, 양용식, 구양현
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*leeyh@kaeri.re.kr

## 1. 서론

원전 부지내 습식저장고에 임시로 보관하고 있는 사용후핵연료의 포화가 2024년에 도래할 것으로 예상되며[1] 이를 해결하기 위한 현실적인 대안으로 건식저장을 고려하고 있다. 사용후핵연료의 건식저장은 일정한 기간 동안 습식저장고에서 붕괴열을 제거한 후 이를 일정한 수를 보관할 수 있는 캐스크 형태의 저장용기에 보관하는 개념으로 이미 원전 선진국에서는 상용화가 이루어져 있는 상태이나 국내에서는 이에 대한 기반 기술이 거의 없는 상태이다. 건식저장은 중간저장을 의미하므로 향후 이를 처리 혹은 처분을 위해서는 수송 등의 회수성을 보장해야 하므로 이를 평가하기 위한 기술과 관련된 시험자료가 반드시 확보되어야 한다. 그러나 사용후핵연료를 직접 시험 평가하기 위한 시험편의 확보가 어려운 상황에서 조사시편의 수량을 최소화하고 이를 대체할 수 있는 시편의 모사기술 확보가 매우 중요하다. 특히 국내 사용후핵연료의 80%가 45 GWd/MtU 연소도 이하이며 습식저장고에서 충분한 냉각기간을 거친 저연소도 핵연료임을 고려할 때 핵연료 구조부품 모사기술 개발은 저연소도를 목표로 진행하여 충분한 기술을 확보한 뒤 고연소도 사용후핵연료로 진행해야 할 것으로 보인다.

그러나 국내외 연구현황을 살펴보면 건식저장 조건에서 연소도에 따라 크립(Creep), 수소지체균열(Hydrogen Delayed-Cracking, DHC), 수화물재배열(Hydride Reorientation, HR) 등의 피복관 열화에 대한 연구가 매우 활발히 진행되어 왔으나 [2], 회수성과 관련된 핵연료 구조부품에 대한 열화연구는 거의 없는 실정이다. 특히 취급 및 수송 중에 발생 할 수 있는 핵연료 구조부품 손상에 대한 연구가 반드시 수행되어야함에도 불구하고 집합체 혹은 구조부품 단위의 조사후 시험평가는 경제적 혹은 제한된 시험편으로 인해 공개된 자료가 거의 없는 실정이다. 이에 따라 본 연구에서는 저연소도 사용후핵연료 초기 특성 평가를 위한 핵연료 구조부품단위의 모사방법을 분석하였다. 특히, 건식저장 조건에서 장시간 저장하였을 때 발생 가능한 핵연료 구조부품의 열화 인자를 분석하였고 이를 모사할 수 있는 방법을 제안하고자 한다.

## 2. 주요 모사 구조부품 특성

### 2.1 상하단 체결부

2001년 3월 미국 North Anna 원전에서 습식저장고에 보관중인 사용후핵연료를 건식저장 용기로 이송하는 과정에서 상단고정체와 안내관을 연결하는 스테인레스 강 재질의 슬리브가 응력부식균열(Stress Corrosion Cracking, SCC)로 의심되는 파단이 발생하였다[3]. 비록 수조내에서 습식저장고 랙의 셀내부에 떨어져 다른 핵연료집합체 및 구조물에 충격을 가하지는 않았지만 이를 계기로 기존 저장고에 보관하고 있는 사용후핵연료의 상하단 체결부의 건전성이 매우 중요한 이슈로 고려되고 있다. 국내의 경우 초기 미국 WH에서 수입한 핵연료를 시작으로 매우 다양한 종류의 핵연료가 있으며 특히 상하단고정체의 체결방식도 원전 이력에 따라 매우 상이한 점을 가지는 것이 특징이다. 또한 이러한 체결부에 대한 열화기구를 이종재질인 스테인레스 강의 슬리브에서 발생한 SCC로 보고하고 있으나 정확한 원인규명은 미흡한 것으로 생각된다. 따라서 재질모사측면에서 평가 대상핵연료가 선정이 되면 우선적으로 체결방법(슬리브 혹은 용접 등)에 대한 기본적인 설계자료 검토가 선행되어야 하며 이를 바탕으로 예상되는 체결부 손상기구를 예측해야할 필요가 있다.

### 2.2 지지격자체 용접부

핵연료집합체의 주요 구조부품 중의 하나인 지지격자체는 핵연료봉을 일정한 공간상에 위치하도록 건전하게 지지하는 역할을 한다. 특히 외부에서 핵연료집합체에 가해지는 충격력으로부터 핵연료봉을 보호하는 핵심 구조부품이므로 충분한 횡방향 충격강도를 가지도록 설계 및 제작되고 있다. 가동 중 원전 내부에서 요구되는 지지격자 횡방향 충격강도 요구조건은 임의의 하중조건에서도 설계하중 이내로 변형되어야 하며, 이를 만족할 경우 안내관으로

제어봉 삽입이 방해받지 않아 노심의 안전성을 보장할 수 있다. 이러한 지지격자체의 고유한 역할과 함께 사용후핵연료에서도 높은 연소도로 인해 열화된 핵연료봉을 안전하게 지지하는 역할을 계속 수행해야하며 취급 및 수송 중에서도 손상이 발생하지 않아야 한다. 특히 지지격자판 용접부는 지지격자체의 기하학적 형상과 더불어 충격강도를 결정하는 주요 인자로 건식저장동안 발생 가능한 열화거동을 예측해야 한다. 이것은 용접방법, 용접부 비드의 크기와 깊이 등에 따라 열영향부의 특성이 결정되며 장기간 저장조건에서 재료적으로 열화의 가능성이 매우 높기 때문이다. 그러나 연소도 증가에 따른 지지격자체 표면 산화특성과 관련된 자료는 핵연료봉에 비해 거의 없는 실정이며 수소량 및 수화물 분포와 관련된 자료 또한 부족한 실정이므로 이에 대한 모사 특성을 체계적으로 분석할 필요가 있다.

### 2.3 지지격자 스프링 및 딤플 특성

사용후핵연료의 안전성 및 회수성과 관련된 연구의 핵심은 핵연료봉의 건전성으로 귀결된다. 건식저장을 위한 사용후핵연료 취급 혹은 예상치 못한 사고조건에서 외부하중이 가해질 때 최종적으로 핵연료봉에 직접 전달되는 충격력은 연료봉과 접촉하고 있는 지지격자 스프링 및 딤플에 의해 전달되며 충격력의 크기는 각각의 강성(Stiffness)과 매우 밀접한 관련이 있다. 지지격자 스프링 및 딤플의 강성은 연소도가 증가함에 따라 조사취화로 인해 고유한 탄성특성이 상실되어 서서히 증가하는 것으로 알려져 있다. 또한 연료봉과 지지격자 사이에 형성되는 간극(gap)은 외부 충격하중과 함께 핵연료봉에 전달되는 충격력의 크기를 결정하는 중요한 인자이다. 따라서 이러한 치수와 관련된 변수가 건식저장에서 핵연료봉 열화에 중요한 역할을 하게 된다면 핵연료집합체 구조부품의 재질 모사와 더불어 형상 또한 체계적으로 모사될 필요성이 있다. 한편, 스프링 및 딤플의 강성을 결정하는 요인은 부식에 따른 산화막 형성과 재질 내부 수화물 형성 등으로 요약할 수 있으나 이와 관련된 자료는 부족한 상황이다. 일반적으로 지지격자체에 횡방향 충격력이 가해질 때 지지격자체의 좌굴은 격자판의 강성에 따라 결정되는 반면 핵연료봉에 가해지는 충격력은 스프링 및 딤플의 강성에 따라 결정되므로 건식저장조건에서 스프링 및 딤플의 열화에 따른 강성 변화를 충분히 모사할 필요가 있다. 이에 따라 산화막 두께 증가에 따른 지지격자 스프링 및 딤플의 기계적 특성변화를 파악해야 하며 우선적으로 산화막 두께 영향에 대한 실험적 분석이 필요한 것으로 보인다.

## 3. 요약

사용후핵연료의 습식저장고 포화문제를 해결하기 위한 도입할 예정인 건식저장은 저장될 사용후핵연료의 안전성 및 회수성을 보장하기 위하여 특성 평가 연구가 반드시 선행되어야 한다. 사용후핵연료의 초기특성을 평가하기 위한 핵연료집합체 부품단위 모사방법에 있어 건식저장 혹은 취급과정에서 예상되는 열화를 크게 상하단고정체 체결부, 지지격자체 충격강도 및 지지격자 스프링/딤플 특성으로 요약하였다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 2014년도 산업통상부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다. (No. 20141710201660)

## 5. 참고문헌

[1] 김주성, 국동학, 심지형, 김용수, “사용후핵연료의 장기 건식 건전성 성능과 주요 열화 기구에 관한 고찰”, 한국방사성폐기물학회지 Vol.11 No.4 333-349 (2013).

[2] H.G. Kim, Y.H. Jeong and K.T. Kim, “The effects of creep and hydride on spent fuel integrity during interim dry storage”. Nuclear Engineering and Technology, Vol.42, 249-258 (2010).

[3] Information Notice 2002-09: Potential for Top Nozzle Separation and Dropping of a Certain Type of Westinghouse Fuel Assembly, http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/gen-comm/infor-notices/2002/in02009.html (2002).

# Zr-1.11Nb-0.08Cu 합금의 크리프 실험을 통한 멱수법칙 크리프 모델 적용성 평가

**정양일***, 박동준, 박정환, 박정용, 김현길, 양용식, 구양현
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yijung@kaeri.re.kr

## 1. 서론

사용후핵연료의 피복관은 중간저장 과정에서 핵분열 열에너지와 반응가스에 의한 온도와 압력에 지속적으로 노출된다. 따라서 피복관의 크리프 파단, 응력부식균열, 수소지연파괴 등과 같은 안전성 저해요소에 대한 연구가 반드시 수행되어야 한다. 본 연구에서는 경수로핵연료 피복관 소재인 지르코늄 합금을 사용하여, 크리프 실험을 수행하고 멱수법칙(power-law)에 기반한 지르코늄 크리프 모델에 적용하는 연구를 수행하였다.

## 2. 실험결과 및 고찰

### 2.1 크리프 실험

실험에 사용된 합금은 Zr-1.11Nb-0.08Cu (wt%) 조성의 지르코늄 합금이었으며, 상용 제조공정에 따라 0.66 mm 두께로 압연한 판재를 압연방향에 대해 횡방향(transverse)으로 시편 가공하여, 350~420°C, 30~180 MPa 조건의 온도와 하중에서 10일간 크리프 실험을 수행하였다. 횡방향 시편이 사용된 이유는 튜브형 피복관에서 크리프 변형이 일어나는 원주방향의 집합조직이 압연된 판재에서 횡방향의 집합조직과 유사하기 때문이다.

Fig. 1은 380°C에서 실험된 지르코늄 합금의 크리프 변형량을 보여준다. 모든 시편에서 primary 크리프와 secondary 크리프가 관찰되었으며, 응력이 180 MPa로 증가하는 경우에 tertiary 크리프가 나타났다. 실험된 10 일을 기준으로 온도가 420°C로 높아진 경우에는 150 MPa 응력에서도 tertiary 크리프가 일어났으며, 온도가 350°C로 낮아진 경우에는 180 MPa 응력에서도 secondary 크리프만 관찰되었다.

Fig. 2는 응력에 따른 정상상태 크리프 변형속도의 비례 관계를 나타낸다. 60~150 MPa 응력범위에서 일정한 지수관계가 보이며(n=4), 이는 전위활주 및 클라임에 의해 크리프 속도가 지배되는 영역에 해당하는 것이다[1-3]. 60~150 MPa 구간에서 정상상태 크리프 변형속도는 온도에 따라 각각 $5.13\times10^{-10}$~$1.03\times10^{-8}$ $s^{-1}$ (350°C), $1.82\times10^{-9}$~$5.51\times10^{-8}$ $s^{-1}$ (380°C), $8.48\times10^{-9}$~$3.54\times10^{-7}$ $s^{-1}$ (420°C)로 나타났다.

### 2.2 크리프 모델링

건식저장 환경에서 정상상태 온도는 400°C 이하이며, 압력은 150 MPa 이하이다. 기존 보고에 의하면, 지르코늄 합금의 크리프는 상기 조건에서 멱수법칙(power-law)을 따른다 [1-3].

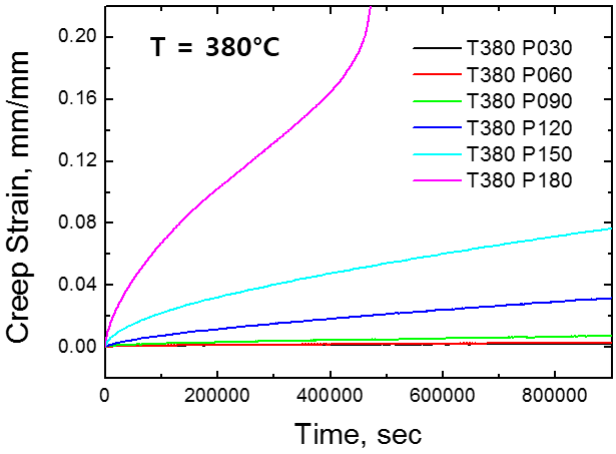



Fig. 1. Variations in creep strains under various applied stresses at 380°C.

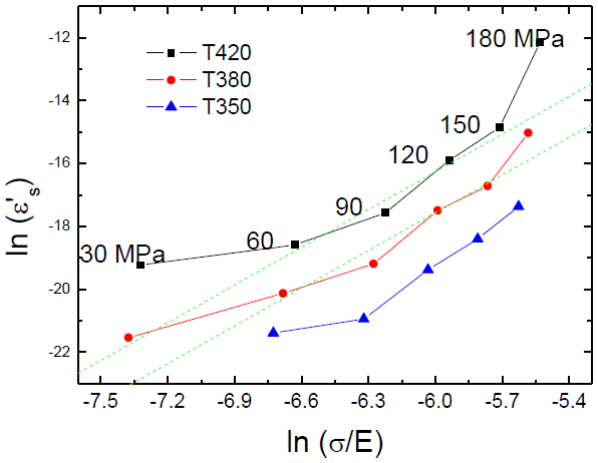



Fig. 2. Relationship between steady-state creep rates and applied stresses.

$$\dot{\epsilon}_s = A \cdot \frac{E}{T} \cdot (\frac{\sigma}{E})^n \cdot \exp(-\frac{Q}{RT}) \qquad (1)$$

크리프 변형은 시간에 따라 변화되는 함수이나, 실질적으로는 정상상태 크리프 단계에 이르러서는 시간에 대해 일정하게 증가하는 거동을 보인다. 따라서 시간에 대한 변수를 아래처럼 분리할 수 있다.

$$\epsilon = \epsilon_p + \dot{\epsilon}_s \cdot t \qquad (2)$$

또한 primary 크리프에 대한 거동을 포화값(saturated primary creep strain)으로 다음과 같이 표현할 수 있다 [3,4].

$$\epsilon_p = \epsilon_{sat}[1 - \exp(-at^b)] \qquad (3)$$

실험된 크리프 데이터를 이용하여, 상기 수식에 적용하면, 미지수 n, Q/R, A, a, b를 얻을 수 있다. 380°C에서 n=4, Q/R=18270, ln A=30, ln a=-8.2, b=0.75로 도출되었다.

Fig. 3은 도출된 상수를 이용하여, 380~420°C, 120~150 MPa에서 예측한 크리프 변형량을 보여준다. 실제 실험된 값과 잘 일치함을 확인할 수 있다. 다만 tertiary 크리프는 예측이 불가하였다. 그림 4는 크리프 실험 도중에 응력이 변화되는 경우를 모사한 것이다. 온도가 380°C로 일정한 조건에서, 초기에 110 MPa이던 응력이 150 MPa로 증가하였다가 90 MPa로 감소하였다. 모델로 예측한 크리프 변형량은 실험값과 부합하였다.

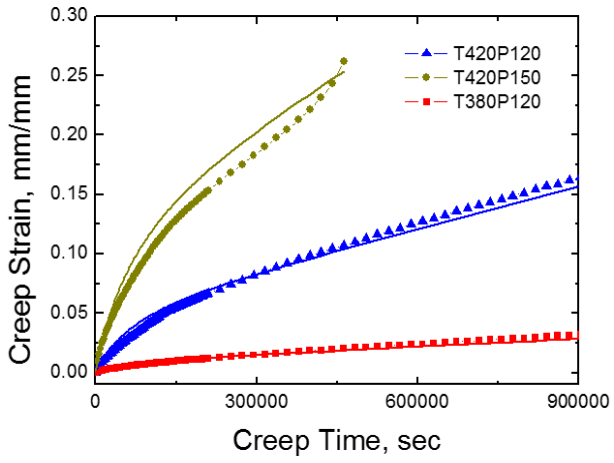



Fig. 3. Estimated creep strains (lines) presented with experimental data (symbols).

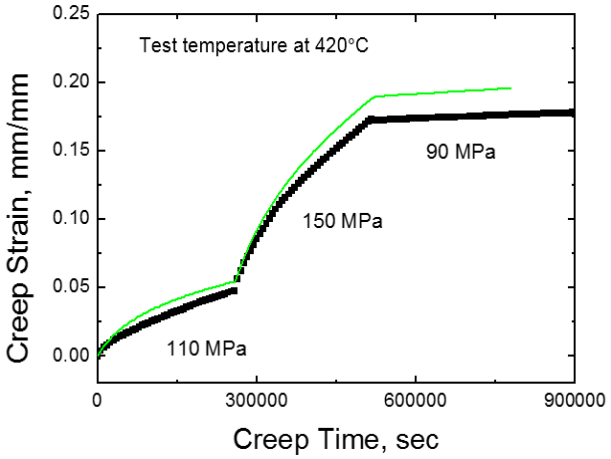



Fig. 4. Estimated creep strains (lines) presented with experimental data (symbols).

본 연구에 의한 모델을 통하여, 장기 크리프 거동에 대해 예측이 가능하다. 다만 tertiary 크리프에 대한 보완이 되어야 장기 거동에 대한 보수적인 예측이 가능할 것이다. 모델이 보완된다면, 사용후핵연료의 저장조건과 같이 비교적 낮은 온도에서 온도와 압력이 시간에 따라 지속적으로 변화되는 경우에 효과적으로 활용이 가능할 것으로 기대한다.

## 3. 결론

Zr-1.11Nb-0.08Cu 조성의 지르코늄 합금에 대하여 350~420°C, 30~180 MPa 조건에서 크리프 실험을 수행하였고, 이를 통하여 멱수법칙으로 표현된 모델을 통해 크리프 거동을 모사할 수 있었다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 2014년도 산업통상부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다. (No. 20141710201660)

## 5. 참고문헌

[1] K.L. Murty, J. Ravi, and Wiratmo, Nucl. Eng. Des., 156, 359-371 (1995).
[2] K.L. Murty, G. Dentel, J. Britt, Mater. Sci. Eng. A, 410-411, 28-31 (2005).
[3] Y.-I. Jung, J.-Y. Park, and Y.-H. Jeong, Met. Mater. Int., 17, 15-19 (2011).
[4] M. Mayuzumi and T. Onchi, J. Nucl. Mater., 171, 381-388 (1990).

# 파이로시설 설계를 위한 안전조치방안 예비개념

**안성규***, 권은하, 김봉영, 김호동, 서희, 신희성, 송대용, 원병희, 이채훈, 조광호, 박세환, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*skahn76@kaeri.re.kr

## 1. 서론

시스템 설계란 명시된 요건을 만족시키기 위해 요건을 분석하고 시스템의 구조와 구성요소를 정의하고, 필요한 하드웨어와 소프트웨어를 구축하는 행위를 뜻한다. 핵물질을 취급하는 원자력시스템에서는 안전조치 목표를 만족시키기 위해 물질수지구역(MBA), 주요측정지점(KMP), 그에 따른 계량관리체계와 격납감시체계를 정의하고 측정 및 감시 장비와 데이터 획득 및 검·교정 등의 운전·유지보수 절차를 확보하여 안전조치시스템을 구축한다.

본 연구에서는 안전조치시스템 설계를 위한 세부요건 도출 과정에서 필요한 시스템 개념을 개발하고 있다. 현재까지의 안전조치시스템 구성을 소개하고자 한다.

## 2. 본론

지난 연구[1]에서 10톤 규모 시설 안전조치성에 대한 평가 결론은 주요 핵물질의 계량 불확도가 이슈이나 DA분석을 포함한 계량관리 기반의 안전조치가 가능하며 격납·감시 수단의 적용성이 우수하다는 것이었다. 이를 기반으로, 30톤 규모의 시설에서도 단위 공정의 배치용량은 동일하다고 가정하고 안전조치시스템의 개념을 다음과 같이 수립한다.

- 입력물질, 출력물질 및 주요재고지점 핵물질을 대상으로 DA 또는 NDA를 통해 계량관리 한다.
- 파이로 공정의 특징을 장점으로 활용하여 격납 및 감시를 최대한 적용한다.

### 2.1 물질수지구역, 주요측정지점 및 핵물질계량시스템

계량관리를 위한 물질수지구역 및 주요재고측정지점, 그리고 각 지점의 핵물질 계량 시스템을 다음과 같이 구성한다.

- 3 MBA (전처리 + 주공정 + 저장소), 10 IKMPs, 6 FKMPs
- 입력 SF분말, TRU생성물 및 주요재고지점 계량을 위한 시료채취·이송·분석시스템
- U생성물, 폐기물 출력물 계량을 위한 NDA 분석시스템
- U생성물, 폐기물 출력물 계량 검증을 위한 시료채취 후 DA분석
- 준실시간계량관리(NRTA)를 위해 주요재고지점 및 TRU생성물 NDA 분석 시스템

세부적인 측정지점과 계량 및 검증 방안은 발표시 소개하고자 한다.

### 2.2 격납감시모니터링 (C/S&Monitoring) 시스템

계량관리를 위한 주요측정지점 이외의 전략지점(Strategic Point)을 전용시나리오에 따른 경로분석을 통해 도출할 수 있다. 각 전략지점에 격납·감시 및 모니터링 기술을 적용하여, 모든 전용경로가 안전조치수단에 의해 보호됨으로써 안전조치목표를 달성할 수 있도록 한다. 격납·감시 및 모니터링 수단은 핵물질, 시료, 장비의 이동에 관한 정보의 검증, 또는 안전조치 관련 자료의 건전성 보존을 목표로 삼는다[2]. 시설 및 장치의 오용을 탐지하는 것 또한 격납·감시 및 모니터링의 주요 목표이며 특별히 파이로 공정의 특성을 반영한 공정모니터링 기술을 적용한다면 공정장치 및 추후 세부적인 전용경로분석을 통해 필요한 지점을 추가할 수 있다는 가정을 두고, 우선적으로는 일반적인 관점에서 전략지점을 설정하였으며, 각 지점에 적용할 격납·감시 및 모니터링 수단을 함께 도출 하였다.

공정모니터링은 핵물질이 계획된 지점에 존재 또는 계획대로 이동하는지 여부를 보장하는 수단이다. 공정모니터링이 효과적으로 적용될 경우 비정상적인 공정 상태나 운전을 탐지하거나 계획된 물자재고 시점보다 먼저 이전에 핵물질의 전용(손실)을 탐지하는데 유용한 기법이다.

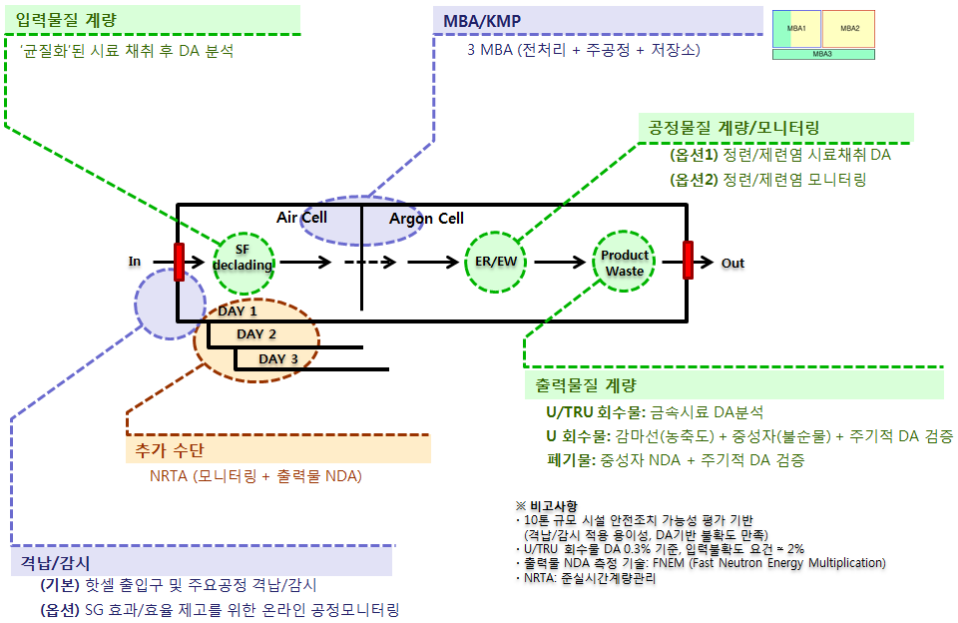



Fig. 46. Conceptual schematic for pyroprocessing facility safeguards system.

### 2.3 IAEA 사찰검증 지원을 위한 기준 고려

IAEA 안전조치매뉴얼의 안전조치기준(criteria)에는 연간물자재고검증(PIV) 또는 중간사찰검증(IIV)을 수행할 때 검증할 수 없는 물질이 있는 경우 그 제한치와 사찰목표의 정량적 요소를 어떻게 수정하는지에 대한 지침이 포함되어 있다. IIV 시 검증할 수 없어서 검증하지 못하는 핵물질 양의 최대 허용치는 0.6 SQ이다. 기본적인 접근은 검증 가능하면 검증하는 것이다. PIV 시에는 0.3 SQ가 미검증량 최대허용치이다. 검증 시 이 수치는 샘플링 계획에 영향을 미친다. 각 핵물질 재고지점에서는 이러한 검증 요건 제한을 만족할 수 있는지, 공정운전 상 만족하기 어렵다면 추가적인 방법을 미리 고려하여 설계해야 한다.

## 3. 결론

상기 기술한 안전조치시스템의 주요 특징은 다음과 같다.

- 입력물질 계량을 위한 시료의 대표성 확보를 위해 균질화 혼합 과정 포함
- 적시적 탐지목표 만족을 위해 NDA 및 기타 수단 적용을 통한 준실시간계량(NRTA) 포함

또한 예비개념설계 단계에서 확정할 수는 없지만 다음과 같은 특징을 포함할 수 있다. 이러한 특징은 핫셀 내 방사선 준위를 평가하고 차폐설계 성능평가를 수행한 후 확정할 수 있을 것이다.

- 다양한 수단으로 주요 공정에 광학감시 수단을 적용한다.
- 주요핵물질을 NDA 측정할 수 있는 별도의 영역을 포함한다.

시설설계와 공정운전설계를 고려한 안전조치시스템 요건을 도출하고, 이를 만족시킬 수 있는 시스템에 대한 예비개념설계를 2016년도 까지 완료할 계획이다.

## 4. 감사의 글

이 연구는 2015년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행되었다 (원자력기술개발사업, NRF-2012M2A8A5025947).

## 5. 참고문헌

[1] Hee-Sung Shin, et al., "Progress of a Member State Support Program (MSSP) for the Development of a Safeguards Approach for a Pyroprocessing Facility," Proceedings of INMM 51st Annual Meeting, Baltimore, MD, July 11-16, 2010.
[2] IAEA Safeguards Glossary 2001.
[3] U.S. DOE Standard, DOE-STD-1194-2011 Change 3, "Nuclear Material and Accountability," paragraph 6.2.4.5 (2013) (from Ben Cipiti 발표).
[4] IAEA, Safeguards Manual, SMC 14, Section 3.1 in Annex 5, Section 3.2 in Annex 6.

# 핵비확산성 평가를 위한 미계량핵물질 연산 도구 개발

**정연홍***, 황용수, 장선영, 한재준
한국원자력통제기술원, 대전광역시 유성구 유성대로 1534
*jyh1404@kinac.re.kr

## 1. 서론

새로운 원자력 시설의 도입에는 원자력의 평화적 이용에 대한 담보가 필요하며, 특히 핵확산의 우려가 큰 후행핵주기 시설(사용후핵연료 재처리/재활용 시설 등)에서는 핵비확산에 대한 검증이 필수적이다. 실제로 이러한 중요성에 대한 공감을 바탕으로 국제적으로 4세대 원전 포럼이나 IAEA의 INPRO와 같은 연구에서 핵확산저항성에 대한 연구를 수행 중이기도 하다[1], [2]. 이에 따라, 본 연구에서는 Bulk facility에서의 핵비확산성 평가를 위한 미계량핵물질(Material Unaccounted For, MUF)의 의미와 이러한 MUF 연산 도구를 개발하였다.

## 2. 본론

### 2.1 핵비확산과 안전조치

원자력은 핵무기의 개발을 통해 발전된 기술로서 핵비확산의 중요성이 강조되는 기술이다. 이러한 핵비확산의 보증을 위해 IAEA가 설립되었고 이를 위한 안전조치를 이관 받아 수행하게 되었다. 이후 안전조치의 적용은 핵비확산을 위한 의무사항이 되었다.

안전조치에 필요한 요소는 크게 설계정보서(Design Information Questionare, DIQ), 계량관리, 검증, 격납감시의 4가지로 분류할 수 있다. 이 중 검증의 절차는 핵물질이 핵무기화 하기 위한 유의미한 수치에 도달하기 이전에 사찰이라는 방식으로 수행하게 되는데 이는 경제성 등 시설의 운영에 큰 영향을 미치게 된다. 따라서 해당 시설에서 핵물질이 유의미한 수치(Significant Quantity, SQ)에 도달하기까지의 기간을 예측하는 것이 매우 중요하며 이를 바탕으로 최적의 설비 프로세스를 구성하는 것도 가능하다.

### 2.2 미계량핵물질

미계량핵물질이란 물질수지구역(Material Balance Area, MBA)에서의 물질 재고의 오차 및 계량 오차를 일컫는 것으로 앞서 설명했던 바와 같이 핵무기 전용 시 유의미한 양을 탐지하는 수단으로 활용되는 인자이다.

이러한 미계량핵물질을 계산하기 위한 식은 다음과 같다[3].

$$MUF = (PB + X - Y) - PE \quad (1)$$

where,
PB: the beginning physical inventory
X: the sum of increases to inventory
Y: the sum of decreases from inventory
PE: the ending physical inventory

식에서 알 수 있듯이 미계량핵물질은 장부재고(Book Inventory)와 실질재고(Physical Inventory)의 차이를 일컫는 것이며 Item Facility가 아닌 Bulk Facility에서는 공정에서의 오차와 계측에서의 오차가 필연적으로 발생하므로 이러한 미계량핵물질에 대한 논의가 절대적으로 필요하다.

### 2.3 미계량핵물질 연산 도구 개발

결국 이러한 미계량핵물질은 공정에서의 오차나 계측에서의 오차에서 발생하는 것으로 정확하게 예측하는 것이란 불가능하다고 볼 수 있다. 하지만 실제 공정에서의 회수율(Yield fraction)과 계측 기구의 정확도를 바탕으로 어느 정도까지 추정할 수 있으며 본 연구에서는 GoldSim이라는 동적모사프로그램을 통해 이를 추정할 수 있는 도구인 “Safeguards”를 개발하였다[4].

#### 2.3.1 프로그램 개요

“Safeguards”에 대해 간략히 살펴보면 특정 시설에서의 프로세스를 모사하고 각 프로세스에서의 핵종별 회수율을 통해 전체 공정에서의 U과 Pu의 흐름을 모사하여 물질수지구역별 물질의 양을 계량할 수 있는 KMP(Key Measurement Point)를 설정하여 각 KMP에서의 계측 오차를 통해 최종 미계량핵물질의 값을 도출한다.

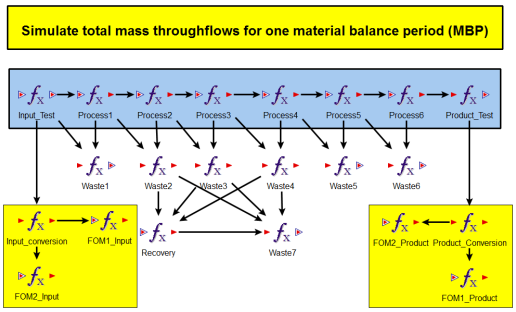



Fig. 1. Total mass flow.

회수율에 대한 정보는 Excel 파일을 통해 입력값으로 "Safeguards"에 반영시키고 계측 기기의 정확도는 Sampling Data를 별도로 입력하여 연산에 활용한다.

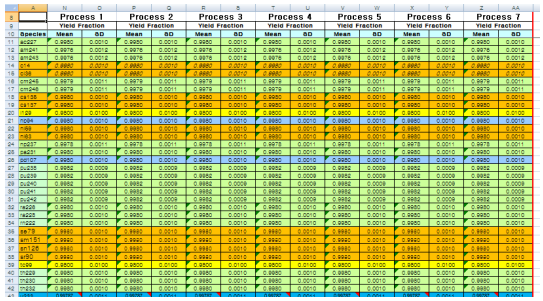


Fig. 2. Yield fraction.

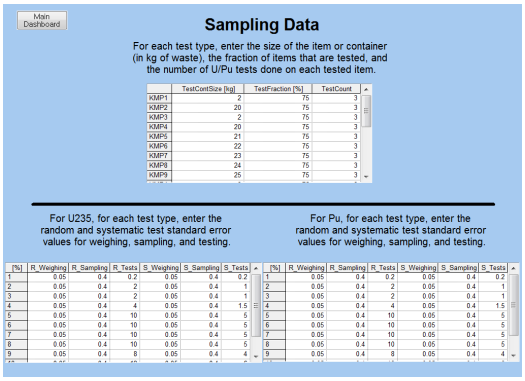



Fig. 3. Sampling data.

2.3.2 사례 적용

적용을 위한 샘플 모델로 KAPF(Korea Advanced Pyro-process Facility)시설을 가정하여 최종 발생할 수 있는 미계량핵물질을 도출하였고 그 결과는 다음과 같다. 먼저, 연산에 활용한 입력값은 다음과 같다.

- Burn-up: 45GWd/M
- Cooling Time: 10yr
- Throughput: 400MTU/yr
- Measurement Period: 3 Months
- Capacity Factor: 70%

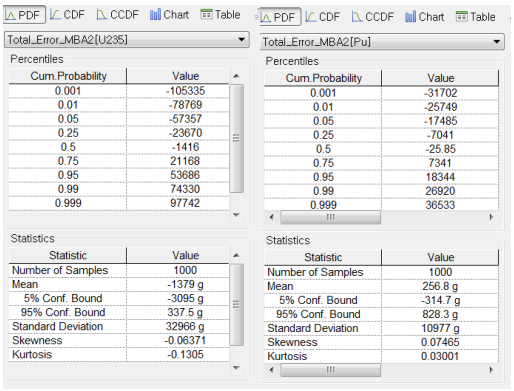



Fig. 4. Results.

연산 결과, 상기의 그림에서 알 수 있듯이 3 개월 주기로 연산했을 때 Pu은 10.977kg, U-235는 32.966kg의 MUF를 추정할 수 있었으며 이는 1SQ(Pu 8kg)를 뛰어넘는 양으로서 3 개월 이전에 사찰을 통해 시설에서의 핵확산에 대한 징후를 사전 판정해야만 할 것이다.

## 3. 결론

미계량핵물질은 IAEA의 사찰의 주기를 결정할 수 있는 요소로서 시설의 운영에 있어서 반드시 고려해야할 인자이다. 또한 이를 바탕으로 해당 시설의 핵비확산성을 나타내는 하나의 인자가 될 수 있으며 이러한 연산 도구는 시설의 핵비확산성을 평가하는 하나의 도구로 활용될 수 있을 것이며, 향후 또 다른 핵비확산성 인자로서 물질매력도(Figure of Merit, FOM)에 대한 연산 도구를 개발, 연계하여 시설의 핵비확산성을 종합적으로 평가할 것이다.

## 4. 참고문헌

[1] GIF/PRPPWG-2006/005, Evaluation Methodology for Proliferation Resistance and Physical Protection of Generation IV Nuclear Energy Systems, November 2006.

[2] IAEA-TECDOC-CD-1575, Guidance for the Application of an Assessment Methodology for Innovative Nuclear Energy System, INPRO Manuals Volumes 1-7, October 2007.

[3] IAEA Services Series 15, Nuclear Material Accounting Handbook, Vienna, May 2008.

[4] GoldSim User's Manual RKossik, IMiller - GoldSim Technology Group, Issaquah, WAUSA, 2009.

# FRAPCON 3.5 코드를 이용한 PWR 고연소도사용후핵연료의 열화거동 평가

**윤형주**, 박광헌*
경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 덕영대로 1732
*kpark@khu.ac.kr

## 1. 서론

국내 원자력발전소의 사용후핵연료 (Used Nuclear Fuel, UNF) 소내저장능력이 2024년이면 한계에 도달하여, 최악의 경우 UNF의 저장문제로 인해 원자력발전소의 운전이 불가능해지는 상황이 올 수 있다. 이를 대비하여 UNF의 장기 건식저장에 대한 준비가 필요하고, 그에 대한 정확한 안전성 평가들이 중요하다. 특히, UNF의 열적 및 구조적안전성평가는 장기 건식저장하는 동안 발생하는 피복관의 외부표면온도의 변화 또는 피복관의 Hoop stress의 변화 등 여러 가지 열화 현상들을 예측하고 UNF의 열적 및 구조적 열화 거동을 파악하여 안전성의 규제요건을 만족하는지를 확인해야 한다. 그러므로 본 연구는 핵연료봉의 열화 거동에 대한 예측 프로그램인 FRAPCON 3.5 코드를 이용하여 원자로에서 연소 및 냉각한 뒤 장기건식저장을 하였을 때 핵연료의 열적 및 구조적 열화 거동을 예측하였다.

## 2. 본론

### 2.1 PWR 고연소도 UNF의 구성

본 연구에서 모델링한 고연소도 핵연료의 유형은 Arkansas Nuclear One-Unit 2 reactor CE 표준형 16X16 PWR 핵연료집합체를 토대로 [1], 국내 PWR 핵연료집합체에 맞는 구조로 수정하여 PWR 핵연료봉을 설정하였다. 핵연료봉을 원자로에서 조사하는 동안 이 핵연료봉은 최종적으로 평균연소도 57,770 MWD/MTU까지 연소하였고, 평균 선형열생성률을 2.75 kW/ft에서 6.95 kW/ft까지 설정하였다. 특히, 이 고연소도 UNF를 원자로로부터 인출한 후 10년까지 습식 저장하였고 100년까지 건식저장하도록 추가적으로 설정하였다. 이 핵연료봉의 주요 사양은 Table 1과 같다. 본 연구에서는 핵연료봉의 피복관 재료로써 PWR에서 이용하는 Zircaloy-4와 Zirlo, optimized Zirlo를 각각 적용하였다.

Table 1. Major specifications of PWR assembly

| Variable | Description | Value |
|---|---|---|
| dco | Cladding outer diameter | 0.382 (inches) |
| totl | Total (active) fuel length | 12.5 (feet) |
| enrch | Fuel U-235 enrichment | 3.48 (a/o) |
| icm | Cladding type | Zry-4<br>Zirlo<br>Optimized Zirlo |

### 2.2 운전 및 저장조건의 적용

PWR 핵연료봉을 다음과 같은 3단계를 통해 FRAPCON 모델링을 수행하였다; (1) 원자로 내에서 핵연료봉을 고연소도(57,770 MWD/MTU)까지 연소하였고, (2) 습식저장조건으로 고연소도로 조사된 UNF를 저장하였으며, 마지막으로 (3) 건식저장조건으로 고연소도로 조사된 UNF를 저장하였다. 이러한 조건들에 대한 주요 설정들은 Table 2와 Fig. 1에서 볼 수 있다. 특히, 이 고연소도 UNF를 원자로로부터 인출한 후 10 년까지 습식저장, 그리고 100 년까지 건식저장하는 동안 설정해야 할 선형열생성률을 계산하기 위해 ORIGEN-ARP 코드를 이용하였다. 이 코드로부터 원자로조사기간과 습식 및 건식저장기간 동안 발생하는 Total power들을 계산하였고, 이를 토대로 FRAPCON 코드에 필요한 선형열생성률을 Fig. 1과 같이 계산하였다.

Table 2. Major parameters of 3 conditions

| Variable | Description | Value |
|---|---|---|
| p2 | Coolant system pressure during reactor operation | 2250.0 (psia) |
| p2 | Coolant system pressure during pool and storage | 14.7 (psia) |
| tw | Coolant inlet temperature during reactor operation | 554.0 (°F) |
| tw | Coolant inlet temperature during pool storage | 120.0 (°F) |
| tw | Coolant inlet temperature during dry storage (°F) | 572.0, 491.1, 412.7, 368.9, 333.5, 296.1, 261.2, 235.6, 223.6, 212.0, |

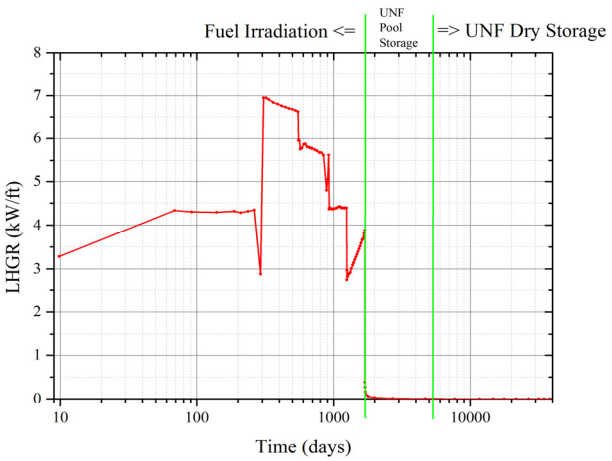



Fig. 1. Linear Heat Generation Rate (LHGR) with time.

### 2.3 코드계산결과 및 분석

Fig. 2는 Zircaloy-4와 Zirlo, optimized Zirlo 피복관들을 각각 적용한 PWR 핵연료봉의 3가지 환경조건들에서 최대출력을 가지는 axial node를 기준으로 한, 시간에 따른 3가지 피복관들의 외부 표면온도 변화그래프들을 보여주고 있다. 본 연구에서의 고연소도 UNF를 건식저장을 하는 동안 3가지 피복관들의 온도가 572°F(300°C) 이하로 유지하고 있기 때문에 규제 측면에서 보면 피복관 최대허용온도인 400°C(752°F)을 초과하지 않는 정상적인 저장 상태로 볼 수 있었다.

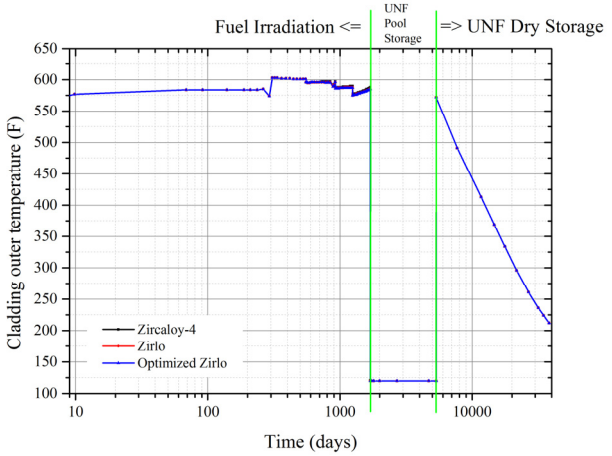



Fig. 2. Cladding outer temperature with time.

Fig. 3은 Zircaloy-4와 Zirlo, optimized Zirlo 피복관들을 각각 적용한 PWR 핵연료봉의 3가지 환경조건들에서 최대출력을 가지는 axial node를 기준으로 한, 시간에 따른 3가지 피복관들의 Hoop stress 변화그래프를 보여주고 있다. 본 연구에서의 고연소도 UNF를 건식저장을 하는 동안 피복관의 Hoop stress가 Zircaloy-4 피복관의 경우 7,411 psi(51.10 MPa) 이하, Zirlo 피복관의 경우 7,731 psi(53.30 MPa) 이하, optimized Zirlo 피복관의 경우 7,701 psi(53.10 MPa) 이하로 유지하고 있기 때문에, 규제 측면에서 보면 피복관 최대허용 Hoop stress인 90 MPa를 초과하지 않는 정상적인 저장 상태로 볼 수 있었다.

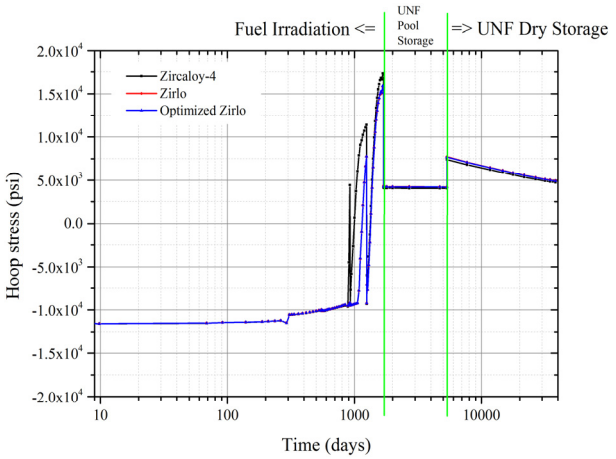



Fig. 3. Cladding Hoop stress with time.

## 3. 결론

FRAPCON 3.5 코드를 이용하여 PWR 고연소도핵연료봉을 다음과 같은 3단계를 통해 열적 및 구조적 열화 거동을 예측하였다; (1) 원자로 내에서 핵연료봉을 고연소도로 연소하였고, (2) 습식저장조건으로 고연소도로 조사된 UNF를 저장하였으며, 마지막으로 (3) 건식저장조건으로 고연소도로 조사된 UNF를 저장하였다. 그 결과로는 건식저장조건에서 안전성을 규제하는 피복관의 최대허용온도와 최대허용 Hoop stress 이내로써, 본 연구에서 제시하는 PWR 고연소도 UNF를 건식 저장함에 있어 열적 및 구조적 안전성을 확보하였음을 알 수 있었다.

## 4. 참고문헌

[1] K.J. Geelhood and W.G. Luscher, "FRAPCON-3.5: Integral Assessment", NUREG/CR-7022 Vol. 2 Rev. 1, PNNL-19418 Vol. 2 Rev. 1 (2014).

# FLUENT를 활용한 콘크리트 저장용기의 공기유로내 유속에 따른 대류열전달 해석

**강경욱***, 김형진, 조천형
한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 가정로 168
*kku@korad.or.kr

## 1. 서론

콘크리트 저장용기는 원통형의 콘크리트 오버팩과 금속 캐니스터로 구성되고 오버팩의 상하부에 공기 입출구가 설치되어 자연대류에 의해 사용후핵연료에서 발생한 붕괴열이 제거된다. 캐니스터는 오버팩 내벽과 일정한 간격을 유지하면서 안착되어 유동이 지나가는 유로를 형성한다. 공기입구로 들어온 유동은 캐니스터 외벽과 오버팩 측면벽을 따라 상승하면서 경계층이 발달하고 두 경계층간의 간섭으로 환형관내 유동으로 바뀐다. 이 유동은 다시 수평관을 따라 출구 쪽으로 빠져나가게 된다. 따라서 공기유로에서는 다소 복잡한 대류열전달 현상이 발생한다. 한편, 입구로 들어오는 유속이 증가하여 환형관 내부에서 발생하는 자연대류에 초기 속도를 가해줄 경우 대류열전달 현상이 달라진다.

본 연구에서는 한국원자력환경공단에서 개발 중인 콘크리트 저장용기를 대상으로 FLUENT 전산코드를 활용하여 공기입구의 유속변화에 따른 유로내 대류열전달 현상을 조사하였다.

## 2. FLUENT 해석조건

### 2.1 해석형상 및 격자

Fig. 1은 DesignModeler 프로그램을 활용한 저장용기내 대류열전달 해석형상 및 격자를 나타낸다. 3차원, 1/4 대칭모델이며 캐니스터내 핵연료집합체 영역은 원통형의 열원으로 단순화하고 나머지 영역은 실제모델과 동일하다. 오버팩은 높이 6,030 mm, 직경 3,266 mm의 원통형이다. 공기입구는 250 × 384 mm이고 출구는 150 × 640 mm이다. 오버팩의 측면벽과 캐니스터 외벽간의 이격거리는 약 90 mm로 환형관 구조이다. 오버팩내 상하부 중앙에 직경이 각각 1,000 mm 및 800 mm의 채널은 공기입출구와 환형관에서 발생하는 유동이 원활하게 흐를 수 있게 통로역할을 한다. Cutcell 격자방법을 이용하여 격자를 구현하였고 내부는 Structured mesh를 외부 곡면에는 Tetrahedral과 Pyramid mesh를 적용하였다. 해석의 정확도를 높이기 위하여 캐니스터 외벽과 오버팩 측면벽 근처에 Layer를 추가하였다. 생성된 격자수는 총 2800만개였다.

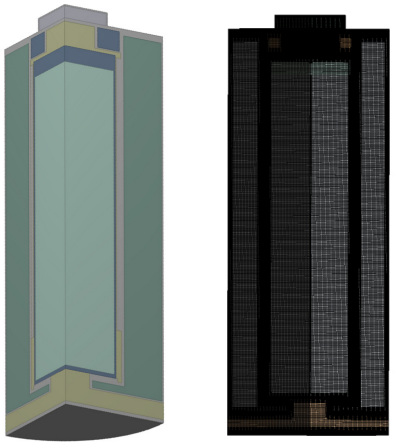


Fig.1. Geometry & mesh on concrete storage cask.

### 2.2 경계조건 및 물성치

Realizable k-e의 난류모델과 벽면근처에서는 Standard Wall Function을 적용하였다. 입구와 출구는 Pressure inlet과 Pressure outlet이며 유속을 증가한 경우에는 Velocity Inlet으로 변경하여 1, 3, 5m/s의 값을 입력하였다. 캐니스터에서 발생하는 열량은 1785.5 W/m$^3$이다. SIMPLE 모델을 사용하였고 Momentum과 Turbulence 항은 Second order를 사용하였다. Body Force Weighted와 PRESTO!를 사용하여 압력항을 계산하였다. 물성치는 문헌에서 제시한 값을 이용하였다[1~4].

## 3. 해석결과

Fig. 2는 공기입구의 속도에 대해 재질별 최대온도를 나타낸다. 최대온도는 유속이 3 m/s 까지 급격히 감소하다가 5 m/s 이상부터는 완만하게 감소하였다. 속도가 빨라지면 많은 유량이 공기유로로 들어가기 때문에 온도저감 효과가 컸다. Fig. 3은 환형관내 온도분포를 나타낸다. 속도가 0 m/s의 경우 온도분포는 좌우 비슷하였고 속도가 증가하면 한쪽으로 몰리는 경향이 나타났다. 이는 서로 다른

벽면에서 발생하는 유동간 교란이 일어났기 때문인 것으로 판단된다.

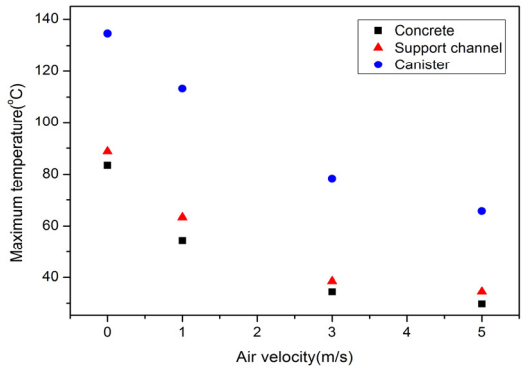



Fig. 2. Maximum temperature on components.

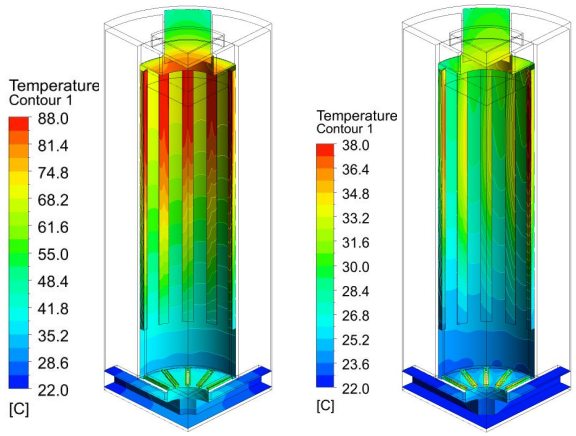



Fig. 3. Temperature distributions depending on velocity variation inside air path(Annulus).

Fig. 4의 (a)와 (b)는 출구에서 온도분포와 출구로 연결되는 오버팩내 상부 중앙통로에서의 속도분포이다. Fig. 4(a)에서 속도가 0m/s인 경우 바닥면에서 온도가 주변보다 낮게 측정되었고 역류현상이 나타났다. 그러나 속도가 있는 경우에서는 역류는 발생하지 않았고 유동이 한쪽으로 치우치는 경향을 보였다. Fig. 4(b)에서는 속도유무에 상관없이 유동이 정체되는 현상이 관찰되었다. 이는 환형관 내벽을 따라 발달한 유동이 캐니스터 뚜껑의 중심부분까지 도달하지 못하고 통로측면을 따라 상승했기 때문인 것으로 판단된다. 이로 인해 통로 벽면에서의 온도는 높게 측정되었다. 캐니스터의 높이가 커질수록 측정된 국부 대류열전달계수는 커졌고 같은 높이에서 속도가 증가하면 낮아졌다. 그러나 속도가 더 증가하여 5m/s가 되면 관내 속도분포가 일정해지는 완전발달유동(Fully developed-flow) 형태가 나타났다.

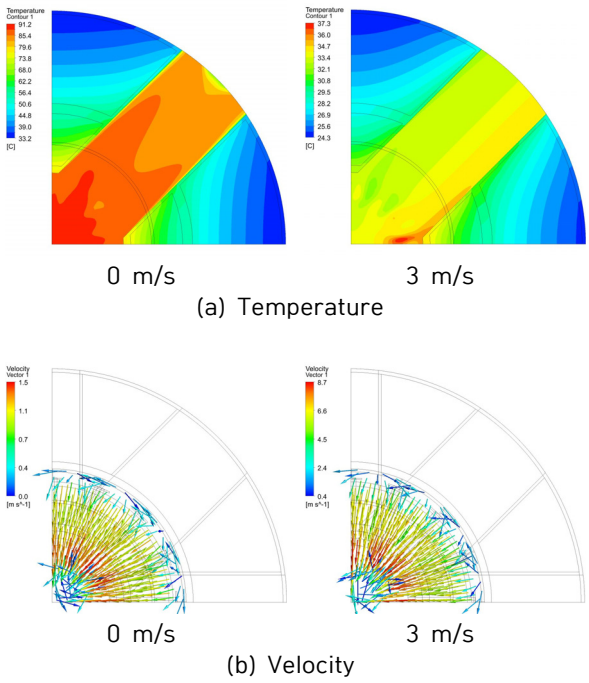



Fig. 4. Temperatures at air outlet and velocities in overpack top center.

## 4. 결론

콘크리트 저장용기의 공기입구로 들어오는 공기속도에 따라 유로내 대류열전달 현상에 대해 수치해석적 연구를 수행하였다. 유로내 속도가 빨라지면 재질별 최대온도는 감소하였고 열전달이 향상되었다. 이는 환형관내 혼합대류의 순부력 유동에 기인하였기 때문이다. 또한, 출구근처에서는 역류현상이 관찰되지 않았고 환형관 내부에서는 완전발달유동 현상이 나타났다. 향후계획으로 유로내 간격에 따른 대류열전달 연구를 수행할 계획이다.

## 5. 참고문헌

[1] F.P. Incropera and D.P. Dewitt, "Fundamentals of Heat and Mass Trasnfer", 4th, John Willey & Sons Inc., 1996.

[2] ASME BPVC Code, Section II, Part D-Properties, 2010.

[3] M. Fintel, "Handbook of Concrete Engineering", 2nd, Van Nostrand Reinhold Company Inc., 1985.

[4] NRC Docket No. 72-1014, "Final Safety Analysis Report for the HI-STORM100 cask system", Rev. 9, Holtec International Inc., 2010.

2분과

# 방사성폐기물 처분 및 부지특성(Oral)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

# 중저준위 방사성폐기물 전체부지 처분시설개발 계획(안)

**정미선***, 박진백, 박주완
한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 가정로 168
*jeongms@korad.or.kr

## 1. 서론

우리나라에서 발생되는 중저준위 방사성폐기물 처분을 위한 1단계 처분시설이 운영 중에 있다. 이것은 방사성폐기물 처분의 첫걸음을 내딛었으며 향후 총 80만 드럼 규모까지 단계별로 확장하여 처분할 계획이다.

후속으로 개발될 처분시설이 전체 처분시설의 종합개발에 대한 밑그림과 최적화 기반을 조성하지 못한 채 개발된다면, 향후 처분시설 개발의 제한상황이 발생될 수 있다. 이러한 제한상황을 사전에 미리 방지하고자 현재 처분시설 개발에 대한 주어진 조건을 반영하여 전체 처분시스템의 구성과 안전성 구축이 체계적으로 연계되어야 한다[1].

또한 향후 고려되는 처분시설 개발은 동일 부지에 건설·운영·폐쇄 및 폐쇄후 단계를 모두 가진 관리 형태와 다양한 처분 방식이 존재하는 형태의 것이 될 것이다.

따라서, 전체부지 처분용량(80만 드럼)에 따른 처분시설의 단계 별 개발을 위하여 향후 나타날 영향의 정도를 평가하기 위하여, 처분시설 개발 (안)과 이에 따른 예비 수리지질 모델링, 그리고 80만 드럼에 대한 예비 핵종재고량을 예측하여 Safety Case 일환으로 사전안전성평가를 수행하였다.

## 2. 본론

### 2.1 전체부지 처분시설개발 계획(안)

전체부지에 동굴 처분시설 및 표층 처분시설과 같은 여러 방식의 처분시설이 혼재하는 복합처분시설을 고려하며 크게 두 가지 방안을 제시하였다.

첫 번째 방안은 1단계 처분시설의 허가 시 전체부지 운영허가기간(60년)을 고려하여, 1단계 동굴 처분시설의 60년의 운영기간을 바탕으로 부지 폐쇄는 2,080년에 행해지며, 이를 Table 1에 나타내었다.

Table 1. Development Plan of the Disposal Facility by the Operational Licensing Period

| Type of Disposal Facility | Type of the Disposal Waste | Amounts of the Disposal waste (Drums) | Starting Time of the Operation (yr) | Operation Period (yr) | Closure Time (yr) |
|---|---|---|---|---|---|
| Silo | Intermediated | 100,000 | 2015 | 60 | 2080 |
| Surface | Low | 250,000 | 2020 | 30 | 2080 |
| Landfill | Very Low | 300,000 | 2030 | 45 | 2080 |
| Surface | Low | 150,000 | 2050 | 25 | 2080 |

두 번째 방안은, 중저준위 방사성폐기물 시행계획(2015) 상 방사성폐기물 발생량에 따라 부지 폐쇄는 폐쇄 기간을 포함하여 2,094년에 행해지며 이를 Table 2에 나타내었다.

Table 2. Development Plan of the Disposal Facility by the Generation of Radioactive Waste.

| Type of Disposal Facility | Type of the Disposal Waste | Amounts of the Disposal waste (Drums) | Starting Time of the Operation (yr) | Operation Period (yr) | Closure Time (yr) |
|---|---|---|---|---|---|
| Silo | Intermediated | 100,000 | 2015 | 75 | 2094 |
| Surface | Low | 250,000 | 2020 | 30 | 2094 |
| Landfill | Very Low | 300,000 | 2030 | 60 | 2094 |
| Surface | Low | 150,000 | 2050 | 40 | 2094 |

### 2.2 전체부지 처분시설 배치 및 지하수 모델링

부지 특성에 따라 처분시설의 위치 및 처분 형식을 고려하여 4가지 배치방안을 제시하였으며, 배치방안 별 지하수 모델링을 수행하였다. 이러한 지하수 모델링 결과를 바탕으로 해양이 아닌 하천으로 이동하는 지하수 흐름을 가진 배치방안은 배제

하였다. 선정된 배치방안을 Fig. 1에 나타내었다.

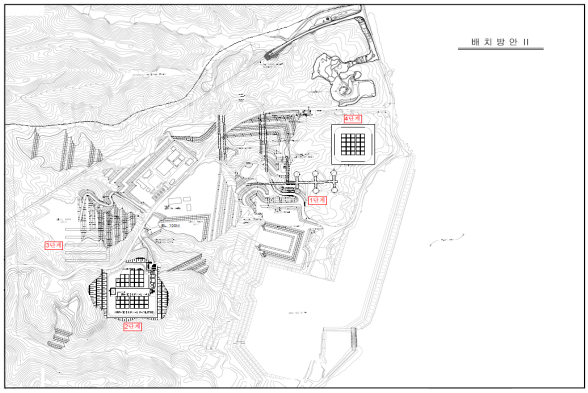


Fig. 1. Example of the Location of Disposal Facility.

### 2.3 전체부지 처분시설 핵종재고량

처분시설 별 핵종재고량을 예측하기 위하여, 원자력안전위원회 고시 분류 기준에 따라 분류하였다. 1단계 동굴 처분시설 인허가 시 적용한 원전운영 폐기물 수량 비율을 적용하여 도출하였으며 이에 따라 중준위/저준위/극저준위로 분류하여 각 단계 별 처분시설의 핵종재고량을 예측하였다.

Table 2. Inventory by the Development for each Disposal Facility

| Radioactive Waste Level | Silo (Bq) | Surface (Bq) | Landfill (Bq) | Surface (Bq) |
|---|---|---|---|---|
| Total Inventory | 7.91E+18 | 4.70E+15 | 4.24E+12 | 2.23E+15 |
| Intermediated | 7.91E+18 | - | - | - |
| Low | 6.41E+14 | 4.70E+15 | - | 2.23E+15 |
| Very Low | 2.83E+11 | 4.24E+11 | 4.24E+12 | 1.42E+11 |

### 2.4 전체부지 처분시설 사전안전성평가

본 논문에서는 국내 복합처분시스템에 대한 안전성평가를 위해 상용 전산코드인 Goldsim을 이용하여 방사성핵종 유출거동을 모사할 수 있는 안전성평가 모델을 개발하였다.

지하수 모델링 결과를 바탕으로 선정된 배치방안에서의 사전안전성평가를 수행하였으며, 이 결과는 Fig. 2에 나타내었다. 안전평가 모델링의 시간의 '0년'은 최초 폐쇄시점(2단계, 2050년)을 의미한다. 전체부지 폐쇄 후 안전성 측면에서 1안과 2안의 평가결과 차이는 폐쇄시점 변동에 의한 무시할만한 차이가 확인되며, 최대피폭선량 측면의 변동은 없는 것으로 나타났다.

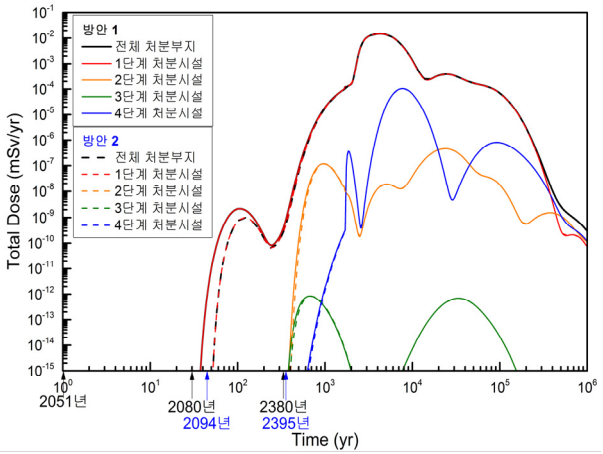



Fig. 2. Results of Safety Assessment.

## 3. 결론

경주 방폐장에 향후 개발될 처분시설들은 다양한 관리형태 및 방식이 혼재하는 복합계로 개발될 예정이다.

향후 전체시설의 개발을 이끌 단계 별 Safety Case로 원자력 안전위원회 고시의 폐기물 분류 기준에 따라 핵종재고량을 예측하고, 처분 방식에 따라 배치방안을 제시하였으며, 배치방안 별 지하수 모델링을 수행하였다. 수행된 지하수모델링 결과를 바탕으로 배치방안을 선별하였으며, 이에 따라 사전 안전성평가를 수행하였다.

향후 중저준위방사성폐기물 처분시설의 후속개발 과정에서 내재된 불확실성을 저감하여 처분시설의 안전성을 높일 수 있을 것으로 판단된다.

## 4. 참고문헌

[1] 정찬우, 서은진, 박진용, 정해용, 김용재, 이윤근, "중·저준위 방폐장 종합개발을 위한 안전성평가 고려사항", 한국방사성폐기물학회 2011 춘계학술발표회 논문요약집, 9(1), 349-350, 5.12~13, 2011, 경북 문경.

# KURT 화강암에서 우라늄의 지화학적 장기거동 해석

**백민훈**[1*], 박태진[1], 신주도[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국방사선진흥협회, 서울특별시 성동구 성수일로 77
*mhbaik@kaeri.re.kr

## 1. 서론

방사성폐기물의 심지층 처분안전성 확보를 위해서는 수만에서 수 십 만년의 장기간에 처분시스템의 안전성 확보가 가장 중요하다. 특히, 처분시스템에서 환경으로 유출된 방사성 핵종의 장기거동은 이러한 장기적 처분안전성 관점에서 중요한 과정이다. 핵종들의 장기 거동에 대한 자료와 정보들은 실험실적 연구나 현장 연구를 통해서 확보하는데 한계가 있기 때문에, 자연유사연구를 통해 확보하는 것이 타당한 방법이라 하겠다[1]. 이러한 측면에서 본 연구는 한국원자력연구원 내 지하처분연구시설인 KURT(KAERI Underground Research Tunnel)의 고심도 시추공에서 채취한 화강암에 존재하는 자연 우라늄 핵종을 이용하여 암반을 통한 핵종들의 장기 거동을 해석하고자 하였다.

## 2. 본론

### 2.1 시료 채취 및 분석

연구에 사용된 암석시료는 KURT의 다중패커가 설치된 DB-1 시험공의 시추코어에서 채취한 암석시료들이며, 깊이별로 채취한 시료들의 기본 특성을 지하수 채취 위치와 비교하여 Table 1에 나타내었다.

Table 1. Rock samples used in the study

| Sample | Sampling Depth (m) | Corresponding GW sampling site (depth) | Major minerals |
|---|---|---|---|
| A | 97 | I3 (91.7 - 114.7 m) | Qz, Af, Pl, Mc/Ill |
| B | 108 | I3 (91.7 - 114.7 m) | Qz, Af, Pl, Mc/Ill, Cal |
| C | 158 | I4 (115.7 - 198.7 m) | Qz, Af, Pl, Mc/Ill |
| D | 202 | I5 (199.7 - 228.7 m) | Qz, Af, Pl, Mc/Ill |
| E | 217 | I5 (199.7 - 228.7 m) | Qz, Af, Pl, Mc/Ill, Ka |
| F | 218 | I5 (199.7 - 228.7 m) | Qz, Af, Pl, Mc/Ill, Ka |
| G | 245 | I6 (229.7 - 245.7) | Qz, Af, Pl, Mc/Ill, Cl, Cal |

화강암에서의 우라늄 분포 및 광물과의 결합특성, 우라늄 광물 형태를 확인하기 위하여 Electro-Probe Microscopic Analyzer (EPMA, Shimadzu EPMA-1610)를 이용한 backscattered electron image와 microprobe X-ray spectrum 분석을 수행하였다. 아울러 암석-지하수 장기거동 해석을 위해 암석에 존재하는 우라늄 동위원소를($^{234}$U, $^{235}$U, $^{238}$U) alpha-spectroscopy 방법(CANBERRA, Alpha analyst)을 이용하여 분석하고 지하수 결과와 비교하였다. 또한 암석시료에 함유된 주요 원소들의 농도를 ICP-MS (Brüker, 820 ICP-MS)로 분석한 결과를 Table 2에 나타내었다.

Table 2. Elemental concentration of rock samples

| Sample | Concentration (μg/g) | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | A | B | C | D | E | F | G |
| Cs | 11.2 | 10.7 | 18.3 | 6.14 | 4.23 | 3.78 | 5.66 |
| Y | 15.6 | 10.9 | 11.5 | 12.1 | 11.0 | 9.18 | 14.9 |
| Ce | 60.0 | 133 | 79.8 | 154 | 148 | 125 | 124 |
| Eu | 0.59 | 1.33 | 0.80 | 1.35 | 1.48 | 1.17 | 1.33 |
| Th | 18.2 | 30.5 | 12.9 | 32.5 | 30.0 | 26.6 | 17.3 |
| U | 13.7 | 13.2 | 9.22 | 4.76 | 3.24 | 3.19 | 3.67 |
| Nb | 26.6 | 20.7 | 14.6 | 25.1 | 19.2 | 16.4 | 24.0 |
| Co | 20.7 | 30.3 | 18.0 | 31.5 | 44.5 | 40.4 | 51.2 |
| Pb | 19.0 | 604 | 77.2 | 19.8 | 15.2 | 12.2 | 49.6 |
| Zn | 60.2 | 512 | 54.5 | 50.7 | 69.6 | 60.2 | 84.4 |
| Zr | 51.0 | 76.3 | 49.7 | 99.6 | 99.7 | 77.7 | 72.0 |
| $Fe^{*}$ | 1.55 | 1.21 | 1.78 | 1.68 | 2.48 | 1.50 | 1.75 |
| $Al^{*}$ | 9.22 | 8.17 | 9.38 | 9.00 | 7.85 | 8.32 | 6.86 |
| $Ca^{*}$ | 0.14 | 0.62 | 0.44 | 0.51 | 0.26 | 0.24 | 1.57 |
| $K^{*}$ | 4.52 | 4.61 | 4.26 | 3.70 | 3.80 | 2.84 | 2.80 |
| $Ti^{*}$ | 0.061 | 0.078 | 0.081 | 0.18 | 0.18 | 0.16 | 0.13 |
| Th/U | 1.33 | 2.31 | 1.40 | 6.83 | 9.26 | 8.34 | 4.71 |

* Wt.%

### 2.2 화강암에서 우라늄 분포 및 결합 특성

분석에 사용된 화강암 시료 중에서 EPMA 방법으로 의미 있는 결과를 도출한 시료는 암석(13.2 μg/g))과 지하수(788.4 μg/L)의 우라늄 함량이 높은 시료 B였다. 시료 B에 대한 backscattered electron image와 microprobe X-ray spectra를 Fig. 1과 Fig. 2에 나타내었다.

Fig. 1에서 보이는 바와 같이 U은 Apatite (Ap)와 Rutile (Ru) 경계에서 발견되며, Th와 함께 존재하는 것으로 나타타고 있다. Fig. 2에서는 우라늄이 별로의 광물상으로 존재하지만, 역시 Th와 함께 존재하고 있음을 보여준다. 아울러, Fig. 1과 Fig. 2의 EDS 분석 결과에 의하면 우라늄은 우라

늄규산염인 coffinite ($USiO_4$)로 존재하고 있음을 추정할 수 있다. 그러나 Mapping 결과에 의하면 다름 REE (Rare Earth Element)들과 함께 P와 Ca가 함께 존재 하고 있으므로 우라닐인산염 광물이나 Uranophane ($Ca(UO_2)_2(SiO_3OH)_2{\cdot}5H_20$) 등의 우라늄광물들의 존재 가능성도 높다.

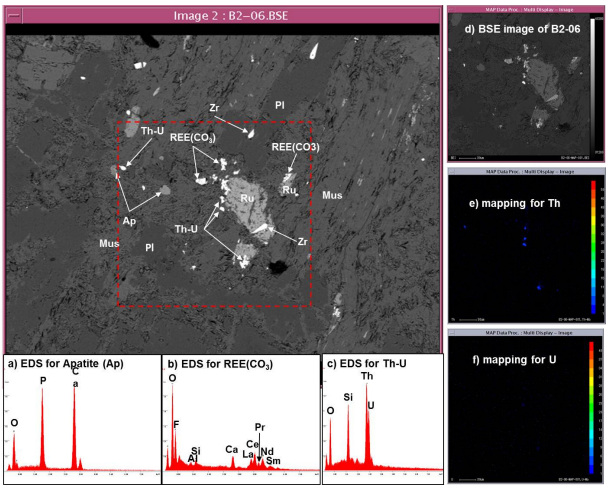



Fig. 1. The backscattered electron images and microprobe X-ray spectra of the sample B (B2-06).

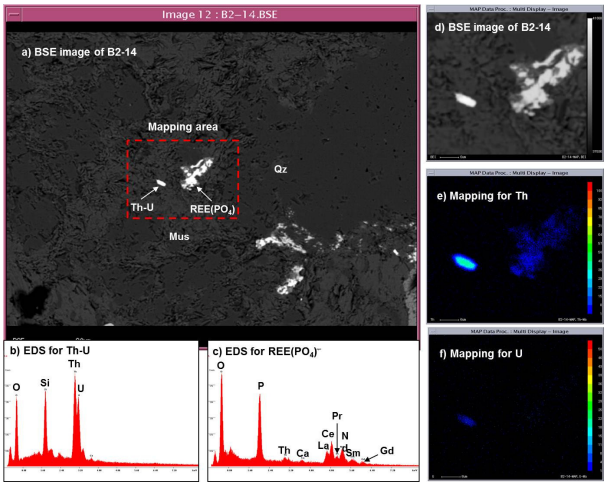



Fig. 2. The backscattered electron images and microprobe X-ray spectra of the sample B (B2-14).

### 2.3 지하수와의 장기 상호작용

암석 시료들에 대한 우라늄 동위원소 분석결과를 Fig. 3에 나타내었다. 분석결과, 저심도 시료들의 경우 지하수에 의한(열수반응에 기인하는) 풍화의 영향을 받아(Fig. 3a) 암석으로부터 지하수로의 우라늄 침출이 많이 발생하여 지하수중 우라늄 농도가 높은 것으로 판단된다. 이러한 동위원소 분석의 결과는 지하수에서의 우라늄 동위원소 분석결과[2]와 일치하고 있다.

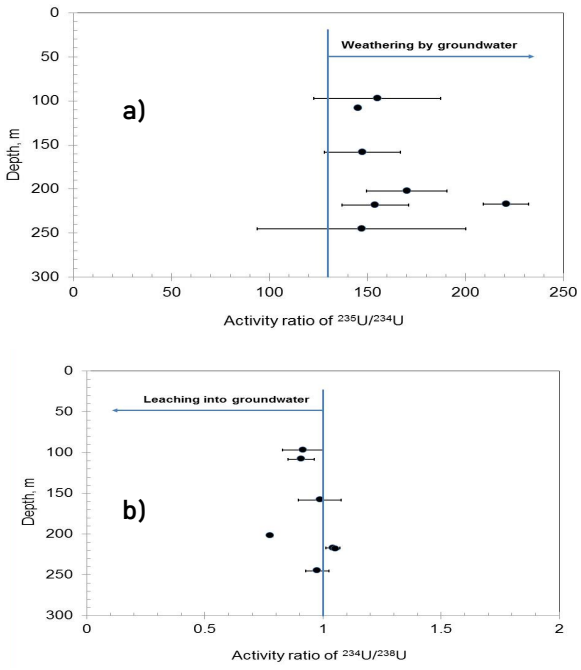



Fig. 3. Analysis results of uranium isotopes depending on depth. a) AR of $^{235}U/^{234}U$, b) AR of $^{234}U/^{238}U$.

## 3. 결론

본 연구결과는 화강암반에서 우라늄의 장기거동 해석과 핵종거동을 이해함으로써 처분안전성 신뢰도 향상과 Safety Case 구축에 필요한 정보를 제공할 것으로 기대된다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 2015년도 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행되었음(원자력연구개발사업, No. 2012M2A8A5025589).

## 5. 참고문헌

[1] J.A.T. Smellie, A.B. MacKenzie, R.D. Scott, "An analogue validation study of natural radionuclide migration in crystalline rocks using uranium-series disequilibrium studies", Chem. Geol., 55, 233-254 (1986)

[2] M.H. Baik, M.J. Kang, S.Y. Cho, J. Jeong, A comparative study for the determination of uranium and uranium isotopes in granitic groundwater, J. Radioanal. Nucl. Chem., 304, 9-14 (2015).

# 고리 1호기 압력용기 원형해체 시 붕괴열 및 수화열을 고려한 충전 모르타르 건전성 평가

**최유정***, 이성철, 하창주, 김창락
한전국제원자력대학원대학교, 울산시 울주군 서생면 신암리 해맞이로 689번길 882
*supern3@naver.com

## 1. 서론

원자로의 처분을 위한 방법으로는 원형처분과 절단 처분이 있으며, 절단처분 시 폐기물은 적절한 용기에 담겨 최종 처분장으로 보내지게 된다. 이 때, 원자로나 증기발생기 등 대형구조물의 최종처분 시 폐기물의 안정화를 위해 최종 처분용기 내 빈 공간을 모르타르로 채우는 것이 고려되기도 한다. 이럴 경우 모르타르 수화반응으로 발생하는 열뿐 만아니라 붕괴열에 의한 처분용기 내부의 안전성 재고가 필요할 것으로 판단된다. 따라서 본 논문에서는 고리 1호기 압력용기를 대상으로 붕괴열 및 모르타르 수화반응으로 발생하는 열을 고려한 최종처분 시 용기 내 건전성을 평가하기 위해, DIANA 9.4.4를 이용하여 2D로 모델링한 후 용기 내외부 온도 및 응력, 그리고 균열지수를 분석하여 원형 해체 처분 시 건전성을 분석하였다.

## 2. 본론

### 2.1 붕괴열

본 논문에서는 고리 1호기의 붕괴열을 고려하기 위해 ORIGEN 2를 이용하여 붕괴열을 계산하였으며, 원자로 압력용기의 두께에 따른 붕괴열의 발생정도가 다를 것으로 판단하여, 두께 및 시간에 따른 붕괴열을 계산하였다. 시간별 두께별 붕괴열 결과 중 일부를 Table 1에 나타내었다.

Table 1. Decay heat per thickness

| Thick / Time | 0 | 2.075 | 4.15 | 8.3 |
|---|---|---|---|---|
| 0day | $4.96\times10^{-4}$ | $3.44\times10^{-4}$ | $2.39\times10^{-4}$ | $1.16\times10^{-4}$ |
| 1day | $1.40\times10^{-4}$ | $9.72\times10^{-5}$ | $2.39\times10^{-4}$ | $3.27\times10^{-5}$ |
| 7day | $1.34\times10^{-4}$ | $9.33\times10^{-5}$ | $6.48\times10^{-5}$ | $3.14\times10^{-5}$ |
| 30day | $1.18\times10^{-4}$ | $8.18\times10^{-5}$ | $5.68\times10^{-5}$ | $2.75\times10^{-5}$ |
| 1yr | $4.36\times10^{-5}$ | $3.03\times10^{-5}$ | $2.10\times10^{-5}$ | $1.02\times10^{-5}$ |

[Kcal/mm$^3$×day]

### 2.2 해석 대상 구조 및 모델링

본 논문에서는 원자로 압력용기가 원형해체되어 내부에 모르타르를 충전하여 최종 처분하는 것을 대상으로 해석을 수행하였다. 해석 시 모르타르에 의한 수화열이 가장 클 것으로 생각되는 단면이 가장 큰 원자로 몸통 단면에 대해 평면요소를 이용하여 묘사하였으며, 대칭성을 고려하여 1/4을 모델링하였다.

### 2.3 온도

모르타르 타설 온도를 20℃로 가정하였으며, 처분 후 모르타르 타설 시점을 영구정지 직후부터 40 년 후까지 설정하여 모르타르 타설 시점을 기준으로 모르타르로 충전된 원자로 내외부 온도를 아래의 그림으로 나타내었다. 해석 결과 처분 직후 모르타르를 충전할 경우 모르타르 내부가 상당히 높은 온도에 도달하는 것으로 예측되었다.

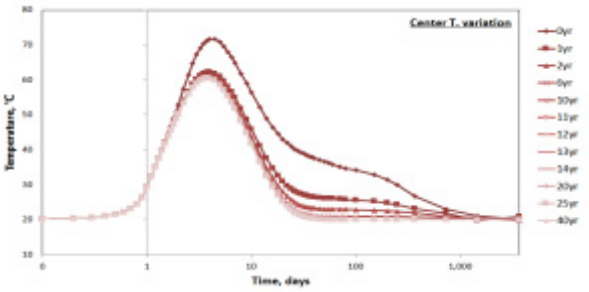



Fig. 1. Temperature time history at the center.

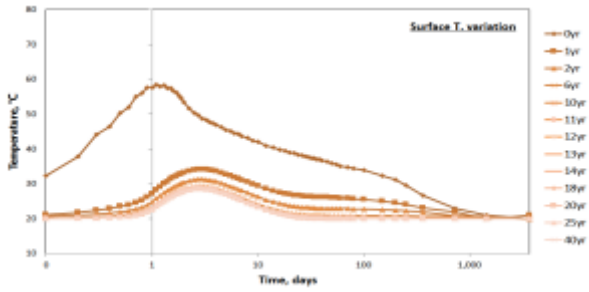



Fig. 2. Temperature times history at the surface.

### 2.4 응력

응력은 방사, 접선, 그리고 높이 방향으로 내외부 두 부분에 대해 각각 분석하였다. 그림에서 보는 바와 같이 내부 온도가 최고점에 도달했을 때 외부 구속에 의해 표면부에 인장응력이 발생하는 반면, 냉각이 완료된 이후에는 외부 구속에 의해 중심부에서 인장응력이 발생하는 것으로 나타났다.

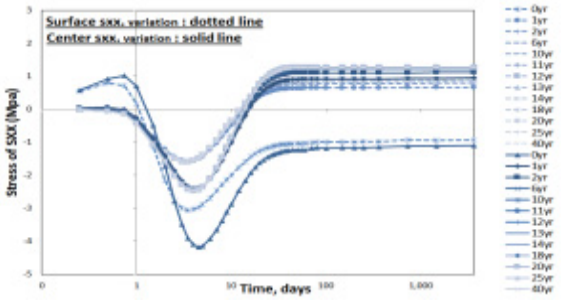



Fig. 3. Radial directional stress time history.

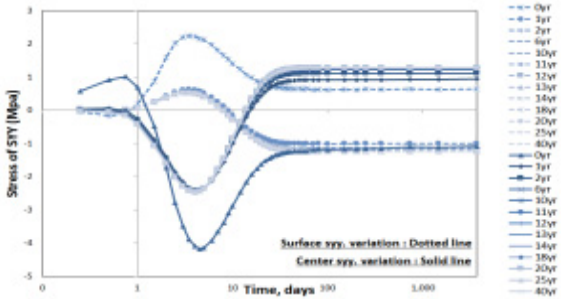



Fig. 4. Tangential directional stress time history.

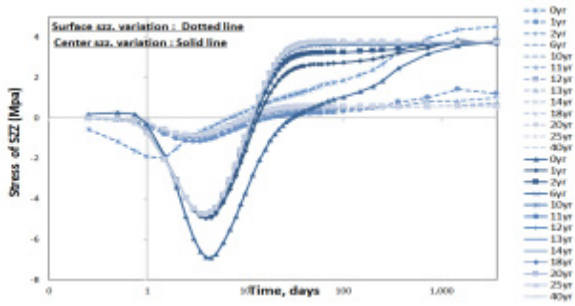



Fig. 5. Height directional stress time history.

한편, 균열지수를 살펴보았을 때, 일부 해석 결과에서 균열지수가 1 이하로 내려가는 것으로 나타났다. 즉, 원자로 압력용기 최종 처분 시 모르타르로 채울 경우 원자로 내부 중심부에서 충전된 모르타르에 균열이 발생할 가능성이 높은 것으로 예측되었다. 또한, 영구정지 직후 원자로 압력용기를 모르타르로 충전하여 처분할 경우 붕괴열에 의해 초기에 충전 모르타르 표면부에서 균열 발생 가능성이 높은 것으로 예측되었다.

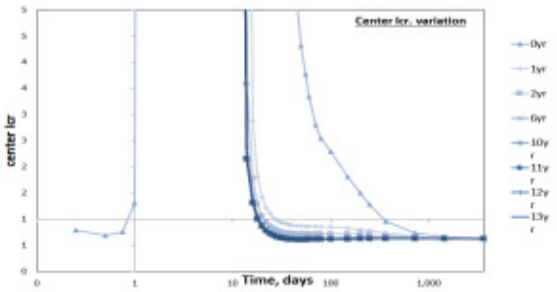



Fig. 6. Crack index time history at the center.

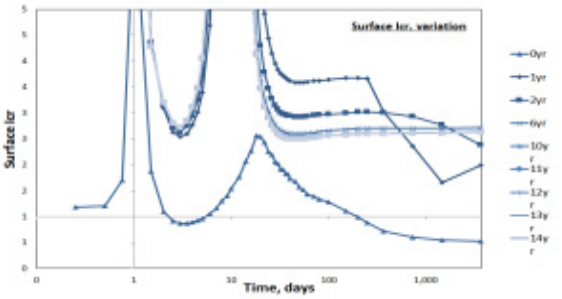



Fig. 7. Surface Icr. variation.

## 3. 결론

본 연구에서는 고리 1호기 원자로 압력용기를 대상으로 원형해체 시 원자로 압력용기 내부를 모르타르로 충전하는 것으로 가정하여 이에 대한 건전성을 해석적으로 검토하였다. 해석 결과 중심부에서 모르타르 내 균열 발생 가능성이 높은 것으로 예측되었으며, 잔존 붕괴열이 클 경우 충전 모르타르 표면부에서도 균열이 발생할 우려가 있는 것으로 예측되었다. 본 연구는 향후 절단 해체를 통한 최종 처분 시 최종 처분 용기 건전성 평가에 활용될 수 있을 것으로 판단된다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회의 재원으로 한국방사선안전재단의 지원을 받아 수행한 원자력안전연구개발사업의 연구결과입니다. (No. 1305009)

## 5. 참고문헌

[1] Cha, S.W., “Modeling of Hydration Process and Analysis of Thermal and Hydral Stresses in Hardening Concrete”, Ph.D. Dissertation, Seoul National University, Seoul, Korea, 1999, 202.

# 지하수의 지중 노출에 따른 지구화학 변화특성 평가: 터널 내 유출지하수 중심

**권장순**[1*], 김지연[1], 고용권[1], 권만재[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국과학기술연구원, 강원도 강릉시 사임당로 679
*jskwon@kaeri.re.kr

## 1. 서론

암반지하수의 지구화학적 특성은 강우의 화학 성분 및 충진에 따른 토양 및 기반암의 종류, 물-암석반응의 정도, 지질구조의 발달 등 여러 요인에 의해 결정된다. 따라서 동일 지역 내에서도 부존하는 심도 및 장소에 따라 그 특성이 다르게 나타날 수 있다. 심층 암반 내 설계된 지중시설로부터 기인한 유출지하수의 경우, 특히 암반 내 조암광물과의 반응이 매우 중요하다. 뿐만 아니라, 지중 건설활동에 따른 수위하강으로 인하여 수두차에 따른 지하수 거동의 변화 및 그라우팅 작업 등은 유출지하수의 화학적 특성에 큰 영향을 미친다. 또한 지하수의 유출과정에서 수반되는 물리화학적 환경의 변화는 지하수의 화학성을 변화시키며, 특히 일부 용존성분(칼슘, 철, 망간 등)의 침전을 야기함으로써 부유/침전물의 양을 증가시키기도 한다. 이러한 부유/침전물의 생성은 지하수의 수질변화는 물론 유출지하수의 배출펌프 및 관로에 스케일링을 야기할 수 있다[1].

그동안 국내 부존 암반지하수 및 유출지하수에 관한 연구는 주로 수량 확보 측면에서 이루어져 왔다. 수리지구화학적 특성과 오염에 관한 연구는 제한적으로 수행되었으며, 대부분 주요 용존 이온의 분포 및 거동 특성 해석과 물-암석반응 규명을 목적으로 이루어졌다[2,3]. 향후 지중처분 시설 등의 건설활동에 있어 유출지하수의 지구화학특성 및 배출작업 중 변화 특성을 예측하고자 연구부지 내 유출지하수 및 부유/침전물에 대한 지구화학특성 조사를 실시하였다.

## 2. 본론

### 2.1 연구방법

본 연구에서는 지중 터널 내로 유입되는 지하수의 배출에 있어 유출지하수 및 부유/침전물에 대한 지구화학 현장조사를 수행하였으며, 이를 해석하는 지구화학 모델링을 수행하였다. 유출지하수의 경우 현장에서 간이수질측정과 함께 분석용 시료를 전처리를 실시하여, 양/음이온, 미량원소 및 용존유기탄소(DOC), 환경동위원소 분석을 실시하였다. 관로 및 집수정 내 유출지하수로부터의 부유/침전물에 대한 기초적인 동정(identification)을 위하여 XRD 분석이 수행되었고, 침전물의 주원소 및 미량원소 함량분석이 실시되었다. 또한 침전물 내 미생물 분석을 실시하여 지구화학환경에 따른 미생물의 존재 및 거동양상 해석을 실시하였다.

### 2.2 연구결과

연구지역 지중 터널 내 유출지하수는 건설활동에 따라 지하수위 하강과 더불어 지하수압 감소로 해당 지역이 해안지역에 위치하는 특성으로 해수의 유입이 진행되고, 특정구간의 이온교환반응 등과 같은 지구화학반응, 그라우팅 등과 같은 인위적인 활동으로 인하여 수질의 특성이 결정되었다.

터널 남서방향 유출지하수의 경우 염수의 영향을 다소 받고 있으며, 이는 유출지하수의 Cl, Br, 산소/수소 안정동위원소비의 정의 상관관계에서 정량적인 증거를 판단할 수 있었다. 해수 유입 특성과 더불어 특히 유출지하수 중 최고 38 mg/L의 용존 Fe의 농도가 분석되었으며, 이는 연구부지 내 널리 산재되어 있는 황철석(pyrite)의 용해반응 결과로 사료된다.

터널 내 관로 및 집수정을 따라 적갈색의 부유/침전물이 발생하고 있으며, 이는 비정질 물질로서 X-선 회절분석을 통한 광물의 동정은 이루어지지 않았으나, 전함량분석 및 지구화학모델링(Phreeqc) 결과 Fe-(oxy)hydroxide임을 유출할 수 있었다. 구간별로 염기성의 유출지하수가 산출되는 지역에서는 탄산염광물의 부유/침전물의 형태도 관찰되었다.

지구화학모델링 결과 대부분의 연구지역 유출지하수는 탄산염광물에 대해 과포화상태로 침전을 지시하고 있다. 이때 탄산염광물 침전은 용존성분의 농도보다 pH가 중요한 인자로 작용하며, pH 8 이상에서 탄산염광물의 침전 조건에 도달함을 확인할

수 있다. Fe-함유 광물의 침전조건은 Fe의 농도에 따라 결정되며, 미량의 용존 Fe의 존재만으로도 쉽게 침전 조건에 도달함을 알 수 있었다. 유출지하수 내 용존 Fe(II)은 대기에 노출되면서 산소와의 접촉에 따라 Fe(III)으로 산화되고, 비정질 철 수산화물 생성 단계를 거쳐 궁극적으로 침전한 것으로 해석된다.

유출지하수의 침전물의 지구화학분석 결과는 미생물 분석 결과와도 현장 환경에 따라 분류되는 유사성을 보였으며, 강한 염기 환경 하에서는 미생물의 존재 역시 감소함을 확인하였다. 특히 해수의 영향을 받고 있는 구간에서는 15% 정도의 황산염 환원 미생물이 우세하고, 호염성 박테리아가 관측되었다. 상대적으로 낮은 pH 환경 내 고농도의 용존 Fe 함량은 나타내는 구간에서는 철산화, 황산화 미생물이 동정되었다.

### 2.3 지구화학반응 모의 실험

연구지역 지중 터널 내 유출지하수의 배출에 있어 문제가 될 수 있는 수질 항목으로는 용존 Fe(II), high pH, 알칼리 토금속(Ca 및 Mg) 등이다. 그 외 염수의 유입에 따른 염(salt)의 증가, 그라우팅(시멘트 물질)의 영향도 존재한다. 해당 항목은 이화학적 특성 변화에 기인한 지구화학적 반응속도에 따라 크게 변화하며, 특히 유출지하수가 관로를 따라 이동함에 따라 발생하는 DO 및 pH 등의 물리화학적 환경의 변화는 지하수 내 철과 망간, 탄산염광물의 용존 함량과 거동(침전)은 물론 그 양을 지배하게 된다. 연구지역의 과용량 용존 Fe의 경우 관로, 집수정, 배관을 따라 불용성 침전물로 변화하고 있으며, 스케일링은 물론 탁도의 증가를 유발하고 있다.

이에 Fe 함유량이 높은 유출지하수를 대상으로 용존산소(DO) 및 pH의 변화에 따른 수질의 변화 및 침전물의 생성 양상을 파악하기 위하여 지구화학반응 실험(폭기 및 혼합)을 실시하였다. 폭기 시스템은 수계 내 용존산소(DO)의 농도를 높일 뿐 아니라 수계 내 용존 이산화탄소의 탈기(degassing)를 촉진시켜 pH를 상승시키는 역할을 한다. DO 및 pH의 상승은 Fe(II)의 산화 및 침전을 가속화시키는 인자이기도 하다. 하지만 설계된 실험기간 동안 폭기시스템의 운영으로부터 큰 화학적 변화를 관찰하기 쉽지 않았다. 하지만 그라우팅의 영향을 받은 강알칼리성 유출지하수와의 단순 혼합실험에서 급격히 변화하는 pH 및 환경의 변화로 용존 Fe(II)이 제거됨을 확인할 수 있었다.

## 3. 결론

어떠한 지중 시설이라 하더라도 배출펌프/배출관을 통한 효율적이면서도 안전한 유출지하수의 배출 방식이 필요하다. 이러한 방식의 결정은 유출지하수의 지구화학특성에 따라 조건에 맞는 설계가 필요하다. 이를 위하여 유출지하수의 지구화학특성뿐 아니라 유량, 유속, 저류 시간, 침전물의 특성 등 다양한 요소를 복합적으로 고려하여야 한다. 특히 해안 지역의 지중 시설 내 유출지하수는 다량의 염분을 함유할 수 있기 때문에, 유출지하수의 배출에 따른 배출관의 부식에 대한 대비책도 필히 마련되어야 한다.

## 4. 감사의 글

본 연구의 지구화학모델링, 환경동위원소/산화-환원지시자 분석 및 해석은 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구(핵연료주기사업)입니다.

## 5. 참고문헌

[1] K.R. Appline and N. Zhao, “The kinetics of Fe(II) oxidation and well screen encrustation”, Ground water, 27, 168-174 (1989).

[2] S.R. Kim, S.T. Yun and G.T. Chae, “Hydrogeochemical characteristics of groundwater from the Youngcheon diversion tunnel: preliminary results”, Proc. of Symp. Korea Inst. Mineral and Energy Resour. Eng. April 1998, 38-43 (1998).

[3] S.T. Yun, Y.K. Koh, C.S. Kim and C.S. So, “Geochemistry of geothermal waters in Korea: environmental isotope and hydrochemical characteristics I. Bugok area”, Econ. Environ. Geol., 31, 185-199 (1998).

# 해안지역 암반 지하수의 수리화학적 특성

**이정환***, 정해룡, 박주완
한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 가정로 168
*oathway@korad.or.kr

## 1. 서론

해안지역에 인접한 지역의 지하수는 해수의 침입으로 염의 농도가 높을 가능성이 크다. 해수에 영향을 받은 지하수는 각종 용수로의 사용성이 떨어지기 때문에, 해안지역에서는 물 부족 현상이 초례될 수 있다[1]. 따라서 해안지역의 지하수 관리와 향후 해안지역 개발 가능성을 평가하기 위해 다수의 해안지역 지하수의 염수화 연구가 진행되고 있다[2]. 우리나라의 경우, 제주도와 서해안 지역은 화산 지질 및 충적층 발달 등으로 인해 해수의 침입이 내륙 수 km까지 발생하고 있으나, 암반이 우세하며 충적층 발달이 미약한 남해안과 동해안은 해수의 침입이 상대적으로 적게 발생한다[3]. 이는 해수 침입의 정도는 주변 지질특성에 의해서 결정됨을 지시한다.

본 연구에서는 해안지역 암반 지하수의 계절적인 주성분, 미량원소, 안정동위원소 분석 결과를 바탕으로 해수의 영향과 지하수의 수리화학적 특성을 평가하였다.

## 2. 연구지역

### 2.1 지형 및 지질

연구지역은 해발고도가 300 m 이하이며 경사도는 약 30% 미만의 완만한 구릉지를 형성하며, 서고동저형 지형 경사로 인하여 동서방향의 산지들이 발달한다. 지질은 하부로부터 상부로 백악기 퇴적암, 제3기 관입암류에 포함되는 섬록암, 화강섬록암, 흑운모화강암, 유문암, 반상질 조면암질 안산암과 이들 모두를 피복하는 제4기 충적층이 분포한다[4].

### 2.2 기상특성

연구지역과 가장 인접한 울산기상관측소의 지난 30년간(1985-2014) 기상자료를 분석한 결과, 강수량의 범위는 693～2,058 mm이고 연간평균값은 1,287 mm이다. 이 연평균 강수량은 남부지방 연평균 범위에 포함된다. 한편, 연평균 강우량의 약 66%가 6월에서 9월 사이에 집중되어, 계절적으로 우기와 건기가 뚜렷하게 구분된다[5].

## 3. 본론

### 3.1 지하수 주성분 분석 결과

연구지역의 수리화학적 특성을 규명하기 위해서, 연구지역의 12개 지하수공에서 지하수 시료를 채취하였으며, 시료채취 시기는 건기와 우기 특성을 반영하여 2006년 5월(봄), 8월(여름), 10월(가을), 12월(겨울)에 걸쳐서 총 4회를 수행하였다.

연구지역의 암반 대수층 지하수의 주성분 원소를 분석한 결과, 주로 Ca-$HCO_3$형과 Na-$HCO_3$형이 우세하며 부분적으로 $SO_4^{2-}$ 이온이 높게 나타나는 시추공도 있다. 그러나 지하수 수질 변동은 계절과 관계없이 거의 일정하여 안정된 심부 지하수 시스템을 형성하고 있다. 따라서, 연구지역의 수질은 자연적인 물-암석 반응에 의한 $Ca^{2+}$와 $Na^{+}$의 직접적인 무기 양이온 교환을 지시한다(Fig. 1).

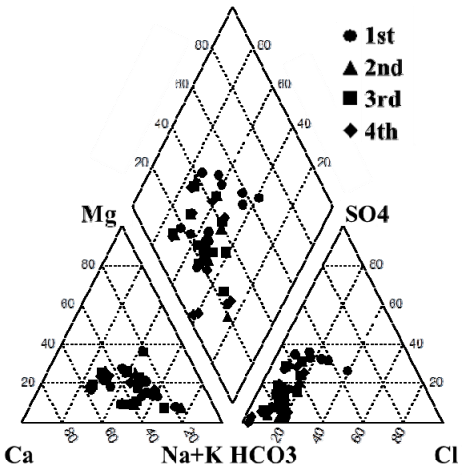



Fig. 1. Pipe diagram of groundwater samples.

한편, $Cl^-$ 농도는 4.80～23.3 mg/L 농도이며, EC는 203～448 μS/cm의 범위를 나타낸다. 따라서 연구지역은 인위적인 오염과 해수 침입의 영향이 없는 담수 지하수(<500 μS/cm) 영역에 포함된다[6].

### 3.2 지하수 안정동위원소 분석 결과

연구지역 지하수의 수문학적 순환 특성을 규명하기 위해서 산소/수소 안정동위원소 분석을 실시하였다.

산소 안정동위원소는 -9.43～-7.45‰의 범위이고 평균값은 -7.87‰이다. 수소의 경우, -67.6～-47.0‰의 범위이고 평균값은 -53.6‰이다. Choo and Chi(1992)[7]에서 한국의 100여개 자연수 자료를 기초로한 산소 및 수소 안정동위원소의 범위는 -11～-4‰, -80～-40‰로 제시한 범위에 포함되나, 평균보다는 약간 더 무거운 동위원소비를 지시한다(Fig. 2).

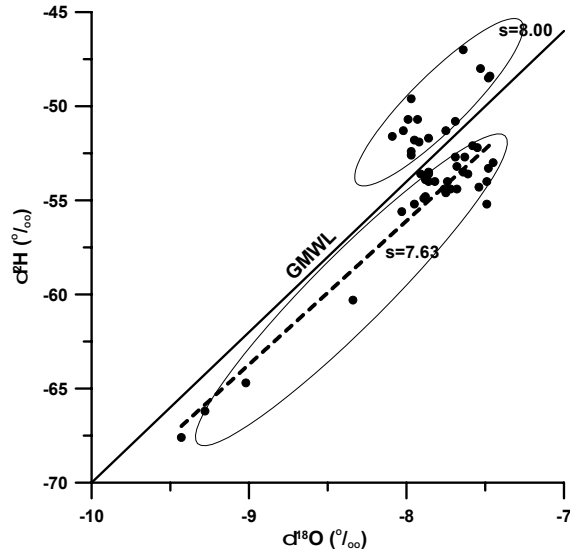



Fig. 2. $\delta^{18}O$ vs $\delta D$ plots of groundwater samples.

<Fig. 2>에서 산소, 수소 안정동위원소가 기상수선(Global Meteoric Water Line, GMWL)을 기준으로 2개의 영역으로 구분된다. 상부의 경우, 해수로부터 증기가 발생할 시 증발하는 동안의 동역학적 동위원소 효과(Kinetic isotope effect)를 반영하는 것으로, 우기의 강한 증발 효과로 인해서 해수로부터 무거운 동위원소 조성의 1차 증발로 형성된 강우의 영향을 반영한다. 한편 하부의 경우, 강우 사건 이후 2차 증발 효과를 반영하는 것으로서, 강우가 지하수로 침투됨에 따른 효과를 반영한다[8]. 이러한 영향은 지하수 수질 성분에서 $Cl^-$ 이온의 기원 분석과도 일치하는 특성을 나타낸다.

## 4. 결론

본 연구를 통하여 해안지역 암반 지하수의 수리지질특성을 분석한 결과, 계절적인 변동이 적은 안정한 지하수 시스템을 형성하고 있으며, $Cl^-$ 이온 농도도 일반적인 지하수 수질 범위에 포함되어 해수의 영향은 적은 것으로 판단된다. 그러나 해안에 인접한 지리적 위치 때문에 우기의 강한 강우사건의 영향으로 인해서 지하수내 산소/수소 안정동위원소 조성비는 무거운 특성을 나타내고 있다.

## 5. 감사의 글

본 연구는 2014년도 산업통상자원부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다(No. 20141720100570).

## 6. 참고문헌

[1] 홍성훈, 한수영, 박남식, "해안지역의 지하수 개발가능량 평가", 대한토목학회논문집, 23(3B), 201-207 (2003).

[2] Vandenbohede, A., Lebbe, L., Gysens, S., Delecluyse, K., Dewolf, P, "Salt water infiltration in two artificial sea inlets in the Belgian dune area", Journal of Hydrology, 360, 77-86 (2008).

[3] 정상용, 김태형, 박남식, "부산 수영구 지하철 터널에서의 지하수 유출이 주변 지하수에 미치는 영향", 지하수토양환경, 17(2), 28-36 (2012).

[4] 황재하, 김유홍, 김유봉, 송교영, "경주시 양북면 봉길리 지역의 제3기 수인폭발작용" 대한지질학회지, 43(4), 453-462 (2007).

[5] 이정환, 정해룡, 윤시태, 김지연, 조성일, "시계열분석과 요인분석에 의한 결정질 암반의 지하수 유동 평가", 지하수토양환경, 19(4), 12-22 (2014).

[6] 한정상, 지하수환경과 오염, 박영사, 1069p (2000).

[7] Choo, S.-H. and Chi, S.-J., Stable isotope study on surface and ground waters. Korea Institute of Geoscience and Mineral Resources, 47 (1992).

[8] Clark, I., and Fritz, P., Envrionmental isotopes in hydrogeology, CRC Press, 328.

# 처분시스템 복합시나리오를 고려한 종합성능평가 모델 개발

**김정우***, 고낙열, 조동건, 정종태, 백민훈
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jw_kim@kaeri.re.kr

## 1. 서론

방사성폐기물 심지층 처분시스템은 폐기물에 존재하는 장반감기 핵종을 고려하여 수십만 년 이상의 기간 동안 안전성이 확보되어야 한다. 이러한 장기간 동안 처분시스템에 영향을 미치는 자연현상이나 인간침입 등을 현재의 인간이 정확히 예측하는 것은 불가능하다. 상대적으로 짧은 기간이지만, 그동안의 인류역사 기록에 대한 통계분석 등을 통해서 미래의 사건발생을 예측하는 정도가 가능할 것이다[1,2]. 최근에, 처분시스템에 발생가능한 여러 가지 시나리오를 복합적으로 고려한 안전성평가 결과(즉, 위험도)의 필요성이 대두되었고[3], 이와 관련하여 효율성이 향상된 새로운 방법론이 제시되었다[4]. 따라서, 본 연구에서는 처분시스템의 복합시나리오를 고려하여 효율성이 향상된 종합성능평가 모델(PAM-AKRSV)을 개발하였다.

## 2. 본론

### 2.1 PAM-AKRSV

PAM-AKRSV는 Matlab, GoldSim, Excel 프로그램들을 연계하여 본 연구에서 개발된 방사성폐기물 처분시스템의 복합시나리오를 고려한 종합성능평가 모델이다. 본 모델의 계산 순서도는 그림 1과 같고, 각 단계에 대한 상세설명은 다음과 같다.

#### 2.1.1 입력자료

모델 입력자료는 전반적인 시뮬레이션 조건, 선원항, 지하수와 매질의 물성, 처분시스템 구성요소의 규격, 외부사건 특성, 출력방법 등으로 구분하여 엑셀파일에 정리되었다.

#### 2.1.2 복합시나리오 생성

처분시스템 구성요소의 규격 및 외부사건 특성 등을 고려하여 복합시나리오 발생기준을 먼저 정의하였다. Monte Carlo 추출법을 이용하여 각 외부사건의 발생 시간 및 특성 등을 예측하고, 기 정의한 발생기준을 바탕으로 처분시스템에 미치는 영향을 시간대별로 정의하여 하나의 복합시나리오를 생성하였다. 여기서, 외부사건을 발생확률에 따라 모두 발생시킨 후 시스템에 영향을 미치는 사건을 선별하여 복합시나리오를 생성하기 때문에, 아래의 성능평가 모델이 코딩된 GoldSim에서 복합시나리오를 생성하는 방식에서는 time step이 기 설정된 것보다 작아져 전체 계산 시간이 급격히 증가하게 되었다. 이를 해결하기 위하여, 본 연구에서는 Matlab에서 복합시나리오를 생성하고, 그 시나리오를 GoldSim 기반의 성능평가 모델에서 입력자료로써 활용하도록 함으로써, 계산 효율을 향상시켰다.

#### 2.1.3 A-KRS 성능평가 모델

A-KRS는 파이로프로세싱을 통해 발생한 고준위 폐기물의 심지층처분을 위해 한국원자력연구원에서 제안하는 기준 처분시스템이다[5]. 본 연구에서는, A-KRS에 대한 성능평가 모델을 GoldSim을 이용하여 코딩하였다(Fig. 2). 본 모델은 크게 입·출력, 처분시스템, 생태계, 복합시나리오 모듈로 구성된다. 여기서, 처분시스템은 지하 200 m에 위치하는 금속폐기물 처분장과 지하 500 m에 위치하는 세라믹 폐기물 처분장을 포함한다. 본 모델의 기본적인 개념은 용기의 수명이 끝나 폐기물로부터 일정 속도로 유출되는 핵종이 완충재에서는 확산, 뒷채움재에서는 이류와 확산, 그리고 EDZ와 주변 암반균열에서는 이류에 의해서 이동하며 MWCF를 통해 대수층을 포함한 생태계까지 도달한다는 것이다. 이 때, 모든 구역에서 핵종의 용해도와 흡착이 고려되었고, 암반균열과 MWCF에서는 주변 암반으로의 확산이 함께 고려되었다. 최종적으로 모델에서 도출된 결과는 생태계 모듈을 거쳐서 계산된 유효선량이 된다.

#### 2.1.4 후처리 공정

각 복합시나리오에 대하여 GoldSim 기반의 성능평가 모델로부터 계산된 결과는 매 시나리오 평가 후 실행되는 Matlab 기반의 후처리 공정에서 유효선량 분포의 통계분석 및 위험도 계산에 활용되고, 위험도의 변화 추이를 분석함으로써 결과 수렴 시 종료하게 된다.

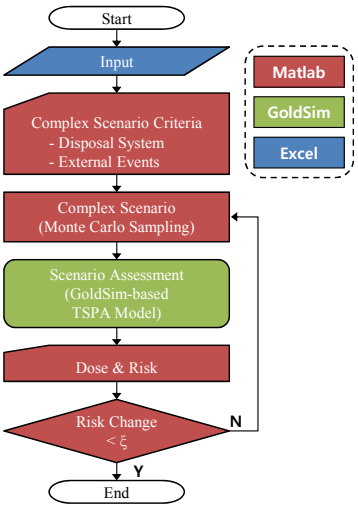



Fig. 1. PAM-AKRSV flowchart.

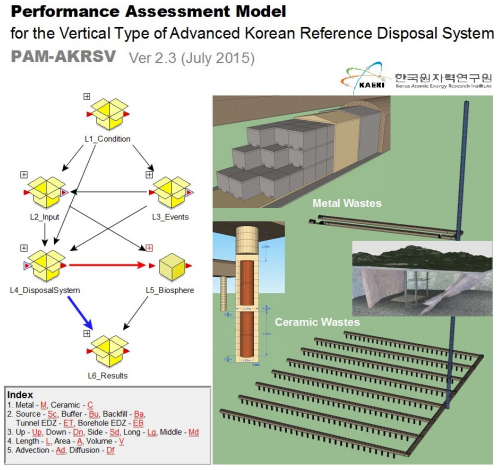



Fig. 2. GoldSim-based performance assessment model for A-KRS.

### 2.2 계산 예

개발된 모델의 실행을 위해서 A-KRS의 기본조건과 [1]과 [2]에서 평가한 우물침입 및 지진 발생 특성에 근거하여 복합시나리오를 발생시키기고 이에 대한 성능평가를 수행하였다. 그 결과 그림 3과 같이 유효선량의 분포를 나타내었고, 0.05 /Sv의 위험도 변환계수를 이용해 위험도가 계산되었다. 그리고, Fig. 4와 같이 계산된 위험도는 계산 빈도가 증가함에 따라 수렴하고 있음을 확인하였다.

## 3. 결론

본 연구에서는 방사성폐기물 처분시스템의 복합시나리오를 고려하여 종합성능평가 모델이 개발되었고, 개발된 모델에서 계산 효율이 향상되었음을 확인하였다. 앞으로 사용자 편의성을 향상시키기 위한 추가적인 개선이 이루어질 것이다.

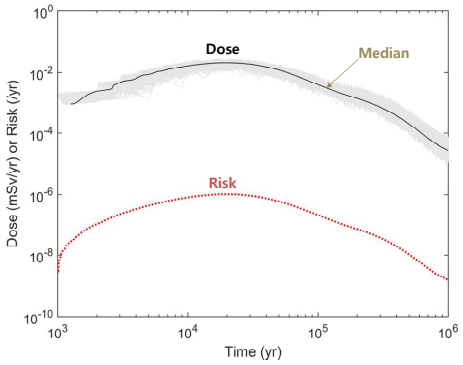



Fig. 3. Results of PAM-AKRSV.

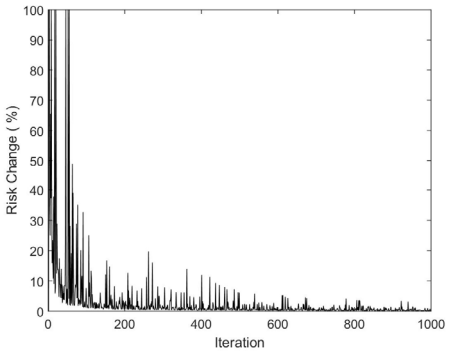



Fig. 4. Distribution of risk change.

## 4. 참고문헌

[1] 김정우, 조동건, 고낙열, 정종태, "심지층 처분시스템의 안전성평가를 위한 국내 우물침입 발생 특성 평가", 방사성폐기물학회지, 13(1), 1-10 (2015).

[2] 김정우, 조동건, 고낙열, 정종태, "심지층 처분시스템의 안전성평가를 위한 국내 지진 발생 특성 평가", 방사성폐기물학회지, 13(2), 87-98 (2015).

[3] E.J. Seo, C.W. Jeong and S. Sato, "An integrated approach to risk-based post-closure safety evaluation of complex radiation exposure situations in radioactive waste disposal", Journal of Radiation Protection, 35(1), 6-11 (2010).

[4] J.-W. Kim, D.-K. Cho and J. Jeong, "A methodology for a risk-based approach to complex scenarios in a long-term safety assessment of a radioactive waste repository", Nuclear Engineering and Design, 268, 58-63 (2014).

[5] J.-W. Choi, D.-S. Bae, S.-H. Ji, G.-Y. Kim, K.-S. Kim et al., "Geological Disposal of Pyroprocessed Waste from PWR Spent Nuclear Fuel in Korea", KAERI/TR-4525, (2011).

# 단층 및 지표물리탐사 결과를 반영한 불균질성 단열망 모델링 구축 방법

**정재열***, 정해룡, 박주완
한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 가정로 168
*jjy@korad.or.kr

## 1. 서론

2015년부터 경주 방폐장은 지하 -130m 깊이에 위치한 1단계 동굴처분시설에서 중·저준위방사성폐기물의 처분을 시작하였고, 현재 2단계 표층처분시설 건설을 위한 인허가를 준비 중에 있다. 경주 방폐장은 공학적방벽을 이용하여 방사성폐기물을 1차적으로 격납하고, 자연방벽을 이용하여 2차적으로 인간생활권으로부터 격리하는 다중방벽시스템을 적용하였다. 자연방벽은 공학적방벽 기능 상실시 발생될 수 있는 핵종의 이동을 지연 및 흡착함으로써 핵종의 위해성을 낮추는 역할을 하는데, 핵종의 이동은 대부분 지하수의 유동 경로를 따라 이루어진다. 경주 방폐장은 화강암류와 퇴적암으로 구성된 지역으로 지하수 유동은 주로 암석의 단열을 통하여 이동하게 되므로, 핵종 이동 경로를 파악하기 위해서는 단열의 방향성 및 밀도, 크기 등 분포특성을 파악한 후 단열망 모델링을 통하여 단열망을 구축하는 것이 필요하다.

본 연구에서는 불균질성 단열망 모델링을 구축 방법으로 단열의 밀도 분포특성을 파악하기 위해 결정론적으로 위치한 단층-단열 및 전기탐사-단열의 다중 상관성 분석을 기반으로 잠재능 지도(Potential map)를 작성하고 단열망을 구축하는 방법에 대하여 논의하고자 한다.

## 2. 연구방법

### 2.1 단층 분포

연구지역에 위치하는 단층은 총 13개로써, 최소 0.17 km에서 최대 1.4 km의 연장성을 가지며, 단층의 폭이 0.2 m에서 7 m에 이르는 다양한 크기의 소규모 단층이 존재한다.

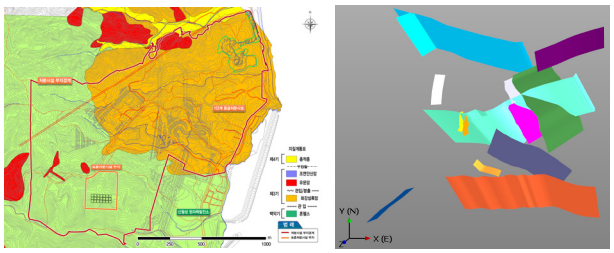


Fig. 1. Study area and fault locations in the LILW disposal site.

### 2.2 지표물리탐사

단열과의 상관성을 파악하기 위해 본 연구에서는 조사된 지표물리탐사기법 중 전기비저항탐사결과를 이용하였다. 총 49개의 측선 조사자료를 이용하였으며, 전기비저항값은 1~10,000 Ωm의 범위를 가진다.

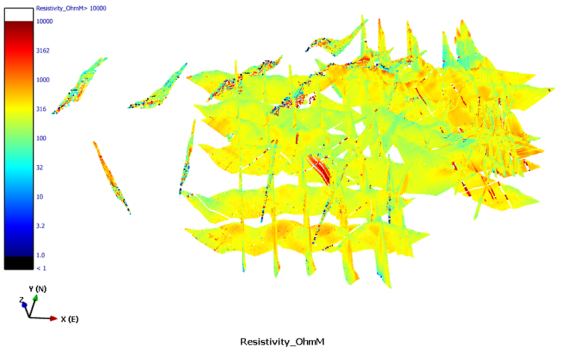



Fig. 2. Result of electrical resistivity Survey in the study area.

### 2.3 시추공 탐사

총 62개의 시추공에서 수행된 공내검층 자료를 기반으로 단열의 방향성 및 밀도를 산정하였다. 시추공의 깊이는 위치에 따라 54 m에서 302.4 m로 다양하게 분포하며, 대부분 60°이상의 고각의 단열이 존재한다. 단열밀도(P10)는 심도에 따른 누적 단열수를 도시하여 기울기가 같은 영역을 하나의 구간으로 산정하여 단열밀도에 대한 수직구간을 분류하였다.

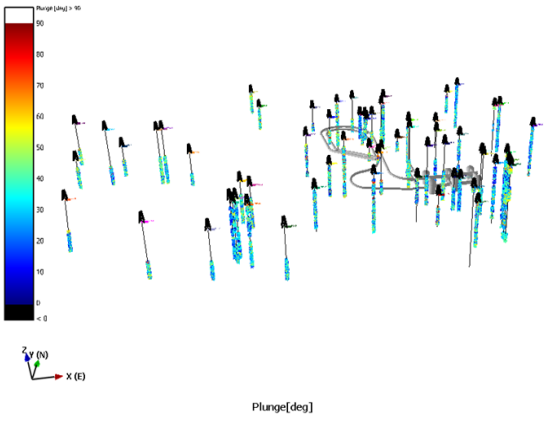



Fig. 3. Result of BHTV Survey in the Boreholes.

## 2.4 연구결과

### 2.4.1 단층과 단열의 상관성 분석

단층 주변에 단열이 발달하는 정도와 단층 연장성이 큰 단층과 단열의 발달 정도를 알아보기 위하여 단층으로부터 최소거리(FDIS)와 수직구간별 단열의 밀도(P10) 및 단층 연장성을 고려한 단층거리 역산값(WF)과 수직구간별 단열의 밀도(P10)와의 상관성을 분석하였다. FDIS와 P10의 피어슨 상관계수는 -0.141으로 음의 관계이며, 유의수준은 0.128이고, WF와 P10의 상관계수는 0.261으로 양의 관계이며, 유의수준 0.00435이다. 따라서, 단층과 단열의 관계는 단층 연장성을 고려한 단층거리 역산값과 수직구간별 단열밀도를 이용하는 것이 타당하며, 이는 단층의 연장성이 클수록 단열이 발달된다는 것을 지시한다.

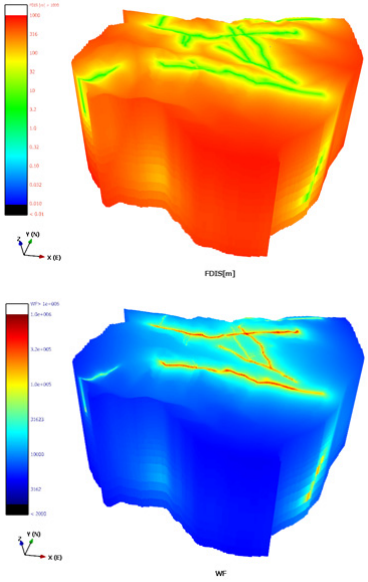



Fig. 4. Mininum distance to fault (FDIS) vs Inverse distance to faults weighted by nearest fault size(WF).

### 2.4.2 전기비저항탐사결과와 단열의 상관성 분석

전기비저항탐사결과 단면과 해당지점을 지나는 시추공의 구간별 단열밀도 자료와의 상관성을 분석하였다. 탐사단면과 시추공이 만나는 지점의 범위는 평균 측선 간격이 10m인 것을 감안하여 교차지점 10 m내 전기비저항값의 최대, 최소, 평균값을 구하고 P10과의 상관성분석을 수행하였다. P10에 대한 전기비저항값 최대, 최소, 평균의 상관계수는 각각 -0.049, -0.123, -0.056이고 유의수준은 0.596, 0.550, 0.185로 나타나며, 전체적으로 음의 관계를 가진다. P10과 전기비저항값의 최대값, 평균값에 대한 상관계수가 상대적으로 낮게 나타나는 이유는 몇몇 고비저항값에서 나타나는 편중된 측정결과에 기인한 것으로 판단된다. 따라서 본 연구에서는 전기비저항값의 최소값과 P10과의 상관관계를 반영하였다.

Table 1. Result of Pearson's correlation analyses

| P10 Correlation to | Pearson | |
|---|---|---|
| | Correlation | Sig. |
| Resistivity min. | -0.123 | 1.85E-01 |
| Resistivity mean | -0.056 | 5.50E-01 |
| Resistivity max. | -0.049 | 5.96E-01 |
| FDIS | -0.141 | 1.28E-01 |
| WF | 0.261 | 4.35E-03 |

### 2.4.3 다중 상관성 분석

연구지역 전체의 불균질성을 고려하기 위해 P10, WF, 최소 전기비저항값에 대한 다중상관성 분석을 실시하여 각 인자에 대한 다중상관계수를 산정하였다.

$$P10 = 2.365 + 3.265\times10^{-5}.WF - 2.357E\text{-}5\times10^{-5}.\text{resistivity Min.}$$

모델의 유의수준은 0.005106이며, 단열에 미치는 영향은 WF가 최소 전기비저항값보다 1.38배 더 크게 나타난다.

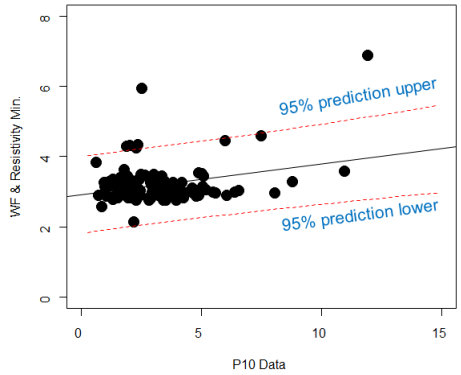



Fig. 5. Estimated P10 by multi regression analysis.

## 3. 결론

단열암반 내 방사성핵종의 이동경로가 되는 단열을 파악하기 위한 불균질성 단열망 모델링의 일환으로 단층의 연장성을 고려한 단층거리 역산값 및 전기비저항탐사결과와의 다중상관분석한 결과, 단층 연장성을 고려한 단층거리 역산값이 전기비저항탐사결과보다 1.4배 더 영향을 미친다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 2014년도 산업통상자원부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다(No. 20141720100570).

# Asymmetrical Flow Field-Flow Fractionation (AF4) Coupled with Liquid Waveguide Capillary Cell for Size Determination of Nano-Colloids in Groundwater

**Sun Tae Kim**[1,*], Hye-Ryun Cho[1], Wansik Cha[1], Euo Chang Jung[1], and Seungho Lee[2]
[1]Korea Atomic Energy Research Institute, 989-111 Daedeok-daero, Yuseong-gu, Daejeon 305-353, Korea
[2]Department of Chemistry, Hannam University, Daejeon 305-811, Korea
[*]stkim@kaeri.re.kr

## 1. Introduction

Field-flow fractionation (FFF) is a separation technique useful for analysis of nanoparticles and macromolecules based on their diffusion coefficients [1]. Among FFF subtechniques, asymmetrical flow field-flow fractionation (AF4) is the most universal technique useful for natural or manufactured nanoparticles, macromolecules and bio-nanoparticles. In FFF, an (or more) on-line detector is connected to the outlet of the FFF channel to produce informations on the sample, such as the particle size distribution. FFF has been combined with sensitive detectors such as light scattering (LS) [2], inductively coupled plasma mass spectrometry (ICP-MS) [3] and laser-induced breakdown detector (LIBD) for characterization of trace amount of nano-colloids [4]. These detection methods have some disadvantages including high cost and operational difficulties. An UV-vis detector has also been used widely for detection of nanoparticles, proteins and biomacromolecules due to its low cost, convenience and operational simplicity. Recently, a liquid waveguide capillary cell (LWCC) connected to an UV-vis spectrophotometry was developed for improvement of detection sensitivity of trace organic and inorganic species using flow injection analysis [5].

In the present study, AF4-LWCC system was developed to improve the limit of detection (LOD) for analysis of nano-colloids. LWCC with longer path length than 1 cm is coupled with AF4 system to enhance the detection sensitivity. Also, online sample enrichment in the AF4 channel was performed to determine the size and size distributions of colloids in KAERI Underground Research Tunnel (KURT) groundwater.

## 2. Method and Results

### 2.1 AF4 system

The geometry of the AF4 channel was trapezoidal with the tip-to-tip length of 17.5 cm and breadths at the inlet and the outlet of 2.2 and 0.3 cm, respectively. The carrier liquid was delivered into the channel using a HPLC pump (Shimadzu LC-20AD, Japan). Eluted particles were monitored by a UV-vis detector (SPD-20A, Shimadzu, Japan). A LWCC with the optical path length of 10 or 100 cm was directly connected to the outlet of the FFF channel using Teflon tubes. A spectrophotometer (Cary5, Varian) was coupled with the LWCC using a fiber optic adaptor (Hellma, Germany) and fiber optic cables (600 μm in a core diameter, Hellma, Germany).

### 2.2 Analysis of silver nano-colloids using AF4

Fig. 1 shows AF4 fractograms and size distributions of a mixture of 30 and 60 nm silver nano-colloid samples. The cross-flow rate ($F_c$) and the channel-flow rate ($F_{out}$) were 0.50 and 1.01 mL/min, respectively. The carrier liquid was water containing 0.01% SDS and 0.02% $NaN_3$. As shown in Fig. 1, the mean diameters of 30 and 60 nm silver nano-colloids were 40.3 and 66.2 nm, respectively. The comparison of various particle size techniques such as TEM, DLS and AF4 will be discussed for size analysis of silver nano-colloids.

To improve the detection sensitivity, optical path lengths were increased from 10 cm to 100 cm. Absorbance at 405 nm was increased approximately 10 times for both 30 nm silver nano-colloids (from 0.066 to 0.672) and 60 nm silver nano-colloids (from 0.027 to 0.290) when an optical path length of a LWCC was increased from 10 to 100 cm.

Results show that LOD for analysis of silver nano-colloids is improved with increasing optical path length.

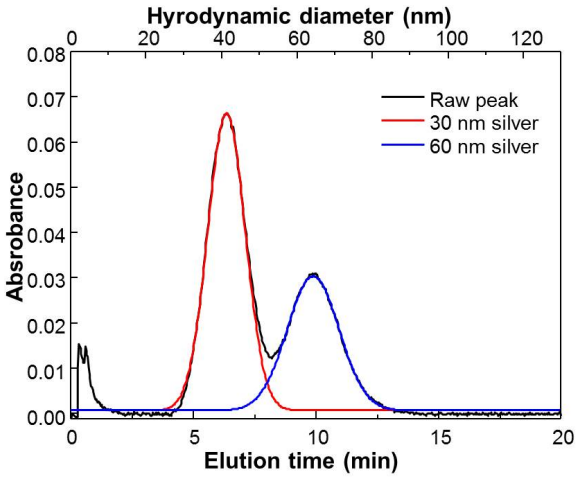



Fig. 1. AF4 fractogram and size distribution of silver nano-colloids.

### 2.3. Determination of size distribution of colloids in KURT groundwater

An on-line enrichment method was applied for separation and size determination of colloids in KURT groundwater. Fig. 2 shows a schematics diagram of AF4 setup for analysis of colloids in KURT groundwater. The injection volume was increased to be 10 mL and the injected sample was focused in the FFF channel for enrichment of the colloids. Size distributions were determined for colloids in the KURT groundwater collected at various depths. The size of nano-colloids in KURT groundwater was ranging from 3 to 30 nm in diameter.

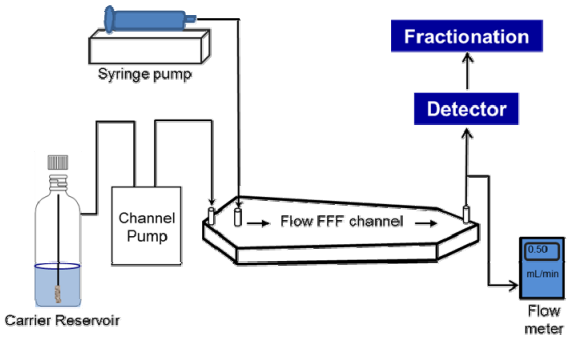



Fig. 2. Schematics of on-line enrichment of KURT groundwater colloid in AF4 channel.

## 3. Conclusion

In this study, AF4-LWCC system was successfully employed for separation and size determination of nano-colloids and colloids in KURT groundwater. The characteristic of AF4-LWCC system for determining U(IV) nano-colloid and colloids in KURT groundwater will be discussed.

## 4. References

[1] J.C. Giddings, “Field-flow fractionation: Analysis of macromolecular, colloidal, and particulate materials”, Science, 260 1456-1465 (1993).

[2] S. Dubascoux, F. Von Der Kammer, I. Le Hécho, M.P. Gautier, G. Lespes, “Optimisation of asymmetrical flow field flow fractionation for environmental nanoparticles separation”, Journal Chromatogrphy A, 1206, 160-165 (2008).

[3] M.H. Baik, J.I. Yun, M. Bouby, P.S. Hahn, J.I. Kim, “Characterization of aquatic groundwater colloids by a laser-induced breakdown detection and ICP-MS combined with an asymmetric flow field-flow fractionation”, Korean Journal of Chemical Engineering, 24, 723-729 (2007).

[4] N.M. Thang, R. Knopp, H. Geckeis, J.I. Kim, H.P. Beck, “Detection of nanocolloids with flow-field flow fractionation and laser-induced breakdown detection”, Analytical Chemistry, 72, 1-5 (2000).

[5] L.J. Gimbert, P.J. Worsfold, “Environmental applications of liquid-waveguide-capillary cells coupled with spectroscopic detection”, TrAC Trends in Analytical Chemistry, 26, 914-930 (2007).

2분과

# 방사성폐기물 처분 및 부지특성(Poster)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

# 테크네슘 회수율 결정에서의 문제 해결 방안 모색

**서경원**, 이창헌, 이혜주, 오심온, 안홍주*
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kyungwon0707@kaeri.re.kr

## 1. 서론

방사성 원소인 테크네슘은 자연적으로 우라늄 광물의 자발적 붕괴 또는 몰리브덴 광물의 중성자 포획에 의해 생성된다. 또한 원자력 발전에 따른 방사성폐기물 및 체르노빌 또는 후쿠시마와 같은 원자력 사고, 진단의학에서의 $^{99m}$Tc 사용과 같은 인위적인 원자력 활동에 의해 발생된다.[1] 이러한 인위적인 원자력 활동에 의해 발생되는 방사성 물질 내 포함된 테크네슘의 방사능 농도를 정확하게 평가하는 것은 반드시 필요하다. 그 이유로는 2.11 x $10^5$년의 긴 반감기와 높은 이동성으로 인한 인간 생활권으로 유입 가능성이 있기 때문이다.

테크네슘의 방사능 농도를 확인하기 위해 공존핵종 및 다양한 매질 원소로부터 방사화학 분리를 먼저 수행하여야 한다. 대표적인 방사화학 분리법으로는 침전법과 용매추출법, 이온교환법 및 추출크로마토그래피 등이 있다. 방사화학 분리 후, 베타 계측기인 액체섬광계수기 (LSC, Liquid Scintillation Counter) 또는 기체비례계수기 (GPC, Gas Proprotional Counter)를 통해 테크네슘의 방사능 농도를 측정한다. 이와 같은 일련의 과정에서 테크네슘의 방사능 농도를 결정하기 전, 방사화학 분리 단계에서 테크네슘 회수율은 첨가한 Re 및 TPAC (tetraphenylarsonium chloride)에 의해 생성된 $ReO_4$(TPA)의 무게 측정을 통해 결정된다. 이와 같은 중량법에 의한 회수율 결정함에 있어, 100%를 초과하는 회수율을 보이는 현상에 대한 해결 방안에 대해 알아보고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 시약 및 실험 장비

테크네슘의 회수율을 결정하기 위해서 Re 표준물 과 침전제인 TPAC를 사용하였고, 침전물 용기로는 구리 재질의 프란첫을 사용하였다. 침전물 세척 과정에서 발생되는 Re의 손실을 확인하기 위해 유도결합 플라즈마 원자방출분광기 (ICP-AES, Spectro Acros, Germany)를 사용하였다.

### 2.2 시료 준비

0.3 mL의 Re 표준물 (10 mg/mL)이 들어있는 용기에 TPAC를 첨가하여 $ReO_4$(TPA)으로 침전시킨다. 0.1 M $HNO_3$ 및 증류수로 침전물을 세척 후, 구리 프란첫으로 옮겨 침전물을 건조하고 침전물 무게 측정을 통해 회수율을 결정한다.

### 2.3 문제 해결 방안

침전물 세척 후 구리 프란첫으로 침전물을 옮겨 건조 과정에서 남아있을 수 있는 용매 또는 침전 반응 후 남아있을 수 있는 TPAC가 회수율이 100% 초과에 기여를 한다고 볼 수 있다. 그래서 건조 방법 및 세척 방법을 변경하여 그에 따른 회수율 변화를 확인하였다.

#### 2.3.1 건조 온도 및 시간에 따른 회수율 비교

건조 과정에서 남아있을 수 있는 용매의 영향을 확인하기 위하여 회수율 100% 초과하는 시료를 이용하여 70℃ 및 80℃, 100℃에서 최장 4시간 동안 건조를 다시 하였다. 회수율 변화 추이를 확인해 보니, 건조 온도 및 시간에 따른 회수율 변화는 없었다.

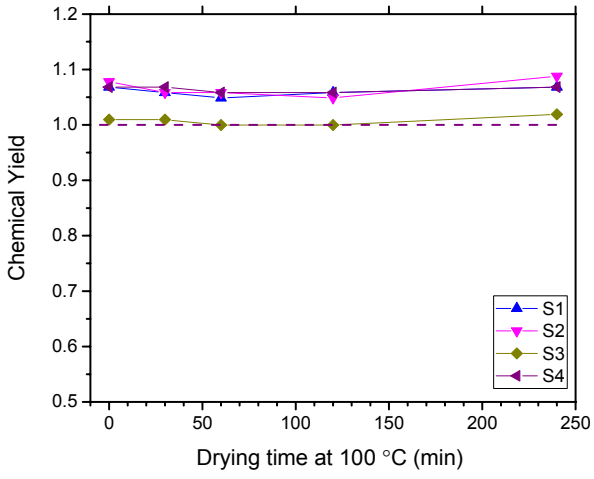



Fig. 1. Recovery of Re at 100℃.

#### 2.3.2 세척 방법에 따른 회수율 비교

침전 반응에 사용되는 TPAC는 증류수에서 용해

가 잘 되기 때문에, 증류수 세척을 통해 침전 반응 후 남아있을 수 있는 TPAC 제거하고자 하였다. Table 1에서와 같이 증류수의 양을 늘려 세척(Method B)하였을 때 100%보다 높은 회수율을 보였던 시료들이 100%보다 낮은 회수율을 나타내었다. 이러한 변화가 침전물 세척과정에서의 손실에 따른 영향인지 확인하기 위해, ICP-AES로 세척액 내 존재하는 Re 정량 분석을 하였다. 그 결과(Re loss), 회수율의 변화는 추가적인 증류수 세척으로 인하여 침전물이 씻겨나감에서 비롯됨을 확인하였다.

Table 1. Comparison of recovery in washing

| Recovery | S1 | S2 | S3 | S4 |
|---|---|---|---|---|
| Method A | 1.06 | 1.04 | 1.02 | 1.06 |
| Method B | 0.76 | 0.81 | 0.91 | 0.91 |
| Difference | 0.30 | 0.23 | 0.11 | 0.15 |
| Re loss | 0.14 | 0.16 | 0.11 | 0.10 |

Method A: 0.1 M $HNO_3$(10 mL) + DI water(10 mL)
Method B: 0.1 M $HNO_3$(10 mL) + DI water(60 mL)

## 3. 결론

중량법을 통한 회수율 결정에서 회수율이 100%를 초과하는 문제를 건조 온도 및 시간과 세척 방법을 조정하여 해결하고자 하였다. 비록 두 가지 해결 방안이 명쾌한 해결책을 제시하지 못하였지만, 회수율이 100% 초과하는 현상에 대한 원인 규명을 확인할 수 있었으며 보다 정확한 회수율 결정을 위한 방법 개선의 필요성을 확인할 수 있었다.

## 4. 참고문헌

[1] K. Shi, X. Hou, P. Roos, and W. Wu, "Determination of technetium-99 in environmental sample: A review", Anal. Chim. Acta, 709, 1-20 (2012).

# 한국과 미국 방사성폐기물 척도인자 개발 비교

**안희진***, 박승철, 김정주
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*cowahn61@khnp.co.kr

## 1. 서론

수년간의 노력 끝에 방사성폐기물 처분장이 준공되었다. 이에 따라 원전 발생 방사성폐기물 처분이 본격화 되고 있으며 방사성폐기물 처분을 위한 준비에 박차를 가하고 있다. 방사성폐기물 처분을 위해서는 처분 적합성이 입증되어야 하며, 폐기물내 방사성 핵종량을 규명하여야 한다. 핵종 방사능량 측정이 쉬운 경우에는 문제가 되지 않겠지만 측정이 어려운(DTM, difficult-to-measure) 핵종은 측정이 쉬운 지표(Key) 핵종과의 상관관계(척도인자)를 이용하여 핵종 재고량을 평가한다.

우리나라는 2009년 방사성폐기물에 대한 척도인자를 개발하였고 미국은 10CFR61에서 처분 폐기물의 특성 규명 규정이 제정되면서 1996년에 방사성폐기물 척도인자를 개발하였다. 양국 간 핵종 규명을 위한 평가 방법을 조사하여 핵종별 방사능량 평가의 주요한 방법으로 사용되는 척도인자 방법론에 대한 현황과 실제적으로 적용하고자 할 때의 문제점을 분석하였다.

## 2. 본론

### 2.1 척도인자 개발 현황

#### 2.1.1 한국의 척도인자

2008년 교육과학기술부고시로 중저준위 방사성폐기물의 운반 및 처분에 필요한 규제대상 방사성핵종 등 처분규정이 고시되면서 2009년 방사성폐기물에서 방출 되는 방사능 농도를 예측하기 위한 한국형 척도인자를 도출하였다.

#### 2.1.2 미국의 척도인자

1983년 10CFR61 제정 이래 과거 15 년간 미국내 23개 BWR, 44 PWR로부터 23개 저준위 폐기물 스트림에서 2,900개 이상의 데이터를 확보하여 미국내 산업계에서 사용할 수 있는 통합 척도인자를 개발하였다. 각 원전에서는 해당 발전소에서 적은수의 폐기물 시료 분석으로 척도인자를 도출하여 통합 척도인자와 유효성을 확인한 후 척도인자를 적용토록 하고 있다.

Table 1. Radioactive Waste Stream

| 구 분 | 한 국 | 미 국 |
|---|---|---|
| Waste Stream | DAW, Resin<br>Evap. Bottom<br>Filter | DAW, Resin<br>Evap. Bottom<br>Filter cartridge |
| 통계적 방법 | 선형회기, 기하평균 | 기하평균 |

### 2.2 척도인자 결정 방법론

폐기물을 스트림별로 분류(표1)하고 시료 드럼이 선정되면 폐기물내 방사성핵종 방사화학 분석을 통해 핵종별 방사능량을 측정한다. 핵종별 분석의 통계론적 유의성을 확인하여 핵종별 방사능 상관관계를 산정하여 예비 척도인자를 도출한다. 상관성을 결정하기 위한 기본 요건을 설정하고 이 기준을 충족할 경우 척도인자로 확정한다. 이러한 척도인자 설정 방법론을 Fig. 1에 도식화 하였다.

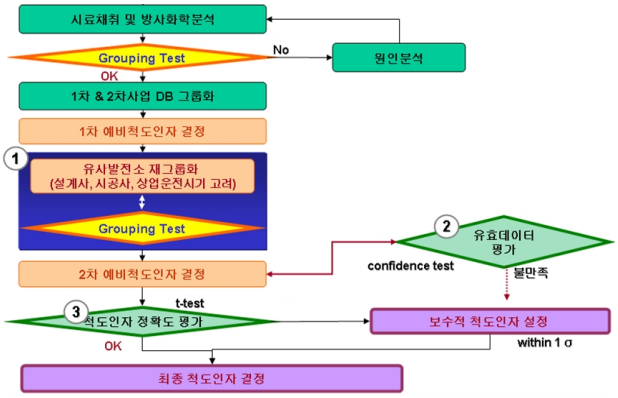



Fig. 1. Scaling Factor Detection Method.

### 2.3 척도인자 사용시 문제점

척도인자를 적용하기 위해서는 선택된 시료의 대표성과 규명 대상이 되는 핵종의 계측 가능여부와 측정 데이터 수, 그리고 그 결과에 대한 정확성이 중요하다. 척도인자를 개발하기 위해 전체 폐기물에 대해 시료 분석을 하는 것이 현실적으로 불가능하기 때문에 그 결과의 정확성을 높이고자 통계적 추론을 통하여 대표시료를 선정하게 된다. 결국 통계적인 방법으로 도출된 척도인자는 그 적용에 불

확실성으로 작용하게 된다. 따라서 척도인자를 적용하기위해 예측의 정확성이 가장 중요한 관건이며 평가 결과의 정확성에 대한 기준을 제시하는 것이 필요하다.

### 2.4 척도인자 신뢰도 평가

척도인자 신뢰성은 10인자 원칙 만족여부로 평가할 수 있다. 발전소 상업운전 시작 기간이나 설계가 유사하다면 척도인자가 일정 신뢰도에서 차이가 없을 것으로 예상하여 유사성을 갖는 발전소를 그룹화하여 척도인자의 신뢰도를 향상시킬 수 있다. 우리나라는 Grouping Test를 통해 7개 그룹으로 평가하여 척도인자를 개발하였다.

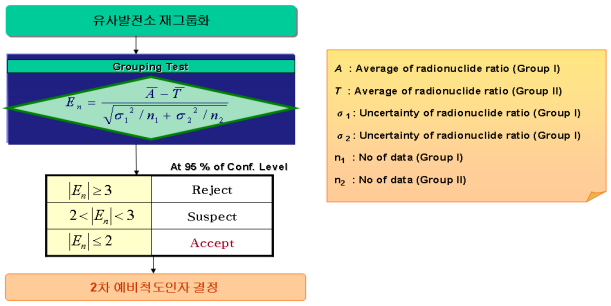



Fig. 2. Grouping for Similar Plants.

산출된 척도인자의 검정통계방법으로 정확도를 평가하기 위하여 유효데이터 수로 예측값의 정확도를 평가할 수 있다.

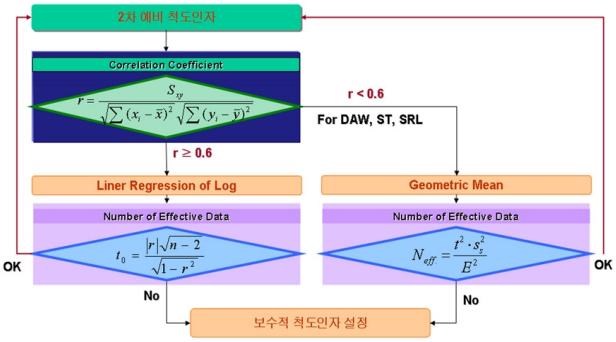



Fig. 3. Number of Effective Data Evaluation.

### 2.4 척도인자

Table 2. Scaling Factor(DAW)

| 핵 종 | 한 국 | | 미 국 | | |
|---|---|---|---|---|---|
| | 고리1발 | 한빛2+울진2 | Comanche Peak | Beaver Valley | industry-wide |
| C-14 | 0.052 | 0.057 | 0.019 | - | - |
| Fe-55 | 2.29 | 6.3 | 3.8 | 1.13 | 2.2 |
| Ni-59 | 0.084 | 0.15 | - | - | 0.019 |
| Ni-63 | 5.62 | 0.65 | 0.34 | 0.59 | 0.48 |
| Sr-90 | 0.096 | 0.703 | 0.0019 | 0.087 | 0.0063 |

Table 3. Scaling Factor(Spent Resin)

| 핵 종 | 한 국 | | 미 국 | | |
|---|---|---|---|---|---|
| | 고리1발 | 한빛2+울진2 | Comanche Peak | Beaver Valley | industry-wide |
| C-14 | 0.288 | 0.0673 | 0.41 | - | - |
| Fe-55 | 1.03 | 4.57 | 1.31 | 0.58 | 0.81 |
| Ni-59 | 0.817 | 1.21 | - | - | 0.012 |
| Ni-63 | 12.5 | 1.02 | 0.73 | 0.99 | 0.63 |
| Sr-90 | 0.452 | 0.565 | 0.0049 | 0.065 | 0.0025 |

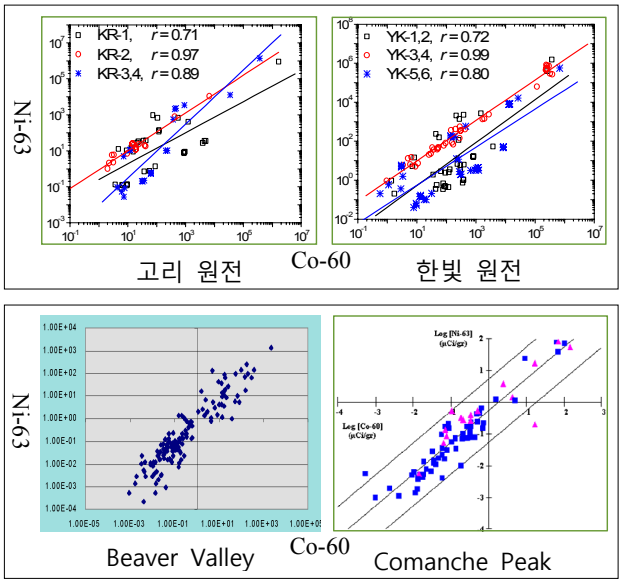



Fig. 4. Ni-63 to Co-60 Scaling Factor Trending Plots.

## 3. 결론

한국과 미국의 경수로형 원전에 적용할 척도인자는 발전소별로 다소 차이는 있으나 NRC에서 권고하는 10인자 원칙(a factor of ten)에 만족하여 신뢰성을 확보하고 있다. 국내 WH형 발전소의 척도인자는 미국 원전과 유사한 경향을 보이고 있으나 표준형원전의 경우에는 다소 차이를 보이고 있다. 이는 운전 특성과 폐기물 처리 방법의 차이에 의한 영향으로 판단된다.

작년말 방폐물 처분장이 준공되면서 방사성폐기물 영구처분이 지속될 것이다. 방사성폐기물내 핵종재고량 평가를 위한 척도인자 개발로 방사성폐기물 처분이 더욱 활성화될 것으로 기대된다.

## 4. 참고문헌

[1] C.Hornibrook(EPRI), "Utility Use of Constant Scaling Factors", Final report (1999).

[2] 박종길(한국수력원자력(주)) "방사성폐기물 인도를 위한 척도인자 주기적검증방법 개발", 최종보고서 (2011).

# 처분적합성 입증을 위한 대표드럼 선정 방안에 대한 통계학적 고찰

**박지은***, 박승철
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*jepark12@khnp.co.kr

## 1. 서론

원자력발전소에서 과거에 발생한 방사성폐기물(이하 방폐물) 드럼은 적기처분을 위해 처분적합성 여부를 입증하여야 하며, 원자력안전위원회 고시 "인도규정" 및 한국원자력환경공단 "인수기준"에 따라 전체 방사성핵종의 95% 이상을 규명하여야 한다. 처분적합성 여부를 입증하기 위해, 과거발생한 방폐물 드럼에 대해 전수를 분석하는 것은 비용이나 시간 측면에서 비효율적이므로 대표드럼을 선정하여 검증하는 방법을 검토할 필요가 있다. 그러나 대표드럼 선정과 관련한 연구는 국내외적으로 초기단계이며, 드럼의 균질화 방법, 시료채취방법 및 광범위로 오염된 토양분석에 대한 권고안들이 대부분이다. 본 논문에서는 대표성과 신뢰성을 확보할 수 있는 대표드럼 선정 방법에 대해 통계학을 적용하여 이해를 도모하고자 한다.

## 2. 본론

대표드럼을 선정하기에 앞서, 과거발생 전체 드럼의 특성을 대표할 수 있는 표본의 개수를 산정하는 것이 중요하다. 본 논문에서는 표본의 개수 산정 방법을 중점으로 다루고자 하며, 모집단 중 표본의 선택은 랜덤추출의 방법을 따르도록 한다.

### 2.1 통계적 추정 및 가설검정의 기본개념

표본조사의 목적은 표본의 정보들을 이용하여 모집단의 특성치를 추론하는 것이다. 본 논문에서 표본(대표드럼) 조사의 목적은 각 모집단(과거발생 전체 드럼)에 대한 비적용율(처분부적합 비율)에 관해 추론하는 것이다. 통계적 가설이란 모집단의 특성에 관한 진술, 주장 혹은 추측이다. 예컨대 "과거발생 전체 드럼은 처분적합 하다"와 같은 진술이 된다. 통계적 가설검정에서 다루는 통계적 가설은 귀무가설과 대립가설 두 가지이며, 표본으로부터 얻은 정보를 바탕으로 두 가설 중 어느 하나를 채택하여야 한다. 귀무가설(Null Hypothesis ; $H_0$)은 일반적으로 기각될 것이 예상되어 세워진 가설로써 가설검정의 대상이 되는 가설이다. 반면 대립가설(Anti Hypothesis ; $H_1$)은 귀무가설과 상반되는 가설이며 대개의 경우 귀무가설의 보집합으로 정의된다. 귀무가설과 대립가설에서 모집단 모수의 범위는 서로 겹치는 부분이 있어서는 안 된다.

### 2.2 가설검정과 오류

가설검정에 있어서 전체 모집단이 아닌 표본으로부터 얻은 불충분한 정보를 바탕으로 가설의 진위여부를 판단하므로 잘못된 결정을 내릴 위험은 항상 존재한다. 귀무가설이 참인데 이를 기각하는 잘못을 제 1종 오류(Type I error)라 부르며 이 오류를 범할 최대 확률을 α로 나타내고 이것을 검정유의수준(Level of significance)이라 한다. 반면 귀무가설이 거짓일 때 이를 채택하는 잘못을 제 2종 오류(Type II error)라 부르며, 이 오류를 범할 확률을 β로 나타낸다. 여기서 "1-β (2종 오류확률)"를 검정력(Power)이라 하고 검정규칙이 귀무가설을 기각할 확률을 의미한다. 일반적으로 검정력이 높을수록 좋은 검정규칙이라고 할 수 있다.

Table 1. Comparison of the Type I and II Error

| 사 실 | 선택한 결정 | |
|---|---|---|
| | $H_0$ 채택 | $H_0$ 기각 |
| $H_0$ 참 | 옳은 결정 | 제 1종 오류 |
| $H_0$ 거짓 | 제 2종 오류 | 옳은 결정 |

### 2.3 표본크기 산출계산의 단순화

특별히 귀무가설이 $H_0$ : p = 0 이고 대립가설이 $H_1$ : p > 0 이면, 조사 대상의 모집단에서 부적합이 없는 것을 의미하고 임계값($D_0$)이 0이 된다. 이러한 경우 1종 오류확률은 0 (귀무가설이 사실일 때 기각할 확률이 0)이 되어 표본크기 산출계산은 크게 단순화된다. 이를 W.Michael Bowen and Carl A Bennett (1988)이 정리하였으며 표본크기 n은 다음과 같이 된다[5].

$$n = 0.5\,(1-\beta^{1/D_A})\,(2N - D_A + 1) \qquad (1)$$

### 2.4 본 연구에의 적용

본 연구의 목적은 모집단 드럼(과거발생 전체드럼)에 대하여 처분적합 여부를 판단하느냐 아니냐를 결정하는 방안을 찾는 것이다. 모집단의 드럼들에 대하여 처분 적합함을 판단하는 것을 "모집단이 정상"이라고 정의하여 표본(대표드럼)조사를 통해 이 모집단이 정상인지를 판단하겠다. 표본조사를 통해 모집단이 정상인가를 통계적으로 판단한다는 것은 2가지 오류(정상인데도 비정상이라고 판단하는 오류와 비정상인데도 정상이라고 판단하는 오류)의 가능성을 최소화하며 판단하는 것을 말한다. 논의에 앞서 다음과 같이 정의하도록 하겠다.

- N : 모집단(과거발생 전체드럼)의 크기
- $p_A$ : 최대 허용 비적용율(모집단 중 처분부적합을 허용할 수 있는 최대 드럼 비율)
- n : 표본의 크기(대표드럼의 수)
- X : n개의 표본 중 처분 부적합한 드럼 수

모집단이 비정상이라는 입장($p_A > 0$)에서 시작하면 비정상이라는 것을 의심할 만한 분명하고 강력한 증거가 나타나야만 정상임을 받아들인다는 경우이다. 이때 $p_A > 0$ 이므로(비정상율은 0이 아니라고 생각하고 있으므로), $p_A$가 얼마나 작을 때 모집단을 정상이라고 판단할지 즉, 최대 허용 비적용율을 먼저 정해야 한다. 적어도 적용 가능한 드럼들이 모집단의 90%를 넘어야 이 모집단이 정상이라고 본다고 한다면, 이 경우는 모집단이 비정상이라고 보는 가설은 $p_A > 0.1$ 이다. 다시 말하면, $p_A \geq 0.1$ 이라고(비적용율이 허용수준 안에 있지 않다고) 생각하고 있지만 이를 의심할만한($p_A < 0.1$ 이라고 할 만한) 분명한 증거가 보이면 정상이라고(비정상율이 허용수준 안에 있다고) 보겠다는 것이다. 따라서 귀무가설과 대립가설은 아래와 같이 된다.

$$H_0 : p_A \geq 0.1 \ , \ H_A : p_A < 0.1 \qquad (2)$$

표본을 뽑아서 정상여부를 확인하며 각각의 오류를 범할 확률은 다음과 같다. ($H_0$가 비정상인데도 정상이라고 판단하는 오류가 1종 오류, 반대가 2종 오류)

#### 2.4.1 제 1종 오류 확률과 제 2종 오류 확률

제 1종 오류 확률은 비정상($p_A \geq 0.1$)인데도 정상($p_A < 0.1$)이라고 결정하는 오류이므로, $p_A \geq 0.1$ 일 때 표본에서 얻은 결과가 X = 0 으로 나타나는 경우를 말한다. 따라서 1종 오류 확률은 $P(X = 0 \mid p_A \geq 0.1)$ 이 된다. 1종 오류 확률의 최대값이 유의수준(α)이므로 "$\alpha = P(X = 0 \mid p_A = 0.1)$"이다.

제 2종 오류 확률은 정상인데도 비정상이라고 결정하는 오류이므로 $p_A < 0.1$ 일때 X > 0 으로 결과가 나타나는 경우를 말한다. 따라서 "$\beta = P(X > 0 \mid p_A < 0.1) = 1 - P(X = 0 \mid p_A < 0.1)$"이며, 본 입장에서 1종 오류보다는 중요하지 않다고 본다.

#### 2.4.2 표본의 크기(대표드럼의 수) 산출

유의수준을 얼마라고 하느냐에 따라서 1종 오류 확률을 제어하여 표본크기를 구하게 된다.

$$n = 0.5\,(1-\alpha^{1/V})\,(2N - V + 1) \qquad (3)$$

여기서, $V = \max(1, P_A N)$

## 3. 결론

방폐물 드럼의 처분적합성을 입증함에 있어서 시간 및 비용 등의 효율성 문제가 제기되므로 전체 드럼의 특성을 반영할 수 있는 최적의 대표드럼을 선정해야 한다. 본 연구에서는 가설검정방법을 이용하여 대표드럼의 개수를 산정하는 방식으로 식(3)을 제안하였다. 이를 이용한 소프트웨어는 VSP(Visual Sample Plan)이며, 그 중 'item sampling' 옵션은 표본의 개수를 계산해줄 뿐 아니라 랜덤난수를 지정해주므로 표본 선택이 가능하다[2].

가설검정방법을 통해 얻은 대표드럼 산정 방식을 이용하면, 설정한 신뢰도 및 최대 허용 비적용율에 대한 대표드럼 개수를 얻을 수 있고, VSP 프로그램을 이용한다면 개수 산출과 동시에 대표드럼 랜덤 선택이 가능할 것으로 판단된다.

## 4. 참고문헌


[1] 한수원(주) 중앙연구원, "척도인자 적용 유효성 검증을 위한 대표드럼 선정 방안", 2015-50003339-전-0253TM (2015).

[2] 박지은 외 2명, "방사성폐기물 대표드럼 선정 방안에 대한 연구", 한국방사성폐기물학회 추계학술발표회 논문요약집, 12(2), 183~184 (2014).

[3] 성내경, 「표본조사방법론」, 29~32 (2012).

[4] 성신여자대학교, "표본크기추정에 관한 연구", Journal of Basic Science, 109~119, (1993).

[5] PNNL, "Statistical Methods for Nuclear Material Management", NUREG/CR-4604, 871~923 (1988).

# Assessment of Degmay Uranium Tailing and Remediation Concept

Vaysidin Saidov*, David Scott Kessel, Chang-Lak Kim
KEPCO International Nuclear Graduate School, 658-91 Haemaji-ro, Seosaeng-myeon, Ulsan.
*vays@bk.ru

## 1. Introduction

The mining industry is one of the basic sectors of the economy in Tajikistan. Uranium mining and milling was an intensive industry in most of the Central Asian countries of the former Soviet Union. Tajikistan has a number of uranium ore deposits and mining and milling facilities, which operated in the past. This country's own ores and imported raw materials were processed mainly at the former Leninabad Geochemical Combine facility (currently State Enterprise (SE) "Vostokredmet") and also at other hydro-metallurgical plants located in the vicinity of uranium ore extraction sites (Adrasman, Taboshar, Isphara, etc.). Presently the only operating enterprise in the Republic of Tajikistan, which still has the potential to process uranium ores using an acid leach extraction process, is State Enterprise "Vostokredmet". There are also 10 sites where uranium residues and waste rock piles are disposed which belongs to the current enterprise.

## 2. Degmay Uranium Tailing Site

Degmay tailings disposal was in operation during the period from 1963 to 1993. It is located in the Gafurov region on the Degmay hill, 1.5 km away from the nearest settlement (Guisyon) and approximately 10 km from the city of Khujand. This facility is the largest single uranium mill tailings site in Central Asia; it extends over 90 ha and holds about 36 million tons of wastes [1].




Fig.1. Scheme of Degmay tailings in the surroundings of Khudjand and Chkalovsk. Arrows 1 and 2 point place where aerosol samples were taken (Table 1).

## 3. Gamma Dose Rates and Radon Problem

The surface of tailings is not covered, thus allowing a significant and constant radon exhalation from the tailings. Exhalation of radon-222 into the atmosphere is sufficiently increased in parts of the tailings pond containing significant cracks, some reaching to a depth of over two meters and having a width of 20 to 40 cm. The outdoor radon concentration in the air over the tailings surface during the summer time (under windy conditions) was observed to be in the range from several hundred up to 1000 Bq $m^{-3}$ [2]. In June 2006 exhalation of Rn-222 was found by direct measurements at different places to vary from 10 to 60 $Bqm^{-2}s^{-1}$, which is significantly higher that the recommended safety level in case of covered surface of the tailings in Tajikistan ($1Bqm^{-2}s^{-1}$) [1].

Depending on the meteorological conditions and different atmospheric parameters, the air containing high concentrations of radon and daughter decay products could spread over a distance of a few kilometers from Degmay tailings.

The surface of the tailings is completely dry and is covered with cracks and clefts. The tailings pond is only partially fenced and therefore freely accessible for the local population. The high gamma dose rates was measured [3] on the tailings surface (4.5-20 μSv/h) which are significantly higher than the reasonable safety levels allowed for an area accessible to the general public (table1)

Table1. Gamma-dose rate and Radon exhalation at the Degmay uranium tailing.

| Locations (SeeFig.1) | Gamma-dose rate, $\mu Sv \cdot h^{-1}$ | Outdoor Rn-222 $Bq \cdot m^{-3}$ | *EEVA Rn-222 $Bq \cdot m^{-3}$ | Rn-exhalation $Bq\ m^{2} \cdot s^{-1}$ |
|---|---|---|---|---|
| 1a | 3.9-4.0 | 102±24 | 5.2 | 9.18±2.75 |
| 1б | 18.0-20 | 321±68 | 8.15 | 65.5±19.7 |
| 2a | 6.5-7.0 | 187±36 | 15.85 | 50.8±16 |
| 2б | 4.5-5.0 | 207±57 | 12.75 | 31.4±9.4 |
| Regional background | 0,15-0,2 | 15-20 | | |

* EEVA-Equivalent Equilibrium Volumetric Activity.

Also the minimum and maximum gamma dose rates measured in the two hazardous areas identified at the Degmay site are presented in table 2. In this study, a hazardous area is defined as an area with elevated radionuclide or radiation levels, as compare with the background levels. The values were estimated on the basis of regular measurements carrying out by the monitoring group of SE "Vostokredmet".

Table2. Gamma dose rate range (Sv/h) in hazardous areas identified at Degmay

| Hazardous area | Min | Max |
|---|---|---|
| Settlement | 2.0E-07 | 5.0E-07 |
| Tailings | 4.0E-06 | 2.0E-05 |

According to estimation [1] annual dose for population living in nearest settlement (Guisyon village) is from 0.4mSv/y to 2.8mSv/y which external pathway consist of 69%, radon contribution is 29% and 5% is others (Consumed that people do not visit the tailing site).

The generation of the airborne dust from the surface of the tailings is a major concern, as the average wind velocity in the area exceeds 10 m/s. There has been no appreciable groundwater monitoring carried out around Degmay during in more than 10 years (for hydraulics or chemistry). Most of the wells are unserviceable for observation of the contamination movement and will require reconstruction or replacement.

The nearest settlement is a village about 1500 meters away from the tailings dam. The drinking water supply used by the villagers comes from wells. Water from these wells is also used for irrigation purposes. Under these circumstances it would be prudent to evaluate and predict the possible contamination of the ground water in the vicinity of the Degmay tailings pond. The main dam of the tailings pond has no geotechnical monitoring installations and therefore neither data nor calculations of the stability conditions are available.

## 4. Recommendations for Degmay Uranium Tailing Site

Knowing the current situation of Degmay site, it is necessary to mention some activities which could help initiate remediation process for the site. Nowadays only 25% surroundings of the Degmay site has fence and there is a free access to public and cattle pasture on the surface of the tailing dump, where vegetation has been grown up.

Degmay tailing dump, which is located in 1.5 km distance from the nearest residential settlement, is not covered at all. Therefore, it is necessary to consider a new programme of observations with the focus on the contamination of ambient air (aerosols) and to assess dusting and the effect of wind dispersal on distribution of radionuclides from the tailings through the air.

The existing wells around the tailings pond are unsuitable for reliable monitoring of the spread of the contamination in the groundwater system beneath and around the tailings pond; most of the ground water observation wells are badly damaged and are ill-suited to the observation of contaminant migration; as a result, measurements of contaminated waters cannot be performed. Concerning above mentioned challenges for Degmay site we have some recommendations.

I. One immediate concern is to re-establish a secure fence around “Degmay” tailings.
II. The observation wells around Degmay tailings needed to be reinstated as well as creating new observational monitoring wells.
III. The equipment for further pumping of the observation wells is also required.
IV. The methods for maintenance of the groundwater monitoring network and new programmes for observation should be implemented.
V. In the surroundings of the tailings it is necessary to undertake monitoring of the chemical contamination of ground waters, because the crushed ores, which were disposed of here over a long period of time, have high contents of ionic sulphate (from 0.5 to 20 g/l) [1].
VI. It is suggested to carry out observations on the condition of covers over tailings quarterly.
VII. It is necessary to carry out specialized research and development, design and exploratory and other works on monitoring of social-ecological condition of this site, as well as on demographic public diseases, living in these regions. Until now, a remediation strategy has not been defined for the Degmay site. Therefore it is necessary to develop a project on remediation of Degmay tailings and rehabilitation of the adjacent territory.

One of the most popular decisions is to make cover system for tailings by using as natural as engineer barriers which can provide long term sustain operation and performance [4]. Since Degmay site area is over 90ha, first remediation action could be construction of drainage system. Then HELP (Hydrologic Evaluation of Landfill Performance) program, will be used to designing, evaluate and optimize cover system.

## 5. Acknowledgement

The research was supported by the 2015 Research Fund of the KEPCO International Nuclear Graduate School (KINGS), Republic of Korea.

## 6. References

[1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safe Management of Residues from Former Mining and Milling Activities in Central Asia, RER/9/086, 2009.
[2] NATO SfP 981742, Uranium Legacy and Environment in Central Asia countries, 2007.
[3] Khakimov, N., Nazarov, Kh.M., Mirsaidov, I.U., Physico-Chemical and Manufacturing Basis for Uranium Concentrates Production from Wastes of Hydrometallurigical Plants and Technical Waters, Second edition, Dushanbe, 2012.
[4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The long term stabilization of uranium mill tailings, IAEA-TECDOC-1403, Vienna, August, 2004.

# 척도인자 유효성 검증 위한 대표드럼 선정 방안

**박지은***, 안희진, 김정주, 박승철
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*jepark12@khnp.co.kr

## 1. 서론

원자력발전소에서 발생한 방사성폐기물(이하 방폐물)에 포함되어 있는 핵종규명을 위해 직접측정이 어려운(DTM; Difficult-To-Measure) 알파 및 베타와 같은 핵종의 경우 척도인자를 사용하게 된다. 척도인자란 DTM 핵종과 측정이 용이한 감마지표(Key)핵종과의 상관관계이며, 이를 이용하여 다른 미지의 DTM 핵종농도를 유추하는데 적용 할 수 있다.

최초의 척도인자는 `04년부터 `08년까지 발생한 폐기물 시료의 방사화학분석을 통하여 도출되었다. `04년 이후에 발생한 드럼을 대상으로 개발된 척도인자가, 과거발생(`78 ~ `03년도) 폐기물 드럼에 적용되는 것이 타당한가에 대해 유효성이 검증된다면 과거발생 드럼에 대한 직접분석비용 절감 및 방사성폐기물 임시저장고 포화현상 해소에 기여 할 수 있을 것이다. 과거발생 드럼에의 척도인자 유효성을 판단할 때, 전수분석은 비효율적이므로 대표드럼을 선정하여 검증 후 과거발생 전체 드럼에 적용하는 방법을 검토해야한다. 본 논문에서는 척도인자 적용 유효성 검증을 위한 대표드럼 선정 방법에 대해 논의하고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 척도인자 적용 유효성 검증의 단계

척도인자는 폐기물 유형 및 발전소 별로 개발되었으므로 각각의 척도인자 적용 유효성을 검증하기 위해서는, 우선 과거발생 전체 폐기물을 당시에 설정한 통합군으로 분류한다. 그 다음 각 통합군을 보수적인 기준(척도인자 변동가능성 반영)으로 축소하여 모집단을 설정하는데 "보수적인 기준에서 척도인자 적용이 유효하다면, 일반적인 기준에서도 역시 척도인자 적용이 유효할 것이다"라고 가정할 수 있기 때문이다.

대표드럼의 개수는 가설 검정(Hypothesis Test)에 근거하여 계산할 수 있으며 상용중인 VSP(Visual Sample Plan) 소프트웨어('item sampling' 옵션)를 통해 쉽게 얻을 수 있다. 한편, 랜덤추출은 모집단에서 표본을 추출할 수 있는 모든 조합이 동일한 확률을 갖는 방식으로, 연구자의 의도를 반영하지 않기 때문에 특정한 상황에 치우치지 않는다. 따라서 본 연구에서는 설정한 각 모집단에 대해 랜덤추출방식으로 대표드럼을 추출한다. 앞서 제시한 VSP 소프트웨어는 랜덤난수를 선정해주므로, 대표드럼 개수 뿐 아니라 추출 번호까지 한 번에 지정할 수 있다.

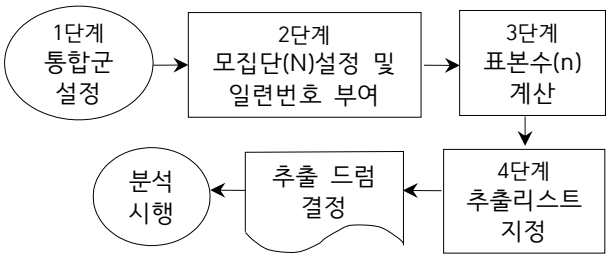



Fig. 1. Flow Chart.

### 2.2 1단계 : 통합군 설정

기 개발된 척도인자는 발전소 및 폐기물스트림(폐수지, 농축폐액, 폐필터, 잡고체) 별 통합군으로 존재하므로, 각 척도인자의 적용 유효성을 검증하기 위해 통합군 기준 그대로 과거발생 전체 폐기물을 분류한다. 척도인자 통합군 도출방법은 다음과 같다.

○ 검정통계방법을 통해 그룹화(동일 경향성)

○ 발전소 1 척도인자 도출에 사용된 시료수 $n_1$, 척도인자 $x_1$, 표준편차 $\sigma_1$ 이고, 발전소 2 척도인자 도출에 사용된 시료수 $n_2$, 척도인자 $x_2$, 표준편차 $\sigma_2$ 인 경우,

- 검정통계량 $$E_n = \frac{\overline{x_1} - \overline{x_2}}{\sqrt{\frac{\sigma_1^2}{n_1} + \frac{\sigma_2^2}{n_2}}} \quad (1)$$

- $|E_n| \leq 2$ 일 경우 두 발전소 척도인자 통합

### 2.3 2단계 : 모집단(N) 설정 및 일련번호 부여

척도인자 변동요인(핵연료 손상, 피복관 파손, 부식생성물 용출, 연소도, 출력변화 등 고려)을 반영

하여 요인발생시점 기준으로 모집단을 축소하였다. 축소된 모집단에 대해 척도인자가 유효하다고 판단된다면, 척도인자 변동 가능성이 낮은, 즉 사건이 발생하지 않았던(혹은 보다 적게 발생했던) 시점의 폐기물 드럼에 대해서도 역시 유효하다고 결론내릴 수 있다. 과거발생 전체 드럼을 모집단으로 하는 것보다 보수적인 기준으로 모집단을 축소하여 대표드럼을 선정하는 것이 효율성 및 정확성 측면에서 더욱 효과적이라고 판단된다.

설정된 모집단 드럼에 대해 발생년도 오름차순으로 일련번호를 부여한다.

### 2.4 3단계 : 각 모집단에 대한 표본 개수(n) 계산

본 논문에서는 가설검정(Hypothesis Test) 방법에 입각하여 표본 개수를 산정하는 방안을 제시한다.

Table 1. Definition of the Terms

| 구 분 | | 정 의 |
|---|---|---|
| 가설 | 귀무가설($H_0$) | 모집단이 '비정상'이다 ($p_A \geq p$)<br>(기 척도인자 적용 **가능** 판단) |
| | 대립가설($H_1$) | 모집단이 '정상'이다 ($p_A < p$)<br>(기 척도인자 적용 **불가능** 판단) |
| 오류 | 1종오류확률(α) | 비정상인데, 정상 판정하는 오류 |
| | 2종오류확률(β) | 정상인데, 비정상 판정하는 오류 |
| 검정력(Power) | | 1 - 2종오류확률(β) |
| 유의수준 | | 1종오류확률의 최대값(α) |

검정규칙은 "크기 n인 표본에서 하나라도 적용불가 드럼이 나타나면, 귀무가설을 받아들이고 이 집단은 척도인자를 적용할 수 없다고 판단 한다" 이며, 주어진 가설에서 유의수준 및 $p_A$ 를 설정해야한다. 이를 만족시키는 표본 수 산정 식을 정리하면 다음과 같다.

$$n = 0.5\,(1-\alpha^{1/V})\,(2N-\ V+1) \qquad (2)$$

여기서, $V = \max(1, P_A N)$

- N : 모집단(과거발생 전체드럼)의 크기
- $p_A$ : 모집단 중 척도인자 적용 불가를 허용할 수 있는 최대 비율
- n : 표본의 크기(대표드럼의 수)

### 2.5 4단계 : 추출 대상드럼 리스트 지정

3단계에서 산정된 표본개수 및 모집단에 부여된 일련번호(2단계)에 대해 랜덤추출하는 방식을 이용한다. 한편, VSP (Visual Sample Plan) 소프트웨어는 PNNL (BattellePacific Northwest National Laboratory)에서 개발한 프로그램이며, 그 중 'item sampling' 옵션은 앞서 제시한 식(2)를 이용하여 표본개수를 산정하는 동시에 모집단에 대해 표본의 난수를 랜덤으로 지정해 준다. 이 VSP 프로그램을 이용하여 지정된 난수에 상응하는 일련번호의 드럼을 추출 리스트로 선정한다.

## 3. 결론

본 논문에서는 `04년 이후 발생한 방폐물 드럼을 통해 개발된 척도인자를 `04년 이전 과거에 발생한 방폐물 드럼에 적용할 수 있는지 판단하고자 대표드럼 선정방법에 대해 논의하였다.

기존의 척도인자 적용 및 활용 여부에 관해 몇몇 문제점이 제기되었고, 새로운 척도인자 개발 연구에 초점이 맞춰져 있지만, 본 논문에서 통계학을 바탕으로 고려된 대표드럼 선정방식은 향후 다른 목적에서도 효율적으로 활용할 가능성이 있으며, 전수분석에 소요되는 시간 및 비용 절감에 상당히 기여할 수 있을 것으로 판단된다.

## 4. 참고문헌


[1] 한수원(주) 중앙연구원, "척도인자 적용 유효성 검증을 위한 대표드럼 선정 방안", 2015-50003339-전-0253TM (2015).

[2] 박지은 외 2명, "방사성폐기물 대표드럼 선정 방안에 대한 연구", 한국방사성폐기물학회 추계학술발표회 논문요약집, 12(2), 183~184 (2014).

[3] 성내경, 「표본조사방법론」, 29~32 (2012)

[4] 한수원(주) 중앙연구원, 「방사성폐기물 인도를 위한 척도인자 주기적 검증방법 개발(최종보고서)」, (2011)

[5] PNNL, 「Visual Sample Plan Version 6.0 User's Guide」, PNNL-19915, (2010)

[6] IAEA, 「Soil Sampling for Environmental Contaminants」, IAEA-TECDOC-1415, 26~27 (2004).

[7] PNNL, 「Statistical Methods for Nuclear Material Management」, NUREG/CR-4604, 871~923 (1988)

# 경주 중저준위 방사성폐기물 처분시설의 장기 핵종재고량 예측 (2015년)

**정강일***, 정미선, 박진백
한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 가정로 168 KT빌딩
*kangile@korad.or.kr

## 1. 서 론

처분시설에 대한 처분대상 핵종재고량은 원안위 고시 제2014-54호 "중저준위 방사성폐기물 인도규정"에 의하여 방사성폐기물에 포함되어 있는 전체 방사성핵종의 95%이상을 규명하여야 하며, 주요핵종에 대해서는 그 농도를 규명하여야 한다[1]. 하지만 규명 대상핵종 중에는 직접 측정하기 어려운 알파 및 베타입자를 방출하는 핵종이 포함되어 있으므로 쉽게 측정할 수 있는 지표 감마핵종($^{60}$Co, $^{137}$Cs)의 방사능과 알파 및 베타입자 방출핵종 간의 상관관계인 척도인자를 도출하여 알파 및 베타입자 방출핵종을 평가하고 있다.

향후 경주 처분시설의 장기 종합개발계획 수립 및 방사성폐기물 처분시설의 건설 및 운영허가를 위해 전체 80만 드럼 처분을 위한 처분시설 핵종재고량의 예측이 필요하다. 처분시설의 핵종재고량은 처분시설 설계를 위한 기반자료 및 처분시설 안전성평가 기초입력데이터로 중요하며 처분시설 Safety Case 구축을 위한 절차로서 예측은 큰 의미를 지니고 있다.

본 논문에서는 2015년까지 파악된 방사성폐기물 발생량 정보를 기반으로 핵종재고량을 평가하고 향후 발생되는 방사성폐기물 수량(80만 드럼)에 대하여 처분시설 별 처분가능한 방사성폐기물의 분류 및 전체 처분시설(80만 드럼)의 핵종재고량을 예측하였다.

## 2. 본 론

### 2.1 방사성폐기물 발생현황 및 전망

국내의 중저준위 방사성폐기물은 14년말 기준 총 12만 9,240드럼이 발생하였으며, 원전에서 총 93,315 드럼과 비원전에서 총 32,389드럼이 발생하였다.

향후 방사성폐기물의 발생전망은 중저준위방사성폐기물 시행계획[2]에 따라 원전 34기를 대상으로 원전 운영 시 연간 100드럼(호기), 원전 해체 시 14,500드럼(호기) 발생을 전망하였으며, 원전 해체 시 1개 발전소(원전 2기)단위로 해체하며, 수명종료 시 6 년 간 밀폐관리 후 5 년간 해체를 전망하였다. 또한 한국원자력연구원은 연간 364드럼, 한전원자력연료는 연간 350 드럼, RI폐기물은 연간 33 드럼 발생을 예상하였다.

### 2.2 처분시설 별 처분용량

원안위 고시 제 2014-3호 "방사성폐기물 분류 및 자체처분 기준에 관한 규정[3]"에 따른 준위 별로 예상 발생량을 평가한 결과 처분용량 총 80만 드럼 중 중준위는 약 4만 드럼(5%), 저준위 약 39만 드럼(49%) 및 극저준위 약 37만 드럼(46%)가 발생할 것으로 전망하였다[2].

예측된 향후 발생가능 폐기물 수량을 기반으로 각 처분시설에 처분가능한 준위 별 방사성폐기물의 장기예측 처분수량을 다음 표에 제시하였다.

Table 1. Long-term prediction of disposal capacity for Low- and Intermediate-Level Radioactive waste.

| 구분 | 방사능 준위 | 처분수량 | 총합 |
|---|---|---|---|
| 1단계 (동굴처분시설) | 중준위 | 50,000 | 100,000 |
| | 저준위 | 30,000 | |
| | 극저준위 | 20,000 | |
| 2단계 (표층처분시설) | 저준위 | 220,000 | 250,000 |
| | 극저준위 | 30,000 | |
| 3단계 (매립형처분시설) | 극저준위 | 300,000 | 300,000 |
| 4단계 (표층처분시설) | 저준위 | 140,000 | 150,000 |
| | 극저준위 | 10,000 | |
| 전체 처분시설 | 중준위 | 50,000 | 800,000 |
| | 저준위 | 390,000 | |
| | 극저준위 | 360,000 | |

### 2.3 핵종재고량 예측 방법

방사성폐기물의 핵종재고량을 예측하기 위해서는 현재 발생된 방사성폐기물의 평균 표면선량율을 측정하고 Dose-to-Curie(DTC) 프로그램을 이용하여 드럼의 감마 핵종 별 방사능량을 평가하였다. 측정된 드럼 감마핵종 방사능량 중 지표 감마핵종 방사능량에 대하여 상관관계인 척도인자를 이용하여 해당 방사성폐기물 드럼의 알파 및 베타방출핵종의

방사능량을 예측하였다. 1단계 동굴처분시설의 핵종재고량도 위와 동일한 방법을 이용하였으며 향후 발생할 폐기물의 핵종재고량도 같은 방법을 적용하였다.

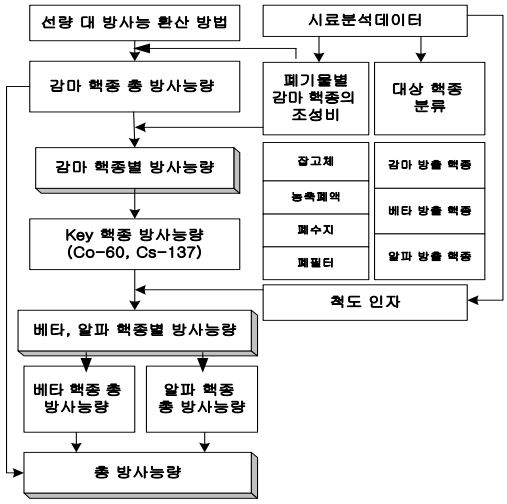



Fig. 2. Estimation process of radionuclide inventories.

### 2.4 핵종재고량 예측 가정사항

핵종재고량 예측 방법을 이용하여 원전의 장기 핵종재고량을 예측하기 위해서는 현재까지 발생한 원전운영 폐기물의 핵종재고량 데이터를 바탕으로 폐기물 종류 별(폐수지, 농축폐액, 폐틸터, 잡고체) 그리고 발전소 별로 분류한 후 준위 별로 핵종재고량을 평가하였다. 이후 산출된 핵종재고량을 기반으로 처분시설 별 처분수량에 맞추어서 분배하였으며, 추가로 분배할 폐기물의 수량은 기존의 폐기물이 향후에도 동일한 비율로 발생한다고 가정하며, 폐기물 종류별 발생비율을 적용하여 예측하였다.

비원전폐기물 중 한국원자력연구원의 방사성폐기물은 원전운영 폐기물와 동일하게 가정하였으며, 한전원자력연료(주)는 직접 측정한 핵종재고량 평가데이터를 사용하였다. RI폐기물 중 극저준위와 저준위는 개봉선원의 방사능량 데이터를 이용하였으며, 중준위는 200 L 드럼 중 가장 높은 방사능량을 가정하여 적용하였다.

### 2.5 핵종재고량 예측 결과

핵종재고량 예측방법 및 가정사항에 따라 전체처분시설의 준위별 핵종재고량을 예측하여 Fig 1. 및 Table 2에 나타내었다.

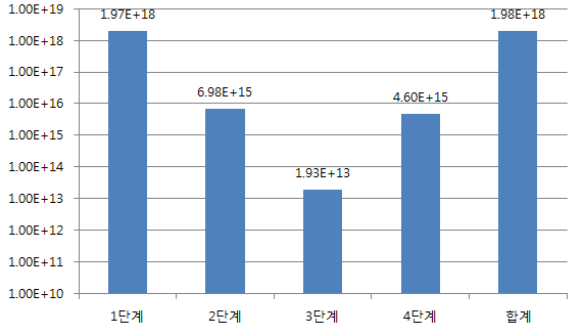



Fig. 3. Result of the predicted radionuclide inventory.

Table 2. Result of the predicted inventory for disposal facilities

| 처분 시설 | 극저준위 (Bq) | 저준위 (Bq) | 중준위 (Bq) | 합계 (Bq) |
|---|---|---|---|---|
| 1단계 | 8.36E+11 | 8.93E+14 | 1.97E+18 | 1.97E+18 |
| 2단계 | 9.72E+11 | 6.98E+15 | | 6.98E+15 |
| 3단계 | 1.93E+13 | | | 1.93E+13 |
| 4단계 | 6.02E+11 | 4.60E+15 | | 4.60E+15 |
| 합계 | 2.18E+13 | 1.25E+16 | 1.97E+18 | 1.98E+18 |

## 3. 결 론

본 논문에서는 원전운영 폐기물의 현재 발생현황을 기반으로 하여 향후 전체 처분시설의 방사성폐기물 핵종재고량을 예측하였다.

향후 발생할 원전 및 비원전폐기물에 대한 방사능량 데이터의 지속적인 확보 및 원전운영 폐기물 척도인자에 대해 주기적인 검증을 통한 최신 척도인자를 반영한다면 정확하고 신뢰성 있는 핵종재고량을 예측할 수 있을 것으로 판단된다.

또한, 신뢰성 있는 핵종재고량 예측은 전체 처분시설에 대한 개발계획에 따라 향후 안정적인 국내 중저준위 처분시설의 개발에 기여할 것으로 판단된다.

## 4. 참고문헌

[1] 원자력안전위원회 고시 제 2014-54호, 중저준위 방사성폐기물 인도규정 (2014).

[2] 한국원자력환경공단, “중저준위 방사성폐기물 관리 시행계획” (2015).

[3] 원자력안전위원회 고시 제 2014-03호, “방사성폐기물 분류 및 자체처분 기준에 관한 규정” (2014).

# 원전 해체폐기물 처분 방안 제안

**안희진***, 박승철
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*cowahn61@khnp.co.kr

## 1. 서론

우리나라 방사성폐기물 처분시설이 2014년 12월에 준공되었다. 또한, 고리1호기가 계속운전을 중단하고 영구정지하는 것으로 결정되어 원전 해체가 당면 현안으로 부상하고 있다. 원전을 해체하면 상당히 많은 양의 방사성폐기물이 발생된다. 폐기물 처분비가 해체비용의 30%에 달하여 해체 폐기물의 처리와 처분 방안 선택이 매우 중요하다. 비방사성 폐기물은 재활용하고 저준위 방사성폐기물도 효율적 처분 정책이 필요하다. 해체폐기물 중 50%를 차지하는 금속폐기물의 처분 방안에 대해 고찰해 보았다.

## 2. 본론

### 2.1 원전 해체 폐기물

2.1.1 해체폐기물 발생

해체폐기물은 금속, 토양 및 콘크리트가 대부분을 차지한다. 이들은 중·저준위 폐기물에 해당되며 이들의 처분에 많은 비용이 드는 것은 물론이고 처분장 수용 용량에도 영향을 미친다. 이렇게 발생되는 해체폐기물은 원전 한 호기에서 약 90,000 $m^3$ (Maine Yankee)[1]으로 예상되고 있다. 이들을 그대로 처분한다면 현재 경주의 방사성폐기물 처분시설 1단계 처분장(용량 35,200 $m^3$)[2]을 다 채우고도 남는 양이다. 따라서, 방사성폐기물량을 줄이는 노력이 절실하다. 예를 들어, 표면오염된 콘크리트는 표면만 제거하여 폐기물처리하고 나머지는 재활용(backfill 또는 landfill)하고, 금속폐기물의 경우 용융시켜 Ingot으로 만들어 폐기물 양을 줄인다.

2.1.2 해외 해체폐기물 처분 사례[1]

금속폐기물 처분사례를 조사하였다. 방사선 안전과 효율적 처리, 폐기물량 저감을 강조하고 있다.

○ 미국 : 원자로용기와 Internal Component는 수중에서 절단하였고 고방사성구조물은 공기정화계통을 가동하면서 철거하였다. 또한 폐기물은 재사용이 가능한 포장용기(Inter-Modals & Sealand container)와 여러 규격의 처분용기(B-25)를 사용함으로써 효율성을 높였다. 극저준위 금속폐기물은 원자력산업에 재사용하여 폐기물을 줄이는 효과를 가져왔다. Connecticut Yankee 원전의 경우 증기발생기는 격납용기내에서 절단하여 Energy Solution에서 용융하여 Metal plate로 만들어 처분하였다. 반면에 Reactor head, Pressurizer와 RCP는 원형상태로 처분하였다.



Fig. 1. Waste Containers(Inter-Modal, Sealand, B-25).

○ 스페인 : 처분 가능 폐기물 용기 규격을 다양화하여 처분이 용이하도록 하였다. Plastic bag, Metal drum, Metal box 등이다.(Fig. 2)



Fig. 2. Acceptable Packages at El Cabril Disposal site.

○ 독일 : 폐기물 용기를 1.32 $m^3$부터 10.8 $m^3$의 폐기물 용기를 사용하였으며 소용량 용기는 고방사성 폐기물을 포장하였고 대용량 용기는 저방사성폐기물을 포장하였다. 고방사성 폐기물인 원자로 용기와 내부구조물은 절단하여 소용량 용기(MOSAIK II)에 포장하였다. Fig. 3은 제어봉안내관을 포장한 MOSAIK II 용기 모습니다.



Fig. 3. Acceptable Package at Konrad Disposal site.

○ 스웨덴 : 처분기준을 초과하는 고방사성 Reactor Internal은 3.4×1.5×2.3 m, 두께 10 cm의 금속

용기인 BFA Box(Fig. 5)에 포장하여 보관하였다. 여기에 23톤의 폐기물을 포장할 수 있다. 이들 폐기물은 장기 보관 후 2045년에 처분할 계획이다.



Fig. 5. Waste Boxes for High Activity Waste(Sweden).

### 2.2 금속폐기물 처분 제안

처분용기는 Table 1과 같이 3 종류로 구분된다.[2]

Table 1. Characterization for Disposal Container

| 구 분 | 규격(L×W×H, m) | 무게(톤) | 비 고 |
|---|---|---|---|
| 16 Pack | 외부 : 2.73×2.73×1.14<br>내부 : 2.53×2.53×0.89 | 7.0 | 200ℓ 드럼 16개 |
| 9 Pack | 외부 : 2.40×2.40×1.21<br>내부 : 2.20×2.20×0.96 | 5.81 | 320ℓ 드럼 9개 |
| 1 Pack | 외부 : 1.40(Φ)×1.65(H)<br>내부 : 1.24(Φ)×1.35(H) | 2.34 | HIC 1개 |

처분이 가능한 폐기물은 200ℓ, 320ℓ, 고건전성 용기, 콘크리트 사각드럼, 콘크리트 원형드럼, 폴리머고화 드럼이다. Table 2는 원전 발생 폐기물 드럼 현황이다.

Table 2. Waste Container

| 종 류 | | 규격(Φ×H, m) | 무게(kg) | 비고 |
|---|---|---|---|---|
| 200ℓ | | 0.617 × 0.887 | 105 ~ 500 | 전호기 |
| 320ℓ | | 0.713 × 0.96 | 250 | 전호기 |
| PE-HIC | | 1.194 × 1.29 | 2,000 | 고리,한빛,한울 |
| 페랄리움 | | 1.181 × 1.289 | 2,000 | 고리 |
| PC-HIC | | 1.2 × 1.285 | - | 인허가 중 |
| Waste Container | | 1.391 × 1.227 | 1,400 | 신고리, 월성3발 |
| | | 1.182 × 0.86 | 998 | |
| 콘크리트 | 사각 | 1.46×1.46×1.18 | 6,000 | 고리1발 |
| | 원형 | C1,C2 1.4 × 1.3 | 6,900 | 한울1발 |
| | | C4 1.1 × 1.3 | 6,000 | |
| | | C5 1.06 × 1.37 | 3,500 | 고리1발 |

콘크리트와 토양 폐기물은 균질, 비균질 형태에 따라 고형화 또는 고정화 처리하여 포장하지만 금속폐기물은 그 양이 많아 현재 처리 방법으로는 효율적이지 못하다. 금속폐기물은 용융하여 처분용기에 포장하거나 200ℓ 또는 320ℓ 드럼에 포장하여 처분하는 방법을 고려할 수 있다.

Table 3. Weight of Disposal Container with Ingot

| 구 분 | 1 드럼 100% 철 Ingot 무게(톤) | 처분용기 포장시 무게(톤) |
|---|---|---|
| 16 Pack | 1.57 ($0.2m^3$×7.85톤/$m^3$) | 32.12 (1.57톤×16+7톤) |
| 9 Pack | 2.50 ($0.32m^3$×7.85톤/$m^3$) | 28.31 (2.5톤×9+5.81톤) |

Table 3은 Ingot을 채운 드럼을 처분용기에 채웠을 경우 무게이고 처분용기에 Ingot을 채우면 16 Pack은 52톤, 9 Pack은 42톤, 1 Pack은 14톤에 달한다. 문제는 처분시설의 크레인 용량이 20톤으로 Ingot을 채운 용기는 운반이 불가하다는데 있다. 따라서, 처분용기를 처분장에 먼저 배치하고 드럼을 장입하는 식의 운영 모드 변경이 필요하다.

### 2.3 처분 방식 변경시 문제점

현 처분기준에는 폐기물포장물에 대한 규격 제한이 있다. 크기는 Table 4와 같으며 무게는 콘크리트는 10톤, 강재드럼은 1톤으로 제한되어있다.

Table 4. Disposal Container

| 구 분 | 최 소(m) | 최 대(m) |
|---|---|---|
| 사각(L×W×H) | 0.5×0.5×0.8 | 1.5×1.5×1.5 |
| 원통형(Φ×H, m) | 0.5× 0.8 | 1.5×1.5 |

Ingot을 강재드럼이나 처분용기에 포장하면 위의 기준을 만족하지 못하여 처분이 불가하게 된다. 따라서, 무게와 크기 제한이 개선돼야 처분이 가능하게 된다.

## 3. 결론

위의 제안은 현행 인수기준 및 처분장 수용여건을 고려하면 처분할 수 없다. 금속폐기물 처분을 용이하게 하기 위해서는 처분용기의 크기, 중량 등에 대한 제한조건의 재검토가 필요하다. 해체시 다량 발생하는 방사성폐기물 처분은 해체 비용과 해체 공정에 큰 영향을 미친다. 처분안전성까지 고려한다면 보다 효율적인 폐기물 처분정책이 필요하다.

## 4. 참고문헌


[1] R.Reid(EPRI), "Review of Waste Management Best Practices During Nuclear Plant Decommissioning", Final report (2015).

[2] 한국원자력환경공단, "중·저준위 방사성폐기물 처분시설 안전성분석보고서" (2013).

# 방사선과 미생물에 의한 침철석의 우라늄 수착특성 변화

**이재광***, 이승엽, 정종태, 백민훈
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jklee1@kaeri.re.kr

## 1. 서론

우리나라는 사용후핵연료를 포함하는 고준위폐기물의 안전한 처분을 위하여 심부 지하 암반층에 고준위폐기물처분장의 건설을 고려하고 있다. 처분장은 일반적으로 처분용기와 완충재를 포함하는 인공방벽과 이를 둘러싸고 있는 천연방벽으로 구성되어 있다. 처분용기로부터 핵종이 유출될 경우, 핵종은 지하수 흐름을 따라 이동하게 되고 핵종의 수착반응은 핵종의 이동을 지연시키는 중요한 역할을 한다. 폐쇄 후 초기단계에서 처분장의 지화학적 조건은 산화상태에서 환원상태로 변화하며, 이러한 산화환원조건의 변화는 철 환원 박테리아나 황산염 환원 박테리아와 같은 혐기성 박테리아의 활동성을 증가시킬 수 있다. 특히 철 환원 박테리아는 철산화물의 광물화과정에 변화를 유발하여 우라늄과 같은 산화환원 반응에 민감한 핵종들의 지화학적 거동에 영향을 줄 수 있다[1]. 한편, 처분용기 외벽은 처분장 운영 초기 100년 동안 고준위폐기물로부터 발생하는 100 kGy의 이온화방사선을 조사받을 수 있다[2]. 본 연구에서는 산화철광물인 침철석의 우라늄 수착에 미치는 방사선과 철 환원 박테리아의 영향을 평가하였다.

## 2. 실험재료 및 방법

### 2.1 실험재료 및 방사선 조사

수착실험을 위하여 $UO_2(NO_3)_2.6H_2O$(Merck), $NaHCO_3$ (Sigma), Na-lactate(Sigma)와 침철석(α-FeOOH, Alfa Aesar) 등의 시약을 사용하였다. 철 환원 박테리아는 *Schewanella putrefaciens* CN32 (ATCC BAA-1097)을 사용하였다. 방사선 조사실험은 한국원자력연구원 산하 방사선과학연구소의 저준위 조사시설에서 수행하였다. Co-60을 감마선 선원으로 하여 2 Gy/hr의 선량율로 총 113 시간 동안 조사하였으며, 총 조사량은 약 230 Gy이다.

### 2.2 수착실험

멸균한 탄산수소나트륨(1 mM)을 바탕용액으로 사용하였으며 침철석을 1 g/L의 농도로 주입한 후, 용액 내 용존산소를 제거하기 위하여 고순도질소가스를 약 1시간 폭기하였다. 준비된 용액을 serum 병에 일정량씩 담은 후 부틸고무마개로 병의 입구를 막고 알루미늄 재질의 캡으로 고정시켰다. 수착실험을 위하여 우라늄과 전자공여체인 젖산나트늄의 농도가 각각 10 μM과 10 mM이 되도록 주입한 후, *S. putrefaciens*를 일정량씩 serum 병에 주입하였다. 감마선 조사 및 *S. putrefaciens*에 의한 우라늄 수착 특성 변화를 측정하기 위하여 초기 5일 동안 감마선을 조사하였으며, 일정 주기로 시료를 채취하여 총 36 일 동안 미생물 농도와 우라늄의 수착 변화를 분석하였다.

### 2.3 분석방법

우라늄과 용출된 철의 농도를 측정하기 위하여 0.2 μm의 기공도를 갖는 주사기 필터를 이용하여 고액 분리 한 후, ICP-MS (Ultramass700, Varian)를 이용하여 분석하였다. Ferrozine법을 이용하여 여과된 용액의 2가 철의 농도를 측정하였고 BCA(Bicinchoninic acid) 법을 이용하여 상등액 중의 단백질을 정량하여 미생물의 개체수 변화를 관찰하였다. 침철석의 변화를 관찰하기 위하여 장방출 주사전자현미경을 이용하였으며, Energy Dispersive X-ray Analysis를 통하여 침철석으로부터 생성된 이차광물의 조성분석을 하였다.

## 3. 결과 및 논의

### 3.1 *S. putrefaciens* 생존에 대한 감마선 조사 영향

감마선(2 Gy/hr)을 5 일 동안 조사하였을 때, 단백질의 농도가 초기 10 일 동안 증가하는 경향을 나타내었다. 이는 230 Gy의 비교적 낮은 조사선량은 *S. putrefaciens*의 활동성에 영향을 주지 않음을 의미한다. 높은 선량율의 이온화 방사선 조사는 미생물의 사멸을 유발하고 재증식을 어렵게 하지만[3], 일반적인 처분용기 설계 기준인 1 Gy/hr 이하의 낮은 선량율은 미생물의 생존에 큰 영향을 주지 않는 것으로 확인된다.

### 3.2 철의 용출 및 환원

철의 용출은 감마선 조사 보다 미생물의 영향이 더욱 큰 것으로 확인되었다. 감마선 조사와 *S. putrefaciens*에 의한 철의 용출과 산화환원 전위 변화 측정결과를 Table 1에 나타내었다. 감마선만 조사하였을 때, 침철석으로부터 철의 용출은 초기 0.3 μM에서 0.6 μM 으로 매우 적게 증가하였으나, 감마선 조사시 *S. putrefaciens*가 존재할 때, 철의 용출은 10 μM 으로 뚜렷하게 증가하였다. 또한, 이 때 용출된 대부분의 철은 Fe(II)의 형태로 존재하였다.

Table 1. Dissolution of Fe and Changes in Eh

| Total dose (Gy) | S.P.[1)] | $Fe_{tot}$ (μM) | Fe(II) (μM) | Fe(II) /$Fe_{tot}$ | Eh (mV) |
|---|---|---|---|---|---|
| 0 | - | 0.3 | N.D. | 0.0 | 587 |
| 230 | - | 0.6 | N.D. | 0.0 | 462 |
| 230 | O | 10.0 | 8.0 | 0.8 | -28 |

1) S.P.: *S. putrefaciens*

### 3.3 우라늄 수착

침철석의 우라늄 수착에 대한 감마선 조사와 *S. putrefaciens*의 영향을 관찰하였다(Fig. 1). 감마선을 조사한 침철석의 우라늄 수착은 감마선을 조사하지 않은 대조군 시료에 비하여 20-30% 높게 확인되었다. 또한, *S. putrefaciens*가 존재할 때 감마선을 조사한 시료는 우라늄 수착이 더욱 증가하는 경향을 보였다. 감마선 조사는 물의 방사선 분해를 유도하여 반응성 화학종들을 형성하게 되고 이는 침철석 표면의 전하특성에 영향을 주어 우라늄 수착이 증가하는 것으로 사료된다. Fig. 2의 우라늄 분포에서 확인할 수 있듯이 *S. putrefaciens*는 혐기성 호흡을 통하여 침철석의 철을 환원시키고 침철석에 수착된 우라늄이 환원되어 용액 중 우라늄 농도가 감소된 것으로 이해할 수 있다.

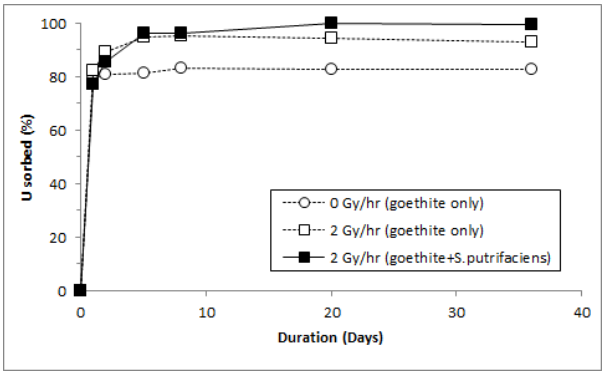



Fig. 1. Sorption of uranium by goethite.

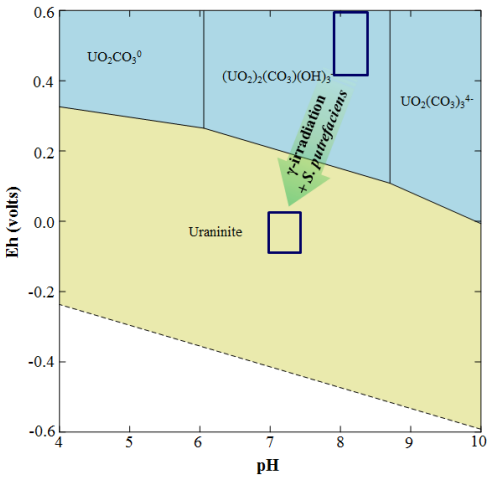



Fig. 2. pH-Eh diagram of uranium.

## 4. 결론

일반적으로 미생물들은 방사선에 의하여 사멸되지만 낮은 선량율에서는 생존 가능성이 있다. 따라서, 심부 지질 처분환경에서 고준위핵종들의 장기적인 거동을 이해하기 위해서 지화학적인 거동뿐만 아니라, 미생물의 대사작용에 의한 핵종 거동 영향에 대한 다양한 연구가 필요할 것이다.

## 5. 참고문헌

[1] C.M. Hansel, S.G. Benner, J. Neiss, A. Dohnalkova, R.K. Kukkadapu and S. Fendorf, "Secondary Mineralization Pathways induced by Dissimilatory Iron Reduction of Ferrihydrite under Advective Flow, Geochim. Cosmochim. Acta 67(16), 2977-2992 (2003).

[2] Å. Björkbacka, S. Hosseinpour, M. Johnson, C. Leygraf and M. Josson, "Radiation induced Corrosion of Copper for Spent Nuclear Fuel Storage", Radiat. Phys. Chem. 92, 80-86 (2013).

[3] D.W. Thayer and G. Boyd G, "Inactivation of *Shewanella putrefaciens* by Gamma Irradiation of Red Meat and Poultry. J. Food. Safety 16, 151-160 (1996).

# 경주 중·저준위방사성폐기물 처분장 불포화대 해석 접근 방법

**하재철***, 정해룡, 박주완
한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 가정로 168
*jcha@korad.or.kr

## 1. 서론

2014년 12월 경주에 위치한 중·저준위 방사성폐기물 처분장(이하 경주 방폐장) 1단계 동굴처분시설이 완공되어, 2015년 9월 현재 중·저준위방사성폐기물 처분시설을 운영 중에 있다. 1단계 동굴처분시설은 지하 80~130 m에 이르는 대수층에 위치하고 있다. 또한, 1단계 동굴처분시설과는 독립적으로 표층처분방식의 2단계 처분장 건설을 위한 설계 및 준비가 현재 진행 중에 있다. 2단계 표층처분시설은 1단계와는 달리 대수층으로부터 약 70 m 위의 불포화대에 위치할 계획이다. 경주 방폐장은 동굴·표층 두 가지 방식의 처분장이 한 부지 내에서 동시에 존재하는 전 세계 최초의 복합처분시설이다. 이러한 복합처분시설이 갖는 이점과 의의를 잘 활용하는 동시에 안전성에 대한 입증을 명확히 할 필요가 있다. 특히 큰 불확실성을 가지고 있는 불포화대에서의 지하수 흐름은 처분장 안전성 측면에서 꼭 검토되고 연구되어야 하는 요소이다.

본 연구에서는 부지정지(산마루 부분의 약 60~70 m 부분 cut off) 후 노출되는 기반암반 위에 위치할 경주 방폐장 2단계의 안전성을 확보하기 위하여 처분장과 대수층사이인 불포화대의 해석에 대한 방법론을 기술하였다.

## 2. 본론

### 2.1 개념설정

연구대상은 경주 방폐장 전 영역 중, 표층처분시설 2단계 부지의 불포화대로 고려한다. 2단계 처분시설은 Fig. 1과 같이 1단계보다 남서방향으로 약 800m 이동하여 위치하게 된다. 2단계 처분시설은 1단계에 비해 상대적으로 내륙에 위치하게 된다. 불포화대 해석을 위하여 기본 해석 대상 도메인을 2D로 고려할 경우 절단면의 방향이 해석 결과 에 상당한 영향을 미칠 것으로 예상된다. 동-서 방향으로 절단 시에는 표층처분시설로부터 해안까지 약 1.3 km의 거리가 해석 대상이 되는 반면에 남-북 방향으로 절단했을 시에는 산마루의 경사면을 따라 계곡까지의 약 500 m의 거리가 해석 대상이 된다. 하지만 무엇보다 가장 우선시 고려되어야 할 요소는 침투수가 불포화대를 경유하여 포화대로 이동하는 경로에서의 지하수 이동 방향이다. 이러한 접근으로 지하수의 흐름을 고려한 불포화대 해석 대상 2D 도메인을 선정할 수 있다.

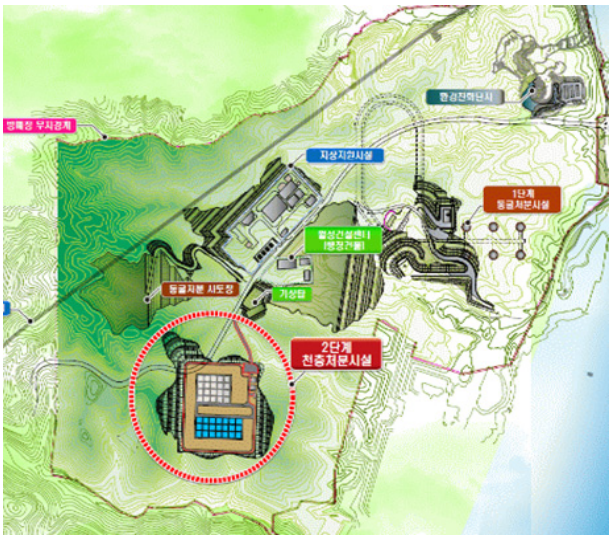



Fig. 1. Site area of the 2nd step.

### 2.2 연구대상

영역을 둘러싼 경계 조건으로 표층처분시설이 위치할 바로 아래 하부는 불포화대가 위치하고, 그 아래로 포화대가 위치하게끔 설정할 수 있다. 상기 2.1 연구대상에서 언급된 2D 절단면 중 산의 경사와 지하수 흐름을 고려하였을 시에 주변 환경 조건을 가장 타당성 있게 고려한 도메인은 북서-남동 방향의 단면으로 생각해 볼 수 있다. 산마루의 약 60~70 m를 제거한 부지정지 후 노출되는 기반암 위에 수평한 형태로 2단계 표층처분시설이 위치할 개념도를 Fig. 2와 같이 나타내었다.

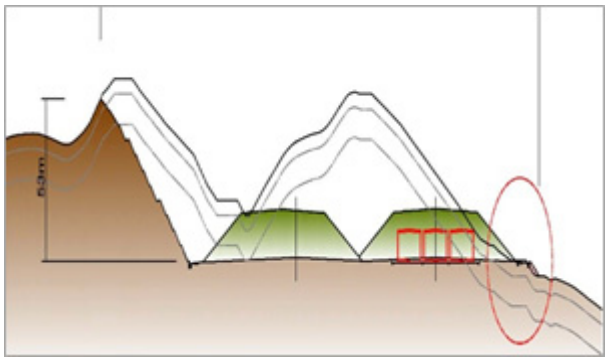


Fig. 2. Conceptual model after cutting off.

### 2.3 접근방법

불포화대 연구는 최초 강우가 발생하는 순간부터 시작되어 침투수의 흐름 관점에서 해석·접근해 볼 수 있다. 처분덮개 경사면을 따라 흘러내리는 경우를 제외하고, Fig. 3과 같이 침투수가 처분고 내부로 스며들어 처분용기 안으로 스며드는 현상을 예상해 볼 수 있다. 강우의 계속된 침투로 초기에는 지표와 근접한 천부의 불포화층의 수분함유량이 증가할 것으로 예상되지만, 표층처분시설 하부부터 시작되는 침투수의 이동은 중력방향으로 이동하여 불포화대로 침투하게 되고, 결국 포화대의 지하수와 만나 동해방향으로 이동할 것으로 예상된다. 따라서 시간경과에 따른 정상상태에 도달하게 되면 불포화대 내에서의 깊이에 따른 수분포화곡선의 일반적인 형태를 보일 것으로 예상할 수 있다.

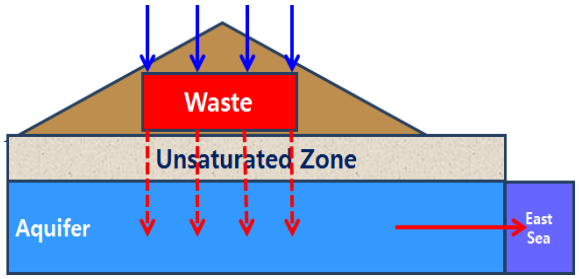



Fig. 3. Conceptual model for numerical modeling.

이러한 경로를 고려하였을 때, 불포화대 해석 접근과 관련된 중요한 요소들은 다음과 같다. 가장 중요한 고려 대상은 강우조건이다. 강우의 침투와 관련하여 지표에 노출된 처분장의 외부 요건에 가장 민감하게 반응하는 조건이다. 처분용기를 포함한 공학적 방벽의 역할 및 요건에 대해서는 설계시에 반영하고 고려될 사항이므로 이번 고려대상에서 제외하였다. 불포화대에서의 지하수 흐름이 중력방향으로 이동한다는 것은 보편적인 사실이다. 하지만 부지 특성상 단열의 발달로 불포화대를 통과할 때의 지하수 흐름을 사실에 근접하게 모사할 필요가 있다. 따라서 불포화대의 단열 특성을 확보해야 한다. 단열 발달의 특성으로 불포화 암반의 k-field (매질별 투수계수 차이에 따른 해석 전 영역의 투수계수 분포)의 개념 도입이 필요할 것으로 보인다. 이러한 개념 도입을 통해서 단열을 포함한 암반의 지하수 유동 모사 및 암반과 단열 사이의 지하수 유동 특성 규명을 통하여, 불포화대 내에서의 지하수 유동 흐름에 대한 타당성을 확보할 수 있을 것 이다.

## 3. 결론

강우에 따른 침투수량, 불포화대의 단열 및 매질의 특성, 수분함양량에 따른 불포화대의 모세관압과 2상 (two-phase) 유동 특성은 불포화대 해석에 있어서 중요한 요인으로 작용할 것으로 예상된다. 따라서 상기 조건과 관련된 데이터들의 실험값 도출 또는 문헌자료 검토 등을 통하여 적용 타당성을 확보해야 할 것으로 판단된다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 2014년도 산업통상자원부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다.(20141720100610)

## 5. 참고문헌

[1] 한국원자력환경공단, “중.저준위 방사성폐기물 처분시설 안전성분석보고서” (2008).
[2] 한국원자력환경공단, “2단계 표층처분시설 사전 안전성평가” (2013).

# 경주 중·저준위방사성폐기물 처분장 3차원 지질 모델링

**김수진**, 정재열, 정해룡*
한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 가정로 168
*nohul@korad.or.kr

## 1. 서론

경북 경주시 양북면에 위치한 중.저준위방사성폐기물 처분장(이하 '경주 방폐장')의 운영 주체인 한국원자력환경공단(이하 '공단')은 세계 최초로 부지 내 동굴과 천층처분시설을 동시에 운영하는 80만 드럼 처분용량의 중.저준위방사성폐기물(이하 '방폐물') 복합처분시설 건립을 추진하고 있다. 방폐물은 국민의 건강과 환경에 대한 위해 방지 차원에서 장기간에 걸친 안전한 관리가 필요하다. 안전관리 측면에서 부지조사와 모델링을 활용한 수리지질학적, 화학적 특성 파악과 단층의 거동 분석을 통한 지진 예측 및 지하수 유동 해석 등이 수행되어야 하는데 이러한 특성은 지층을 이루고 있는 지질구조와 밀접한 관련이 있다.

본 연구에서는 Paradigm 社의 SKUA-GOCAD(이하 'GOCAD')를 활용하여 경주 방폐장 3D 지질 모델링을 수행하였다. 지질 모형을 3D 입체로 구성함으로써 2차원 평면에서보다 복잡한 구조를 쉽게 파악하고, 향후 지하수 유동 등의 모델링 결과와 연계 해석함으로써 데이터의 신뢰성을 높일 수 있을 것으로 기대된다.

## 2. 본론

### 2.1 3D 지질 모델링 개요

지질 모델링은 지표 아래의 퇴적층과 기반암의 분포를 공간적으로 표현하는 방법으로써 특히 눈에 보이지 않는 지질구조를 3차원 입체의 형태로 사실에 가깝게 표현하여 지하 공간을 쉽게 파악하고 분석할 수 있도록 도움을 준다. 주로 석유산업에서 매장량을 유추하는 데 이용하다가 방폐물 심층처분, 자원탐사 등의 다양한 분야로 사용 범위가 확대되어 제한된 시추조사 자료를 바탕으로 심부 지질 환경을 모사하여 분석하는 데 활용되고 있다. 스웨덴, 스위스 등 사용후핵연료 심층처분 프로그램을 실제로 운영하는 국가에서는 3D 지질 모델링을 포함한 처분장 부지의 모사를 통해 심부 기반암 환경의 상세 연구를 수행 중이다.

### 2.2 연구지역 지질특성

연구지역인 경주 처분장의 동쪽은 동해바다와 인접하며, 서쪽에 준령들이 남북방향으로 발달해있고, 남쪽에 월성 원전이 위치한다. 부지 내부는 크게 백악기 퇴적암, 제3기 섬록암/화강섬록암 및 유문암 그리고 제4기 충적층으로 분류할 수 있다. 1단계 동굴처분시설은 제3기 화강섬록암 지역에 건설이 되었고, 2단계 표층처분시설은 백악기 퇴적암 지역에 건설할 계획이다.

### 2.3 3D 지질 모델링

GOCAD는 Discrete Smooth Interpolation 방법으로 3D 표면을 생성하므로 자연스러운 지질구조 모델링 결과를 도출할 수 있다[1]. 경주 방폐장 3D 모델은 Fig. 1과 같이 '입력 자료의 전처리 → 3D 지질 모델링(GOCAD) → 3D 지질 모델 개선' 순으로 구축하였다.

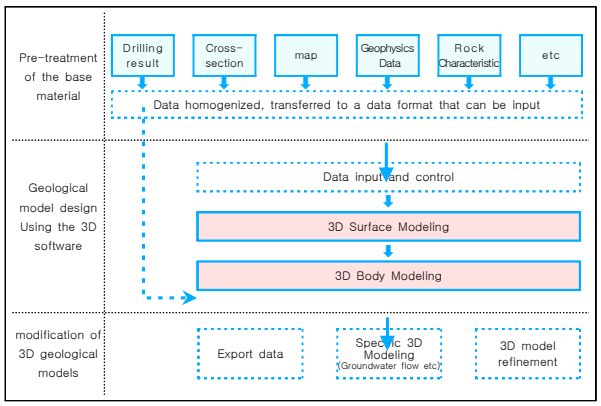



Fig. 1. Flowchart for 3D geological modeling.

#### 2.3.1 자료의 전처리

GOCAD에서 입력할 수 있는 지질 자료와 그 형식은 무궁무진하다. 그 중에서 현재 입력할 수 있는 자료는 지형도, 지질도, 지질단면도, 시추공 자료 등이 있으며 경주 방폐장에 대한 자료는 안전성 분석보고서(Safety Analysis Report, 이하 'SAR')에서 획득할 수 있다[2].

우선 SAR 자료를 GOCAD에 입력하여 표면(surface)과 체적(volumetric) 모델링을 수행하기 위해서 Table 1과 같이 자료를 가공하였다.

Table 1. GOCAD Input File Format

| No. | Input data | Contents | File Type |
|---|---|---|---|
| 1 | Topographical map | 3D digital map (Pre remove unnecessary lines in AutoCAD) | .dxf, .txt, .xyz etc. |
| 2 | Geologic maps | Geological map of the disposal facility (Image File) | .bmp, .jpg, .pbm, .png, tiff, .xbm etc. |
| 3 | Geological cross-section | Geological cross-section including the sidelines (Geologic maps and sideline must match) | .bmp, .jpg, .pbm, .png, tiff, .xbm etc. |
| 4 | Borehole data | Well name, Coordinate, marker, elevation, measured depth, Interval log etc. | .cvs, .txt, .shp, .las (geophysical logging) etc. |

2.3.2 표면 모델링

가장 먼저 3D 수치지형도의 등고선으로부터 지표면(이하 'surface')을 생성하였다. 그리고 SAR에 수록된 경주 방폐장 5만 지질도로부터 단층선을 추출한 후에 앞서 생성한 sufrace에 투영시켜 단층 경사방향의 벡터를 활용해 단층면을 구축 하였다. 그리고 SAR에서 추출한 지질 단면도를 지질도의 측선과 일치시켜 수직으로 세운 후 추출한 지질경계를 바탕으로 지질구조 경계면을 생성하였다. 그리고 골조 Curve를 바탕으로 콘크리트 구조물(사일로)을 3D 입체로 구축하였다.

2.3.3 체적 모델링

우선 하부 지층 경계 분포를 파악하기 위하여 연구지역 1단계 시추공(Well) 자료를 암반(Rock mass)을 바탕으로 분류하여 3D 모델링을 수행하였다. 그리고 앞서 수행한 지질 경계면을 바탕으로 지표면 아래에 관입암이 존재하지 않고, 지질구조의 방향성이 변화하지 않는다는 가정 하에 EL. -300 m 표고까지 Voxet을 생성하여 심부 지질구조를 모사하였다.

2.3.4 3D 지질 모델링 결과

SAR 자료를 기반으로 경주 방폐장 3D 지질 모델을 구축한 결과는 Fig. 2와 같다.

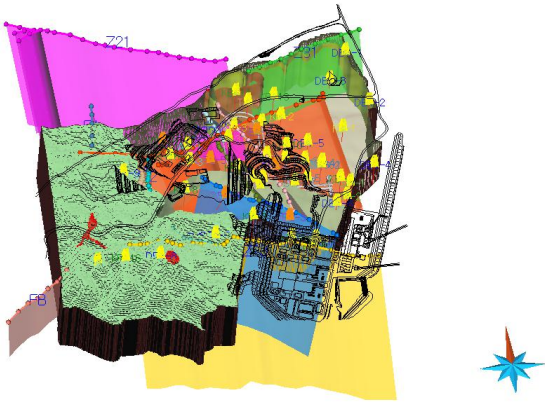


Fig. 2. Result of 3D geological modeling.

경주 방폐장 부지 내 단일구조로써 가장 큰 면적과 체적을 갖는 지질구조는 퇴적암으로 전체의 44% 정도를 차지하는 것으로 추정된다. 모델링 결과 서쪽 준산악지로부터 동해까지 점점 고도가 낮아지는 양상을 보였으며, 시추조사 자료 중 깊이가 비슷한 18공을 선택하여 연결성을 분석한 결과 Fig. 3과 같이 비교적 균일한 양상을 보였다.

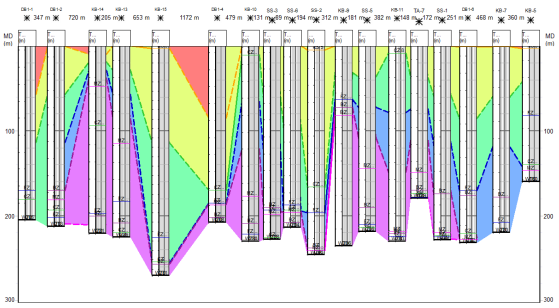


Fig. 3. Borehole Cross-section.

## 3. 결론

본 연구에서는 경주 방폐장 건설.인허가 단계에서 수행한 지질조사 자료를 바탕으로 3D 지질구조를 모델링 하였다. 원시자료의 한계로 인해 어느 정도의 불확실성을 갖지만 모델링 결과는 대체로 이미 알려진 지질 특성과 일치하였다.

향후에는 본 연구에서 도출된 3D 지질 모델링 결과와 단열 및 지화학 특성, 지하수 유동 등의 모델링 결과를 연계 해석함으로써 모델링 결과의 신뢰성을 검증할 수 있을 것으로 예상된다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 2014년도 산업통상자원부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다(No. 20141720100570).

## 5. 참고문헌

[1] 곽지영, 최진범, 조현구, "하동군 북천면 직전리에서 산출되는 티탄철석광상의 자원량 평가를 위한 광체 3D 모델링", 한국광물학회지, 26(4), 286-287, 2013.

[2] "중.저준위 처분시설 안전성분석보고서(Safety Analysis Report)", 한국원자력환경공단, 2009.

# 단층감시시스템 구축현황 및 관측자료 분석

**박원홍**, 정재열, 정해룡*
한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 가정로 168
*nohul@korad.or.kr

## 1. 서론

국내의 지체구조환경은 계측 값이나 과거 역사기록을 근거로 볼 때 판의 경계위에 위치한 일본, 미국 서부와는 달리 상대적으로 안정적이며, 지진 및 지진해일의 발생 횟수와 규모는 비교할 수 없을 정도로 작다[1]. 그러나 최근 동일본 대지진으로 한반도의 지진 발생 가능성에 대한 관심이 높아지고 있다[2].

단층감시시스템(Fault Monitoring System : FMS)은 "현재 지속·단속적 움직임이 관측 되거나 가까운 장래에 움직임이 예상되는 단층(또는 단층대)의 변형을 계측하기 위하여 대상 단층과 주변지역에 설치하여 하나의 체계적인 네트워크로 연결한 감시장비 일체와 절차화된 일련의 운영활동"으로 정의 된 바 있다[3].

Table 1은 2014년 3월부터 운영 중인 경주 방폐장 단층감시시스템의 관측소별 계측기를 나타낸 것이다. KZF-01, KZF-02 관측소에는 시추공 내의 변형률계(strainmeter), 시추공 지진계(borehole seismometer), 지하수위계(water level meter)와 지표에 GPS(Global Positioning System)가 설치되어 있으며, 지진자료의 신뢰도 향상을 위하여 KZF-03 관측소에 지표 지진계(seismometer), 지표 가속도계(accelerometer) 및 GPS가 설치되어 있다.

본 연구에서는 경주 방폐장의 지진 안정성을 확인하기 위해 설치된 단층감시시스템의 운영현황과 단층거동 평가를 위한 관측자료 특성을 소개하고자 한다.

Table 1. Station and equipments of FMS

| FMS Station | Installed equipment |
|---|---|
| KZF-01 | strainmeter, borehole seismometer, GPS, water level meter |
| KZF-02 | strainmeter, borehole seismometer, GPS, water level meter |
| KZF-03 | seismometer, accelerometer, GPS |

## 2. 단층감시시스템 관측자료 분석

### 2.1 변형률계 관측자료 분석

변형률계는 지구조 운동에 의한 부지의 지중응력 변화를 확인하는데 그 목적이 있다. KZF-01, KZF-02 관측소 시추공 내 설치된 센서에서 측정된 시추공 원 직경에 대한 변형된 직경비율을 계산하여 4개 방향에서 변형 값을 계산한다. 일반적으로 지각운동에 의한 미세한 변위 및 변형률 등을 계측하는 경우, 지구조석(earth tide) 및 대기의 압력변화(atmospheric pressure), 인위적인 외부 잡음 등에 영향을 받기 때문에 정확한 해석을 위해서는 외부 영향을 반드시 제거해야 한다[4]. 본 연구에서는 Bayesian Tidal Analysis Program(Baytap) 프로그램을 이용하여 변형률계 관측 자료에서 조석 및 대기의 의한 영향을 제거 할 예정이다.

### 2.2 지진계 관측자료 분석

부지 인근에서 발생된 지진의 진원지와 지진규모를 관측하여 단층분포 및 지진활동의 상관관계를 지진계의 관측 자료를 통해 분석하게 된다. KZF-01, KZF-2, KZF-03 관측소에 설치된 지진계는 부지 내 지진 발생 여부를 지속적으로 감시하고 있다. 2014년 3월 관측 이후 단층감시시스템 인근 지역(반경 50 km 기준)에서 규모 2.0 이상의 지진은 총 3회이며, 이들 지진에 대한 분석을 진행 하였다. 단층감시시스템 서버에 10분 단위로 취득된 지진데이터는 ASC파일로 저장되며 이벤트 발생 시 보다 정밀한 분석을 위하여 원시데이터 자료 변환식을 활용하여 평균값과 트렌드(trend)값을 제거 후 관측된 지진파형을 분석하였다.

### 2.3 GPS 관측자료 분석

GPS는 대규모 지각운동에 의해 발생되는 큰 규모(수 mm ~ 수 m 이상)의 변위변화를 계측하는 것이 목적이다[5]. KZF-01, KZF-02, KZF-3 관측소에 설치된 GPS는 위성을 이용한 단층활동과 지진발생시 변위를 계측하여 취득된 관측자료의 경우, 조석 등에 의한 영향뿐만 아니라 전파가 대기

중을 통과하면서 생기는 지연효과까지 필터링이 필요하다. 관측자료 분석결과 비교적 균일하게 대기의 영향 등으로 인한 노이즈가 분포하는 것을 볼 수 있었으며 계단형태의 단층 운동을 지시하는 신호는 관찰되지 않았다. 향후 누적자료 분석을 통하여 지진발생 전·후 GPS의 변위양상을 분석할 예정이다.

### 2.4 지하수위계 관측자료 분석

지하수위계는 부지 내 지하수위 변동에 따른 간극수압 변화를 계측하여 지중응력 변화 시 참고자료로 활용한다. KZF-01의 자동수위 관측자료의 경우, 수준기준면으로부터 지표 지점까지의 연직거리인 표고(elevation)로 변환 시 측정 수위는 최대 16.203 m, 최소 8.882 m, 평균 12.39 m로 이벤트에 의한 급격한 수위 강하는 관측되지 않았으며 수위의 상승과 강하는 겨울에 발생하는 강수 부족현상과 여름 장마철 강수현상으로 기인한 것으로 판단된다. 또한 KZF-02는 최대 15.692 m, 최소 11.287 m, 평균 14.238 m로 강우에 의한 영향으로 점진적으로 수위가 상승한 이후 수위강하가 뚜렷하게 나타나지 않는 것으로 보아 지하매질의 투수성이 크지 않아 지하수 흐름이 외부영향에 의해 민감하게 반응하지 않는 것으로 판단된다.

## 3. 결론

단층감시시스템은 지각운동에 의한 단층의 변형을 정밀하게 측정하기 위한 설비로, 현장 계측기 및 자료 전송·저장 시스템, 통합관리 프로그램으로 구성되어져 있다.

한국원자력환경공단의 단층감시시스템은 변형률계, 지진계, GPS, 지하수위계 등의 장기적 관측자료를 제공함으로써 경주 방폐장의 지진 안전성을 재확인하고, 단층 관련 각종 자료 제공을 통해 단층운동과 지진의 연관성분석, 지진유발 매커니즘 분석 등 다양한 분야에서 매우 유용하게 활용 될 수 있을 것으로 기대된다.

2014년 3월 설치·운영 이후 관측된 자료 분석결과 부지 내 지진이벤트로 인한 이상 변형양상은 관측되지 않고 있다. 계측자료 전송 및 디스플레이가 실시간으로 이루어지도록 구성되었으므로 이벤트 또는 이상신호 발생 시 운영자가 즉각적으로 통보받을 수 있는 알람기능을 추가 할 예정이다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 2014년도 산업통상자원부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다(No. 20141720100570).

## 5. 참고문헌

[1] 한국원자력안전기술원, 2006, 원전부지 지진안전성 평가기반 기술개발 : 활성단층 평가기술 기반 및 DB구축 연구, 한국원자력안전기술원, KINS/GR-333, 631.

[2] 윤성효, 이정현, 정희윤, 2011, 한반도 주변의 AD 1900~2007 지진활동도에 대하여, 한국지구과학회 2011년 춘계학술발표회 논문요약집, 102.

[3] Lee, H., 2011, Technical Trend Analysis of a Fault Monitoring System. The journal of Engineering Geology, 21(1), 87-95.

[4] Hwang, J., 2012, Analysis of the Great East Japan Earthquake observed by strainmeter of Eupcheon Fault Monitoring System, Journal of the Geological Society of Korea. v. 48, no 6, 491-501.

[5] Cho, S., 2012, Introduction of Eupcheon Fault Monitoring System, Journal of the Geological Society of Korea, v. 48, no 6, 533-542.

# 4% $H_2$/Ar 분위기 하에서의 요오드화세슘의 저온 포집 특성 연구

**이주호***, 양재환, 이광연, 박장진, 조용준
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jhlee835@kaeri.re.kr

## 1. 서론

한국 원자력 연구원에서는 사용후 핵연료의 전처리 과정에서 발생하는 휘발성 및 준휘발성 핵종들을 선택적으로 포집하는 고도 휘발성 산화공정을 제시하고 실험실 규모로 실증한 바 있다.[1] 이 결과들을 바탕으로 종합 파이로 건식 처리시설(KAPF)에서의 배기체 처리 조건에 대해 설계를 진행하고 있는데, Cs와 I의 경우 환원조건(950-1000℃)에서의 포집조건은 배기체 처리 장치의 내구성을 약화시킬 수 있는 가능성을 지니므로 보다 낮은 온도에서 처리하는 것이 바람직하다고 본다. 본 연구에서는 700℃에서 $I_2$의 주요 공급원인 CsI의 저온 포집 가능성에 대해 조사하고자 한다.

## 2. 실험 및 결과

### 2.1 실험 방법

배기체 처리시스템은 크게 4개의 개별적인 온도 제어가 가능한 영역들로 나누어져 있으며 각 영역들은 분위기 가스 흐름방향을 따라 시약 휘발영역, Cs 포집영역, Re 포집영역, 요오드 포집영역으로 사용된다.(Fig. 1) ORIGEN Code를 통해 4.5% w/o, 55GWD/tu, 10-yr cooling의 조건하에서 사용후핵연료 2 kg 내 존재할 것으로 예상되는 CsI 1.222g(Sigma-Aldrich사)을 알루미나 보트에 얇게 편평하게 충진 시킨 후 휘발 영역에 장입한다. 세슘 포집을 위해서 그래뉼 형태의 0.85 - 2 mm 석탄회필터를 링컨테이너 10단에 충진시켜 Cs 포집영역에 위치시키며 Re 포집영역과 요오드 포집 영역에는 필터를 장착하지 않지만 온도는 배기체 포집 조건을 만족시키도록 조절한다. 시약 휘발은 900℃에서, Cs 포집존과 Re 포집존은 700℃에서 그리고 요오드 포집 영역은 250℃로 유지시켰다. 분위기 가스로 4% $H_2$/Ar을 사용하였으며 유속으로 공탑속도 10 cm/s에 해당하는 2.7 L/min을 유지하였다. 배출되는 가스의 정성적인 분석을 위해 장치 배출부의 마개에 메탈울을 충진시켜 배출가스들의 1차 응축을 시도하고자 하였으며 가스 배출부에 4개의 가스세척병을 직렬로 연결하여 첫 번째 병에는 유리 구슬을 부피기준 70%로 충진하고 나머지 3개의 병에는 증류수를 채워서 Scribbing을 통한 요오드 및 Cs 포집 효율을 분석하고자 하였다.(Fig. 2)

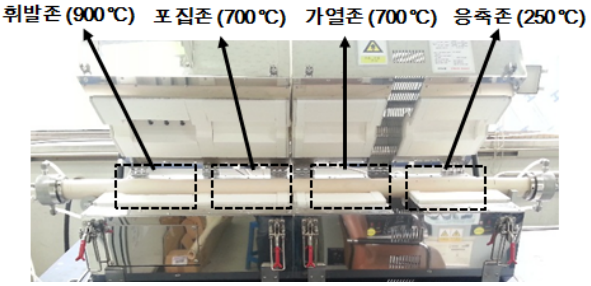



Fig. 1. 4-zone Off-Gas Trapping System.

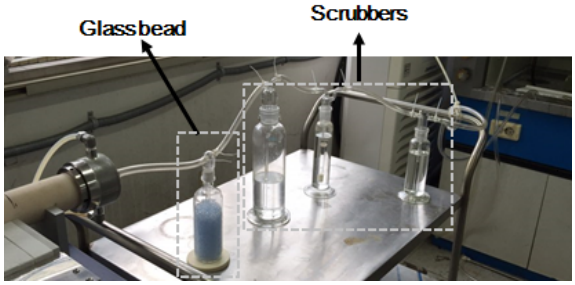



Fig. 2. Apparatus for estimating Cs and $I_2$ concentration in exit stream.

### 2.2 실험 결과

CsI는 900℃에서 모두 휘발됨을 관찰하였다. 석탄회 필터들에 대해 SEM-DEX 분석을 수행한 결과 1단에서 4단까지 Cs 신호가 확인되었으며 700℃에서 CsI는 석탄회필터와 반응, 일부 포집됨을 관찰할 수 있었다. CsI가 응축될 것으로 예상되는 곳은 배기체 처리시스템의 배출부에 충진된 1) 메탈울과 배출가스가 스크러버로 들어가기 전 거치는 2) Glass bead이다. Fig. 3에서 보여지듯이 메탈울에 대해 SEM-EDX 분석을 수행한 결과 Cs와 I 성분이 검출되었으며 이 결과는 250℃에서 CsI 가 메탈울에 응축된다는 사실을 보여준다.

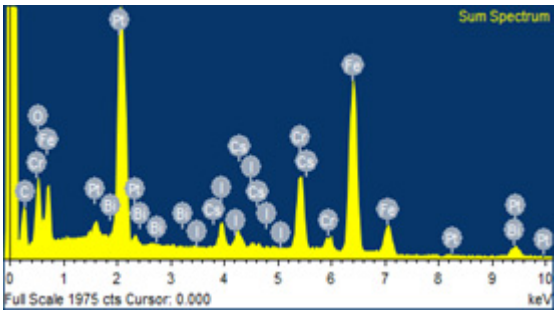



Fig. 3. EDX microanalysis for metal wool.

Glass bead들을 회수하여 육안으로 관찰한 결과 갈색의 알갱이들이 관찰되었으며 이 알갱이들에 대해 SEM-EDX 분석을 실시한 결과 거의 비슷한 질량비율(IL 44.75% Cs L 38.29%)이 관찰되었는데 이 결과는 석탄회 필터를 통과한 CsI는 glass bead에 응축된다는 것을 의미한다.(Fig. 4)

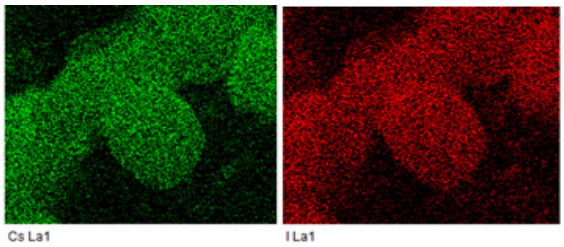



Fig. 4 Element Map for Cs and I in glass beads using EDX on SEM.

## 3. 결론

석탄회필터, 메탈울, Glass bead, 3개의 Scrubber에 포집된 Cs와 I의 정량분석 시 700℃에서 Cs의 포집효율은 98.4%, I2는 39.0%가 얻어졌다. 이 결과는 배기체 처리장치의 내구성을 향상시킬 수 있도록 저온에서의 Cs 포집 가능성을 보여준다. 후속 실험에서는 AgX 필터를 장착하여 $I_2$의 포집 거동에 대해 정성, 정량적으로 분석하고자 한다.

## 4. 감사의 글

이 논문은 2012년도 교육과학기술부의 재원으로 한국 연구 재단의 지원을 받아 수행된 연구임(원자력기술개발사업 No. 2012M2A8A5025696)

## 5. 참고문헌

[1] 박장진 ; 박창제 ; 조광훈 ; 문제선 ; 김영환 ; 서중석 ; 박근일 ; 이정원 ; 이영순 ; 김연구 ; 이재원 ; 정재후 ; 강권호 ; 송기찬 ; 신진명 ; 이호희 ; 김기호 ; 이영우 ; 이도연 ; 이한수 ; 윤여완 ; 이해원 ; 김지헌 ; 정재한 ; 안은주 ; Westphal, B. ; Bateman, K. ; Wahlquist, D, "사용후핵연료 고도 쉬발성 산화공정 기술개발", KAERI/RR-3212/2009.

# 첨단 중성자 흡수소재를 적용한 Cask의 화재조건에서의 열적 건전성 평가

**이희재**, 김미진, 손동성*
울산과학기술원, 울산광역시 울주군 언양읍 유니스트길 50
*dssohn@unist.ac.kr

## 1. 서론

건식저장방식은 용량확장과 장기관리 측면에서 유리하여 여러나라에서 설치하고 운영하고 있는 추세이다. 우리나라의 경우에도 건식저장시설의 필요성과 함께 건식저장용기의 개발이 요구된다. 그러나 Cask에 쓰이는 중성자흡수소재는 현재 전량 수입에 의존하고 있으며 독자적인 소재 개발이 필요하다. 고려되고 있는 첨단소재로는 금속기질인 스테인레스 강에 중성자흡수물질인 가돌리늄을 포함한 중성자 흡수소재이다. 가돌리늄은 스테인레스 강과 열물성치가 다른 경향을 가지고 있기 때문에, 첨단흡수소재를 적용한 Cask에 대해 설계요건 중의 하나로서 붕괴열을 충분히 제거가능한지가 고려되어야 하며 Cask의 열적분포에 얼마나 영향을 미치는지 평가해 볼 필요가 있다.

본 연구에서는 가돌리늄을 포함한 첨단흡수소재를 사용하는 Cask의 운반사고조건에서 열적건전성을 확인해보고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 설계모델

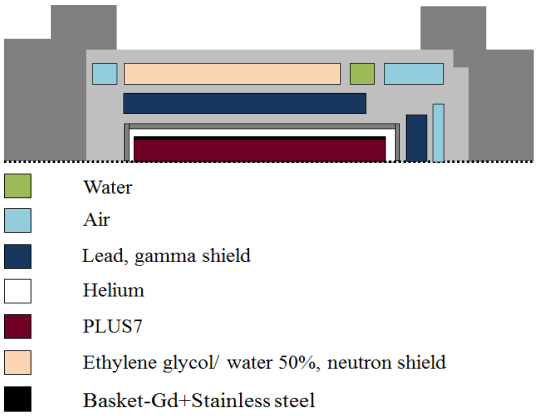



Fig. 1. 2D analysis model and description.

일반적으로, 건식저장방식은 저장중인 핵연료의 산화를 방지하기 위하여 물 대신 기체를 냉각재로 이용하고, 방사선 차폐체로 물 대신 콘크리트나 금속을 이용한다. 본 해석에서는 습식용기인 KSC-1을 기본모델로 설계하였으나, 보수성을 위하여 내부 냉각재로 물이 아닌 불활성기체인 헬륨을 고려하였다. 또한 감마선 차폐체로는 납이, 중성자 차폐체로는 Etylene-glycol 수용액이 사용되었다. 집합체를 내장하는 바스켓에는 기존 KSC-1에서는 스테인레스 강을 사용하나 설계모델에서는 가돌리늄을 첨가한 첨단흡수소재가 적용되었다.

### 2.2 Effective Thermal Propertis

모델에 적용된 물질들의 특성은 Fluent database file과 reference[2]을 참조하였다. 첨단흡수소재의 경우에는 가돌리늄 함량에 따라 열적특성이 달라지게 되므로 Bruggeman 모델에 적용하여 유효열전도도를 산정하였다. 가돌리늄 2vol% 함유하는 소재의 유효열전도도는 Fig. 2와 같다.

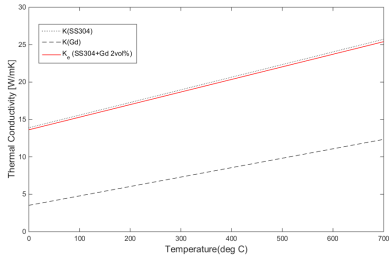



Fig. 2. Effective Thermal Conductivity of SS304 + 2vol% Gd.

가돌리늄의 열전도도는 스테인레스 강에 비해 낮으며 유효열전도도는 온도에 따라 증가하며 스테인레스 강과 유사한 경향을 보인다. 유효비열과 유효밀도는 가돌리늄의 부피 분율을 고려하여 계산되었다.

### 2.3 Thermal Analysis Model

기존모델은 B(U)형 운반용기로 규정에 따른 운반사고조건은 38℃의 주위온도조건 및 열적평형상태에서 800℃ 화재가 30분 동안 진행된 후 자연냉각이 되는 조건이다. 따라서 고온조건에서 정상상태 해석 후 평형상태에 있는 시험물을 화재사고조건의 시간의 변화에 따라 과도상태 해석을 수행하였다. 또한 화재가 시작하면서 용기 외부 shell의 Ethylene-glycol 수용액이 모두 누설되어 공기가 있는 것으로 가정하였다.

### 2.4 Boundary Condition

설계기준연료는 초기 $U_{235}$농축도를 4.5wt%, 냉각기간 7년을 거친 PLUS7 집합체로 이에 대한 최대붕괴열은 체적에 대해 고려해주었다. 적용된 일광량은 '원자력안전위원회 고시 제 2014-50호' 에 명시된 값을 적용하였다. 용기 내부에는 자연대류와 복사열전달을 동시에 고려함으로써 열 안전성 측면에서 보수성을 갖는다. 운반용기와 관련된 규정 Reference [4]에 따르면 화염의 유속은 5~10 m/s이며 대류열전달계수는 15 $W/m^2℃$를 적용하였고, 규정된 표면방사율과 흡수율을 사용하였다.

### 2.5 결과

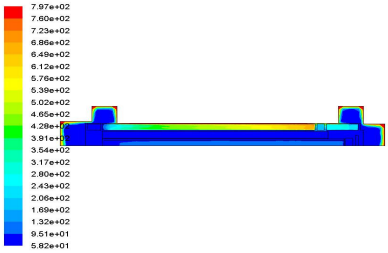


Fig. 3. Temperature distribution at 30min.

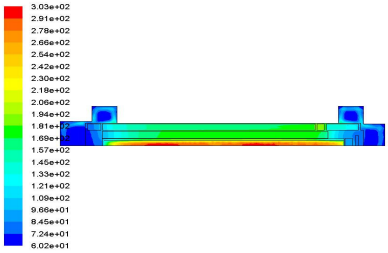


Fig. 4. Temperature distribution at 2hr.

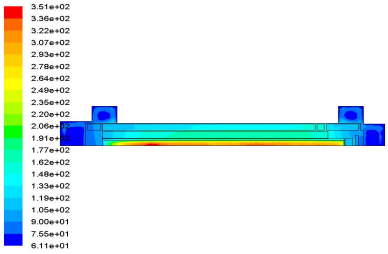


Fig. 5. Temperature distribution at 4hr.

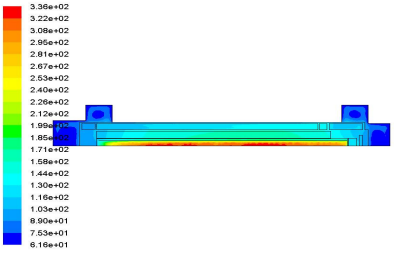


Fig. 6. Temperature distribution at 8hr.

초기조건으로는 최대의 붕괴열과 일광량이 적용되는 조건으로 이 때의 핵연료 표면의 최대온도는 150℃ 이다. 30분간 화재가 일어난 후 자연냉각을 거치면서 복사열전달에 의해 급속도로 용기내부로 열전달이 진행되게 되며, 핵연료의 표면온도는 점차 증가한다. 자연냉각을 거친 cask 내부의 핵연료 표면의 최대온도는 336℃, 납 차폐체는 162℃ 로 계산되었다.

## 3. 결론

본 연구에서는 핵연료집합체 한 다발을 수직으로 운반하는 운송용기에 대해서 사고조건하에 열해석을 진행하였다. 계산결과는 핵연료피복관 표면온도는 336℃로 핵연료파손을 방지하기 위한 570℃ 허용한계 이하였다. 또한 납 차폐체 온도의 경우, 162℃로 용융점 327℃보다 낮아서 허용한계 이하이다. 이상의 결과로 보아 운반사고조건에서도 열적 건전성이 충분히 유지될 것으로 판단된다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 2015년도 산업통상자원부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구과제입니다. (No. 20141710201690)

## 5. 참고문헌

[1] 방사성폐기물 안전관리 통합정보시스템, web.

[2] A.L. Edwards, "Trump/XB 2-A, Computer Program for Processing the Trump Thermal Property Data Compilation", UCRL-50663, May, 1967.

[3] Mi-Jin Kim, Hee-Jae Lee, Dong-Seougn Sohn, "Absorber Contents and Wall thickness for Efficient Used Nuclear Fuel Storage", Proceedings of Global, Paris(France) Sep. 20-24, 2015.

[4] IAEA, "Advisory material for the IAEA Regulations for the Safe Transport the Safe Transport of Radioactive Material", SAFETY GUIDE No. TS-G-1.1(ST-2).

[5] KAERI, "KSC-1 수송용기 안전성분석보고서", Rev.2, Mar, 2015.

# 철-망간 산화물 고체상에서 Ca 공존 유무에 따른 우라늄 수착 거동 영향 연구

**박태진**[1*], 도시현[2], 백민훈[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]숭실대학교, 서울특별시 동작구 상도동 369
*etjpark@kaeri.re.kr

## 1. 서론

방사성폐기물 처분과 관련한 연구개발 분야에서 방사성폐기물은 오랜 시간이 경과하면 결국 처분장에 유입된 지하수와 접촉하고, 용해된 방사성 핵종들은 지하수 흐름을 따라 주위 매질과의 상호반응을 하며 유출될 것으로 예상된다. 지하수에 용해된 방사성 핵종들의 이동은 주어진 조건에 따른 핵종의 용해도와 핵종과 다양한 고체 매질과의 반응에 의해 영향을 받게 된다[1]. 이런 다양한 고체 매질 중, 철 또는 망간을 함유한 광물, 더 포괄적으로 철 또는 망간 산화물의 우라늄 수착반응에 대한 연구가 처분장의 장기안전성 평가와 관련하여 상당한 관심을 받고 있다[2]. 아울러, 지하수 주요성분인 Ca의 우라늄 수착에 대한 영향이 처분장 장기안전성 평가에 있어 중요하다. 그러나 철과 망간을 동시에 함유하는 복합 산화물에 대한 우라늄의 수착반응에 대한 정보는 많지 않다. 더 나아가 고체매질에 Ca가 고상(solid-state)에서 공존하는 경우에 대한 연구는 매우 부족한 것이 현실이다. 본 연구에선 우라늄 장기거동과 관련하여 철/망간 복합 산화물 시스템에 대해 고체상에서 Ca 공존 유무에 따른 우라늄 수착 반응의 영향을 실험적으로 확인하였다. 이를 통해 장기간의 시간에 따른 매질의 환경 변화에 대한 우라늄 거동 특성을 평가하고자 하였다.

## 2. 본론

### 2.1 망간 함유 광물

망간(Mn)은 지각에 존재하는 원소들 중 열 번째로 많은 원소이다. 대략 30개 이상의 망간 산화광물(Mn oxide minerals)이 지질학적 환경에서 발견되었다. 망간 산화광물은 토양, 퇴적물 등에 흔하게 발견되며, 지하수나 토양 조성 등에 영향을 미치는 다양하고 화학반응에 참여하고 있다. 이들은 일반적으로 아주 작은 조각들(grains)로 이루어진 혼합물 형태 또는 코팅물질로 존재하며 상대적으로 넓은 표면적을 갖는다. 아울러 철 산화물과 함께 망간 산화물은 자연발생 방사성핵종(Th-234, Th-228, Ra-228, Ra226 등)의 지화학적 거동을 제어하는 역할을 한다고 알려져 있다[3]. 대표적인 망간 산화광물의 구조를 Fig. 1에 나타냈다.

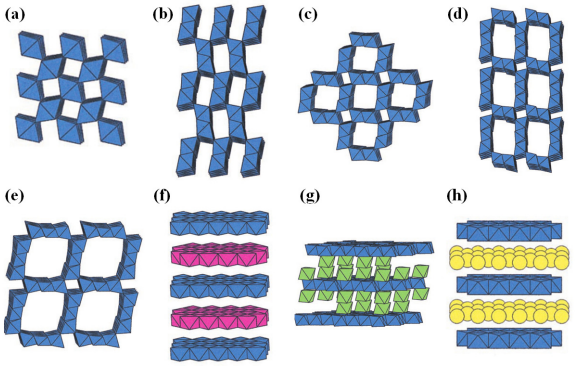



Fig. 1. Polyhedral representations of the crystal structures: (a) Pyrolusite ($MnO_2$), (b) Ramsdellite ($MnO_2$), (c) Hollandite ($Ba_x(Mn^{4+},Mn^{3+})_8O_{16}$, (d) Romanechite ($Ba_{0.66}(Mn^{4+},Mn^{3+})_5O_{10}1.34H_2O$), (e) Todorokite ($(Ca,Na,K)_x(Mn^{4+},Mn^{3+})_6O_{12}3.5H_2O$), (f) Lithiophorite ($LiAl_2(Mn_2^{4+},Mn^{3+})O_6(OH)_6$), (g) Chacophanite ($ZnMn_3O_73H_2O$), and (h) Birnessite ($(Na,Ca)Mn_7O_{14}2.8H_2O$).

### 2.2 철-망간 함유 산화물

철-망간 산화물은 자연에서 흔하게 발견되며, 이들 역시 지하수나 토양 환경에 지대한 영향을 미치는 화학반응에 참여하고 있다. 이런 철-망간 binary 시스템이 독성 물질을 분해하는 화학반응에 성공적으로 적용된 사례도 있다[4]. 이런 철-망간 함유 산화물에 지하수 주요성분인 Ca가 고체상에서 결합되어 공존하는지 유무에 따른 화학반응에 대한 영향을 보기 위해선 조건이 동일 또는 유사한 시스템이 필요하다. 이를 위해 본 연구에선 높은 pH에서 전구물질 현탁액의 혼입 과정을 거쳐 $MnO$-$Fe_3O_4$ 복합 산화물을 합성하였다. 마찬가지 방법으로, Ca가 고체상에서 공존하는 Ca-$MnO$-$Fe_3O_4$ 복합 산화물 역시 합성하였다. 합성된 복합 산화물들의 전자현미경 분석 결과를 Fig. 2에 나타내었

다. 그림에서 명확하게 알 수 있듯이, Fe3O4(a)의 morphology와 비교했을 때, 철-망간 산화물(b)과 칼슘-철-망강 산화물(c)의 경우는 표면에 매우 작은 grain을 형성한 것을 알 수 있었다. 이러한 표면적의 변화는 우라늄 수착반응에 큰 영향을 주는 인자 중 하나이기 때문에 (b)와 (c)의 표면적을 추가적으로 측정(BET)하였다. 그 결과 두 산화물은 비슷한 표면적을 갖는 것을 확인할 수 있었다.

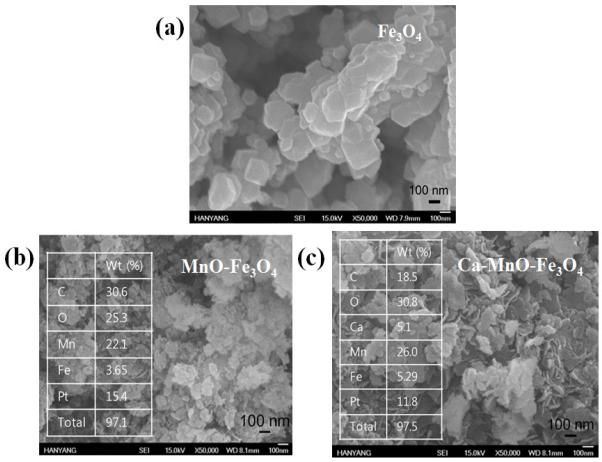



Fig. 2. SEM images of (a) $Fe_3O_4$, (b) $MnO-Fe_3O_4$, and (c) $Ca-MnO-Fe_3O_4$.

### 2.3 우라늄 수착 반응

우라늄 수착 반응의 조건(pH ~8.5, 이온강도 0.1M $NaClO_4$)은 KURT 지하수 조건을 참조하고 글로브박스에서 실험을 수행하였다.

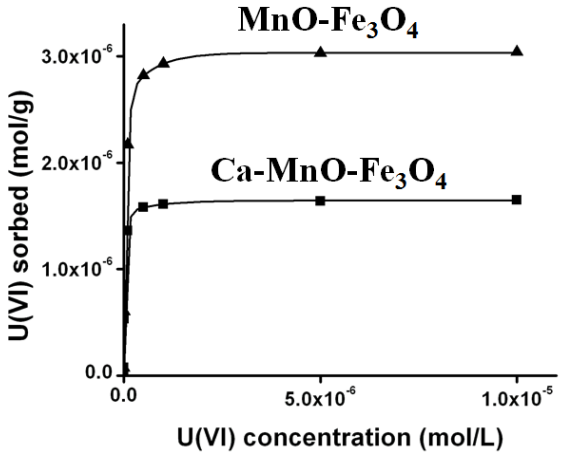



Fig. 3. Results from U sorption experiments.

최대 우라늄 수착량은 $Ca-MnO-Fe_3O_4$의 경우 $1.6\times10^{-6}$, $MnO-Fe_3O_4$ 의 경우 $3.0\times10^{-6}$ mol/g 으로 나타났다. 따라서 실험 결과 Ca가 공존하지 않을 경우 우라늄 수착량이 두 배 더 크게 나타났다. 이는 우라늄의 장기거동 관점에서 필수적으로 상호작용하게 되는 고체 매질인 철-망간 복합 산화물의 경우에 지하수 주요원소인 Ca가 고체상에 공존하면 공존하지 않을 때보다 우라늄 이동을 지연하지 못하는 것으로 판단할 수 있다.

## 3. 결론

처분환경에서 방사성물질에 대한 장기거동 이해를 위한 고체상(solid-state)에서의 지하수 주요원소 공존 유무에 대한 영향을 보기 위해 철-망간 복합 산화물과 칼슘-철-망간 복합 산화물을 합성하고 이들에 대한 우라늄 수착 반응을 살펴보았다. 고체상 Ca 공존 유무에 따라 최대 우라늄 수착량은 두 배 정도 차이가 났다. 따라서 우라늄 장기거동에 있어서 고체상 Ca의 공존이 우라늄 이동 지연에 대해 부정적인 영향을 줄 것으로 예상된다.

## 4. 감사의 글


본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발사업 (No. 2012M2A8A5025589)의 일환으로 연구비를 지원받아 수행되었습니다.


## 5. 참고문헌


[1] Kim, J.-I., Nucl. Eng. Technol. 38(6), 459-82 (2006).

[2] Balan, E.; Neuville, D. R.; Trocellier, P.; Fritsch, E.; Muller, J.-P.; Calas, G., Am. Mineral. 89, 1025 (2001).

[3] Post, J. E., Proc. Natl. Acad. Sci. USA 96, 3447 (1999).

[4] Do, S.-H.; Kwon, Y.-J.; Bang, S.-J.; Kong, S.-H., Chem. Engineer. J. 221, 72 (2013).

# 저온성 미세조류와 다배체 육종 기술을 활용한 오염수 내 세슘 제거 및 가능성 평가

**류병곤**[1], 곽민수[2], 정병률[2], 양희만[1], 박찬우[1], 이근우[1], 서범경[1*]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국과학기술원, 대전광역시 유성구 대학로 291
*bumja@kaeri.re.kr

## 1. 서론

세슘($^{137}Cs$)은 원자로에서 핵분열 시 발생하는 주요 방사성 동위원소 중 하나이다[1]. 우라늄과 토륨의 자발 핵분열로 인해 자연계에 극미량으로 존재할 수 있지만 이는 생태계에 전혀 위해를 미치지 않는 수준이다. 문제로 인식되는 상당수는 바로 핵실험 및 사고로부터 인위적으로 발생되는 것이다. 잘 알려진 예로 체르노빌 원자력 발전사고, 브라질 고이아니아 사고, 그리고 최근 일본의 후쿠시마 핵발전소 사고와 같이 뜻하지 않은 원전사고로 인해 다량의 세슘이 주변 환경으로 유출되었고, 과거 철재 콘크리트로 처리되어 심해저로 버려진 고방사성 핵폐기물로 인해 다량의 방사성 세슘이 유출되어 바다가 오염되어 있는 실정이다. 이렇듯 반감기가 상대적으로 길고 고에너지 감마선을 방출하는 세슘의 누출 및 방치는 제어하기 어려운 형태의 잠재적 오염원이 될 수 있고 2차 오염 및 피해를 야기할 수 있기 때문에 환경에 영향을 미치지 않는 규정 수준 이하의 농도로 핵종의 양 또는 이동성을 저감시킬 수 있는 기술 개발이 시급한 상황이다[1]. 이를 위해 자연적 또는 인위적으로 만들어진 흡착제나 유-무기 이온교환수지 기술 등이 방사성 세슘을 분리 및 제거하는 데 널리 이용되어 왔지만, 높은 운전비용과 낮은 효율 그리고 추가적인 후처리가 필요하다는 것이 단점으로 지적되고 있다[1]. 최근에 기존의 물리-화학적인 처리 공법의 한계를 극복하기 위한 대안으로 생물의 오염물질 분해 능력이나 대사 작용을 이용하여 오염 토양 또는 지하수를 처리하는 생물학적 정화공법 또는 생물소재를 이용해 독성물질을 제거하거나 희귀금속을 회수하는 분야가 많은 관심을 받고 있다. 따라서, 본 연구에서는 대사 및 비대사적 경로로 세슘을 처리할 수 있으면서 저온에서도 활성을 유지할 수 있는 미세조류를 선별하여 세슘 정화 목적을 위해 사용해보고자 하였다. 더불어 반수체(haploid) 미세조류를 다배체(polyploid)로 만들어 세슘 제거 효율과 환경에 대한 내성을 증진시켜 보고자 하였다.

## 2. 본론

### 2.1 실험방법

적합한 미세조류를 선정하기 위해 녹조류에 해당하는 *Chlamydomonas* 외 여러 종의 미세조류를 한국생명공학연구원과 한국과학기술원로부터 분양받았다. 종균을 만들기 위해 분양받은 미세조류를 Beijerinck's solution, phosphate buffer stock solution, Hunter's trace stock solution, 그리고 tris acetate stock solution을 포함한 TAP 배지를 제조하여 필요한 영양분을 공급해주었다. 멸균된 배지가 포함된 배양 플라스크에 각각 분양받은 종균을 접종한 한 뒤, 120 rpm으로 교반시켜 주었고, 25℃에서 형광등 빛을 광원으로 공급하여 종균을 배양하고 활성을 향상시켰다. 이렇게 준비된 종균은 염화세슘(CsCl)이 포함된 TAP 배지로 재접종하여 세슘 제거능을 평가해 보았다. 이를 위해 TAP 배지의 조성을 조정하면서 경쟁 이온으로 알려져 있는 $K^+$을 phosphate buffer에서 제거한 뒤, 세슘의 농도를 100 $\mu$M이 되도록 주입하여 세슘이 포함된 Cs-TAP배지를 준비하였다. 세슘 제거를 위한 배양 실험은 종균 배양실험과 마찬가지로 준비된 Cs-TAP배지에 종균을 주입한 뒤 배양 플라스크를 120 rpm으로 교반시켜 주었고, 25℃에서 형광등 빛을 광원으로 공급시켜 주면서 시간에 따른 미세조류의 성장과 세슘의 제거 동향을 살펴보았다. 미세조류의 성장은 UV-vis spectrometer를 이용하여 680 nm에서 엽록소의 optical density를 측정하여 확인하였고, 세슘의 농도는 ICP-MS를 이용하여 측정하였다.

### 2.2 실험결과 및 고찰

Diploid를 만든 뒤 DAPI로 염색하여 미세조류 이배체 또는 다배체가 잘 만들어졌는지 형광현미경을 이용하여 그 차이를 확인해 보았다 (Fig. 1). 염색체의 양이 눈에 띄게 늘어난 것을 확인할 수 있었다.

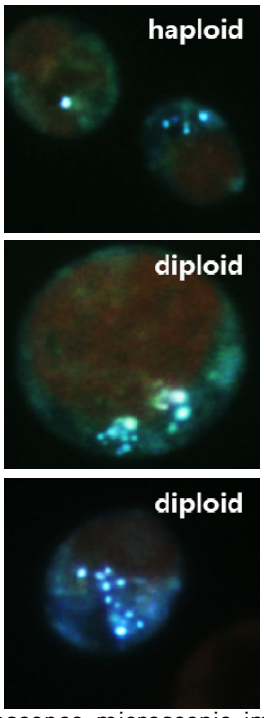



Fig. 1. Fluorescence microscopic images of DAPI stained cells.

Fig. 2-(a) 와 -(b)는 각각 25°C 그리고 10°C에서 미세조류의 성장곡선을 보여주고 있다. 상온에서 각기 다른 조건에서 만들어진 이배체 또는 다배체가 단수체에 비해서 더 낮은 성장 속도를 보였는데, 이것은 유전자의 함량 그리고 성장에 필요한 에너지가 서로 밀접한 관계가 있기 때문으로 사료된다. 하지만 온도가 낮은 10°C에서는 다배체 미세조류의 성장 속도가 더 높은 것을 확인할 수 있었다. 이것은 미세조류가 다배체가 되면서 유전적인 유연성(genetic flexibility)가 높아졌기 때문으로 사료된다.

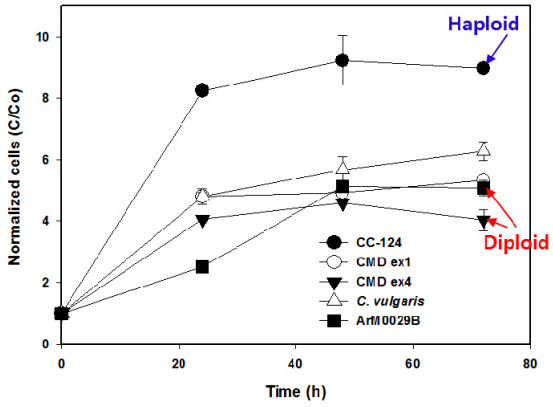



Fig. 2-(a). Growth curves of microalgae in TAP medium containing $Cs^+$ at 25°C.

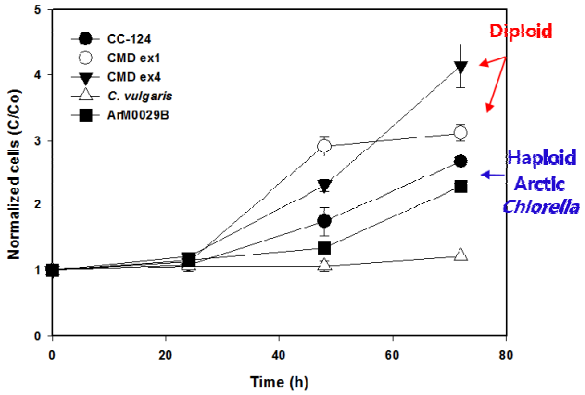



Fig. 2-(a). Growth curves of microalgae in TAP medium containing $Cs^+$ at 10°C.

미세조류에 의해 제거된 세슘의 양을 측정하여 Figure 3에 나타내었다. 전체적으로 미세조류가 다배체가 되면서 세포가 흡수할 수 있는 세슘의 양이 많아진 것을 확인할 수 있었고, 특히 온도가 낮아지는 조건에서 큰 차이를 보이는 것을 확인할 수 있었다.

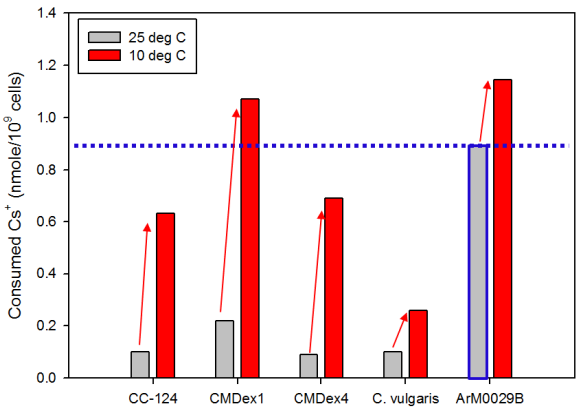



Fig. 3. $Cs^+$ removals after microalgal cultivation.

## 4. 감사의 글

This research was supported by the Korea Ministry of Education, Science, technology Grant funded by the South Korean government (No.2012M2A8a5025996).

## 5. 참고문헌

[1] Inoue K., Gurung M., Adhikari B.B., Alam S., Kawakita H., Ohto K., Kurata M., Atsumi K. Adsorptive removal of cesium using bio fuel extraction microalgal waste. J. Hazard. Mat. 2014. 271, 196-201.

# 방사성폐기물 자체처분 전용오염검사장비(Clearance Monitor) 측정챔버 개발

**이영주**[1*], 강기두[1], 이모성[2]
[1]한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전 유성구 유성대로 1312번길 70
[2]청주대학교, 충청북도 청주시 청원구 대성로 298-0
*ramsessyoung@khnp.co.kr

## 1. 서론

자체처분이란 원자력안전법에 따라 원자력안전위원회가 정하는 값 미만이 된 방사성폐기물을 소각·매립·재활용 등의 방법으로 처분하는 것으로 실제 원전에서는 IAEA 해제준위[1] 핵종별 농도 ($^{60}$Co $^{137}$Cs의 경우, 0.1 Bq/g)의 1/10~1/100 수준에 해당되는 것 위주로 처분하고 있다. 현재 규제기관에서는 철제류 대상 폐기물에 대해서는 전수검사와 자체처분 전용오염검사장비(이하 검사장비) 측정결과를 함께 제출하도록 요구하고 있다. 이미 해외에서 상용화된 검사장비는 Clearance 혹은 Free Release Monitor로 불리우며 독일, 미국 등의 원전에서 운영되고 있다. 그러나 이들 해외 상용 검사장비는 국내원전 적용시 기능개선이나 측정알고리즘 변경 등에 있어서 매우 제한적인 것이 사실이다. 한수원(주) 중앙연구원에서는 2013년 9월부터 철제류 자체처분 대상 폐기물에 대해 최종 오염여부를 재확인할 수 있는 오염검사장비 개발을 착수하여 현재 측정챔버 제작을 완료하였고 고유 알고리즘 개발을 진행중이다. 본 논문에서는 해외 상용장비의 설계특징을 분석/반영하고 국내원전 대상폐기물(철제류) 특성과 사용 편의성을 고려한 측정챔버 설계요건에 대해 기술하였다.

## 2. 본론

### 2.1 해외 상용 검사장비

독일 Mirion사 및 Thermo-Fisher사의 오염검사장비의 측정챔버는 Table 1과 같이 직육면체 혹은 정육면체 형태이며, 주변 백그라운드 영향을 최소화하기 위해 50 nmm 납으로 차폐를 하고 있다. 또한 대상폐기물의 감마방사능을 상대적으로 신속하게 측정하기 위해 플라스틱 섬광검출기를 이용하여 총 감마방사능을 측정한다. 플라스틱 섬광검출기는 NaI 섬광검출기나 HPGe 보다 검출효율은 좋으나, 분해능이 좋지 못하기 때문에 대부분의 상용장비는 감마핵종 판별은 거의 불가능하다는 단점이 있다. $^{60}$Co과 $^{137}$Cs과 같이 대락적으로 고/저에너지 구간을 나누어 판별할 수 밖에 없다. 따라서 자연방사선 핵종에 의한 영향을 판별하기가 사실상 불가능하다. 그럼에도 플라스틱 섬광검출기를 사용하는 이유는 대형 측정챔버에 사용할 만한 크기의 검출기는 플라스틱 섬광검출기가 유일하기 때문이다.

Table 1. Comparison of commercial clearance monitor from oversea manufacturer.

| 구분 | A사 | B사 | C사 |
|---|---|---|---|
| 검출기 | Plastic Scintillation | | |
| 검출기 수 | 24 ea | 6 ea | 32 ea |
| 검출기 배치 | 4ea/1면 | 1ea/1면 | 확인불가 |
| 챔버형태 | 직사각형 (1.4×1.1×1.2)m | 정사각형 (0.9×0.9×0.9)m | 직사각형 (1.3×09×0.9)m |
| 검출영역 | 58% | 60% | 58% |
| 차폐 | 50mm 납(4파이) | 50mm 납(4파이) | 50mm 납(4파이) |
| 1회 최대 측정용량 | 1000 kg | 600 kg | 1000 kg |

측정챔버 1면에 검출기 배치는 1개에서 최대 약 4개씩 배치하고 있는데, 이렇게 검출기 수량이 많으면 챔버내 오염위치를 파악하는데 유리한 점은 있으나, 광전증배관의 증가로 인해 불감지역이 증가하는 단점이 있다. 또한 50 mm 납으로 측정챔버 전체를 차폐하고 있기 때문에 사용자가 검출기 교체 등 필요한 경우 차폐를 분해해야 하는 어려움이 있다.

### 2.2 국내원전 절체류 폐기물 현황

발생된 폐기물의 약 90% 이상은 철이며 일부 알루미늄, 스테인리스, 납 등 이며, 형상은 배관, 공기조화기 필터 프레임, 방화문, 모터, H빔 및 전등갓 등 매우 다양한 형태를 보이고 있다. 현재 원전에서는 생성원 별로 Fig. 1과 같이 약200 kg 단위로 분류하여 임시저장고에 보관하고 있다. 가동중인 원전에서 지난 10여년간 발생된 고체폐기물은 평균적으로 연간 약 220 드럼규모이고 총 발생량은 약 4만드럼이며 이중 약 26%가 철제류 이다.

그러나 이중 제염 및 자체처분을 위해 임시저장운인 폐기물은 총 2,500여 톤으로 추정되며, 이중 철제류 폐기물은 약 620여톤이 임시저장 중이다.[2]



Fig. 1. Status of metal scrap for self disposal.

또한 원전 해체 시는 약 4만톤 가량(드럼 환산시 약 95,000 드럼)의 금속폐기물 발생이 예상되고 이중 92%는 비오염이며, 6%는 처리 후 재활용, 나머지 2% 만이 방사성폐기물로 분류되는 것으로 알려져 있어[3] 상당수의 자체처분 폐기물이 발생될 것으로 보여진다.

### 2.3 검사장비 측정챔버 설계 및 제작

측정챔버 주요 특성은 Table 2와 같다. 플라스틱 섬광검출기외에 핵종분석을 2" × 4" × 16"의 NaI 섬광검출기를 측정챔버 좌/우면과 바닥면에 설치하였으며 플라스틱 섬광검출기는 챔버 1면당 2개씩 설치하였다.

Table 2. Design characteristics of KHNP's measurement chamber for clearance

| 구분 | 설계특성 |
|---|---|
| 검출기 | Plastic Scintillation(12 ea)<br>NaI 섬광검출기(3 ea) |
| 검출기 배치 | 플라스틱 섬광검출기 : 2ea/1면<br>NaI 섬광검출기 : 좌/우/바닥 각 1ea |
| 챔버형태 | 직사각형(1.5×1.0×1.0)m |
| 검출영역 | 71% |
| 차폐 | 50mm 납(4파이) |

챔버 전체 면적에 대비 플라스틱 섬광검출기가 차지하는 면적은 71%로 불감지역을 최소화 하였다. 특히 NaI 섬광검출기의 주요 단점인 주변온도에 따른 파고 이동 현상 보정을 위해 $^{241}$Am 선원을 검출기에 부착하였다. $^{241}$Am에서 방출되는 저에너지 감마선(약 59 kev)의 온도에 따른 파고이동비를 이용하여 스펙트럼 전영역의 피크를 자동으로 보정할 수 있게 하였다. 또한 검출기 교체 등 유지보수를 용이하게 하기 위해서 외부 납차폐 분해가 필요없도록 검출부를 자동으로 인출할 수 있게 하였다. 즉 Fig. 2 와 같이 챔버 바닥면을 제외한 모든 검출기를 일체형으로 제작하여 필요시 자동으로 인출할 수 있다.

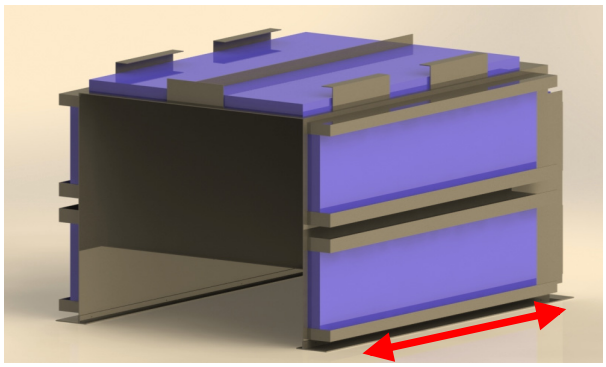


Fig. 2. Schematic diagram of detection part.

챔버형태는 철제류 차체분 대상폐기물의 길이가 보통 1m ~1.2m를 고려하여 한면의 길이를 1.5m인 장방형으로 하여 추가 절단 없이 측정할 수 있도록 하였다.

## 3. 결론

해외상용 검사장비에 비해 측정성능 및 편의성을 고려하여 자체처분 전용오염검사장비 측정챔버를 개발하였다. 폐기물의 총 감마 방사능외에 핵종분석이 가능하도록 하였으며, 개발된 측정챔버 조건에서의 MDA 모사결과 빈챔버에서 1분간 측정시 $^{60}$Co 42 Bq, $^{137}$Cs 78 Bq로 산출되었다. 2016년말 완료될 측정알고리즘 개발은 27개 지역에 대한 핫소스 판별, 챔버내 폐기물 부피(높이) 및 밀도에 따른 보정기능 등을 구현할 계획이다.

## 4. 참고문헌


[1] IAEA Safety Series RS-G-1.7 'Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance.

[2] 2013-50003339-단-0823TR "원전 저오염 방사성폐기물 자체처분 기술개발 연구 최종보고서 (2012).

[3] 강기두, 이영주, 원유호 "방사성폐기물 자체처분 오염감시기 설계요건", 방사성폐기물학회 2014 추계학술발표회,441-442, 10.15~17, 2014, 여수.

# 한국원자력연구원의 운영폐기물 영구처분장 인도준비 시스템

**홍대석***, 장원혁, 신기백, 강일식, 김태국
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*dshong@kaeri.re.kr

## 1. 서론

경주에 위치한 영구처분장의 건설이 완료되고, 2015년 7월을 기준으로 중•저준위 방사성폐기물의 최초 처분이 수행됨에 따라, 방사성폐기물의 처분에 대한 국민의 관심이 한층 높아지고 있다.

한국원자력연구원의 경우, 주민 밀집지역에 바로 인접하여 위치한 원자력시설이라는 이유로, 원내 보유 중인 방사성폐기물에 대한 지역주민, 정치권, 언론 및 정부기관 등의 관심과 우려 속에 방사성폐기물의 영구처분장 인도를 지속적으로 준비해왔다.

서울의 연구로 해체현장 및 대전에 분산하여 방사성폐기물을 보관하고 있는 한국원자력연구원은 2015년도에 총 800 드럼의 방사성폐기물을 영구처분장으로 인도하는 계획을 추진하고 있으며, 이 중 운영폐기물 284 드럼(200리터 기준)은 금년 10월에 한국원자력환경공단에 인도할 예정이다.

한국원자력연구원 보유 방사성폐기물의 최초 처분을 수행함에 있어, 연구원 내 이를 위한 시스템을 구축 및 운영하고 있으며, 본 논문에서는 이에 대해 기술할 예정이다.

## 2. 본론

### 2.1 운영폐기물

한국원자력연구원에서 보유하고 있는 방사성폐기물은 크게 해체폐기물과 운영폐기물로 구분할 수 있다. 이 중 해체폐기물은 사용목적이 없어진 연구로 및 변환시설의 해체과정에서 발생되는 것으로, 발생이 완료되어 추가적인 발생은 예상되지 않고 있다.

반면 운영폐기물은 연구용원자로인 하나로, 조사재시험시설, 조사후연료시험시설, 방사성폐기물처리시설 등의 원자력시설의 운영과정에서 발생하는 폐기물과 국가 원자력 R&D과정에서 필연적으로 발생되는 부산물로 구성되고 있다.

운영폐기물의 연평균 발생량은 약 520 드럼 정도로 추산되고 있으며, 처리 후 실실적으로 발생되는 영구처분 대상 폐기물 연간 약 360 드럼 정도가 된다. 또한, 2015년도 2분기말 기준으로 한국원자력연구원 내 방사성폐기물저장시설에서 보관하고 있는 운영폐기물은 약 10,700 드럼이며, 관련 법에 기술된 요건에 적합하도록 처리한 후 향후 모두 영구처분할 예정이다.

### 2.2 방사성폐기물 영구처분장 인도계획

원자력연구원은 단순 처리 후 보관하는 수준으로 발생되는 방사성폐기물을 관리하다가, 국가 방사성폐기물 관리계획 및 원자력환경공단의 운영계획에 맞추어 보관 중인 방사성폐기물을 영구처분장으로 인도하기 위한 계획을 수립하였으며, 실질적인 처분준비는 관련 제도가 정비되고, 영구처분장 운영이 가시화된 2009년도부터 진행되었다.

원자력연구원의 방사성폐기물 영구처분장 인도계획은 (1) 2015년도부터 연간 800 드럼의 방사성폐기물을 순차적으로 운반 (2) 방사성폐기물은 육로를 이용해 운반 (3) 방사성폐기물의 영구처분 및 안전운반과 관련된 모든 법규 사항의 준수 등으로 되어 있다. 이에 따라, 2015년에는 서울 해체폐기물을 포함하여 800 드럼의 방사성폐기물을 10월 및 11월에 운반하기 위하여 관련 사항을 추진하고 있다.

방사성폐기물을 영구처분장으로 인도하기 위해서는 관련 법[1]에 따른 관리비용을 납부하여야 하며, 이를 사전에 적립하여야 한다. 방사성폐기물 관리비용의 적립은 2009년도부터 시작되었으며, 2015년 기준 약 2,080 드럼을 처분할 수 있는 비용이 적립되어 있다.

### 2.3 방사성폐기물 영구처분장 인도준비 시스템

원자력연구원에서는 2015년도에 시작되어 지속적으로 반복되는 방사성폐기물 영구처분장 인도를 위하여 인도하는 방사성폐기물의 처분적합성 확보, 운반안전성 제고, 주민 수용성 확보 등을 위한 시스템을 구축하여 운영하고 있다. 이에 대한 시스템은 다음과 같다.

2.3.1 폐기물 관리 시스템

원자력연구원에서는 통합안전경영시스템(ANSIM) 내 폐기물 관리 메뉴를 두어 운영하고 있다(Fig. 1). 해당 시스템을 이용하게 되면서, 방사성폐기물은 발생시부터 전산화되어 관리되게 되었다. 관리되는 정보로서 발생시설 및 발생자, 함유된 방사성핵종 등의 발생특성, 방사성폐기물 수집 및 처리정보, 방사성폐기물 관리 목록 등이 있다. 이에 따라, 방사성폐기물은 발생시부터 처분장 인도시점까지 전생애적 관리가 가능해졌다.




Fig. 1. Radwaste management at ANSIM at KAERI.

2.3.2 폐기물 처리 시스템

2015년도에 영구처분장으로 인도되는 방사성폐기물은 원자력시설에서 발생된 공기조화 폐필터이다. 처분대상 공기조화 폐필터의 부피감용 압축처리를 위하여, 연구원 내 방사성폐기물처리시설에서는 발생된 폐필터의 처리 전 이력관리, 해체된 폐필터 여재의 드럼 내 포장 및 압축, 폐필터 시료채취 및 분석 등의 과정을 수행하였다(Fig. 2).




Fig. 2. Treatment procedure for spent filter at KAERI.

2.3.3 처분제한 물질의 관리

방사성폐기물의 처분장 인도를 위해서는 관련법[2]에 따라 방사성폐기물을 처리 및 관리하여야 한다. 2015년 처분대상 운영폐기물은 공기조화시스템에서 발생한 폐필터이므로, 처분제한 물질을 함유할 가능성이 극히 낮다. 이의 확인을 위하여 발생자가 제공하는 정보를 기반으로 1차적으로 확인하며, 처리작업을 통하여 2차 확인, 표본 폐기물 분석으로 통한 검증 등의 작업을 수행하였다.

2.3.4 폐기물의 방사선적 특성분석

폐기물의 방사선적 특성분석을 위하여 채취한 시료의 방사화학적 파괴분석이 수행되었다. 채취부위는 사전연구[3]를 통하여 방사성핵종이 가장 많이 검출되는 부위 위주로 채취되었다. 또한 시료 분석은 KOLAS를 보유하고 있는 연구원 내 분석부서에서 수행하였다.

2.3.5 기타

처분건전성 확보를 위하여 폐기물의 포장에 이용된 드럼의 건전성은 제조 업체의 시험 성적서 확인을 통하여 수행되며, 드럼이 포장율은 확인 도구를 이용하여 전 드럼에 대해 평가하였다.

## 3. 결론

원자력연구원은 2015년을 시작으로 매년 800드럼씩 영구처분장으로 인도하기 위하여, 기관의 전문성을 활용하여 시스템을 구축하였으며, 관련법에 적합하도록 방사성폐기물을 처리 및 보관하고 있다.

해당 시스템을 이용하여 안정적이며 안전적인 방사성폐기물의 운반 및 처분장 인도가 수행될 수 있을 것으로 판단되며, 점차적인 지역주민의 우려해소가 가능할 것으로 판단한다.

## 4. 참고문헌

[1] 방사성폐기물 관리비용 및 사용후핵연료관리부담금 등의 산정기준에 관한 규정.

[2] 중·저준위 방사성폐기물 인도규정.

[3] 'Radioactive analysis of a spent HEPA filter using the distribution characteristics of the captured radionuclide', journal of nuclear science and technology, supplement 5, 2008.

# 고리 1호기 해체 후 부지 재이용 및 폐기물 재활용 방안

**이주호***, 서영아, 임만성
한국과학기술원, 대전광역시 유성구 대학로 291
*cor125@kaist.ac.kr

## 1. 서론

2017년 영구정지 한 후 해체 국면으로 들어가는 고리 1호기(PWR, 586MWe)는 우리나라 원자력 해체산업의 주요한 이정표가 될 것이다. 해체 후 부지 재이용 방안은 해체의 최종 목표를 설정함에 있어서 필수적으로 고려해야하는 중요한 요소이며, 폐기물 재활용 방안은 원전해체비의 40%를 차지하는 폐기물처분비에 영향을 줄 수 있는 중요한 요인으로 해체의 초기단계에서 해체부지 및 해체폐기물에 대한 계획 및 전략을 적극적으로 검토할 필요가 있다. 하지만 고리 1호기 해체를 앞둔 지금, 부지 재이용 방안과 해체 폐기물에 대한 구체적 논의가 부재한 실정이다. 그리하여 부지 재이용 방법론 및 폐기물 재활용 시나리오들의 검토를 통하여 한국의 상황에 맞는 고리 1호기의 재이용 방안과 재활용 방안에 대해서 논의하고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 세계 원전 해체 후 부지 재이용 현황

현재 가동이 정지되어 해체를 기다리고 있는 원전은 전 세계에서 140기 정도이며 이중 20기는 해체된 상황이다. 해체 원전의 부지재이용 현황을 조사한 결과 Table 1과 같이 크게 3가지, 그린필드, 원자력관계시설, 대체발전원으로 압축 할 수 있었다. 대부분의 원전들이 그린필드로 재이용 되었으며, 가동기간이 얼마 되지 않은 원전들은 기기건물들을 재이용하여 산업부지로 이용되었다.

미국의 경우 해체 부지에 사용후핵연료 중간저장을 위한 독립저장시설(independent spent fuel storage installation, ISFSI)이 존재하며 고준위폐기물 처리시설로 인수하여 처리 또는 영구 처분하기 전까지 일정기간 안전하게 저장토록 하고 있다. 이는 원전 저장조의 용량 포화문제를 겪고 있는 우리나라의 상황을 고려할 때 관심 있게 검토해 보아야 할 것으로 보인다.

Table 1. World Status on Reuse of Decommissioned NPP site

| Purpose | Reactor type | Unit | ISFSI |
|---|---|---|---|
| Greenfield | BWR | • BigRockPoint | ISFSI |
| | PWR | • MaineYankee | ISFSI |
| | PWR | • RanchoSeco | ISFSI |
| | PWR | • Yankee-Rowe | ISFSI |
| | PWR | • Shippingport | |
| | PWR | • Trojan | ISFSI |
| | BWR | • Bonus(museum) | |
| | OCM | • Piqua(office) | |
| | BWR | • Grosswelzheim | |
| | HWGR | • Niederaichbach | |
| | BWR | • JPDR | |
| Nuclear Facilities | VVER | • GreifswaldUnit1~5 (waste storage) | |
| Substituted Power Plant | HTGR | • FortSt.Vrain | ISFSI |
| | PWR | • ConnecticutYankee | ISFSI |
| | BWR | • Pathfinder | |
| | BWR | • Shoreham | |
| | BWR | • ElkRiver | |

### 2.2 한국형 부지재이용 방안

세계 해체부지 재이용 현황을 토대로 고리 1호기의 부지재이용 방안으로 6가지 시나리오를 모델링하였고, 부지재이용과 관련된 검토인자들을 적용하여 평가하였다. 현재 IAEA에서는 해체 후 부지 재이용을 결정함에 있어 사회경제학적 영향, 해체 영향, 환경 영향, 이해관계자 영향이라는 4가지 큰 인자들을 고려하였으나 이러한 인자들을 국내에 적용하기에는 자료상의 한계가 있어, 안전성, 대중수용성, 경제성, 지리적 조건, 국가적 상황 등 5가지 새로운 검토인자들로 사용하는 부지재이용 평가방법론을 고려하였다.

각각의 시나리오는 그린필드-공원 (시나리오 1), 그린필드-일반시설(박물관, 사무실 등) (시나리오 2), 그린필드-ISFSI(단기저장시설) (시나리오 3), 원자력관계시설-재처리시설 (시나리오 4), 원자력관계시설-새 원전 (시나리오 5), 대체발전원 (시나리오 6) 이다. 각각의 시나리오들에 대해 앞 절에서 언급한 검토인자들에 대하여 평가하였으며 Table 2는 그 결과를 보여주고 있다.

Table 2. Comparison on relative nuclear reuse site factor

| | Safety | Public acceptance | Economy | Site accessibility | National Condition |
|---|---|---|---|---|---|
| Scenario 1 | +++ | +++ | - | - | + |
| Scenario 2 | ++ | +++ | + | - | + |
| Scenario 3 | + | + | ++ | +++ | +++ |
| Scenario 4 | + | - | ++ | ++ | + |
| Scenario 5 | + | - | +++ | +++ | + |
| Scenario 6 | ++ | + | +++ | - | + |

Table 2에 나타난 바와 같이 대중수용성 및 안전성에 가장 큰 장점을 지닌 시나리오는 1과 2이나 인접부지에 원전이 있는 지리적 조건 및 국내 상황을 고려할 때 한계가 있을 것으로 판단된다. 시나리오 3은 고준위폐기물 저장시설이 지어질 때까지의 임시저장시설로써 사용후핵연료 저장 공간 포화를 앞두고 있는 국내 상황에 큰 장점이 있으나 주민과의 충분한 대화가 필요할 것으로 생각된다. 경제성에 장점을 지닌 시나리오는 4, 5와 6이나 시나리오 4와 5는 대중수용성에, 시나리오 6은 시나리오 1과 마찬가지로 지리적 조건에 제약이 있을 것으로 판단된다.

### 2.3 원전 해체시 예상되는 폐기물의 재활용 필요성

고리 1호기의 예상해체폐기물은 총 49,139톤으로 콘크리트 양과 금속의 양은 각각 34,642톤, 10,797톤이다. NUREG-1640의 자료를 토대로 한국형 원전의 상황에 맞게 적용하여 고리 1호기의 방사성폐기물을 예측해본 결과, 콘크리트는 199톤 정도, 금속폐기물은 2280톤 정도로 산출되었다.

Fig. 1은 우리나라 모든 원전의 해체시 매년마다 나올 방사성콘크리트 폐기물의 양을 산출한 결과이다. 해체기간을 10년, 20년으로 가정하여 방사성콘크리트 폐기물의 양의 변화를 보여주었다.

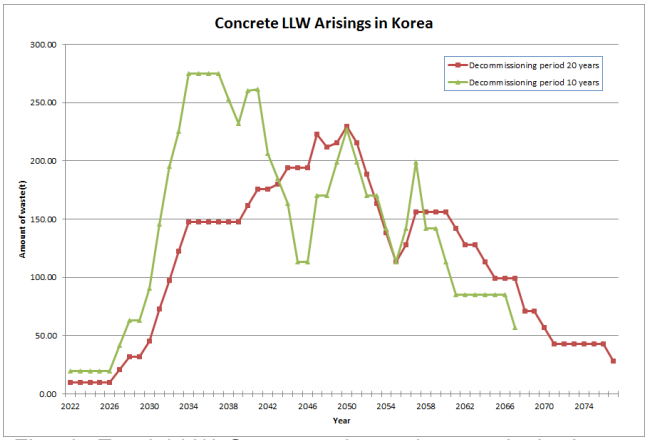



Fig. 1. Total LLW Concrete from decommissioning Korean NPP.

이러한 다량의 폐기물을 처분하는 것은 처분용량이 제한되는 현재 국내 상황을 고려할 때 어려움이 예상된다. 따라서 방사성콘크리트의 폐기물을 재활용하는 가능성을 고려하고자 한다. 방사성콘크리트 폐기물의 재활용 방안은 첫째로, 콘크리트의 분쇄 후 저장소를 메우는 재료로서의 제품의 재활용 방안이 있다. 둘째로, 콘크리트 파편을 분쇄하여 나온 골재를 차폐벽으로 재사용하는 방안이 있다. 단 이 경우 분쇄작업으로 생성된 미세먼지가 대기에 노출될 수 있기에 오염되는 것을 막아야 한다. 셋째로, 컨테이너 안에 중저준위 폐기물을 고정되도록 채우는 캐니스터 내 드럼 고정화 매체로의 재활용 방안이다. 이러한 방법들은 중저준위 폐기물처분장에 바로 처분하는 것보다 효과적임을 입증된 사례들이 있는데, 우리나라의 경우 폐기물 처분비가 비싼 편이기에 재활용방안은 중요하게 고려되어야 할 것으로 보인다.

## 3. 결론

원자력발전소 해체의 목적과 범위, 비용에 영향을 미치는 부지재이용을 결정함에 있어서 부지재이용의 방법론을 검토인자들을 고려하여 제시하였고, 이를 토대로 고리 1호기의 부지재이용 시나리오에 적용하여 여러 부지재이용 방안의 장단점을 평가하였다. 최적의 재이용방안은 각각의 검토인자들의 중요성에 따른 가중치에 따라 달라질 수 있을 것이나 모든 인자들의 중요성을 동일하게 본다면 그린필드 - ISFSI(단기저장시설)를 효과적인 방안으로 고려할 수 있을 것이다. 고리 1호기의 예상 해체폐기물의 양과 연도별 우리나라 원전의 예상 해체방사성폐기물의 양을 예측하였다. 또한 방사성콘크리트의 재활용방안을 3가지로 제시하였다. 이러한 방안들은 고리 1호기의 해체 계획을 구체적으로 수립할 때 참고 자료로 활용될 수 있을 것으로 판단된다.

## 4. 참고문헌

[1] U.S. Nuclear Regulatory Commission, "RADIOLOGICAL ASSESSMENTS FOR CLEARANCE OF MATERIALS FROM NUCLEAR FACILITIES." NUREG-1640 (2003).

[2] Development of Decommissioning, Decontamination and Reuse Technology for Nuclear Facilities, KAERI/RR-3448 (2011).

# 사용후핵연료 처분시스템 인공방벽 물성 및 지화학적 특성과 근계영역 유동률 변화에 따른 Pu-239의 거동 민감도

**이연명***, 최희주
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ymlee@kaeri.re.kr

## 1. 서론

파이로 처리(pyroprocess) 사용후 핵연료 건식 재처리를 통하여 TRU도 줄이고 고방열 핵종을 분리시켜 고준위 폐기물의 처분량을 줄이며 우라늄자원을 재활용할 수 있는데 이 때 발생되는 폐기물의 형태는 파이로 처분시스템(A-KRS) 내에 처분된다. 이 처분 개념에 따르면 200 m 심도의 터널 처분장에는 사용후 핵연료의 피복관 탈피로 생성되는 금속폐기물을, 그리고 500 m 심도의 터널 처분장에는 LiCl-KCl 공용융염을 산화 침전법으로 수집, 여과하여 모나자이트 (Monazite)로 고화한 세라믹 고준위 폐기물을 각각 분리하여 Fig. 1과 같이 처분하는 방안으로 되어 있다.

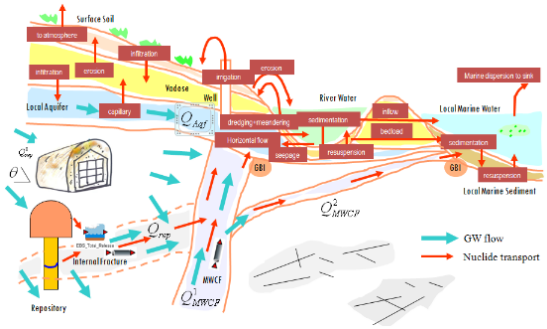



Fig. 1. Conceptual A-KRS/KRS Disposal System.

그러나 현재 유력한 처분 방안으로 고려되고 있는 A-KRS와 함께 파이로처리와 같은 사용후 핵연료의 2차적 처리를 회피하고 직접 영구 처분하는 방안도 수년 전부터 여전히 중요한 대안으로서 고려되어 오고 있다. 한국원자력연구원에서 개발, 제시한 이러한 사용후 핵연료 직접 처분 시스템(KRS)은 스웨덴의 수직공 처분인 KBS-3V와 유사한 처분 개념으로서, Fig. 1의 A-KRS 처분 시스템 개념에서 금속처분장을 배제시키면 심도나 처분 형태 모두 세라믹 터널 처분장과 유사한 형태를 갖는다[2]. A-KRS와 KRS 두 처분 개념 어느 경우나 핵종의 유출, 이동 및 생태계로의 확산에 따른 피폭에 관련된 정상 및 사고시나리오 평가는 처분 시스템 안전성 및 장기 성능 평가와 함께 처분 시스템 설계 피드백에도 필요하다. 이러한 평가를 위한 코드로서 상용 모사 프로그램인 GoldSim Transport Module (GTM) [1]을 이용하여 전산 프로그램을 개발 활용하고 있다[3]. 이 연구를 통하여 KRS 시스템의 완충재의 설치 두께, 공극률 등 대표적인 물성과 흡착계수와 같은 지화학적 특성의 확률론적 분포와 주변 근계영역 내 지하수의 유동률의 결정론적 변화에 따른 피폭 선량률의 민감도를 조사하는 연구가 수행되었다. 이 중 Pu-239 핵종의 거동에 대한 민감도에 대한 결과를 제시하고 논의하고자 한다.

## 2. 계산결과와 논의

Pu-239는 PWR 사용후 핵연료 내 타 핵종에 비하여 비교적 다량 (47 mole/canister)의 재고량을 갖는 주요한 핵종으로서 반감기가 24,065 년으로 어느 정도 긴데다 벤토나이트 완충재에서 큰 흡착능을 갖는 것으로 알려진  편이다. 민감도 검토를 위하여 완충재 내의 최빈값 흡착계수를 3 $m^3$/kg으로 가정하고, 확률론적 평가를 위하여 이 들 값의 분포는 최소값 0과 최대값 30 $m^3$/kg을 갖는 삼각분포 {Triangular(0, 3, 30)$m^3$/kg}를 따르는 것으로 간주하였다. 처분공 캐니스터 주위에 설치되는 완충재의 두께는 0.4 ~ 0.5 m 정도가 그 설계값으로 갖지만, 이 역시 균일 분포로 Uniform(0,1)m를 따르며,  처분장 근처의 지하수 완충재의 공극률도 0에서 1사이의 Uniform(0,1) 분포를 따른다고 가정하였다.

이러한 완충재의 특성과 이들 인자 값의 통계적 변화에 동반하여 처분장 근계영역 내 지하수의 유동률의 변화가 급격히 이루어져 100배로 증가하는 경우에 대해서 조사해보았다. 처분장과 그 주변 근계 영역에서의 지하수 유동률은 처분장의 하부 투영면적 (footprint)를 시간당 수직으로 통과하는 지하수 유동량과, 처분공의 간격과 처분 터널의 간격으로 결정되는 투영면적 내의 한 개의 처분공이 차지하는 면적을 통하여 단위 캐니스터 당 지하수 유동률을 구할 수 있게 된다.

Fig. 2에서 보는 대로 완충재에 관련된 이들 물성 및 지화학적 특성의 변화에 따른 농축 피폭 집단에 대한 Pu-239에 의한 피폭 선량의 변화가 매

우 심하게 나타나는 것을 알 수 있었다. 또 Fig. 3의 Pu-239의 Kd값의 변화에 따른 민감도를 나타내는 산포도에서도 보이는 대로 Kd가 증가하면서 Pu-239에 의한 농축 피폭 집단의 피폭 선량이 줄어드는 것을 알 수 있었고, 대표값을 갖는 근계 영역 내 지하수 유동률 (reference case)에 대하여 100배로 증가된 경우 2 order 정도로 거의 선형적으로 증가하는 것으로 나타나며 매우 민감하게 반응을 보이는 것도 알 수 있었다.

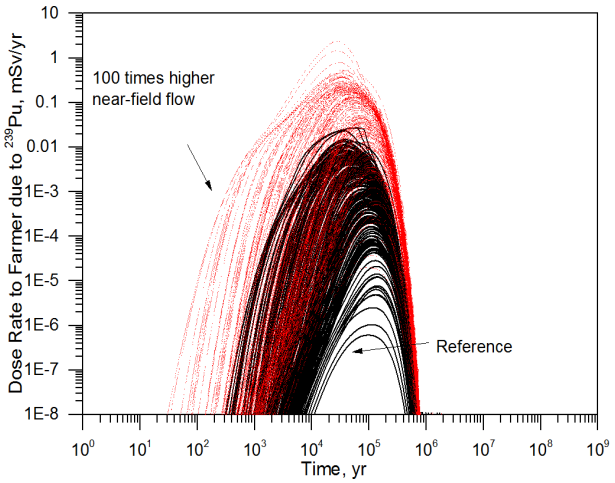



Fig. 2. 200 realizations of dose to farming exposure group for each case of different flow rate.

Fig. 4에는 민감도 분석 대상 인자로서 이들 물성 및 지화학적 특성 값이 갖는 민감도를 정량적으로 비교해 보였는데, 완충재의 두께가 공극률이나 흡착계수에 비하여 보다 더 민감한 것으로 나타나고 있음을 알 수 있었다.

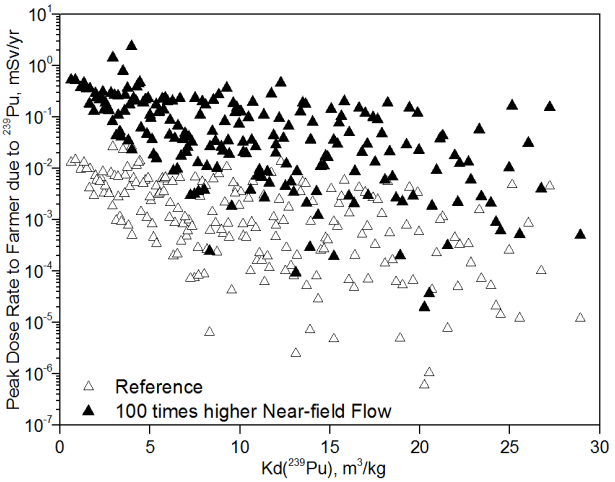



Fig. 3. Scatterplot for sampled Kd's of Pu-239 vs corresponding peak doses to farming exposure group for each case of different flow rate.

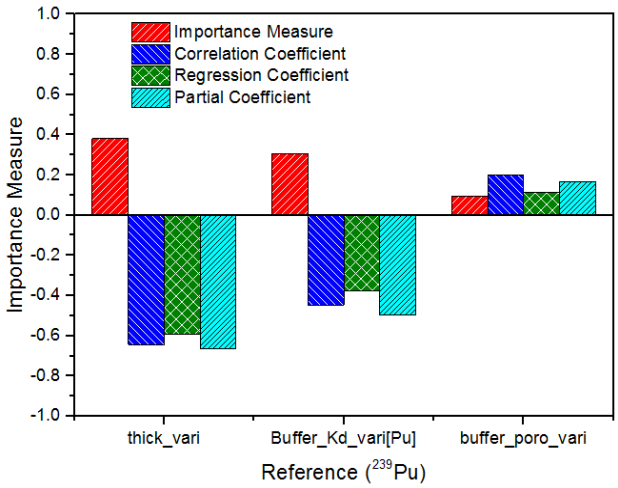



Fig. 4. Some sensitivity indices of selected physical and geochemical properties of the bentonite buffer.

## 3. 참고문헌


[1] GoldSim Contaminant Transport Module, User's Guide, Version 4, GoldSim Technology Group, 2006.

[2] Youn-Myoung Lee et al., High-level radioactive waste disposal technology development, Geological Disposal System Development, KAERI/RR-2336/2002, 2002.

[3] Youn-Myoung Lee and Hwang, Yongsoo, A GoldSim model for the safety assessment of an HLW repository. Progress in Nuclear Energy 51, 746-759, 2009.

# 지하처분연구시설 확장 구간 연구모듈의 수리지질학적 평가

**고낙열***, 김건영
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nyko@kaeri.re.kr

## 1. 서론

심지층 처분시스템을 크게 공학적 방벽과 자연 방벽으로 구분한다면, 공학적 방벽의 핵심은 처분용기와 그것을 둘러싼 완충재가 된다. 완충재가 누출될 가능성이 있는 핵종의 이동을 억제하는 기능을 수행하는데 영향을 주는 요소로는 처분용기 내에서 발생하는 열과 처분공을 지나가는 지하수의 유동을 들 수 있다. 처분용기의 열과 지하수에 의한 수리적 영향에 의한 완충재의 역학적 변화를 실제 지하환경에서 관찰하고 해석하기 위해, 한국원자력연구원 방사성폐기물처분연구부는 In-DEBS (In-situ Demonstration of Engineered Barrier System)를 설계, 제작하여 한국원자력연구원 부지 내에 조성된 KURT(KAERI Underground Research Tunnel)의 확장 구간에 설치할 계획을 수립하여 현재 실행하고 있다.

본 연구에서는 In-DEBS 시험을 수행에 필요한 수리지질학적 기본 자료를 작성하기 위해, KURT 확장 구간에서 이루어진 수리지질학적 조사 결과를 분석하였다.

## 2. 연구 지역 및 수리지질 조사 구역

연구 지역은 한국원자력연구원 부지 내의 KURT 내부이며, 수리지질학적 조사는 KURT의 확장 구간 중 연구모듈 3과 4에서 이루어졌다(Fig. 1). 총 6개의 시추공이 설치되어 조사가 이루어졌다(Fig. 2). 수리전도도 산정을 위한 정압주입시험, 순간수위변화시험 등의 수리시험 외에, 시추공을 지나가는 단열 및 불연속면의 파악을 위해 밀도검층, SPS검층 등의 물리검층, BIPS(Borehole Image Processing System), BHTV(Borehole Televiewer) 같은 시추공내 영상촬영 기법이 이용되었다.




Fig. 1. Location and layout of the KURT.

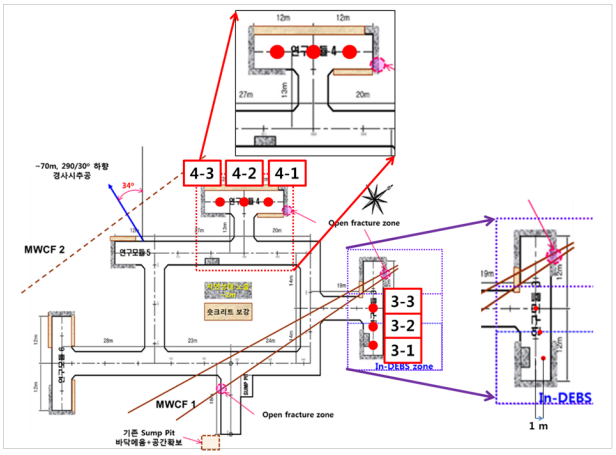



Fig. 2. Locations of the boreholes in Research Modules 3 and 4.

### 3. 조사 결과

수리전도도는 연구모듈 3의 시추공에서의 값이 연구모듈 4에 비해 대체로 작게 평가되었으며, 이는 In-DEBS 시험이 이루어질 심도 0~4 m 구간에서 더욱 확실하게 나타났다.

지하수 유동 속도가 너무 빠르면 완충재를 이루는 벤토나이트를 침식시킬 가능성이 있어서, In-DEBS 시험에 직접적으로 영향을 줄 수 있는 지하수 유입량도 연구모듈 3에 있는 관정이 연구모듈 4에 있는 관정들에 비해 적게 나타났다.

물리검층 및 영상촬영을 통해 파악한 단열 및 불연속면의 분포를 보면, 연구모듈 4의 관정에서 지하수 유동에 예상되는 단열이 연구모듈 3에 있는 관정에 비해 더 자주 나타나지만, 3-3 관정에서 파쇄대로 판단되는 불연속면이 발견되었다.

| 관정 | 수리전도도 (m/s), [투수계수] ($m^2$) | 지하수 유입량 (L/min) (시험공 환산) [처분공 환산] | 단열 분포 (dip/ dip direction) |
|---|---|---|---|
| 3-2 | $5.16\times10^{-8}$ [$5.93\times10^{-15}$] | $5.23\times10^{-4}$ (0.058) [0.28] | 없음 |
| 3-3 | $4.40\times10^{-8}$ [$5.06\times10^{-15}$] | $8.60\times10^{-4}$ (0.100) [0.47] | 2-3 m 파쇄대 (24~71/ 123~350) |
| 4-1 | $5.77\times10^{-7}$ [$6.64\times10^{-14}$] | $1.35\times10^{-1}$ (14.95) [73.20] | - 1.5-2 m 단열 (46~78/ 45~266) - 3.5 m 단열 (62/45) |
| 4-2 | $3.60\times10^{-8}$ [$4.14\times10^{-15}$] | $1.82\times10^{-3}$ (0.200) [0.97] | 1.5-2 m 단열 (15~75/ 26~34) |
| 4-3 | $1.59\times10^{-7}$ [$1.83\times10^{-14}$] | $3.80\times10^{-1}$ (41.66) [203.91] | 2 m 단열 (59/300) |

### 4. 결론

공학적 방벽의 복합적인 거동을 지하 환경 현장에서 관찰하기 위한 시험을 수행하는데 필요한 지하 현장의 수리지질학적 자료를 작성하기 위해 수리시험, 물리검층, 영상촬영이 이루어졌다. 연구모듈 3에 설치된 시추공에서 파악된 수리전도도, 지하수 유입량이 연구모듈 4에 비해 더 적은 수치로 분석되었고, 단열 및 불연속면도 대체로 적게 나타났다. In-DEBS 시험 위치는 본 연구에서 파악된 현장 조건 외에 In-DEBS 조립 및 설치에 적절한 제반 조건을 갖춘 지점을 최종 시험 장소로 선정하여 시험을 수행할 예정이다.

### 5. 감사의 글

이 논문은 2015년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (원자력연구개발사업, No. 2012M2A8A5025589).

# 방사성폐기물 심층처분시설 Safety Case에서 보조 안전지표 활용현황 분석

**정종태***, 김정우, 백민훈
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jtjeong@kaeri.re.kr

## 1. 서론

방사성폐기물 처분사업을 진행하고 있는 국가에서는 방사성폐기물 처분시설의 안전성 확보 및 안전성평가에 대한 신뢰도 증진을 위한 Safety Case 개발의 일환으로 보조 안전지표에 관한 연구를 활발하게 수행하고 있다. 우리나라에서도 고준위 방사성폐기물 심층처분시설에 관한 일반기준(안)에 의하면 보조안전지표를 정의하고 신뢰성 구축을 위해 보조 안전지표 활용을 명시하고 있다. 본 논문에서는 보조 안전지표 연구 현황을 조사, 분석하고 심층처분시설의 Safety Case 개발에 있어서 보조 안전지표의 개발 및 활용에 관한 주요 항목을 제안하였다.

## 2. 본론

### 2.1 보조 안전지표 개념 및 활용

IAEA에서는 방사성폐기물 처분장의 안전성을 확보하고 신뢰도를 증진시키기 위하여 안전지표와 보조 안전지표를 정리하여 보고서[1]를 발간하였으며, 2003년도에는 안전지표를 일반 성능지표, 안전지표, 보조 안전지표로 구분하여 각각의 특징을 요약하고 지표들의 비교를 위한 기준 선정에 관한 논의를 포함한 보고서[2]를 발간하고 참조 값 데이터베이스 개발을 위한 국제공동연구[3]를 수행하였다.

유럽공동체(EC)에서는 보조 안전지표의 선정 및 평가에 관한 프로젝트를 통하여 주요국의 처분시스템에 대해 안전성평가를 재수행하고 결과를 참조값과 비교함으로써 지표들의 적용성을 확인하였다. OECD/NEA에서는 주요 안전지표와 성능지표를 선정하고 참여국 처분시스템에 대하여 시험 적용하여 유용성을 확인하고 보조 안전지표의 활용을 위한 참조 값 확보의 중요성을 강조하였다.

### 2.2 보조 안전지표 관련 주요 국제공동연구

#### 2.2.1 SPIN 프로젝트[4]

SPIN 프로젝트는 유럽공동체 주관으로 안전지표와 성능지표를 선정하고 참여국 처분시스템에 대하여 이들을 고려한 종합성능평가를 재수행하고 비교함으로써 지표들의 적합성과 적용성을 확인하는 프로젝트이다. Fig. 1은 대표적인 평가결과인 독일의 암염층 기반 처분시스템인 GRS에 대해 생태계 수계에서의 방사성독성 농도 평가결과이다.

#### 2.2.2 PAMINA 프로젝트[4]

OECD/NEA 주관으로 수행한 PAMINA 프로젝트의 일부로서 보조 안전지표를 안전지표, 성능지표, 안전기능 지표로 구분하고 참여국의 처분시스템에 시험 적용하였다. 보조 안전지표들을 활용하여 처분시스템 안전성의 신뢰도를 확보하기 위해서는 적절한 참조 값들을 확보해야 함을 강조하였다. 대표적인 시험적용 결과인 ENRESA의 평가 결과는 Fig. 2에 도시된 바와 같다.

#### 2.2.3 IAEA 주관 참조 값에 관한 국제공동연구[3]

IAEA에서는 Safety Case에서의 보조 안전지표 활용을 위한 참조 값에 관한 데이터베이스 개발을 목적으로 9개국이 참여한 국제공동연구를 수행하였다. 그러나, 일정한 형태를 갖춘 데이터베이스로 구축하기에는 많은 제약이 따르기 때문에 자료들은 국가별로 정리되었으며 자료의 활용과 향후 국제적인 공감대를 위한 결론을 도출하였으며 자료들은 일반적인 (generic) Safety Case 개발에 활용될 수 있다. 대표적인 결과로써 핀란드의 암반 종류에 따른 주요 원소들의 농도는 Table 1에 요약된 바와 같다.

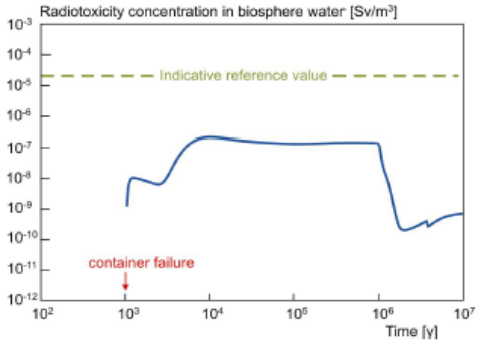



Fig. 1. Radiotoxicity concentration in biosphere water (GRS).

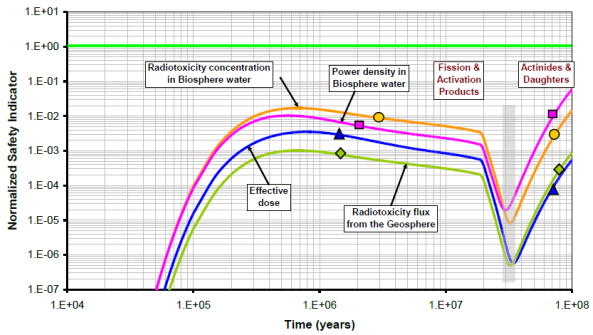



Fig. 2. The normalized safety indicators (ENRESA).

Table 1. Typical concentrations of some elements in selected rock types in Finland

| Element (mg/kg) | Granite | Granodiorite | Diorite | Gabbro |
|---|---|---|---|---|
| U | 2-0 | 0-12 | 0.3-4.0 | 0.1-3.5 |
| Th | 4-264 | 2-28 | 0-7.1 | 0.06-2.7 |
| K | 6000-75,000 | 7000-49,000 | 1700-30,000 | 100-35,000 |
| Rb | 22-1,160 | <10-206 | 3-130 | 1-278 |
| Cu | <10-170 | 0-50 | 10-730 | 16-8,230 |

### 2.3 주요국 보조 안전지표 활용 현황

스웨덴에서는 KBS-3H 처분시스템에 대한 Safety Case 개발에 있어서 방사성독성 농도와 방사성독성 플럭스를 보조 안전지표로 선정하여 활용하였다. 사용후핵연료의 방사성독성은 시간에 대한 함수로써 평가되며 자연환경에 존재하는 물질로 인한 방사성독성과 비교하였다. 시간에 따라 처분장으로부터 유출되는 방사성독성 플럭스는 자연환경에서의 플럭스와 비교하였다.

핀란드에서는 사용후핵연료 처분에 대한 Safety Case 보고서의 일부로써 보조안전지표의 활용에 관한 별도의 보고서를 발간하였다. 이 보고서에서는 신뢰도 향상을 위해 다양한 증거들을 다루었으며 암반의 안전성, 처분시스템 설계와 재질의 적합성, 처분시스템 내에서의 방사성물질의 이동 제한 등에 관한 다양한 증거자료들을 제시하였다.

일본은 재처리 고준위폐기물 처분시스템과 사용후핵연료 직접처분 시스템에 대한 Safety Case 개발 보고서에서 수계에서의 방사성물질의 농도, 음용수 기준, 강물과 토양에서의 방사성물질의 농도와 비교를 수행하였다.

## 3. 결론

보조 안전지표 개발 및 활용 현황의 수집, 분석을 토대로 국내에서의 보조 안전지표의 개발 및 활용에 관한 주요 항목을 다음과 같이 제안하였다.

- 피폭선량과 리스크는 처분시스템의 안전성을 확인할 수 있는 가장 기본적인 안전지표이다.
- 보조 안전지표는 처분시스템의 안전성을 평가하고 입증하기 위해 활용되는 척도로써 Safety Case 개발에 유용하게 활용되며 처분안전성에 추가적인 신뢰성을 제공할 수 있다.
- 처분 안전성과 관련된 지표들의 분류는 다양하지만 피폭선량과 리스크를 안전지표, 이들을 제외한 신뢰도 향상을 위해 이용되는 모든 지표들을 보조 안전지표로 구분하는 것이 바람직하다.
- SPIN, PAMINA 프로젝트에서 제안한 성능지표와 안전기능 지표들은 향후 처분시스템과 하위시스템들의 성능기준이 정해진 이후에 보조 안전지표로 선정하여 활용하는 것이 바람직하다.
- 대표적인 보조 안전지표인 방사성핵종의 농도와 플럭스에 관한 정보를 중간결과물로써 확보가 가능하도록 안전성평가 도구가 개발되거나 개선되어야 하며 중간결과물로써 제시되어야 할 지점이나 처분시스템 구성 부품들이 지정되어야 한다.
- 보조 안전지표 적용을 위해 비교척도로 이용되는 참조 값들에 대한 자료나 데이터베이스가 확보되어야 한다.

## 4. 참고문헌

[1] IAEA, Safety indicators in different time frames for the safety assessment of underground radioactive waste repositories, IAEA-TECDOC-767, (1994).

[2] IAEA, Safety indicators for the safety assessment of radioactive waste disposal, IAEA-TECDOC-1372, (2003).

[3] IAEA, Natural activity concentrations and fluxes as indicators for the safety assessment of radioactive waste disposal, IAEA-TECDOC-1464, (2005).

[4] European Commission, Testing of Safety and Performance Indicators (SPIN), EUR 19965 EN, (2002).

[5] OECD/NEA, PAMINA, Performance Assessment Methodologies in Application to Guide the Development of the Safety Case, Safety Indicators and Performance Indicators, (2009).

# 심지층 처분장의 가역성 및 회수가능성(R&R) 개념 적용가능성 분석

**함인혜***, 노현엽, 주희재, 황일순
서울대학교, 서울특별시 관악구 관악로1
*spica1019@snu.ac.kr

## 1. 서론

사용후핵연료 관리는 원전을 운영하는 모든 국가에게 해결해야할 큰 숙제이다. 우리나라에서도 오랫동안 이와 관련한 문제들이 제기되어왔으며, 특히 최근의 소내 임시 저장 시설의 포화 문제가 대두되면서 그 시급성은 높아지고 있으나 그 해결은 답보 상태에 있다. 국내 사용후핵연료 관리 정책의 추진이 미진했던 것은 동 사안이 사회적 갈등과 비용의 발생과 관련이 있기도 하겠지만, 한국이 택할 수 있는 후행 핵연료주기의 기술적 대안 선택 폭이 좁았기 때문이라고 할 수 있겠다.

지난 6월 발표된 사용후핵연료 공론화위원회의 보고에 따르면, 2051년부터 처분 시설을 운영하고 이를 위해 2030년부터 지하연구소(Underground Research Laboratory, URL)를 운영하는 것이 바람직하다고 권고하고 있다. 사용후핵연료 관리에 대한 관망적 태도를 개선하기 위해서는, 국제적으로 논의되고 있는 다양한 옵션들에 관한 논의 및 평가에 적극 참여할 필요가 있다. 이에 본 연구에서는 최근 많은 국가들에서 논의되고 있는 가역성 및 회수가능성 (Reversibility and Retrievability, R&R)에 대해 검토하고, 국내 적용성 여부 및 추가적 고려사항들이 무엇인지 논의하고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 가역성 및 회수가능성

가역성이란, 처분 시스템에 관하여 내린 결정을 번복할 수 있다는 것을 뜻하며 정책적 결정에 대해 재평가하여 정책을 수정하거나 새로운 결정을 내릴 수 있음을 의미한다. 회수가능성이란 이미 용기에 담겨 처분장에 묻힌 폐기물의 일부 또는 전체를 회수할 수 있는 가능성을 말한다. 동 개념이 등장한 것은 비교적 최근의 일로써, 사용후핵연료를 비롯한 방사성폐기물의 최종 책임이 현 세대에 있다는 기존의 논의와는 다소 상충된다. R&R 논의는 방사성폐기물 관리가 한 세대에서 끝낼 수 없으며, 현재 기술 수준을 바탕으로 판단한 결정이 완벽한 것이 아닐 수 있다는 인식에 근거한다. 이에 따라 R&R 개념은 기존 사용후핵연료 관리 정책의 추진에 있어 향후 개발될 기술의 적용 여지를 확보하고 지속적으로 추진 상황을 검토함으로써 정책 수정을 가능케 할 수 있다.

### 2.2 국외 논의 현황

처분장에서의 가역성 및 회수가능성은 관리 감시 시스템을 운영하면서 완전 폐쇄 이전에 여유기간을 두거나, 처분장 설계 시 회수를 위한 설비를 갖추게 하는 등 여러 형태로 적용될 수 있다. 핀란드에서는 이미 1990년대에 회수가능성 유지를 처분장 요건으로 규정하였고, 프랑스의 경우에서도 2006년 제정된 방사성폐기물관리법을 통해 정책 가역성과 처분 자원의 회수 가능성을 명문화하고 있다. 일본은 지난 4월 자원에너지청 전문가위원회를 통해 회수가능성에 대해 언급하면서, 미래 세대가 최신 과학기술로 방사성폐기물을 처리할 수 있도록 하는 방안을 제안한 바 있다. 이러한 회수가능성에 관한 각 국가들의 고려 현황은 Table 1과 같이 정리할 수 있다.

Table 1. Retrievability Requirements or Recommendations [1]

| Country | Legal requirements | Under consideration |
|---|---|---|
| Canada | + | |
| Japan | - | + |
| Finland | + | |
| France | + | |
| Germany | - | - |

방사성폐기물 관리 현안에 대해 많은 국가들이 가역성과 회수가능성을 검토하는 이유로는 정책 결정의 수정을 제도적으로 허용하고, 사회적 수용성 및 회수 자원의 이용율 증진 등이 제시된다.

### 2.3 회수가능성 적용을 위한 기술적 고려사항

방사성폐기물의 회수는 정책적 측면 외에도 기술적 측면에서의 암반, 처분용기, 완충재, 처분 및 회수 개념, 관련 장비 등을 고려해야 한다. 모암의 강도와 소성은 처분장 폐쇄를 연장할 수 있는 기간과 관련되며, 암반의 강도는 폐기물 회수를 위한 채굴 시 용기의 건전성 및 굴착에 의한 균열 확산 여부와 상관관계가 있다. 또한 처분 용기는 장기간 온전한 상태로 보전될 수 있어야, 작업자가 방사선에 노출되지 않고 내용물의 손상 없이 안전한 회수가 가능할 것이다. 처분 개념에 따라서도 회수 방식이 달라질 수 있는데, 예를 들어 KBS-3 형태의 처분장에서는 처분공에 수직으로 처분 용기를 묻고, 완충재로 벤토나이트를 사용하므로 폐쇄 이전에는 용기를 그대로 끌어올리면 될 것이나, 폐쇄 후 회수의 경우 염수를 활용하여 벤토나이트를 파손하고 용기를 회수하게 된다.

### 2.4 회수가능성 유효 기간

회수를 위해 처분장을 열어두는 기간이 길어질수록 시설의 관리 및 감시를 위한 비용이 증가하게 되며, 처분장을 폐쇄한 이 후로는 폐쇄의 단계가 진행될수록 회수 비용이 급격하게 증가하게 될 것이다.

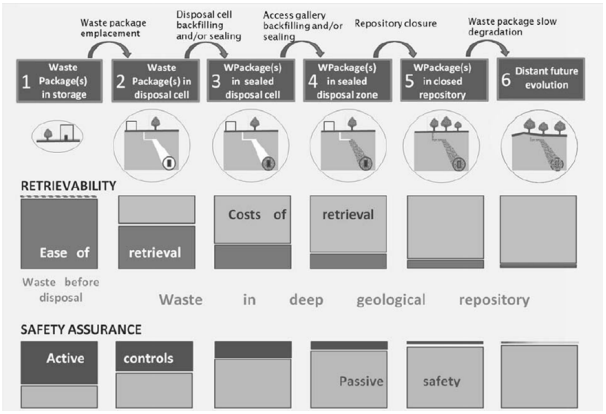



Fig. 1. Life cycle stages of the waste, illustrating changing degree of retrievability, passive vs. active controls and costs of retrieval. [2]

OECD NEA는 위 사안에 관하여 보고서를 통해 처분장 완전폐쇄 이 후의 회수는 경제성 및 안전성 측면에서 이득이 없음을 밝히고 있다.

## 3. 결론

가역성과 회수가능성의 적용을 위해서는 다양한 정책적, 기술적 측면의 요인들을 고려할 필요가 있다. 또한 동 개념의 고려 없이 추진된 처분장에서 회수를 수행하게 되면 경제성 및 안전성 측면의 문제가 야기될 수도 있다. 따라서 이러한 논의가 의미를 가지기 위해서는 처분장 부지 선정 단계에서 충분한 검토와 평가가 반드시 필요하다. 국내에서는 건식공정을 비롯한 사용후핵연료 처리·처분 기술이 개발 중에 있으며, 앞으로도 다양한 연구개발이 예정되어 있다. 그러므로 가역성 및 회수가능성 옵션에 대해서는 향후 기술 개발 계획과 지질 특성, 제도적 개선 방안 등 총체적인 고려를 바탕으로 그 적용성을 검토하여야 할 것이다.

## 4. 감사의 글

이 논문은 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행한 연구입니다.
(NRF-2011-0031839)

## 5. 참고문헌

[1] IAEA, Geological Disposal of Radioactive Waste: Technological Implications for Retrievability, IAEA Nuclear Energy Series, No. NW-T-1.19 (2009).
[2] OECD NEA, Reversibility of Decisions and Retrievability of Radioactive Waste, Radioactive Waste Management 2012 (2012).
[3] 외교부 글로벌에너지협력센터, 국제 에너지 자원동향 '일본의 고준위 방사성 폐기물 처리 방침 변경 검토', 제 14-153호 (2014).
[4] 사용후핵연료 공론화위원회, 사용후핵연료 관리에 대한 권고안 (2015).
[5] KINS, 주요국 3차 국가보고서 번역본 'Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, KINS/RR-684 (2009).

# 심지층 처분시스템 주요시설 기술현황 분석

**이종열***, 이민수, 이연명, 이재완, 최희주
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*njylee@kaeri.re.kr

## 1. 서론

최근 사용후핵연료 공론화위원회는 원자력발전소에서 발생된 사용후핵연료의 관리를 위한 권고안을 발표하였다. 이 권고안에서는 2051년부터 CANDU 사용후핵연료의 영구처분을 착수하도록 권고하였으며, 이에 따라 본격적인 정책결정 및 사업이 시작될 것으로 전망된다.

일반적으로 사용후핵연료 직접 처분을 위한 심지층 처분시스템의 특성은 고준위폐기물의 높은 방사선과 붕괴열 등에 의해 관련 설비 및 장치들이 거대하며, 처분 환경에서의 부식, 핵종 이동 등의 현상들이 느리게 진행되어 안전성을 실증하는 데에 긴 시간이 소요된다는 것이다. 이와 같은 특성은 막대한 비용과 시간을 요구하는 것으로서 심지층 처분사업을 위해서는 철저한 준비가 필요하다.

본 연구에서는 특히 고준위폐기물 처분장 건설 인허가를 위해서는 다양한 실증 시험이 수행될 주요 시설들이 구축되어야 하며, 이를 위하여 스웨덴 SKB사가 인허가를 위해 준비하였던 주요 시설에 대한 기술현황을 분석하고자 하였다. 본 분석에서 관심을 두었던 4개의 주요 시설은 Encapsulation plant, Aspo HRL, Canister laboratory, Bentonite laboratory (Clay technology)로서 본 분석에서 기술현황에 대한 핵심을 요약하였다.

## 2. 심지층처분시스템 주요시설

### 2.1 포장시설(Encapsulation Plant)

포장시설은 처분을 위하여 고준위폐기물을 처분용기에 적재하여 봉입하는 시설로서, 사용후핵연료 심지층 처분장 건설을 위한 인허가를 신청한 스웨덴의 경우 포장시설에 대한 설계는 1993년부터 착수하였다. 이후 포장시설에 대하여 지속적인 개발 및 수정이 이루어졌으며, 오스카샴에 있는 사용후핵연료 중앙집중식 중간저장시설인 CLAB 인근에 포장시설을 건설하는 것이 동력이나 용수공급, 항만시설 및 MBA 를 공용으로 활용할 수 있다는 장점이 있어 기준 안으로서 결정되었다.

사용후핵연료 포장시설에 대한 SKB 자체 요건은 용량 200 처분용기/년, 60 년 운영, 기술시스템 및 물리적방호는 CLAB과 공동사용, 처분용기 당 열량 1700 W 및 3000-4000 방문객 수용 등이다.

원자력시설로서 인허가가 필요하지는 않지만 포장시설과 관련된 Canister factory는 외부에서 들여온 부품을 조립/용접하고 가공하여 처분용기를 제작한 후 포장을 위하여 포장시설로 이송한다.

### 2.2 지하처분연구시설(URL)

고준위폐기물은 처분을 위한 기술과 안전성에 대한 입증이 완료되기 전까지는 최종 처분(final disposal)로 이행될 수 없다. 스웨덴은 1977년 처분시스템 KBS-1개념 연구 이래로 1992년 처분계획에서는 최종 처분을 위해서는 관련된 기술을 입증하여야 함을 밝히고 있으며, 이에따라 Aspo HRL을 준비한 것이다. 1986년 가을, 건설에 대한 결정 후 Aspo와 주변 섬 지역(Simpevarp)에 대한 지구과학 조사 착수한 이후 Act on the Management of Natural Resource, Planning and Building Act, Water Law 등 관련법에 따라 검토하였다. 1990년 가을, 연구시설(지하 460미터 깊이의) 건설 착수하여 1995년에 지하심도 460 미터, 총 길이 3,600 미터의 터널 등 연구시설(Aspo Research Village)을 완료하였다(Fig. 1). 굴착방식은 대부분은 기존의 발파방법으로 하였고 마지막 400 미터는 TBM 이용하였다.

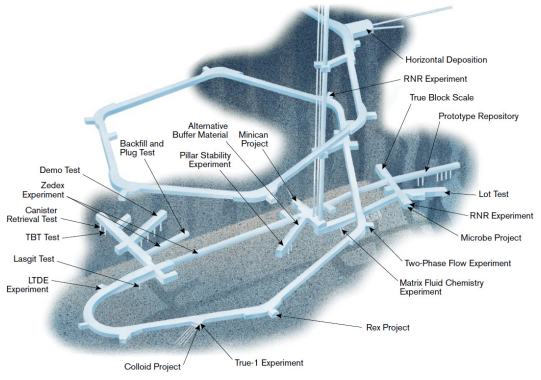



Fig. 1. Aspo underground laboratory.

Aspo 연구시설은 총건설비 약 1,500억원, 연간 관리비 약 34억원이 소요되고 연구자는 SKB 직원, 협력업체 직원 등 125명이 상주하며 지구과학, 천

연방벽 및 공학적방벽 분야에 대한 처분기술 입증을 수행하고 있다.

### 2.3 처분용기 시험시설 : Canister Laboratory

Canister Laboratory는 95년도 SKB RD&D 프로그램에서 사용후핵연료 밀봉(encapsulation) 기술 개발을 위한 연구소 설립계획이 제시되었으며, 96년에 착공되어 98년 가을에 그 운영이 시작되었다. 설립 목적은 Encapsulation 기술을 개발하는 것과 운영요원 훈련센터이다. Canister laboratory에서는 주로 encapsulation plant에서 수행하는 공정을 시연할 수 있는 설비들이 갖추어져 있다. 시설 내부설비로는 핵연료 취급 설비, 마찰교반용접기, 전자빔 용접기, 방사선 조사기, 용접부 초음파 조사기, 용기 부품 초음파 조사기 및 공압식 완충 이송기 등이 있다. 이들 설비를 이용하여 주로 처분용기 제작법, 처분용기 용접법 및 용접부 품질 검사법 개발을 수행하였다(Fig. 2).



Fig. 2. Canister Machining in the canister lab.

Canister laboratory에서는 전자빔 용접 (EBW)과 마찰교반용접(FSW)으로 처분용기를 밀봉방법을 연구하였으며, 생산 조건에 더 적합하면서 용접 품질이 높은 것으로 판단하여 마찰교반용접을 기준방법으로 선택하였다. 용접부 품질 검사를 위해서는 주로 초음파와 방사선 조사 시험 2가지 비파괴 검사법을 연구하고 있다.

### 2.4 완충재 시험시설 : Bentonite Laboratory

스웨덴과 핀란드는 현재 처분장의 건설 및 인허가를 진행 중에 있는 국가로서, 벤토나이트 연구를 위한 시설과 인프라도 잘 구축되어 있다.

#### 2.4.1 Clay Technology AB

스웨덴의 토질 및 암반공학 자문회사로, 1988년에 설립 되었다. 열-수리-역학적 및 화학적 모델링 분야에서 많은 전문기술과 경험을 보유하여 주로 지하처분장의 공학적방벽 거동 및 설계와 관련한 연구개발업무를 수행하고 있으며, SKB에 기술가이드 및 자문 역할을 하고 있다.

약 380 $m^2$의 실험시설을 갖추고 있으며, 처분장의 완충재, 뒷채움재 및 암반공학 분야의 소수 정예요원 16명으로 구성되어 있다.

#### 2.4.2. SKB The Bentonite Laboratory

Bentonite Laboratory는 2007년에 설립되었으며, Aspo Hard Rock Laboratory와 연결되어 고준위폐기물처분장 벤토나이트 완충재 및 뒷채움재의 제조, 취급, 설치에 필요한 방법 및 관련 장치를 개발하고 테스트 하는 시설이다. 이 시설의 지상면적은 450 $m^2$ 이며 2개의 holes-in-floor 모형이 설치되어 있다.

#### 2.4.3 B+Tech OY

스웨덴의 Clay Technology AB와 핀란드의 Saanio & Riekkola OY가 공동으로 설립한, 벤토나이트 관련 연구를 하며 2007년에 설립하였다. 12명의 직원으로 구성되어 있으며, EBS, 특히 처분장 완충재 물질로서 벤토나이트 연구에 전문성을 가지고 있는 회사로 2008년에 벤토나이트 연구를 전문으로 하는 실험실을 오픈하였다.

## 3. 결론

사용후핵연료를 포함하는 고준위폐기물은 높은 방사선과 붕괴열로 인하여 심지층 처분을 위한 설비 및 장치들이 거대하며, 관련기술 및 안전성을 실증하는 데에 긴 시간이 소요된다. 이와 같은 특성은 막대한 비용과 시간을 요구하는 것으로서 심지층 처분사업을 위해서는 초기부터 철저한 준비가 필요하다.

본 분석에서는 가까운 미래에 국내에서 수행될 고준위폐기물 처분사업의 기반조성 및 인프라 구축에 필요한 자료를 제공하고자 하였다. 또한, 분석결과는 사업을 위한 로드맵 등 정책 수립의 입력자료로 활용할 수 있을 것으로 판단된다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력기술개발사업의 일환으로 지원받아 수행하였습니다.

## 5. 참고문헌

[1] SKB Laboratory brochure.

[2] KAERI, 처분개념 분석을 통한 지하처분연구시설 개념 설정 최종보고서, 한국방사성폐기물관리공단, (2011).

[3] SKB Technical Report. Costs from and including 2015 for the radioactive residual products from nuclear power - Basis for fees and guarantees for the period 2015-2017, SKB TR-14-16.

# 공학적규모 이상의 균질 완충재 블럭 생산을 위한 방법론 제시 및 제작조건 도출

**김진섭**[1*], 박정찬[1], 김건영[1], 소재철[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2](주)맥테크, 대구광역시 달서구 신당동 321-152
*kjs@kaeri.re.kr

## 1. 서론

원자력연구원에서 수행하고자 하는 현장실험 In-DEBS (In-situ Demonstration of EBS)는 공학적방벽재의 현장 적용성을 지하처분연구시설(KURT)에서 실증(In-situ Demonstration)하고, 열-수리-역학적(THM) 복합거동 해석모델의 검증에 사용될 실증데이터를 생산하는 것을 주요 목적으로 한다.

In-DEBS 현장시험은 한국형 기준처분시스템(KRS)의 1/2.3 규모의 실험으로써, 이에 사용되는 완충재 블록의 직경은 800 mm에 해당된다. 실험실 수준에서 벗어나 공학적규모 이상의 완충재 블록을 제작할 경우, 규모가 커지면서 실험실 조건에서 발생하지 않는 다양한 변수가 발생하게 된다. 프레스 압 재하로 성형된 완충재 블록의 상·하단 부에는 밀도차이가 발생하며, 또한 블록의 방향성(축방향 vs. 횡방향)이 존재하게 된다. 이는 THM 복합거동 예측 모델을 검증하기 위한 데이터를 생산함에 있어 불확실성을 제공하는 중요한 요인 중의 하나이다.

따라서 본 연구에서는 공학적규모 이상의 완충재 블록을 생산하면서 발생할 수 있는 밀도의 공간분포 편차와 방향성의 존재를 저감하기 위한 방법을 제시하였다. 또한 그 제조방법과 관련하여 소요 밀도의 완충재 블록을 생산하기 위한 블록 제작조건을 도출하였다.

## 2. 실험방법

분말을 이용한 전형적인 프레스 가압 성형방식은 연직하중 방향의 1축을 이용하는 방법으로, 규모가 커짐에 따라 일반적으로 상단부의 밀도가 하단부에 비해 크게 성형되는 특징이 있다. 따라서 본 연구 사용된 프레스는 다이 플롯팅 방식을 이용하여 상부에서 가압을 하되 중간의 플롯팅(floating) 방식의 성형몰드가 하부 몰드를 눌러 상·하부가 동시에 중간의 분말을 가압하는 방식을 선택하였다.





Fig. 1. 200ton press & CIP apparatus.

또한 고강도를 요하는 전력부품 등의 제조업 분야에서 많이 활용되고 있는 CIP(Cold Isostatic Press; 냉간정수압프레스) 기법을 추가적으로 적용하였다. 즉 프레스 가압방식에 의해 1차 성형이 된 완충재 블록을 2차적으로 CIP 기법을 이용하여 재차 성형을 수행하였다. 여기서 CIP 기법은 유체를 이용하여 고압으로 분말을 성형하는 기법으로, 모든 방향으로 압력이 균일하게 적용되어 블록 내 모든 방향에서 균질한 밀도를 얻을 수 있는 장점을 가지고 있다.

따라서 본 연구를 위해 KJ-II 벤토나이트의 최적함수비를 결정하였고, 이를 바탕으로 다이플롯팅 방식의 프레스 재하 및 CIP 기법적용을 통해 완충재 블록을 제작하였다. 또한 소요 밀도의 완충재 블록을 얻기 위해, 프레스 및 CIP 압력에 따른 완충재 블록 성형밀도와의 관계를 규명하였다.

## 3. 실험결과

### 3.1 최적함수비(OMC) 결정

하중을 300 kg/cm$^2$으로 맞추어 최적함수비(OMC) 결정을 위한 실험을 수행하였다. 측정결과 KJ-II 벤토나이트의 최적함수비는 15.8%이었으며, 그 때의 최대밀도는 1.662 g/cm$^3$이었다. 이는 스웨덴 ASPO URL에서 사용된 벤토나이트의 최적함수비(17.4%)에 비해 상대적으로 낮음을 알 수 있다.

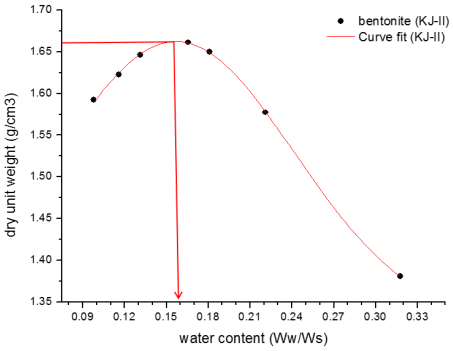



Fig. 2. OMC curve of KJ-II bentonite.

### 3.2 프레스 압력별 단위밀도 측정

재하하중에 따른 성형블럭의 밀도를 측정하였다. 각 현장실험 마다 성형되는 완충재 블록의 크기가 변경되기 때문에 단위면적당 하중 즉, 압력을 이용하여 그 성형특성을 측정하였다.

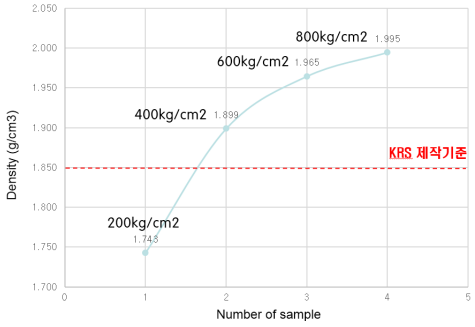



Fig. 3. Density of bentonite block with regard to the applied pressure.

KRS에서 규정된 완충재의 건조단위밀도는 1.65 g/cm$^3$ 이상이고, 자연보관상태의 함수비가 약 11.4%임을 감안할 때 소요 기준을 충족하기 위해서는 최소 400 kg/cm$^3$ 이상의 압력을 가해야 함을 알 수 있다.

### 3.3 Press + CIP 기법적용 완충재 블록

1차로 press 성형된 완충재 블록을 대상으로 CIP 기법을 적용하였다. 추가적인 CIP 적용으로 약 5%의 크기가 감소되었으며, 성형블럭의 최종적인 밀도 또한 소폭 증가됨을 알 수 있다. 각 프레스 압력별 그리고 CIP 유체압력 별 성형되는 완충재 블록의 단위밀도를 아래의 Fig. 4에 나타내었다.

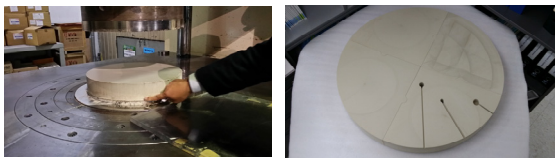


Fig. 4. Engineering-scale bentonite block (D760mm) manufactured from press and CIP.

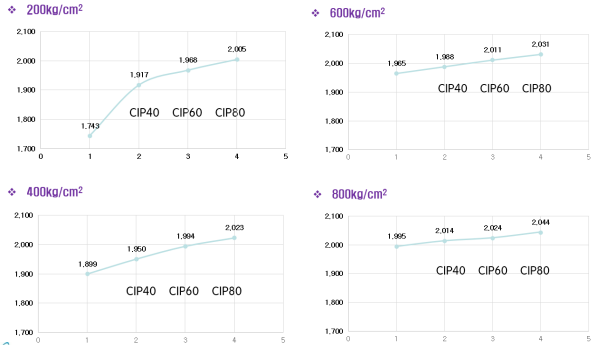



Fig. 5. Density with regard to the applied CIP pressure.

또한 400 kg/cm$^2$ 및 50MPa의 압력재하로 성형된 완충재 블록의 각 공간분포별 그리고 깊이별 밀도측정을 수행하였다. 8개의 지점에서 상·중·하단 총 24개의 샘플을 통해 측정된 밀도의 표준편차는 최대 0.02 이내의 값을 도출하였다. 즉 본 연구에서 제시된 방법론을 통한 공학적규모 이상의 완충재 블록의 성형밀도가 매우 균질함을 알 수 있었다.

## 4. 결론

다이플롯 방식의 프레스 가압방식과 CIP 기법의 적용을 통해, 공학적규모 이상의 균질한 밀도분포를 가진 완충재 블록의 성형 가능성을 확인하였다.

또한 본 연구를 통해 제시된 방법론을 이용하여 소요 밀도를 충족하는 벤토나이트 완충재 블록을 얻기 위한 하중조건(press 및 CIP의 소요 압력)을 각각 도출하였다.

본 연구결과는 In-DEBS에서 사용될 공학적규모 이상의 신뢰성 있는 완충재 블록을 생산하는데 중요한 기초자료로 활용될 수 있으며, 나아가 THM 복합거동 예측모델의 신뢰성 향상에 크게 기여할 수 있을 것으로 예상된다.

# TOUGH2 코드를 이용한 처분공 내 지하수 유입유량 및 완충재 재포화 특성분석

**김진섭***, 이재원, 이창수, 김건영
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kjs@kaeri.re.kr

## 1. 서론

국제공동연구 SKB Task 8는 처분장 주변지형 및 암반단열 등의 지질정보를 기반으로 하여 처분공 내로의 지하수 유입수량을 산정하고, 이로 인한 벤토나이트의 재포화 특성을 신뢰성 있게 예측하는 것이 주요 관심사안이다. 이는 한국원자력연구원 지하처분연구시설(KURT)에서 수행하고 있는 현장 실증연구(In-DEBS)와 매우 밀접한 연관이 있는 주제이다.

본 연구에서는 Task 8의 subtask의 하나인 Task 8C~8D를 중심으로 수행 연구결과를 제시하고자 한다. 이는 Äspö BRIE 현장실험에 대한 모델링으로써, 특정 단열망 정보 및 교차절리 조건하에서 30cm 직경의 시험처분공에 지하수 유입유량을 예측하고 벤토나이트 완충재의 재포화 특성을 분석하는 것이 주요 목표이다.

## 2. 모델형상 및 경계조건

수리해석을 위해서는 FLAC3D ver. 5.0을 이용하여 경계조건 및 초기조건 해석을 수행하였다. 본 해석에 사용된 모델형상 및 해석영역 내 경계조건에 대한 정보를 다음에 나타내었다.

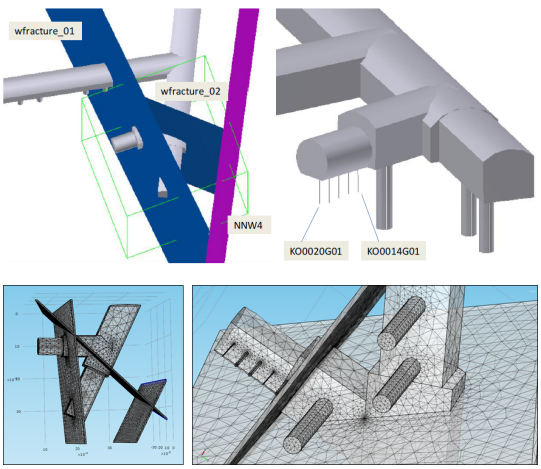



Fig. 1. Model geometry of SKB Task 8C.

해석의 초기조건과 관련하여 본 모델의 경우 터널내부에서는 대기압 상태(0.1 MPa)를 유지시켰으며, 모델 경계영역에서의 압력값(Fig. 2)을 이용하여 FLAC3D를 통해 초기 압력분포를 얻기 위한 정상상태 해석을 선행하였다.

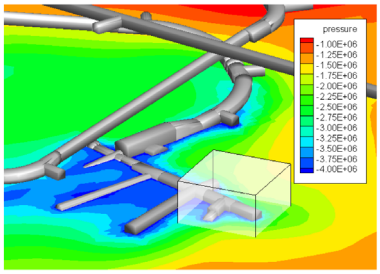



Fig. 2. Illustration of the pressure field (Pa).

이때 암반의 경우 Two-phase (Pg, Sg, T)에서 초기 gas saturation을 0.001로 설정하였다. 한편 벤토나이트의 경우 초기 압력을 0.1 MPa 그리고 온도를 20℃ 그리고 Two-phase (Pg, Sg, T)에서 초기 gas saturation을 0.64로 각각 설정하였다. 또한 터널 내부 air의 경우 벤토나이트와 동일하게 초기설정을 하였으나, 다만 Single-phase (P, X, T)에서 air mass fraction만 0.999로 다르게 설정하였다.

## 3. 해석부지 내 단열망 정보

도출된 초기조건 결과를 바탕으로 TOUGH2 코드를 이용하여 처분공 내 지하수 유입유량을 분석하였다. 현장암반의 절리와 관련하여 3개의 결정론적 암반단열은 모델에 직접 구현하였으며, 해석영역 내 배경암반의 단열정보는 등가투수계수(equivalent permeability) 개념을 적용하여 수리해석을 수행하였다. TOUGH2 코드를 이용한 해석에 사용된 총 요소수는 67,002개 이었다.

우선 배경암반 단열에 대한 등가투수계수를 산정하기 위하여 FracMan으로 단열망을 형성하고 Mafic 프로그램을 통해 지하수 흐름을 모사하였다.

단열망 생성을 위해 지질학적 자료를 기반으로 단열의 방향성과 길이 그리고 크기 등의 데이터를 적용하였다. 해석영역을 40 m × 40 m × 40 m으로 설정하고, 해석영역 내 4 m × 1 m × 20 m의 가상의 터널을 형성하여 각 면과 터널로의 주어진 압력수두 값을 경계조건으로 부여하였다. 이를 통해 도출된 배경암반 단열의 등가투수계수는 1.143E-15$m^2$이었다.

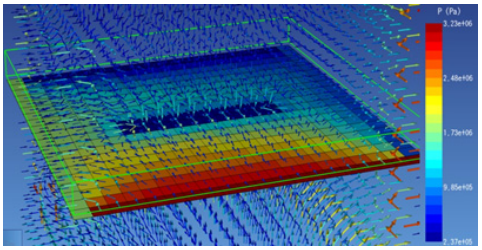


Fig. 4. Pressure distribution and groundwater inflow for equivalent permeability estimation.

## 4. 조사공 내 유입유량 및 완충재 재포화

앞서 측정된 등가투수계수를 바탕으로 조사공 내 지하수 유입유량을 예측하였다. 유입유량 비교를 위해서 (1) 무결암 조건, (2) 무결암 + 결정론적 암반절리, (3) 등가투수계수(배경단열) + 결정론적 암반절리와 같이 3가지의 조건에 대해 모델링을 수행하였다(Table 1). 또한 현장시험공으로 선택되어 76mm에서 30cm로 확공된 KO18과 KO17의 시험공에 대해 유입유량을 분석하였다. 다음의 Fig. 5와 Fig. 6에는 수치해석을 통한 포화도 및 압력분포 결과를 나타내었으며, Fig. 7에는 시험공 주변으로 시간에 따른 수평방향의 포화도 변화를 나타내었다.

Table 1. Inflow into boreholes

| Normal boring (ml/min) | K020 | K018 | K017 | K015 | K014 |
|---|---|---|---|---|---|
| Intact rock | 9.72E-05 | 7.48E-05 | 6.42E-05 | 5.55E-05 | 5.55E-05 |
| Intact rock+Deterministic fractures | 8.52E-04 | 1.12E-03 | 1.12E-03 | 7.48E-04 | 1.09E-03 |
| Equivalent permeability+ Deterministic fractures | 8.58E+00 | 6.39E+00 | 5.39E+00 | 4.75E+00 | 5.07E+00 |
| Over-corring (ml/min) | K020 | over K018 | over K017 | K015 | over K014 |
| Intact rock | 8.84E-05 | 1.50E-04 | 7.85E-05 | 4.52E-05 | 9.28E-05 |
| Intact rock+Deterministic fractures | 7.5E-04 | 2.38E-03 | 1.87E-03 | 6.64E-04 | 2.09E-03 |
| Equivalent permeability+ Deterministic fractures | 7.99E+00 | 1.32E+01 | 6.85E+00 | 4.00E+00 | 9.11E+00 |

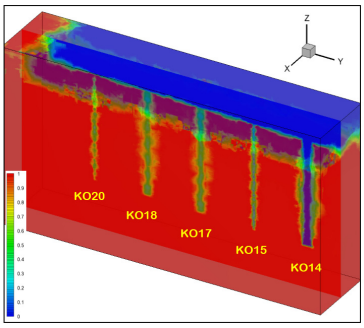



Fig. 5. Saturation distribution around the boreholes.

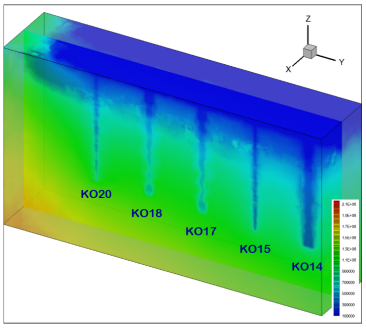



Fig. 6. Pressure distribution around the boreholes.

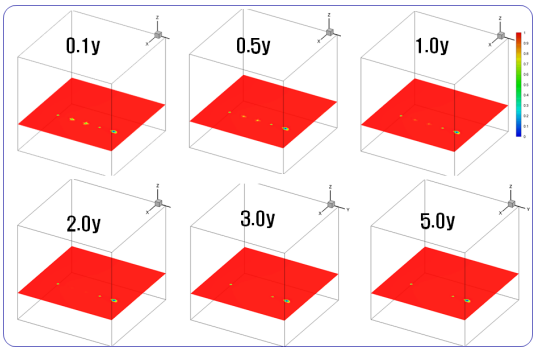



Fig. 7. Variation in saturation of bentonite with time.

## 5. 결론

배경암반의 단열정보를 TOUGH2 코드 내에서 등가투수계수의 개념의 적용을 통해 수리해석을 수행하였다. DFN 모델링을 통해 상대적으로 높은 등가투수계수가 산정되어, TOUGH2 코드를 통한 조사공 내 유입유량 또한 실측값에 비해 상대적으로 높게 예측되었다.

조사공 내 지하수의 유입유량은 암반의 투수계수에 직접적인 비례관계에 있었으며, 30cm로 확공된 시험공에서의 완충재는 완전포화에 이르기 까지 약 3년의 시간이 소요되는 것으로 평가되었다.

# 지중 양수시험을 이용한 수리지질구조 특성 연구

**김대희***, 박경우, 김병우, 고용권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kdh2803@kaeri.re.kr

## 1. 서론

우주처분, 빙하처분 등 방사성폐기물을 처분하기 위한 다양한 방법에 제시되었지만 현재 지층 처분을 고려하는 것이 일반적이다. 지층 처분은 방사성폐기물을 천연방벽과 공학적 방벽으로 이루어진 다중 방벽 개념으로 심부 영역에 처분하여 생태계에 영향이 없도록 방사성폐기물을 격리, 지연 시키는 것을 목적으로 한다. 방사성폐기물의 격리 및 지연 기능을 고려함에 있어 핵종의 이동 경로가 되는 주요 투수성 단열에 대한 수리적 특성 연구가 반드시 필요한데, 본 연구는 KURT를 활용한 부지특성평가 과정에서 투수성 구조의 연결성을 도출해 봄으로써 향후 방사성폐기물의 부지특성평가시 주요 투수성 구조에 대한 수리지질특성 연구에 기초자료를 제공하고자 수행하였다.

## 2. 본론

### 2.1 KURT 에 존재하는 주요 투수성 구조

KURT주변의 주요 단열대는 터널을 관통하는 단열대(FZ1, FZ)와 터널 전면에 존재하는 단열대(FZ3)가 있다. 단열대 FZ1, FZ2, FZ3의 주향경사는 각각 N8E60S, N12E70S, N12E50S이다(Fig 1). 확인된 단열은 터널 확장공사와 K-3에서 장기 수리간섭시험을 통해 수리적 연결성이 확인되었다.

### 2.2 조사용 시추공

양수용 시추공은 KURT 내부의 K-3 시추공으로 터널 진행방향의 290/30 방향으로 51 m 굴착하였다. K-3시추공은 자분정으로 정률양수를 위하여 패커로 상부를 막고 일정 압력으로 양수하였다. 양수량은 23톤/day의 수량으로 하였다.

수위관측 시추공으로는 KURT 내 DB-1(수직 500 m), MB-1(315/50방향, 190 m) 그리고 KURT 외각에 있는 MB-2(수평각 70도, 300 m) 세개의 시추공을 대상으로 하였고, 각각 시추공은 DB-1 8구간, MB-1 3구간, MB-2 5구간에 걸쳐 다심도 패커에 의해 구분되어 있다.

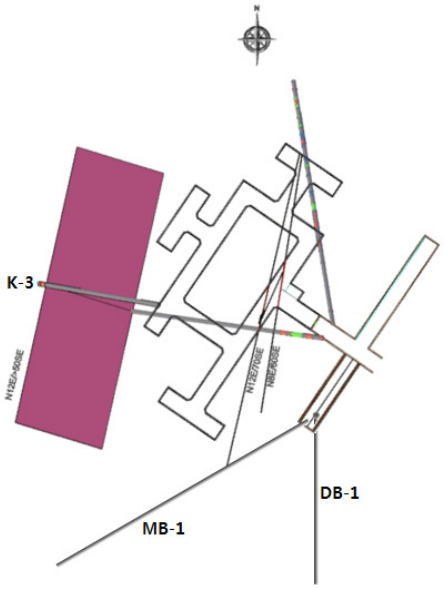



Fig. 1. Fracture zone around KURT.

Fig. 3, 4, 5는 K-3, DB1-3, MB2-4의 데이터를 이용해 Aqtesolv 해석 프로그림으로 양수시험을 해석한 피팅 그래프이다. 해석 방법은 Theis (1935)[4], Papadopulos-Cooper(1967)[3], Cooper-Jacob (1946)[2] 세 가지 방법을 사용하여 해석하였다.

해석 결과는 Table 1과 같이 나타났으며 이러한 해석결과를 통해 지중 지하수유동을 확인하고 지하심부 환경을 파악할 수 있을 것이다.

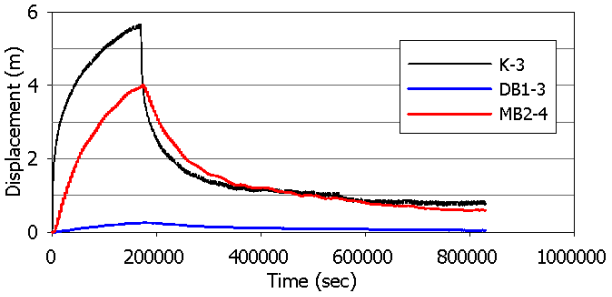



Fig. 2. Variation of groundwater pressure during Pumping-Recovery test.

### 2.3 양수시험 관측 결과

KURT 내의 K-3 시추공에 양수를 실시하여 관측된 지하수위 변화량 그래프를 Fig. 2에 도시하였다.

시추공의 구간중 DB1-3(92 ~ 116 m)과 MB2-4(149 ~ 199 m)에서 양수시험을 해석하기 위한 수위강하 데이터가 획득되어 해당 구간을 분석하였다. MB-1데이터는 양수에 의한 지하수위 변화보다 다른 영향의 지하수위 변화가 크게 나타나 양수에 의한 지하수위를 나타내지 못하였다.

Fig. 2의 그래프에서 K-3공과 DB1-3, MB2-4의 연결성을 명확히 확인하였고, 데이터를 이용해 연결된 단열대의 투수계수를 확인하였다.

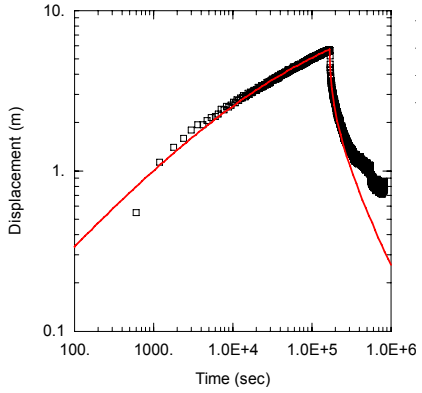



Fig. 3. Variation of groundwater level in K-3 borehole during Pumping-Recovery Test.

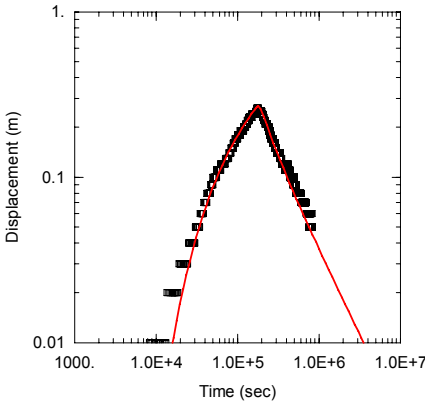



Fig. 4. Variation of groundwater level in DB1-3 borehole during Pumping-Recovery Test.

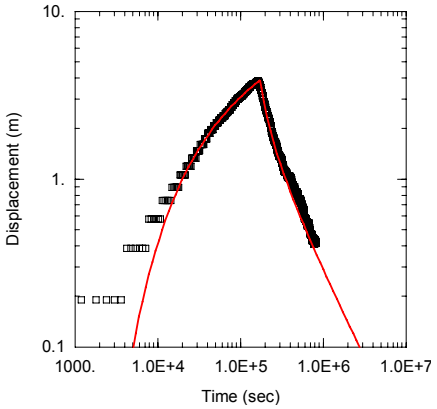



Fig. 5. Variation of groundwater level in MB2-4 borehole during Pumping-Recovery Test.

Table 1. Hydralic conductivity in fracture

| | T ($m^2$/sec) | | |
|---|---|---|---|
| | Theis | Papadopulos-Cooper | Cooper-Jacob |
| K-3 | 1.809E-05 | 1.437E-05 | 1.704E-05 |
| DB1-3 | 1.319E-05 | 1.292E-05 | 1.429E-05 |
| MB2-4 | 1.026E-04 | 9.840E-05 | 1.326E-04 |

## 3. 결론

KURT 내의 지중양수시험을 바탕으로 지하심부 단열대의 투수계수를 산출하여 심부 암반의 수리특성을 파악하고 지하 처분시설 부지특성 조사의 일환으로 활용할 수 있을 것이다. 또한 이후 물리검층, 단계양수시험, 정률배출시험 등 더욱 다양한 시험을 통해 더욱 정확한 수리단열의 특성을 분석할 수 있을 것이다.

## 4. 참고문헌

[1] Jeong, J.G., Suh, M.C., Kim, K.S., and Hwang, H.J., 1997, Characterization on the Geological Structures and Geothermal Gradient Distribution in the Yusong Area, The Journal of Engineering Geology, Vol.7, No.3, 173-189.

[2] Cooper, H.H. and C.E. Jacob, 1946, A generalized graphical method for evaluating formation constants and summarizing well field history, Am. Geophys. Union Trans., v.27, 526-534.

[3] Papadopulos, I.S., and H.H. Cooper, 1967, Drawdown in a well of large diameter, Water Resources Research, v.3, n.1, 241-244.

[4] Theis, C.V., 1935, The relation between the lowering of the piezometric surface and rate and duration of discharge of a well using groundwater storage, Trans. Am. Geophys. Union, v.2 519-524.

# FLAC3D를 이용한 3차원 불연속균열망(DFN)모델에서의 수리해석

**박정찬**[1*], 김진섭[2], 이창수[2], 김건영[2], 권상기[1]
[1]인하대학교, 인천광역시 남구 인하로 100
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*parkjungchan@hotmail.com

## 1. 서론

암반 내의 지하수의 유동은 암반블럭 자체를 투과하기 보다는 대다수 암반의 불연속면을 통해서 이동한다. 따라서 불연속면의 특성은 암반의 수리적인 거동에 큰 영향을 미친다. 암반의 수리적인 특성은 방사성폐기물처분장이나 터널과 같은 지하구조물의 거동과 안정성에 큰 영향을 미친다. 따라서 지하 구조물의 안정성 평가 및 장기간의 거동파악을 위해서는 모델링을 통한 예측 및 해석과정이 필요하다.

실제 암반은 절리(joint), 층리(bedding), 단층(fault) 등과 같은 다양한 불연속면이 존재하므로, 불연속암반을 실제와 근접하게 모사하기 위해서는 불연속체 해석이 요구된다. 본 연구에서는 FLAC 3D 코드를 통해서 암반의 3차원 불연속균열망의 모사 및 수리해석의 과정을 간략히 설명하고자 한다.

## 2. 본론

F LAC3D는 ITASCA™에서 개발된 유한차분법(FDM)을 이용한 해석 프로그램이다. 토목, 광산 등의 분야에서 지반 및 암반의 거동 해석에 널리 사용되고 있으며, 역학 계산을 비롯하여 동적, 열적 및 유체해석이 가능한 코드이다.

### 2.1 FLAC3D 코드에서 3차원 DFN망 구성

불연속균열망(Discrete Fracture Network, DFN)은 불연속면의 방향, 밀도, 크기 등의 통계적인 자료를 이용하여 불연속암반을 모사하는 추계학적인 모델링 기법이다. 따라서 실제 불연속암반을 모사하는데 가장 적합하다고 보고되고 있다. FLAC3D Version 5.0에서는 DFN모듈을 통해서 3차원의 DFN망 구성이 가능하다. FLAC3D에서 DFN망을 구성하는 과정은 Fig. 1에서와 같이 불연속면의 방향성, 크기, 밀도에 관한 통계적인 분포모델을 설정하게 되면 원판형태(disc)의 절리들이 생성되게 된다. 그 이후 생성된 절리들의 위치에 해당되는 요소(element)가 선택되어, 각 요소에 원하고자 하는 절리의 물성을 각각 입력할 수 있다.

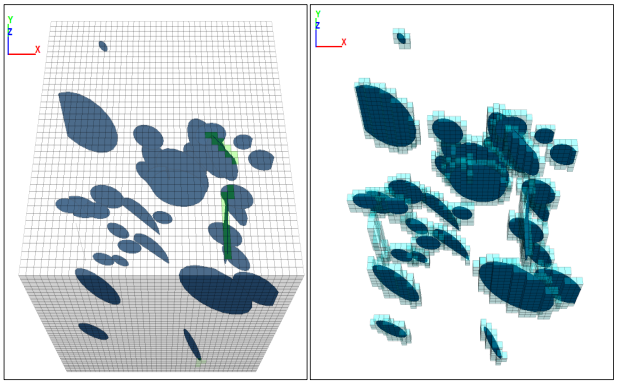


Fig. 1. 3D DFN model in FLAC3D.

### 2.2 DEM코드와 유입유량 비교

FLAC3D 자체는 3차원 연속체 해석코드이므로, DFN모듈을 통한 해석의 결과가 얼마만큼 신뢰도를 보이는지 확인할 필요성이 있다. 따라서 불연속체 해석에 널리 사용되고, 암석블록 및 절리의 역학적인 거동을 모사하는데 강점을 가지는 개별요소법(DEM)코드인 3DEC코드와의 결과를 비교하였다.

#### 2.2.1 모델 형상 및 경계조건

해석영역은 20 × 20 × 20 m로서 절리의 방향이 90°와 180°로 교차된 절리를 생성하였고, 실제 방사성폐기물 처분장의 조건을 고려하여 직경2 m, 길이 8 m인 시추공이 지하 500 m에 위치한다고 가정하였다. 모델의 경계는 고정하였고, 모델의 경계부의 공극수압은 정수압구배(hydro-static pressure gradient)를 고려하여 선형적으로 해당심도의 격자에 각각 부여하였다. 즉 모델 상단에는 4.9 MPa과 모델 하단에는 5.1 MPa의 공극수압이 설정되었다. Fig. 2와 같이 FLAC3D와 3DEC에서 동일한 형상과 경계조건을 부여하여, 시추공으로 유입되는 유입유량을 비교하였다.

2.2.2 각 모델에서의 유입유량계산을 위한 입력값

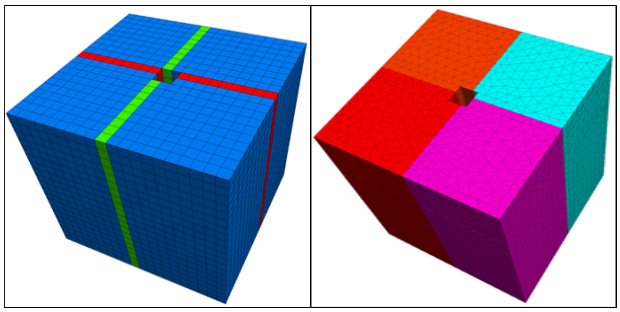


Fig. 2. Comparison between FLAC3D and 3DEC.

3DEC 코드에서는 불연속면의 간극(aperture)이 입력값으로 요구된다. 방향이 90°인 절리는 초기간극이 30 $\mu m$로 방향이 180°인 절리는 초기간극이 50 $\mu m$로 가정하였다. FLAC3D에서는 요소의 투수계수가 입력값이 된다. 그러므로 Navier-Stokes의 식을 통해서 해당 불연속면의 간극의 투수계수를 계산하여 FLAC3D의 투수계수의 입력값으로 사용하였다. 식(1)은 Navier-Stokes의 지배방적식이다.

$$q_i = -\frac{u^3 \rho g}{12\mu}\phi = -k_H \phi \qquad (1)$$

여기서 $q_i$는 불연속면의 단위길이 당 유량, $\mu$는 유체의 점성도, $\rho$는 유체의 밀도, g는 중력가속도, u는 불연속면의 간극, $\phi$는 수두, $K_H$ 는 수리전도도를 의미한다.

식(1)를 통해서 다음의 식(2)의 단일 절리의 투수계수를 계산할 수 있게 된다.

$$\text{permeability of a single fracture} = \frac{u^2}{12} \qquad (2)$$

2.2.3 Smeared fracture model in FLAC3D

FLAC3D 코드는 연속체모델 기법으로서 요소단위로 물성을 입력하게 된다. 하지만 DFN 모델을 이용하기 위해서는 절리가 존재하는 요소의 투수계수는 암반과 절리의 투수계수 각각에 대한 반영이 요구될 것이다. 따라서 Fig. 3과 같이 한 요소에 절리가 존재한다고 가정하면, 그 요소의 투수계수는 식(3)과 같이 가중평균을 이용하여 해당 요소의 투수계수를 계산하여 이 값을 입력하였다.

$$K_e = \frac{K_f \cdot V_f + K_m \cdot V_m}{V_e} \qquad (3)$$

여기서 $K_e$는 요소의 투수계수, $K_f$는 불연속면의 투수계수, $K_m$은 암석의 투수계수, $V_f$는 불연속면의 부피, $V_m$은 암석의 부피, $V_e$는 요소전체의 부피를 의미한다.

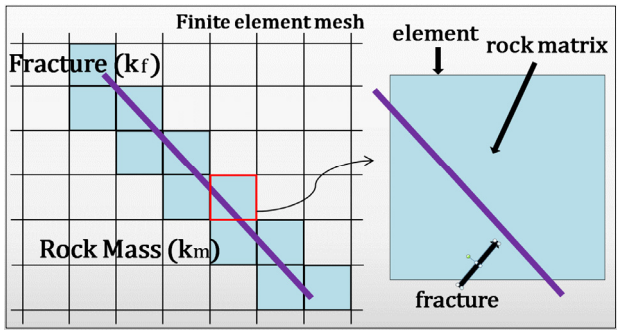



Fig. 3. Smeared fracture model.

해석결과, 3DEC 코드에서의 시추공으로 유입되는 유량은 14.616 Liter/Min이고, FLAC3D에서의 결과는 14.542 Liter/Min으로서 결과가 거의 일치함을 확인하였다.

## 3. 결론

FLAC3D코드에서 불연속암반의 수리해석을 실시하였다. 3차원 DFN모델을 구성하여 시추공으로 유입되는 유입유량 계산을 위한 코드를 개발하였다. 신뢰성 검증을 위해 대표적인 불연속체 해석코드인 3DEC의 결과와 비교한 결과 동일함을 확인하였다.

## 4. 감사의 글


이 논문은 한국원자력연구원의 지원을 받아 수행되었으며, 이에 감사드립니다.


## 5. 참고문헌


[1] 박정찬, 박승훈, 김하영, 김건영, 권상기, 2015, "암반의 3차원 불연속균열망(DFN)에 관한 민감도분석", 한국암반공학회지, 25(4).

[2] Ivars, D. M., 2006, Water inflow into excavations in fractured rock-a three-di mensional hydro-mechanical numerical study, international journal of rock mechanics and mining sciences 43(5), 705-725.

[3] Itasca Consultiong Group Inc., 2013, 3DEC Manual.

# 방사성폐기물 처분장에서의 $^{238}U$ 과 $^{99}Tc$ 핵종 이동에 관한 연구

**최세호**[1*], Wooyong Um[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]Pacific Northwest National Laboratory (PNNL), Richland, WA, USA
*seho0405@kaeri.re.kr

## 1. 서론

정부는 경주월성지역에 첫 번째 중·저준위 폐기물처분장을 건설하여 100,000 드럼을 저장할 예정에 있으며, 125,000 드럼을 저장할 2차 중·저준위 폐기물처분장 건설예정에 있다. 첫 번째 처분장의 경우 지하동굴 처분방식을 따르며, 2차 처분장의 경우는 천정부지방식으로 건설예정에 있다. 처분장을 건설하기 전 해당지역 환경에 적용 된 방사성물질의 거동에 대한 연구는 주변 환경과 지역주민의 건강에 영향을 줄 수 있으므로 필수적이다[1]. 따라서 월성지역의 두 번째 처분장 건설지역의 환경조건에 맞는 핵종거동연구가 필요하다.

이 연구의 목적은 월성지역내의 두 번째 방사성폐기물처분장 부지 특성 조사를 위한 핵종의 이동성연구에 있다. 따라서 해당지역에서 채취한 지하수와 암석을 이용하여 흡착, 확삭 그리고 칼럼실험을 실시하였다. 각각의 실험결과는 해당지역 환경에 적용 된 우라늄과 테크니슘의 이동성에 대한 정보를 제공할 것이다.

## 2. 재료 및 실험방법

### 2.1 Material

실험에 사용 될 이암, 사암, 파쇄암의 경우 지역특성에 맞는 실험을 위하여 월성지역에서 채취하였으며 지하수 역시 월성지역 내 borehole #PW 5에서 채취하였다.

### 2.2 회분식 흡착실험

회분식 흡착실험을 위하여 3가지 다른 암석시료와 테크니슘, 우라늄을 준비하였다. 세가지 다른 조건의 우라늄과 한 가지 조건의 테크니슘을 실험에 사용하였다. 암석시료의 경우 0.075 ~ 0.15 mm 크기로 분쇄하였으며, 해당 지하수의 pH 상태와 비슷한 수준에서 변화가 없을 때까지 지하수를 이용하여 세척을 하였다. 전 처리된 암석시료를 우라늄 또는 테크니슘을 함유시킨 지하수용액에 반응 시켰다. 흡착실험을 실시한 지 7일이 지난 이후 해당 샘플을 분석 전에 centrifuge를 이용하여 얻은 상청액을 필터(0.45μm)하였다. 우라늄과 테크니슘의 농도는 ICP-MS 와 LSC를 이용하여 각각 분석하였다.

### 2.3 확산실험

가로, 세로 1.8 cm, 두께 0.4 cm 로 제작된 이암시편을 아크릴로 제작된 확산장치 내 tracer cell과 measurement cell 사이에 부착시킨다. 각각의 셀에는 지하수 500ml를 채우고 이암시편을 포화상태로 만든다. 시편을 포화상태로 만든 이후 tracer 셀에 Br을 주입시킨 후 일정시간마다 measurement 셀에서 샘플링을 하여 Br의 확산농도를 체크한다. Time-lag 식을 이용하여 비 흡착성물질인 Br의 effective diffusion coefficient과 rock capacity를 얻었다. 추적자 실험을 마친 이후 우라늄과 테크니슘을 두 아크릴 확산장치의 tracer 셀에 각각 주입시켜주고, measurement 셀에는 지하수로 채워준다. 일정기간마다 measurement 셀에서 샘플링을 하여 우라늄의 경우 ICP-MS로 테크니슘의 경우는 LSC를 통하여 확산농도를 측정한다.

### 2.4 칼럼실험

Chromaflex 칼럼을 이번 실험에 사용하였다. 칼럼 내부는 1.50um-1mm 크기의 이암으로 채웠으며 지하수를 이용하여 포화시키는 과정을 거쳤다. 포화과정 이후 펌프를 이용하여 일정유속을 조절하였으며 비 흡착물질인 Br을 이용하여 추적자실험을 실시하였다. 추적자 실험을 마친 이후 우라늄 또는 테크니슘을 포함한 지하수 용액을 일정유속으로 컬럼에 주입시켰다. 각각의 칼럼에서 얻은 샘플들은 우라늄의 경우 ICP-MS에서 테크니슘의 경우 LSC에서 농도를 분석하였다.

## 3. 결과 및 고찰

### 3.1 회분식 흡착실험

해당 실험은 세배수로 실험을 실시하였으며, 월성지역 암석시료에 대한 테크니슘과 우라늄의 분배

계수의 경우 세 번의 실험의 평균값으로 Table 1에 나타나있다. 각각의 분배계수를 비교하여 보면 우라늄이 테크니슘의 비해 높은 흡착능을 보였다. 테크니슘의 경우 대부분의 암석에서 낮은 흡착능을 보였다. 우라늄의 경우 파쇄암에서 가장 큰 흡착능을 보였는데 표면적 분석결과와 비교하여 지표와 관련이 있음으로 사료된다 [2]. 그에 반해 테크니슘의 경우 이암에서만 흡착능을 보였는데 이는 우라늄의 경우와 다르게 퇴적암의 일종이 이암의 유기탄소량과 관련이 있음으로 사료된다.

Table 1. Sorption distribution coefficient, $K_d$, total carbon and surface area

| | $K_d$ of 238-U (ml/g) | $K_d$ of 99-Tc (ml/g) | surface area ($m^2$/g) |
|---|---|---|---|
| mud-stone | 13.41 | 0.242 | 0.954 |
| sand-stone | 7.560 | - | 0.344 |
| fault-rock | 71.81 | - | 12.66 |

### 3.2 확산실험

브롬이온의 확산 된 농도를 이용하여 time-lag 식에 대입한 후 $D_{eff}$를 얻을 수 있었다. 핵종물질인 우라늄과 테크니슘의 $D_{app}$와 $D_{mol}$를 브롬을 이용하여 얻은 $D_{eff}$와 해당물질의 확산된 농도를 이용하여 구할 수 있었다. 우라늄의 경우 높은 흡착능으로 인하여 120일이 지난 이후에도 확산된 농도를 얻을 수 없었다. 따라서 우라늄의 $D_{mol}$의 경우 참고문헌을 통하여 다른 요소를 얻는데 이용하였다 [3]. 각 물질들에 대한 확산계수 및 지연계수등은 Table 2에 표기하였다. 우라늄의 지연성은 테크니슘에 비하여 확산계수 및 지연계수를 참고하여 보면 확연히 이동성이 떨어짐을 알 수 있었다. 이는 테크니슘이 흡착능이 우라늄에 비해 낮으므로 사료된다.

Table 2. Estimated $D_{app}$ value for U-238 and Tc-99

| | Tortuosity | $K_d$ (ml/g) | R | $D_{app}$ ($m^2$/s) |
|---|---|---|---|---|
| U-238 | $1.18x10^{3}$ | 13.41 | 68.80 | $2.71x10^{-14}$ |
| Tc-99 | $2.11x10^{3}$ | $1.80x10^{-3}$ | 5.410 | $2.01x10^{-13}$ |

### 3.3 칼럼실험

칼럼의 선형평균유속은 평균유량을 칼럼의 단면적 및 공극률로 나누어 결정하였고, 분산계수는 CXTFIT 모델을 이용하여 Br-, 우라늄 그리고 테크니슘의 파괴곡선을 최적화하는 방법으로 구해졌다. 테크니슘의 지연계수가 우라늄에 비해서 낮음을 표를 통해서 알 수 있다. 게다가 테크니슘의 지연계수와 비흡착물질인 브롬의 해당 계수와 비교하여 보면 큰 차이가 없음을 알 수 있다(Table 3). 테크니슘이 이암에 대한 흡착성 때문에 비흡착물질인 브롬보다 이동성이 약간 낮기는 하지만 큰 차이가 없음을 알 수 있다. 테크니슘과 우라늄의 분배계수 모두 회분식 흡착실험에 비해 각각 낮고 높음을 보이지만 회분식 흡착실험 시에 실시하였던 3번의 실험의 결과범위 안에는 속하므로 두 실험의 분배계수가 큰 차이가 없음을 알 수 있다.

Table 3. Transport parameters

| | Dispersion coefficient ($cm^2$/min) | Distribution coefficient ($cm^3$/g) |
|---|---|---|
| U-238 | $1.7x10^{-2}$ | 15.5 |
| Tc-99 | $3.9x10^{-4}$ | 0.10 |

## 4. 결론

본 연구에서는 방사성폐기물처분장 2차부지내에서 흡착 및 확산실험을 통해서 핵종거동을 연구하였다. 세 가지 실험을 바탕으로 테크니슘의 경우 우라늄과 비교하여 흡착능이 무시할 정도로 낮았지만 이암에서는 이동성이 감소함을 알 수 있었다. 2차부지내의 파쇄암에서 우라늄의 거동에는 파쇄대의 표면이 거동지연에 효과적임이 관찰되었다.

## 5. 참고문헌


[1] Um W.Y., Serne R.J., "Sorption and transport behavior of radionuclides in the porposed low-level radioactive waste disposal facility at the Hanford site, Washington", Radiochim. Acta(93), (2005).

[2] Davis J.A., Meece D.E., Kohler M., Curtis G.P., "Approaches to surface complexation modeling of Uranium adsorption on aquifer sediments", Geochimica et Cosmochimica Acta (68), (2004).

[3] Moore S.M., Shackelford C.D., "Uranium Diffusion in Soils and Rocks", Proceedings Tailings and Mine Waste, (2011).

# 화강암반 수리지구화학 3차원 지질환경모델링 예비평가

**정수림***, 박경우, 권장순, 고용권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sljung@kaeri.re.kr

## 1. 서론

방사성폐기물의 지층 처분을 위해 처분 영역에 대한 지질 환경의 이해는 반드시 필요한데, 지층 처분장의 건설 안전성 뿐 만 아니라 방사성폐기물의 처분 안전성에 처분 영역의 지질 환경이 밀접한 영향을 끼치기 때문이다. 방사성폐기물처분장에서의 방사선적 안전성 확보의 최종 목표는 인간 생활권에 유해하지 않을 정도의 준위로 핵종 누출을 봉쇄하거나 지연시키는 것이며, 지하매질 즉 암반은 핵종 누출을 지연시키는 자연방벽의 역할을 한다. 이러한 자연방벽의 성능을 좌우하는 지질 환경은, 처분 영역에 대한 암석 및 광물학적 특성, 처분 영역 주변을 흐르는 지하수의 지화학 특성과 수리지질 특성 등의 다양한 부지 특성 자료를 포함한다. 이중에서도 특히 처분 영역 단열대나 단층대의 지질구조적 특성이 부지 고유의 지질 환경 특성을 설명하는데 가장 주요한 기본 자료가 된다. 이번 연구는 대전지역 화강암반을 대상으로 조사지점의 시추공 지질자료를 이용하여 연구지역에 대한 지질모델을 제시하며, 이 지질모델을 활용하여 향후 처분장 건설시 지질특성모델을 구축하는데 기여하고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 연구지역

연구지역인 대전 유성 지역은 경기변성암 복합체 내에 위치하며 주로 선캠브리아기의 편마암류와 중생대의 심성암류로 구성되어 있다. 시추공 조사지역인 화강암반 지대는 중생대 심성암류로 이루어져 있으며, 맥암류가 연구지역 전체에 걸쳐 관입되어 있다.

### 2.2 기초 지질조사

화강암반 연구지역에 대한 지질 환경 특성 분석을 위해 3개의 깊이 500 m 시추공과 1개의 깊이 1 km 시추공을 굴착하고 단열대 및 단층대 분석과 수리지질, 지구화학 측정을 실시하였다.

#### 2.2.1 지질구조 분석

기본 지질구조 모델을 구축하기 위하여 연구지역 지하 심부의 단열 및 단층의 위치와 방향성을 조사하였다. 지하 1 km 지점까지의 수많은 단열을 나열하는 것은 불가능하므로, 지표에서의 선형구조 분석과 시추공 단열조사(텔레뷰어), 시추공 영상촬영(BIPS) 및 공내 물리검층 결과 등을 총합하여 결정된 큰 규모의 단열대만 입체화하였다.

#### 2.2.2 수리지질 분석

시추공에서의 수리시험은 순간충격시험을 기본으로 이중 패커를 이용하여 상부 및 하부 구간을 격리하여 실시하였으며, 대수층 주변 투수성 및 연결성을 파악하기 위하여 정률양수시험을 실시하였다. 주 단열대를 중심으로 깊이 구간별로 시험이 수행되었고, 시험해석 결과로 수리전도도(K)와 투수량계수(T)를 도출하였다.

#### 2.2.3 수리지화학 분석

수온, pH, Eh, EC, DO 등은 채취 현장에서 직접 측정하였으며, 지하수의 주요양이온, 음이온, 미량원소, 동위원소, 콜로이드, 미생물 및 용존유기탄소에 대한 분석은 분석기관에 의뢰하였다.

### 2.3 지질모델

화강암 연구지역의 지질자료를 종합하여 지질구조의 분포와 양상을 입체적으로 표현하고 지질구조 간의 상호관계를 쉽게 확인할 수 있도록 3차원 모델을 제작하였다. 모델링에는 지질구조 모델링 전문 프로그램인 Paradigm사의 GOCAD 2009.3 프로그램을 이용하였다.

#### 2.3.1 지질구조 특성모델

3차원 지질구조 모델 구축을 위하여 먼저 선형구조 조사에서 지정한 부지규모를 경계로 지형도와 함께 심도 1 km의 기초 모델을 구성하였다. 기초모델 구성 후, 지질조사가 수행된 각 시추공을 기본 지형모델에 삽입하는데, 이때 조사된 지질구조의 주향/경사 정보를 함께 입력할 수 있다. 다양

한 선행연구에서 도출된 9개의 지질구조 정보와 각 시추공에 입력한 지질구조 정보를 비교 분석하여 조사지역 대표 지질구조 모델을 구성하면 Fig. 1과 같다.

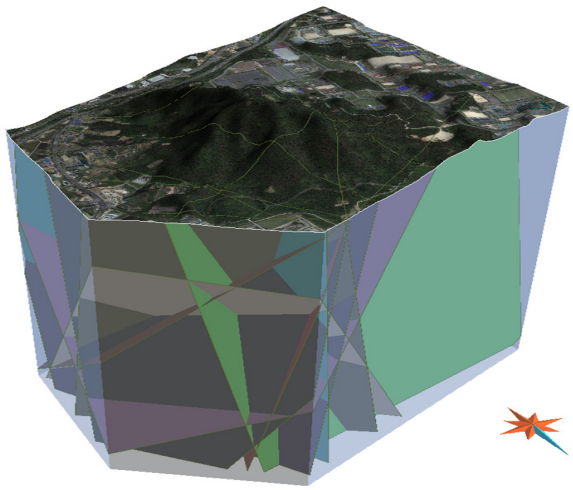


Fig. 1. geological model of the study area.

2.3.2 수리지질 특성모델

조사된 단열대와 암반의 수리지질 자료를 도입하여 수리지질 특성모델을 만들 수 있다. 2차원 평면으로 표현된 모델을 grid 형태로 전환한 후, 주 단열대(수리투수대) 영역에는 각 단열대에서 도출된 투수량계수를, 주 단열대를 제외한 영역에는 수리암반대의 수리전도도 값을 도입한다. 지질구조 별 투수량계수 및 수리전도도 값의 차이는 컬러차트로써 도시할 수 있다.

2.3.3 지구화학 특성모델

조사지역 지하수 분석 자료를 이용하여 지구화학 특성모델을 만들 수 있다. 수리지화학 요소 측정값이 깊이에 따라 예상했던 경향성을 보이는지, 지질구조가 존재함에 따라 어떠한 변화를 보이는지 분석한 후, 변동도(variogram) 기능을 활용하여 실제 측정이 진행된 시추공 외에 모델화한 연구지역 범위로 지화학적 예측 값을 설정할 수 있도록 한다.

## 3. 결론

지질구조 3차원 특성모델 구성 결과, 화강암 연구지역의 지질구조는 수직에 가까운 단열이 대부분이며 주로 NW-SE 방향의 단열이 우세한 것을 쉽게 확인할 수 있다. 또한 어느 구역에 지질구조가 밀집되어 있는지, 핵동 유동이 쉬운 지질구조의 위치와 그 영향 범위와 같은 심부환경에 대한 추론이 가능하다. 이와 같은 모델링 및 해석 기술의 기발은 현재 해외사례 부지조사과정에서도 활발히 수행되고 있는 부분이다. SKB 와 Posiva에서는 열특성, 생태계 환경 특성 등의 다양한 분야를 포함한 통합모델을 개발 중에 있다. 우리나라 역시 처분시설 부지조사를 위하여 우리의 지역적 특성을 반영한 통합모델이 필요하며, 이러한 기술개발에 이 연구의 지질모델이 기초자료로써 활용될 수 있을 것으로 기대된다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 2014년도 산업자원통상부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행되었음을 밝힌다.

## 5. 참고문헌

[1] 김건영, 고용권, 배대석, 김천수, 방사성폐기물 처분연구를 위한 유성지역 화강암내 심부 시추공 단열충전광물의 광물학적 특성, 한국광물학회지, 17(1), 99-114 (2004).

# 저온분사코팅 설비의 대형화 및 중규모 구리처분용기의 제작

**이민수**[1*], 최희주[1], 박동용[2]
[1]한국원자력연구원, 대전 광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]㈜태광테크, 경북 경주시 천북면 오야리 10-1번지
*minm@kaeri.re.kr

## 1. 서론

KAERI에서는 우리나라의 수포화 심부환경을 고려하여, 구리-주철 이중구조의 처분용기를 제작 중에 있다. 내부 주철용기는 외부 압력을 견디는 역할을 하고, 외부 구리용기는 장기간에도 견딜 수 있는 내부식 보호막 역할을 한다. 스웨덴과 핀란드에서는 사용후핵연료를 담을 수 있는 대형 구리용기 제조를 위해 대형 구리 잉곳을 천공-연신-단조 등의 복합공정으로 제작하고 있으나, 그 제작 설비가 거대하고, 다단계 공정이라는 단점이 있다. 이에 KAERI에서는 RIST 벤처기업인 태광테크의 협조를 얻어 2007년부터 저온분사코팅을 이용하여, 주철용기 표면에 구리를 코팅하는 공정이 간결하고 큰 장치가 필요 없는 방법을 개발해 오고 있다[1]. 초기 연구에서는 저온분사코팅을 이용한 주철표면의 구리코팅으로 이중구조를 용이하게 이룰 수 있음을 확인하였으며, 또한 후속 연구를 통해 Cu 10 mm 두께의 소형 구리-주철 이중구조 용기[∅12 cm x 길이 42 cm]를 제작하기도 하였다[2]. 이러한 소형 용기 제작의 성공을 바탕으로 KAERI에서는 중규모 처분용기를 저온분사코팅으로 제작을 계획하였다. 이를 위하여 기존의 저온분사코팅 설비의 대형화를 꾀하였으며, 이를 통해 최종적으로 중규모 저온분사코팅 구리-주철 용기를 제작하고자 하였다.

## 2. 본론

### 2.1 시 험

#### 2.1.1 저온분사코팅 장치 대형화

저온분사코팅 공정을 대형화 하기 위해 저온분사 요소장치인 메인가스히터 및 구리 분말송급장치를 양산 시스템에 맞게 수정 및 제작하였다. 이를 통해 고속적층 시스템 개발을 진행하였고, 추가적인 제반 설비부분도 이에 맞게 다시 구축하였다. 분사노즐은 컴퓨터 시뮬레이션을 통하여 노즐 형상에 따른 분말 소재의 속도를 이론적으로 산출하였으며, 이게 맞게 신규노즐을 제작하고, 분사시스템에 적용하였다.

그리고 중규모 처분용기를 일정 속도로 균일하게 회전시키기 위해서 하중 1.0 ton, 직경 ∅450 mm 및 길이 약 2 m의 용기를 회전시킬 수 있는 회전지그를 구축하였다(Fig. 1). 선반형 회전지그는 회전 최대 속도는 300 rpm으로 용기의 외경대비 선속도를 조정할 수 있었다. Fig. 1에 중규모 처분용기 제작을 위해 구축한 저온분사시스템이 설치된 사진을 나타내었다. 주철용기를 회전지그로 회전시키고, 6축 로봇에 장착된 분사 노즐을 좌우로 이동하며, 균일한 속도로 처분용기의 표면을 구리 분말로 코팅하며, 적층되지 않고 산란되는 구리 분말은 집진 덕트를 통해 공장외부에 설치된 집진기로 회수되도록 하였다. 그리고 저온분사코팅에 필용한 다량의 고압 질소 가스는 건물 외부에 설치된 액체 질소 기화설비를 설치하여 공급하였다(Fig. 2).

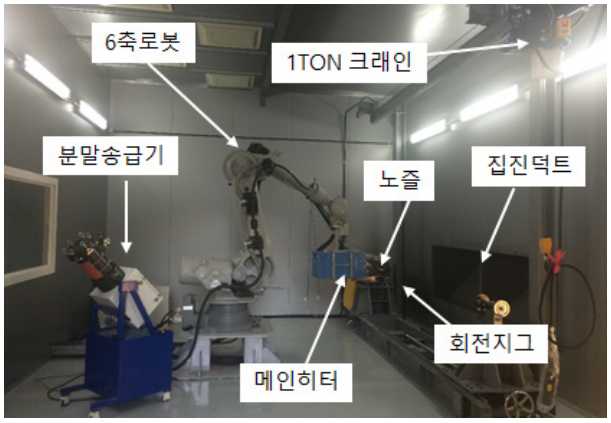



Fig. 1. Scale-up of cold spray coating system for the production of Cu-cast iron container.




Fig. 2. Copper dust collector(left) and N2 carrier gas supply system(right).

설치된 대형화 장치에 대해서 분말의 송급속도에 따른 코팅 공정특성을 평가한 결과, 시간당 14.5 kg/hr의 송급량 조건에서 코팅층의 적층 속도가 가장 우수하였으며, 단위시간으로 환산하여 11.8 kg/hr의 적층속도를 달성할 수 있었다.

2.1.2 대형화 분사기를 이용한 중규모 용기 제작1

길이가 600 mm 이고, 직경 ∅367 mm인 STS 재질의 내부용기를 제작하였으며, 용기 상하부는 동판으로 제작하였다. 저온분사 코팅을 위해 고하중용 수직형 회전지그에 올려놓고 저온분사 장비를 설치하여 시험하였다. 이 실험은 중규모 저온분사 코팅 설비가 완전히 갖추어지기 전에 한 것으로서, 기존 분사시설에 대형화 분사 장비들을 적용하여 시험을 실시하였다. 저온분사 코팅시험은 편축으로 약 5 mm 두께의 구리코팅까지 진행하였다. Cu분말을 코팅한 STS 용기의 외경 사이즈는 초기 ∅367 mm에서 ∅378 mm로 측정되었다(Fig. 3).

그런데 이렇게 제작된 용기는 몇 가지 문제가 발생되었다. 마개 접합부의 불완전 밀착에 의한 접합부 적층 불량과 연속 공정 중단에 의한 후속 코팅층의 이탈이 발견되었다. 그리고 더욱 큰 문제는 내부 STS 용기가 얇아서(두께 4.0 mm), 코팅 용기가 시간이 지나면서, 하단부 구리층의 균열이 발생하였다. 이러한 문제는 내부용기의 정밀가공과 내부용기를 두터운 주철로 대체하면서 자연스럽게 해결되었다. 또한 연속 코팅 공정을 위해 대용량 액화질소 설비를 갖추어 코팅이 중간에 중단되지 않도록 하였다.

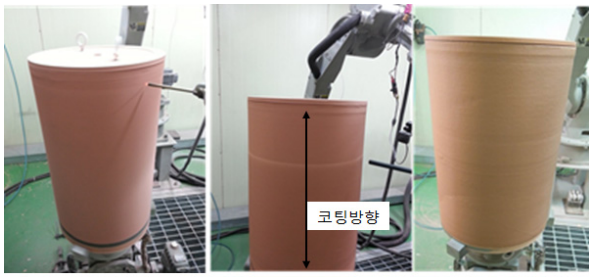



Fig. 3. Vertical type cold spray coating of Cu on mid-scale STS container.

2.1.3 대형화 설비를 이용한 중규모 용기 제작2

실제 처분용기 후보재료로 검토되고 있는 주철재 내부용기(∅355 mm x 길이 1,200 mm)를 먼저 제작하고, 구축된 저온분사코팅 대형화 설비를 이용하여 주철용기 외부표면에 구리를 저온분사코팅 하고자 하였다. 먼저 주철 용기표면을 #60 크기의 SiC 분말을 이용하여 표면처리를 하고, 회전지그를 180 rpm의 회전속도에서 저온분사코팅 하였다. 이렇게 SiC로 샌드블라스트 처리된 주철용기는 코팅층의 박리 및 기공현상 등이 나타나지 않았으며, 연속 코팅 공정을 통해 Fig. 4와 같이 10mm 구리 두께의 중규모 처분용기의 제작이 가능하였다.

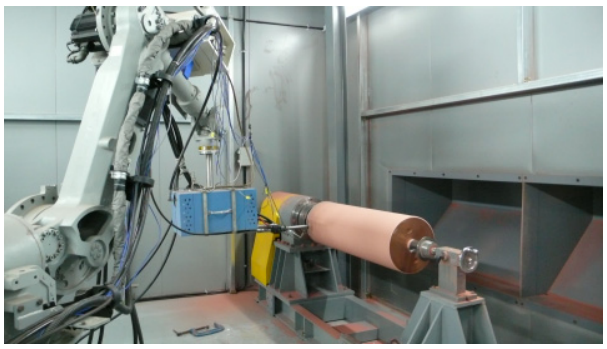


Fig. 4. Cold spray coating of Mid-scale cast iron container in the scale-up facility.

## 3. 결 론

중규모 저온분사코팅 처분용기 개발을 위해 실시한 연구 내용을 정리하면 다음과 같다.

3.1 저온분사코팅 설비의 대형화를 위해 메인가스 히터, 구리 분말송급장치, 및 분사노즐을 개선하였다. 그리고 중규모 용기의 장착이 가능한 대형 회전 지그를 설치하였다.

3.2 설치된 대형화 코팅장비는 예비 코팅시험을 통해 회전속도, 송급속도 및 공정 온도 등과 같은 최적 공정 변수들을 확립하였다.

3.3 규모를 확장한 대형화 저온분사코팅 설비를 이용하여 직경 ∅355 mm, 길이 1.2 m의 주철용기 표면에 두께 10 mm 구리코팅 시제품을 제작하였다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

## 5. 참고문헌

[1] M.S. Lee, et. al., KAERI/TR-3498/2007, “Development of Copper Canister through Cold Sprayed Coating Method”, Kaeri Technical Report, 2007.

[2] M.S. Lee, et. al., KAERI/TR-4458/2011, “Technical Analysis of Design & Manufacturing of a Disposal Canister for Deep Geologic Disposal”, Kaeri Technical Report, 2011.

# 대전 유성 지역과 안동 지역 배경단열을 위한 분리단열망 분석

**지성훈***, 박경우, 김대희, 고용권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*shji@kaeri.re.kr

## 1. 서론

방사성폐기물을 심지층에 처분하면, 처분장에서 유출된 일부 핵종은 지하수를 따라 생물권으로 이동하게 된다. 처분장 모암으로 선호되고 있는 결정질 단열 암반의 주요 유동로는 단열대로, 방사성폐기물이 실제로 처분되는 처분공의 경우 단열대를 피해 설치하게 된다. 이에 처분장의 성능 평가와 관련하여 처분공이 설치되는 결정질 암반 및 암반 내 배경단열의 수리지질학적인 특성을 평가하고 단열망 모델을 구축하는 것은 중요하다. 단열망 모델을 구축하기 위해서는 먼저 주어진 현장 자료를 이용하여 단열자료를 특성화하고 이를 개념화하여야 한다. 단열 자료를 특성화하는 방법에는 결정적 방법과 통계적 방법이 있다[1]. 결정적 특성화 방법은 현장 조사 자료를 이용하여 개개 단열의 특성들을 모두 규명하는 것이고, 통계적 특성화 방법은 현장 조사 자료로부터 단열군의 통계적인 분포 특성을 규명하는 것이다. 그리고 특성화 방법에 기반하여 단열망 모델 생성을 위한 개념화를 하게 된다. 일반적으로 결정적 특성화 방법은 그 적용가능성에 따라 단열밀도가 낮거나 매우 작은 영역에 대해 적용하고, 통계적 특성화 방법은 단열밀도가 높거나 큰 영역에 대해 적용한다. 이에 실제 현장에 적용할 때, 결정적 특성화 방법은 부지 내 지하수 주유동로인 단열대를 특성화하는데 적용하며, 추계적 특성화 방법은 부지 내 배경단열을 특성화하는데 많이 적용한다[2].

본 연구에서는 화강암 지역인 대전 유성 지역과 편마암 지역인 안동 지역의 배경단열의 특성화 및 개념화를 위해 부지 내 존재하고 있는 단열들을 통계적으로 특성화하고 개념화하였다. 먼저 주어진 현장 자료를 이용하여 단열대를 분류하고 단열대 외 배경단열의 공간적 분포 특성을 평가하였다. 이것을 토대로 각 지역에 대해 수리암반영역을 정의하고 각 수리암반영역 내 배경단열들의 방향성 분포 특성, 단열밀도, 단열 크기 분포 특성 등을 분석하였고, 분석결과를 이용하여 부지 내 배경단열에 대한 단열망 모델 구축을 위해 단열망을 개념화하였다.

## 2. 접근방법

분석을 위해 사용한 자료는 다음과 같다. 화강암반 연구지역과 편마암반 연구지역의 선구조 분석 자료, 화강암반 연구지역 내 AH-1, AH-2, AH-3, AH-6 시추공에서의 시추공 로깅 자료 및 수리시험 결과 자료, 편마암반 연구지역 내 BH-1, BH-2, BH-3 시추공에서의 시추공 로깅 자료 및 수리시험 결과 자료, 각 공과 교차하는 단열대 정보이다. 분석을 위해 먼저 이 자료들로부터 단열대 자료들을 구분하였다. 그리고 나머지 배경단열에 관한 자료들을 이용하여 배경단열의 공간적 분포 특성을 평가하였다. 평가 결과를 바탕으로 부지의 수리암반영역을 정의하였고[3], 각 수리암반영역 내 배경단열의 통계적 분포 특성을 분석하였다.

방향성 분포 특성을 분석하기 위해서 각 관정에서 관찰한 시추공 로깅 자료를 FracMan의 ISIS 모듈을 이용하여 분석하였다. 연구 지역인 대전 유성 지역과 안동 지역에서 수행한 현장 시험 자료 중 단열의 크기 특성이 드러나 있는 자료는 선구조 분석 자료이다. 이에 본 연구에서는 단열 크기 분포가 단열 위치의 해발 고도에 대해 독립적이어서 선구조 분석 자료를 통해 각 지역의 배경 단열 크기 분포를 유추할 수 있다는 가정 하에, 현장의 선구조 분석 자료를 이용하여 배경단열의 크기 분포 특성을 분석하였다.

## 3. 연구 결과

### 3.1 수리암반영역 정의

먼저 대전 유성 지역 내 시추공 AH-1, AH-2, AH-3, AH-6에서 관찰한 배경단열의 심도별 개수 분포와 단열밀도 P10, 방향성 분포, 수리전도도 분포를 분석한 결과, 시추공별로 또 심도별로 큰 차이를 보이지 않았다. 이에 시추공이 있는 지역을 하나의 수리암반영역으로 가정하기로 하였다.

마찬가지로 안동 지역 내 시추공 BH-1, BH-2, BH-3에서 관찰한 배경단열의 심도별 개수 분포와 단열밀도 P10, 방향성 분포, 수리전도도 분포를 분

석한 결과, 이 지역 역시 단열밀도 분포와 방향성 분포, 수리전도도 분포에 대해 시추공별로 또 심도별로 큰 차이를 보이지 않았다. 이에 시추공이 있는 지역을 하나의 수리암반영역으로 가정하기로 하였다.

### 3.2 배경단열 분포특성 분석

방향성 분포 분석 결과, 대전 유성 지역은 3개의 단열군으로 분류하여 분석했을 때 최적의 결과가 나오며, 최적의 방향성 분포 모델은 Elliptical Fisher 분포 모델로 분석되었다. 아울러 일련의 과정을 통해 분석한 대전 지역 내 배경단열의 분포특성은 Table 1과 같다.

Table 1. Optimal power law distribution model and P32 for background fractures in Yuseong site

| | 단열군1 | 단열군2 | 단열군3 |
|---|---|---|---|
| $D_d$ | 4.68 | 4.68 | 4.68 |
| $X_{\min}$ (m) | 16.6 | 16.6 | 16.6 |
| P32 (1/m) | 2.34 | 1.46 | 1.41 |

안동 지역은 2개의 단열군으로 분류하여 분석했을 때 최적의 결과가 나오며, 최적의 방향성 분포 모델은 대전 유성 지역과 마찬가지로 Elliptical Fisher 분포 모델로 분석되었다. 또하ㄴ 일련의 과정을 통해 분석한 안동 지역 내 배경단열의 분포특성은 Table 2와 같다.

Table 2. Optimal power law distribution model and P32 for background fractures in Andong site

| | 단열군1 | 단열군2 |
|---|---|---|
| $D_d$ | 4.24 | 4.24 |
| $X_{\min}$ (m) | 1.12 | 1.12 |
| P32 (1/m) | 2.37 | 2.37 |

## 4. 결론

본 연구에서는 불충분한 자료로 인하여 수리암반영역의 수리적 특성은 분석할 수 없었다. 하지만, 지하수의 주유동로가 될 가능성이 높은 단열대 외에 방사성폐기물 처분을 위한 처분공이 직접 맞닿아있는 수리암반영역의 수리적 특성도 지하 심지층 처분 시설의 성능 평가 및 안전성 평가와 관련하여 매우 중요하며, 이에 향후 처분 사업에는 수리암반영역에 대한 수리적 특성 조사도 현장 조사 목록에 반드시 포함되어야 할 것이다.

## 5. 감사의 글

이 연구는 산업통상자원부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원 (No. 20121710200001D)과 미래창조과학부의 원자력연구개발사업 (NRF-2012M2A8A5007440)의 지원으로 수행되었습니다.

## 6. 참고문헌

[1] Ji, S.-H., Y.-J. Park, and K.-K. Lee, "Influence of fracture connectivity and characterization level on the uncertainty of the equivalent permeability in statistically conceptualized fracture networks", Trans. in Porous Media 87, 385-395 (2011).

[2] Ji, S.-H., K.W. Park, D.-H. Lim, C. Kim, K.S. Kim, and W. Dershowitz, "A hybrid modeling approach to evaluate the groundwater flow system at the low- and intermediate-level radioactive waste disposal site in Gyeong-Ju, Korea", Hydrogeo. J. 20, 1341-1353 (2012).

[3] Rhen, I., S. Follin, and J. Hermanson, "Hydrogeological site description model: a strategy for its development during site investigations", R-03-08, SKB, Stockholm (2003).

# 고준위폐기물처분장의 완충재와 후보물질 선정

**이재완***, 최영철, 이민수, 최희주
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jolee@kaeri.re.kr

## 1. 서론

고준위폐기물처분장에서 완충재는 공학적방벽의 핵심 구성요소이다. 처분장으로의 지하수 유입을 억제하고, 방사성핵종의 유출을 저지하며, 외부응력으로부터의 처분용기를 보호하고, 또한 폐기물로부터 발생되는 붕괴열을 밖으로 분산시키는 역할을 한다. 완충재 물질로는 벤토나이트가 선호되고 있다. 이것은 벤토나이트의 높은 팽윤성, 양호한 흡착능 및 처분환경에서의 내구성이 완충재 요건을 가장 잘 만족하기 때문이다. 일반적으로 완충재 물질은 예비 후보물질 선정(potentially candidate material-screening)과 선정된 물질의 방벽성능 평가(barrier performance evaluation) 등 2단계 과정을 거쳐서 선정된다. 그러나 벤토나이트는 산출지역에 따라 서로 다른 물성을 가지고 있고, 완충재의 소재로서의 품질도 저품위에서부터 고품위에 이르기까지 다양한 스펙트럼을 가지는 것으로 알려져 있다. 이 때문에, 완충재로 사용 가능한 모든 물질을 대상으로 동일한 선정절차를 적용할 경우, 많은 시간과 비용이 소요된다. 이와 관련하여, 본 연구에서는 고준위폐기물처분장 완충재 물질의 효과적인 선정을 위한 예비 후보물질 선정단계에서의 선별지침(screening guideline)과 시험항목 및 물성비교에 적용할 수 있는 기준물질(reference materials)을 검토하였다.

## 2. 완충재 요건

완충재는 방벽재로서의 기능을 효과적으로 수행하기 위해, 낮은 수리전도도, 높은 핵종 저지능, 높은 팽윤성과 적정한 팽윤압, 양호한 역학적 특성, 높은 열전도도, 장기건전성 유지, 낮은 유기물 함량을 가져야 한다. 또 실제 처분장 적용에 있어서, 소재의 수급성, 제작 용이성, 경제성 등에 대해서도 검토를 하여야 한다. 처분장 완충재로 사용할 재료의 물량이 충분한지, 완충재의 제작과 현장 설치가 용이한지, 소재의 구입에 따른 재료비, 운송비 및 부대비용이 얼마나 소요되는지를 따져 보아야 한다.

## 3. 선별 지침 및 시험항목

IAEA는 완충재 물질 고려 대상 벤토나이트로부터 예비 후보물질 선정 시 적용할 수 있는 선별지침을 제안한 바 있다[1]. 대상 벤토나이트의 광물학적 특성치, 화학적 특성치, 물리적 특성치를 측정하고, 그 결과를 기준물질(MX-80 bentonite, USA; Saskatchewan bentonite, Canada; Kunigel V1, Japan)과 비교하여, 완충재 요건에 가장 부합되는 벤토나이트를 예비 후보물질로 선정하도록 하였다. 선정된 후보물질 벤토나이트의 매장량은 처분장에 필요한 소요량의 2배 이상이 되어야 하고, 표본 샘플 벤토나이트 간의 광물조성 변화는 10%를 넘지 않도록 제안하였다. 광물학적 특성치로는 XRD(X-Ray Diffraction)와 광물조성을 측정하도록 하였다. XRD는 구성광물을 확인하는데 사용되며, 광물조성 중에는 몬모릴로나이트의 함량이 중요하다. 이것은 완충재의 방벽성능이 몬모릴로나이트의 함량에 좌우되기 때문이다. 화학적 특성치로는 화학조성(chemical composition), CEC(Cation Exchange Capacity), EC(Exchangeable Capacity)를 포함하였다. 화학조성은 구성광물의 확인을 위해서 필요하며, CEC는 유출 핵종에 대한 이온교환능을, EC는 몬모릴로나이트 입자의 층간이온 양과 수화 시 완충재의 팽윤이 어느 정도 일어날지를 가늠할 수 있다. 물리학적 특성치로는 입자밀도(particle density), 입도분포(grain size distribution), 표면적(specific surface area), 애터버그 한계(Atterberg limit), 자유팽윤지수(free swell index)를 측정하도록 하였다. 밀도와 입도분포는 완충재 블록의 공극율, 구조와 밀접한 관계가 있으며, 표면적은 몬모릴로나이트의 함량과 반응면적 계산에 필요하다. 애터버그 한계와 자유팽윤지수는 각각 완충재 물질의 점성학적 거동(rheological behavior)과 수화 시 팽윤능을 확인하는데 중요한 물리학적 특성치이다.

## 4. 물성 비교 기준물질

MX-80, Saskatchewan bentonite, Kunigel V1은 처분장 완충재 물질로서 체계적인 물성조사가 이루어진 벤토나이트이다. 이 벤토나이트는 완충재 고려 대상물질의 적합성 평가를 위한 기준물질로 사용되고 있다. MX-80은 미국 Wyoming 산 벤토나이트. 화산재로부터 생성된 것으로 Na-벤토나이트이다. 처분장 방벽재로서 가장 광범위하게 물성조사가 이루어져 있고, 스웨덴, 핀란드, 스위스에서는 완충재 기준물질로 사용하고 있다. Saskatchewan 벤토나이트는 Manitoba, Saskatchewan, Alberta 주가 인접한 Prairie 지역에서 산출되고 있다. 성인(origin)과 구조는 MX-80과 비슷하며, 위치에 따라 Na-, mixed Na/Ca- 또는 Ca/Na-, Ca-벤토나이트로 존재하였다. 캐나다는 완충재와 뒷채움재의 후보물질로 이 벤토나이트에 대해 광범위한 물성조사를 한 바 있다. 일본의 Kunigel V1은 화산재와 응회암의 열수반응에 의해 생성, Yamaga Tsukinuno 지역에서 산출되는 벤토나이트이다. 대부분 Na- 벤토나이트의 분포를 가지며, 완충재와 뒷채움재 개발연구를 위한 기준물질로 사용하고 있다. MX-80, Saskatchewan bentonite, Kunigel V1의 주요 물성을 정리하면 Table 1과 같다.

Table 1. Major properties of proposed reference bentonites

| Properties | MX-80 | Saskatchewan | Kungel V1 |
|---|---|---|---|
| Montmorillonite(%) | 75-92 | ~80 | 46-49 |
| CEC(meq/100g) | 55-90 | 50-85 | 52 |
| Free swell index(cc/2g) | 12-26 | >9 | 7-16 |
| Surface area($m^2$/g) | 562 | 500-650 | - |
| Liquid limit(%) | 400 | 150-385 | >280 |
| Plastic limit(%) | 70 | 33-64 | <50 |
| Plastic index(%) | 330 | 115-321 | >230 |

## 5. 결론

본 연구에서는 완충재 예비 후보물질 선정단계에서 적용할 수 있는 선별지침, 시험항목 및 물성 비교를 위한 기준물질을 제시하였다. 제시된 연구결과는 완충재 고려 대상물질 선정에 적용할 경우 후보물질 선정에 소요되는 시간과 비용을 절약할 수 있으며, 또한 선정결과에 대한 신뢰도를 향상 시킬 수 있다. 그러나 최종적인 완충재 후보물질은 성능기준(functional criteria)을 바탕으로 실제 처분장 환경에서의 방벽성능을 분석.평가하여 선정하여야 할 것이다.

## 6. 참고문헌

[1] IAEA, "Characterization of swelling clays as components of the engineered barrier system for geological system or geological repositories," IAEA-TECDOC-1718(2013).

# 실내 실험을 통한 벤토나이트 완충재 초기 수리 거동 분석

**최영철***, 윤찬훈, 박태진, 최희주
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*cyc@kaeri.re.kr

## 1. 서론

고준위 방사성 폐기물 처분시스템에서 완충재는 처분용기의 열을 외부로 이동시키며, 핵종이동을 막는 등 중요한 역할을 한다. 따라서 이러한 완충재에 대한 열적, 수리적, 역학적 장기거동 분석이 매우 중요하다. 본 논문에서는 완충재의 수리 거동 실험이 가능한 시험장치에 대해 살펴보고, 초기 수리 거동 시험결과에 대해 토의해 보고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 완충재 장기 거동 분석 시험장치[1]

Fig. 1은 완충재의 열적, 수리적, 역학적 장기거동 실험이 가능한 시험장치를 보여주고 있다. 이때 완충재의 크기는 340 mm X 120 mm X 60 mm 이다. 열적 거동을 분석하기 위해 열전대 17채널, 수리적 거동을 측정하기 위해 상대습도 센서 4채널, 함습율 센서 5채널을 부착하였다. 또한 역학적 거동 특성 분석을 위해 간극수압계 5채널, 팽윤압 센서 5채널 등 총 36채널을 사용하여 데이터를 동시 측정할 수 있다.

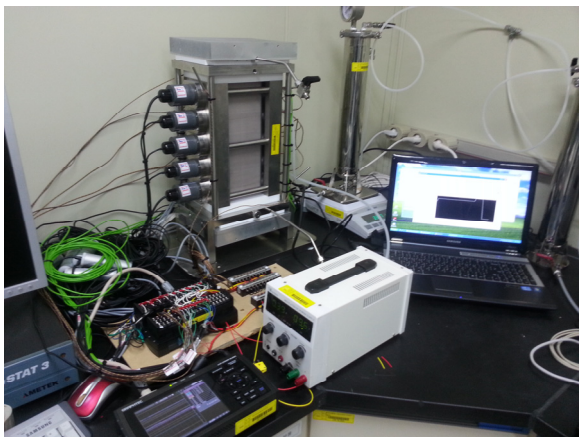
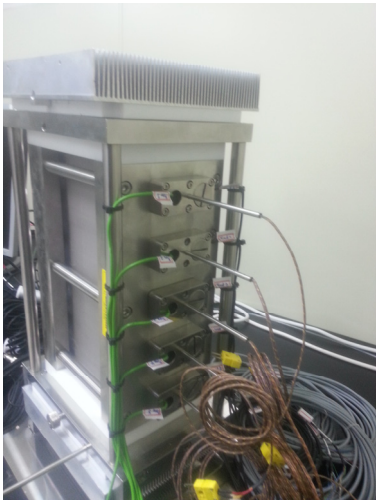


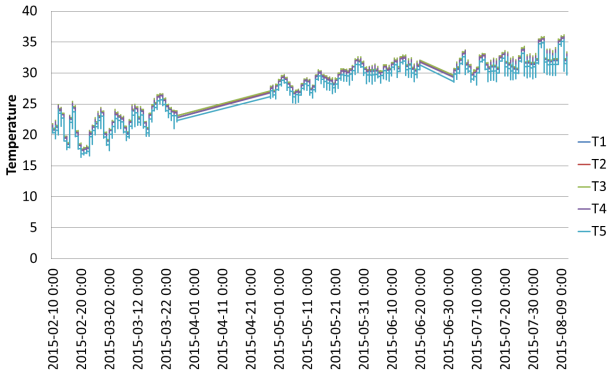
Fig. 1. Experimental setup for long-term evolution of a buffer.

### 2.2 초기 수리 거동 시험 결과

Fig. 2는 완충재 내부 온도 분포를 보여주고 있다. 측정 센서는 K-type 열전대이며, 상부에서부터 T1, T2,~T5로 표시하였다. 실험시작이 2015년 2월부터 2015년 8월간 총 6개월이기 때문에 실험실 내부 온도에 의해 내부 온도가 약 10℃증가함을 확인할 수 있었다.



(a)



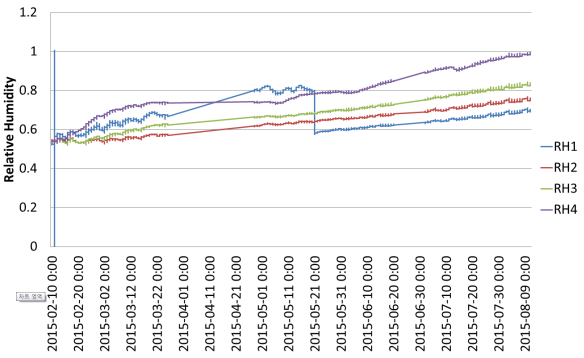

(b)

Fig. 2. Experimental result using the thermo-couple. (a) Picture of sensor, (b) Temperature result.

Fig. 3은 완충재 내부의 상대습도분포를 보여주고 있다. 측정 센서는 Michell사의 PC mini52이며, 상부에서부터 RH1, RH2, RH3, RH4로 표시하였다. 초기 무가압으로 2015년 2월 13일에 물을 주입 후, 2015년 6월 5일부터 20psi로 물을 가압하여 주입하였다.



(a)

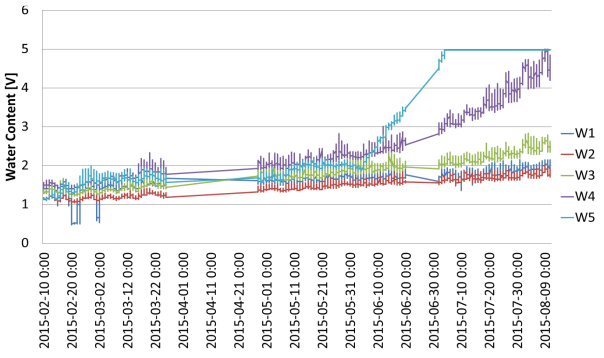



(b)

Fig. 3. Experimental result using the relative humidity sensor. (a) Picture of sensor, (b) Relative humidity result.



(a)




(b)

Fig. 4. Experimental result using the water content sensor. (a) Picture of sensor, (b) water content result.

결과 그래프에서 볼 수 있듯이 물 주입 후 완충재의 상태습도가 계속 증가함을 알 수 있고, RH4의 경우 거의 100%에 도달 했음을 관찰할 수 있었다. RH1의 경우 물주입 위치로부터 가장 먼 곳임에도 불구하고 실험 중반까지 가장 큰 값을 나타내고 있다. 이것은 RH1 센서가 실험초기에 전기적인 충격을 받아서 고장이 난 것으로 판단이 되어, 센서를 교체하여 실험을 계속 수행하였다.

Fig. 4는 함습율센서를 사용하여 측정한 함습율 분포를 보여주고 있다. 이때 사용한 센서는 GWT1000A이며, 위에서부터 W1, W2 ~W5로 표기하였다. 2015년 6월5일부터 물을 가압하여 주입하였기 때문에 W5의 함습율이 거의 100%에 도달하였다. 이것은 완충재와 벽면, 그리고 센서와 완충재 사이의 틈으로 물이 유입된 것으로 추정된다.

## 3. 결론 및 향후계획

본 논문에서는 완충재의 수리적거동 분석을 위해 개발한 시험장치에 대해 소개하고, 약 6 개월간의 수리 거동시험 결과를 분석하였다. 결과에서 볼 수 있듯이 물 주입에 따라 완충재의 상대습도 및 함습율이 증가함을 알 수 있었다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

## 5. 참고문헌

[1] 한국방사성폐기물학회, 2013년 추계학술발표회 논문요약집, 205-206, 2013.

# 벤토나이트 완충재의 열-수리 거동에 대한 수치해석적 연구

**이창수***, 이재원, 최영철, 최희주, 김건영, 김경수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*leecs@kaeri.re.kr

## 1. 서론

고준위 방사성 폐기물 처분시스템에서 처분 용기를 감싸고 있는 완충재는 처분용기의 열을 외부로 이동시키며, 핵종이동을 막는 등 중요한 역할을 한다. 따라서 이러한 완충재에 대한 열-수리적 거동 분석이 매우 중요하다. 본 논문에서는 완충재의 열적, 수리적, 역학적 장기 거동 실험 (Lab TH experiment)에 대한 열-수리 복합거동의 모델링 해석 결과를 소개하고자 한다.

## 2. Lab TH experiment

Fig. 1은 완충재의 열적, 수리적, 역학적 장기거동 실험이 가능한 시험장치를 보여주고 있다. 이때 완충재의 크기는 340 mm X 120 mm X 60 mm 이다. 열적 거동을 분석하기 위해 열전대 17채널, 수리적 거동을 측정하기 위해 상대습도 센서 4채널, 함습율 센서 5채널을 부착하였다. 또한 역학적 거동 특성 분석을 위해 간극수압계 5채널, 팽윤압 센서 5채널 등 총 36채널을 사용하여 데이터를 동시 측정할 수 있다(최영철 외, 2014).

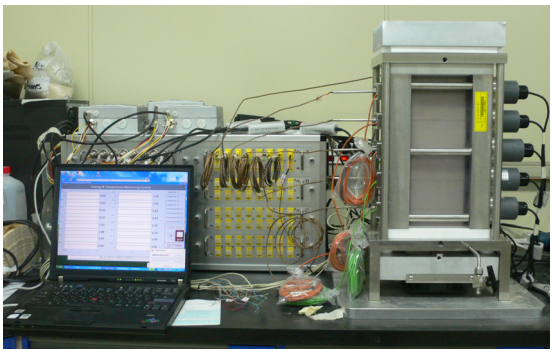


Fig. 1. Experimental setup for long-term evolution of a buffer(Choi et al., 2014).

## 3. 수치해석

### 3.1 해석 모델 및 벤토나이트 물성

불포화 매질에서 다상(multiphase) 및 다성분(multicomponent) 유체 혼합물의 다차원(multi-dimensional) 열 및 유체흐름을 모사하기 위해 미국 Lawrence Berkeley National Laboratory, LBNL에서 개발된 Transport Of Unsaturated Groundwater and Heat 2, TOUGH2 code를 이용하여 수치해석을 수행하였으며, 해석 대상 모델은 벤토나이트, 폴리카보네이트, 스텐리스 스틸, 히터, 쿨러로 구성하였다.

### 3.2 벤토나이트 물성 및 입력변수

시험에 사용된 벤토나이트의 공극률과 건조밀도는 각각 0.444, 1.50 g/cm$^3$와 40.5%이며, 초기 온도는 21.5℃로 설정하였으며, 모델링에서 사용된 물성은 Table 1에 정리하였다. 또한 실험실 온도는 계절별 온도 편차를 고려하여 Fig. 2와 같이 최대 온도는 설정하였다. 또한 히터의 온도는 시험기간 동안의 평균온도인 88.0도로 고정하였으며, 쿨러의 온도는 28.3도로 고정하였다.

Table 1. Input parameters for numerical modelling

| Parameters | Values |
|---|---|
| Initial saturation (%) | 40.5 |
| Initial RH (%) | 65 |
| Density of grain (g/cm$^3$) | 2.75 |
| Tortuosity | 0.8 |
| Thermal conductivity (W/mK) | 0.6 - 1.5 |
| Heat capacity (J/kg·K) | 980 |
| Klinkenberg slip factor (Pa) | 1.0E11 |
| Permeability (m$^2$) | 1.0E-20 |

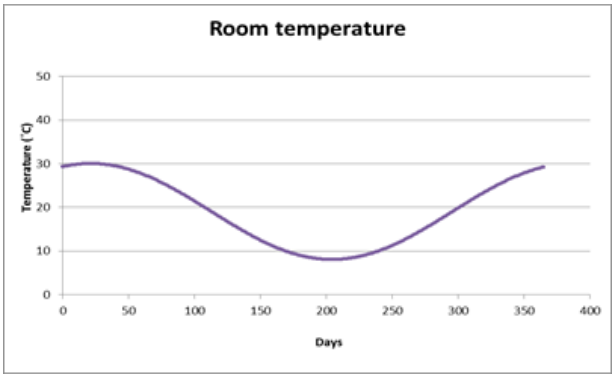



Fig. 2. Room temperature in the modelling.

열전도도의 경우, 포화도에 따라 건조 상태에서는 0.6 W/mK, 포화상태에서는 1.5로 선형적으로 변화하는 것으로 가정하였다. 벤토나이트에서의 포화도에 따른 capillary pressure의 변화는 van Genuchten model(Eq. 1)로 가정하였으며, S는 포화도이고 λ는 0.2550, $1/P_0$는 2.60E-7 (1/Pa)로 결정하였다.

$$P_c = -P_0(S^{-\frac{1}{\lambda}} - 1)^{1-\lambda} \quad (1)$$

### 3.3 모델링 결과

Fig. 3은 상부 히터에서부터 5 cm, 11 cm, 23 cm, 29 cm 이격된 지점에서의 계측된 온도와 모델링으로부터 계산된 온도를 나타낸 것이다. Fig. 3에 나타나 있듯이 실험실 온도에 큰 영향을 받는 것으로 나타났으며, 이는 시험장치의 열손실 때문에 발생한 것으로 판단된다. 추후 유사한 실험을 수행할 경우 시험장치 주변에 좀 더 많은 단열재를 설치하여 이러한 열손실을 막아야 할 것으로 판단된다. 계측된 온도와 계산된 온도는 거의 유사하게 나타나고 있으며, 이를 통해 가정된 벤토나이트의 열전도도는 실제 열전도도와 유사할 것으로 판단된다.

Fig. 4는 히터로부터 8 cm, 14 cm, 20 cm, 26 cm 이격된 지점에서의 계측된 상대습도와 모델링으로부터 계산된 상대습도를 나타낸 것이다. Fig.4에 나타나 있는 것처럼 계산된 상대습도의 변화 양상과 실측된 상대습도는 유사한 경향을 보이고 있음을 알 수 있다. 특히 시험 초반부에서 나타나고 있는 vapor diffusion에 의한 건조현상(drying)이 잘 모사되고 있음을 알 수 있었다. 하지만 건조현상으로 인한 상대습도 최대 변화 정도는 계측값이 약 85%로 조사된 반면 모델링으로부터 계산된 값은 약 75%로 다소 낮게 계산되고 있음을 알 수 있었다. 이러한 차이는 모델의 수리적 입력물성에서부터 기인한 것으로 보이며, 보다 정확한 모델링을 위해서는 벤토나이트 블록에 대한 정확한 수리적 물성이 필요할 것으로 판단된다.

## 4. 결론

TOUGH2 code를 이용한 벤토나이트 블록에서의 열-수리 복합거동 모델링의 결과는 실험실 시험의 결과와 유사하게 나타나고 있음을 알 수 있었다. 하지만 보다 정밀한 비교를 위해서는 벤토나이트 블록의 기본 물성값이 추후 보완되어야 할 것으로 판단된다. 또한 실험실 시험으로 검증된 모델링 기법을 이용하여 추후 수행될 현장 THM 시험설계 및 결과 분석을 위한 모델링에 이용될 수 있을 것으로 판단된다.

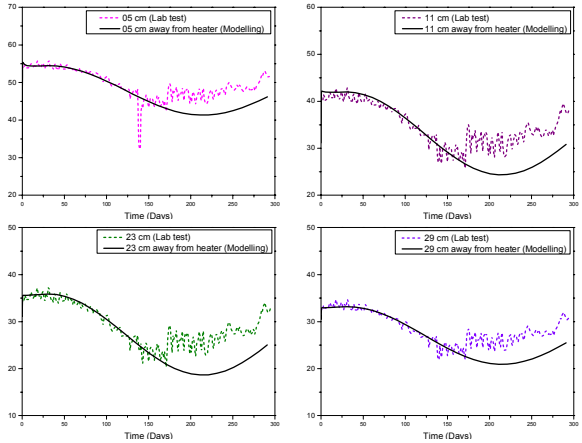



Fig. 3. Temperature evolution.

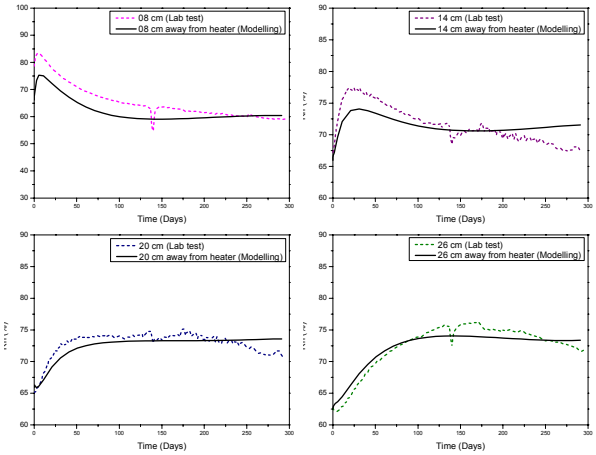



Fig. 4. Relative humidity evolution.

## 5. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환인 공학적방벽 성능향상 기술개발 과제(53341-15)로 수행되었습니다.

## 6. 참고문헌

[1] 최영철, 윤찬훈, 김진섭, 최희주. 한국방사성폐기물학회, 2014년 추계학술발표회 논문요약집, 175-176, 2014.

# 핵종분리율에 따른 처분면적 영향평가를 위한 붕괴열 민감도 분석

**김인영***, 최희주, 유맑고밝게빛나라
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*iykim@kaeri.re.kr

## 1. 서론

사용후핵연료에 포함된 핵분열성 물질을 군분리하여 재활용하고, 고방열 핵종 및 장수명 핵종을 군분리함으로써 고준위폐기물을 감용하기 위한 파이로-고속로 기술이 개발되고 있으며, 파이로 공정 물질수지 2.6.0을 토대로 파이로 공정에서 발생된 고준위폐기물을 처분하기 위한 A-KRS 처분개념이 개발되었다[1]. 하지만 파이로 공정의 지속적인 개발로 개선된 공정이 도입되는 경우, 물질수지가 달라지며 이에 따라 핵종분리율이 변동되어 처분대상 폐기물의 특성이 변화하게 되고 처분간격 등도 영향을 받게 된다. 따라서 본 연구에서는 핵종분리율에 따른 처분면적 영향평가를 위한 기초연구로 Roald A. et. al[2]의 연구를 참고해 Pu, Am, Sr, Cs를 대표핵종으로 선택하고 핵종분리율에 따른 붕괴열에 대한 민감도 분석을 수행하였다.

## 2. 본론

### 2.1 해석방법 및 주요 가정

본 연구에서는 다음과 같은 기준 사용후핵연료를 가정하고, SCALE 6.1 (ORIGEN-ARP)을 이용해 사용후핵연료 및 특정 핵종분리율에서 각 폐기물의 붕괴열을 평가하였다.

- 핵연료 종류: Plus7
- 농축도 및 방출연소도: 4.5wt%, 55 GWd/MtU
- 연소조건: 37.5 MW/MtU, 3주기 운전,
  재장전기간 60 일
- 냉각기간: 원자로 방출 후 10 년 후 핵종분리,
  핵종분리 후 30 년 후 처분 40 년

### 2.2 핵종분리율에 따른 붕괴열

Fig. 1은 고정된 Pu&Am 분리율에 따라 사용후핵연료 10톤을 분리했을 때, Fig. 2는 고정된 Cs&Sr 분리율에 따라 사용후핵연료 10톤을 분리했을 때 발생된 폐기물의 붕괴열을 나타내고 있다.

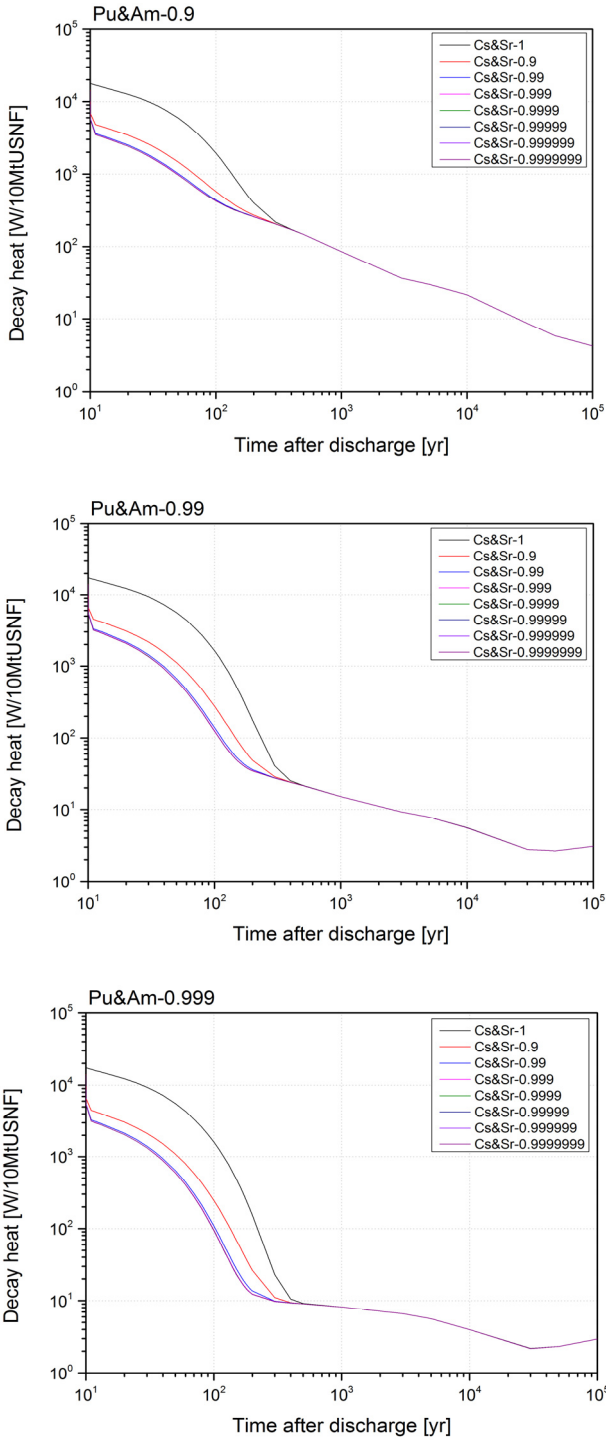



Fig. 1. Decay heat of waste depending on elemental separation rate (fixed Pu&Am separation ratio).

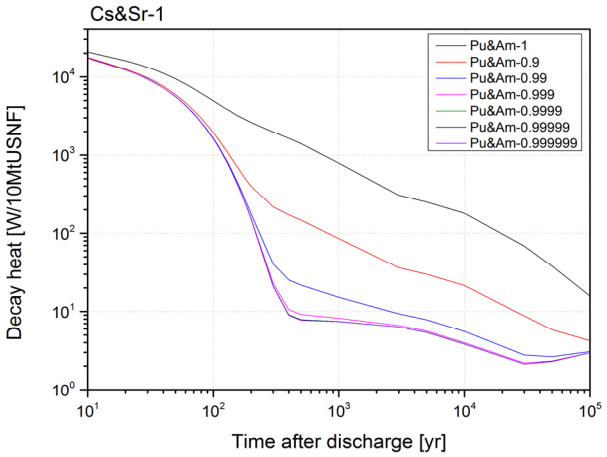



Fig. 2. Decay heat of waste depending on Pu&Am separation (non-separation of Cs&Sr).

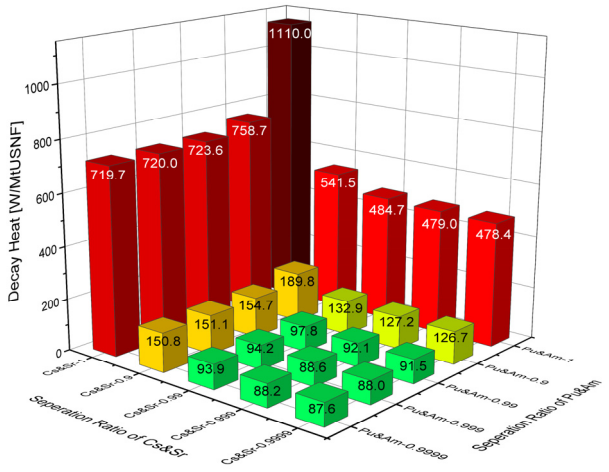



Fig. 3. Decay heat at disposal time.

Fig. 1에서와 같이 반감기가 짧은 Cs, Sr을 분리하는 경우 수백년 이내 범위에서 붕괴열에 영향을 미침을 확인할 수 있으며, Fig. 2에서와 같이 악티나이드인 Pu과 Am를 분리하는 경우 수백년 이후 기간에서 붕괴열에 영향을 미침을 확인할 수 있다. A-KRS 설계개념에 따르면, 처분시스템의 처분간격은 완충재 최고온도가 100℃를 초과하지 않도록 결정되며, 처분 후 초기 십여년 내에 완충재 온도가 최고점에 도달하게 된다[3]. 따라서 핵종분리를 통한 처분면적 감소에는 Pu, Am과 같은 악티나이드 핵종의 분리보다는 Cs, Sr과 같은 고방열 핵종의 분리가 더 효과적일 것으로 판단된다.

또한 Fig. 1 및 Fig. 2를 통해 Cs&Sr의 경우 분리율 99%, Pu&Am의 경우 분리율 99.9% 이상이 되는 경우, 추가적인 분리율이 붕괴열에 미치는 영향은 상대적으로 미미함을 확인할 수 있다.

### 2.3 핵종분리율에 따른 처분시점에서의 붕괴열

Fig. 3은 처분시점(원자로 방출 후 10년, 핵종분리 후 30년 냉각, 총 40년 냉각)에서 사용후핵연료 1톤 처리시 발생된 폐기물에서 발생되는 붕괴열을 나타내고 있다. Pu, Am만을 최대한 분리하는 경우 붕괴열은 약 719.7 W로 사용후핵연료의 붕괴열 최대 1110 W 대비 약 1/1.54로 붕괴열이 감소됨을 확인할 수 있으며, Cs, Sr 핵종만을 최대한 분리하는 경우 붕괴열은 478.3 W로 사용후핵연료 대비 약1/2.32로 감소함을 확인할 수 있다. 또한 두 핵종을 모두 최대한 분리하는 경우 붕괴열은 약 87.6 W로 사용후핵연료 대비 약 1/12.69로 감소함을 확인할 수 있다. 따라서 추가적인 처분면적 감소를 위해서는 Pu, Am, Cs, Sr 외 추가적인 핵종의 분리가 요구됨을 확인할 수 있다.

## 3. 결론

본 연구에서는 핵종분리에 따른 붕괴열 민감도 분석을 수행하였으며, 이를 통해 국내 처분개념에서는 악티나이드 핵종의 분리보다는 핵분열생성물의 분리를 통한 처분시점에서의 붕괴열 감소가 효과적임이 확인하였다. 또한 처분장면적의 추가적 감소를 위해서는 Pu, Am, Cs, Sr 이외의 추가 핵종분리가 필요하며, 핵분열생성물의 붕괴열 감소기여도가 큰 점을 감안할 때 핵분열 생성물의 추가 분리가 효과적일 것으로 판단되었다. 단, 본 연구는 핵종분리율에 따른 붕괴열을 평가한 것으로 처분면적 영향을 정량적으로 평가하기 위해서는 본 연구에서 도출된 붕괴열을 토대로 열해석 및 처분간격 평가가 수행되어야 할 것이다. 또한 실제 파이로 공정에서는 군분리를 채택하고 있으므로 군분리에 따른 민감도 분석을 통한 처분면적 영향평가가 추가적으로 수행되어야 할 것으로 사료된다.

## 4. 참고문헌

[1] Jong-Won Choi et al., (KAERI/TR-4525/2011) Geological Disposal of Pyroprocessed Waste from PWR Spent Nuclear Fuel in Korea, KAERI, 53, 2011.

[2] Roald A. Wigeland et. al., "Separations and Transmutation Criteria to Improve Utilization of a Geologic Repository", Nuclear Technology, Vol 154, 95-106, 2006.

[3] 김인영, 최희주, 이민수, "선진핵주기폐기물 처분시스템 A-KRS의 처분효율 향상방안 평가(KAERI/TR-5554/2014)", 한국원자력연구원, 2014.

# 심지층 처분의 선호암종을 대상으로 수행한 단열대 특성 비교 분석

**박경우**, 고용권, 정홍윤, 김대희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*woosbest@kaeri.re.kr

## 1. 서론

방사성폐기물의 지층 처분을 고려함에 있어, 처분 영역의 지질환경에 대한 부지특성연구는 필수적이다. 이는 처분 영역의 지질 환경이 지층 처분장의 건설 안전성 뿐 만 아니라 방사성폐기물의 처분 안전성에 밀접한 영향을 끼치기 때문이다. 여기서 지질 환경은 처분 영역에 대한 암석 및 광물 등의 지질, 처분 영역 주변을 흐르는 지하수의 지화학 특성과 수리지질 특성 등의 다양한 부지특성자료를 포함하는데, 특히 처분 영역의 지질구조적 특성이 지하수의 유동과 관련되어 지질 환경 특성을 설명하는데 중요한 기본 자료가 된다. 본 연구는 심부 지질환경 연구의 일환으로 화강암과 편마암을 모암으로 두 조사지역에서 수행한 지질구조적 특성 중 단열대의 특성을 비교 분석한 내용이다. 본 연구의 결과는 향후 방사성성폐기물 처분을 위한 부지선정을 위해 단열대 특성 도출의 지침으로 활용될 수 있을 것이다.

## 2. 본론

### 2.1 연구 방법

심부환경 조사지역에서 단열대를 도출하기 위해, 먼저 시추공 단열조사내용을 바탕으로 단열간의 공간 분석을 실시하여 단열대를 정의하는데 이용하였다. 단열대의 정의에 따라 각 조사지점  단열의 빈도 분석을 통해 예비 단열대를 구분하였다. 이렇게 구분된 예비 단열대가 시추공 단열조사를 통해서 획득할 수 있는 미세 단열로만 구성되었는지 아니면, 실제 큰 규모의 단열들을 포함하는지 확인하기 위해 조사 코어의 영상 비교하였으며, 심부 환경을 구성하고 있는 매질의 특성 및 부존하는 지하수의 유동성을 간접적으로 지시하는 물리검층 결과를 검토하여 조사지역의 단열대를 결정하였다 (Fig. 1).

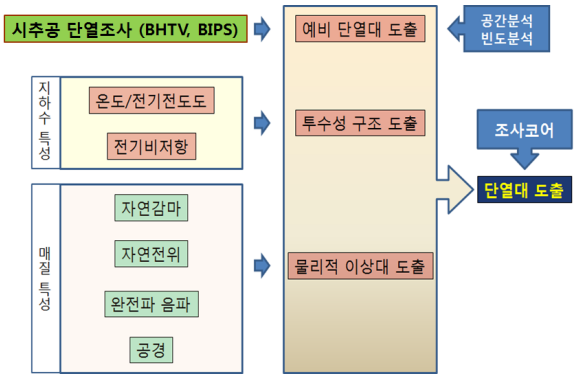



Fig. 1. Procedure to obtain fracture zone around research area.

도출된 단열대는 SKB에서 적용하는 단열대 분류 기준에서 일부 수정한 분류 기준에 의해 분류되었다 (Table 1).

Table 1. Standard to classify the fracture zone

| Class | Sub class | Width | Geometric description |
|---|---|---|---|
| Regional fracture zone | | >100 m | Deterministic |
| Local major fracture zone | Class S | 50-100 m | Deterministic (with uncertainties) |
| | Class A | 10-50 m | |
| | Class B | 5-10 m | |
| Local fracture zone | Class C | 0.1-5 m | Statistical (some deterministic) |
| Background Fracture | | <0.1 m | Statistical |

### 2.2 화강암 연구지역

화강암 연구지역에 총 6개의 연구용 시추공(AH-1 ~ AH-6)을 굴착하였다(Fig. 2). 이 중 AH-4, AH-5는 천부 영역의 추적자 시험용으로심부 영역에 대한 단열대 도출에서 제외하였으며, AH-1, AH-2, AH-3, AH-6에서 수행한 조사 결과를 바탕으로 연구지역의 단열대를 도출하였다.

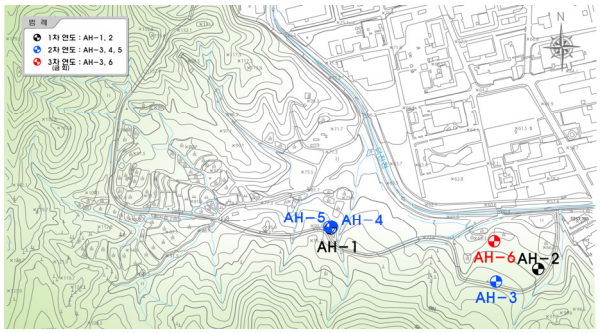



Fig. 2. Location of AH boreholes in granitic research area.

Table 2. Fracture zones in granitic research area

| 단열대 분류 | | 단열대 | 조사지점 심도 | 방향성 |
|---|---|---|---|---|
| Local major fracture zone | Class A | AH-1-3 | 397 ~ 447m | NW High |
| | | AH-2-4 | 363 ~ 400m | NW High |
| | | AH-3-2 | 265 ~ 295m | NW High |
| | | AH-3-4 | 605 ~ 630m | Low angle |
| | Class B | AH-2-3 | 330 ~ 341m | NW High |
| | | AH-3-3 | 484 ~ 500m | NW High |
| Local fracture zone | Class C | AH-1-1 | 54 ~ 66.6m | NS High |
| | | AH-1-2 | 179.5 ~ 190m | NW High |
| | | AH-2-1 | 118 ~ 130m | EW High |
| | | AH-2-2 | 190 ~ 214m | NW High |
| | | AH-3-1 | 169 ~ 176m | NW High |
| | | AH-3-5 | 890 ~ 905m | NW High |
| | | AH-6-1 | 92 ~ 112m | NW High |
| | | AH-6-2 | 235 ~ 275m | NW High |
| | | AH-6-3 | 427 ~ 443m | NW High |

화강암 연구지역의 시추공에서 분석되는 단열대는 주로 Local major fracture zone과 Local fracture zone으로 구분되며, Local major fracture zone에 해당되는 class A 단열대가 4개, class B 단열대가 2개 존재한다. 또한, class C의 범위에 속하는 단열대가 과반을 차지하여 소규모의 국지적인 단열대가 주로 분포하는 것을 알 수 있다 (Table 2).

### 2.3 편마암 연구지역

편마암 연구지역에 총 3개의 연구용 시추공 (BH-1 ~ BH-3)을 굴착하였다. 각 BH 시추공의 심도는 지표에서 약 500 m로 수직방향으로 굴착되었다 (Fig.3).

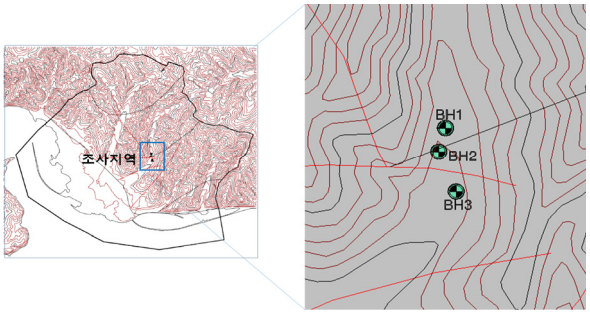



Fig. 3. Location of BH boreholes in gneissic research area.

편마암 연구지역의 BH 시추공에서 분석되는 단열대는 Local major fracture zone과 Local fracture zone으로 구분되며, Local major fracture zone에 해당되는 class A 단열대가 7개, class B 단열대가 7개 존재한다. 그리고, Local fracture zone의 class C의 범위에 속하는 단열대는 9개가 존재하는 것으로 분석된다. 특히, Local major fracture zone에 해당하는 class A로 분류되는 단열대 중 동서방향의 단열대가 4개로 변성암 지역에서 관측되는 전체 단열의 방향성과 경향과 일치되는 것을 알 수 있다 (Table 3).

Table 3. Fracture zones in granitic research area

| 단열대 분류 | | 단열대 | 조사지점 심도 | 방향성 |
|---|---|---|---|---|
| Local major fracture zone | Class A | BH-1-4 | 221 ~ 253m | NS High |
| | | BH-1-5 | 334 ~ 364m | EW High |
| | | BH-1-8 | 460 ~ 500m | NW High |
| | | BH-2-3 | 178 ~ 217m | EW High |
| | | BH-2-6 | 405 ~ 466m | NW, EW High |
| | | BH-3-2 | 48 ~ 85.3m | EW High |
| | | BH-3-6 | 230 ~ 247m | NW High |
| | Class B | BH-1-6 | 420 ~ 435m | NE High |
| | | BH-2-2 | 133 ~ 143m | NE High |
| | | BH-2-5 | 343 ~ 359m | NW High |
| | | BH-2-7 | 485 ~ 500m | NE High |
| | | BH-3-4 | 115 ~ 130m | NW High |
| | | BH-3-5 | 137 ~ 150m | NS High |
| | | BH-3-7 | 303 ~ 319m | EW High |
| Local fracture zone | Class C | BH-1-1 | 73 ~ 79m | NW High |
| | | BH-1-2 | 93 ~ 100m | NW High |
| | | BH-1-3 | 196 ~ 205.3m | NW High |
| | | BH-1-7 | 443 ~ 450.7m | NW High |
| | | BH-2-1 | 53 ~ 65m | NE High |
| | | BH-2-4 | 256 ~ 268m | NE High |
| | | BH-3-1 | 32 ~ 38m | NE High |
| | | BH-3-3 | 91 ~ 100m | NW, NE High |
| | | BH-3-8 | 382 ~ 393m | EW High |

## 3. 결론

화강암 연구지역에서는 비교적 소규모 단열대인 local fracture zone에 속하는 단열대가 다수인 반면, 편마암 연구지역의 단열대는 local major fracture zone에 해당되는 단열대가 다수로 편마암 연구지역의 단열대 규모가 화강암 연구지역에 비해 크다는 것을 알 수 있었다. 총 조사심도에서 분석된 단열대의 갯수는 화강암 연구지역에서 6.36개/1 km, 편마암 연구지역에서 17.3 개/1 km로 도출되어 편마암 지역이 화강암 지역에 비해 세배에 근접하는 빈도의 단열대가 존재하는 것으로 분석된다. 일반적으로 단열대가 투수성 지질구조의 가능성을 갖고 있으므로 단열대 빈도만을 기준으로 판단해 볼 때, 편마암 지역보다 화강암 지역이 심지층 처분장으로서 유리한 지질조건을 갖고 있는 것으로 판단된다. 이는 단순히 소수의 연구용 시추공을 통해서 내려진 결론이지만, 보다 많은 자료를 수집하여 통계적 분석을 수행할 경우 향후 방사성폐기물 처분을 위한 부지선정 과정에서도 그 결과는 이용될 수 있을 것이다.

3분과

# 제염해체 및 방사성폐기물 처리(Oral-1)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

# 원자력 시설 해체를 위한 광섬유 레이저 절단 시스템 설계변수 고찰

**오승용***, 김택수, 박현민, 이림, 신재성, 정진만, 선상우, 최병선, 문제권, 정도영
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*syoh73@kaeri.re.kr

## 1. 서론

레이저 절단 기술을 원자력시설물 해체 공정에 적용하기 위한 노력은 2000년대 이전부터 시작되었으며[1], 2000년대 이후 원거리 전송이 가능한 고출력 파이버(fiber) 레이저가 상용화되면서 레이저 절단 기술은 우수한 절단 성능과 원격 조작성을 보유한 미래 해체기술로 부각되어 왔다. 이미 프랑스, 일본, 영국 등의 원자력선진국에서는 이를 원전 해체 현장에 적용하기 위한 많은 연구가 진행되고 있다. 레이저 절단 기술은 직경 1 mm 정도에 집광된 레이저 빔을 열원으로 재료의 국소부분을 녹는점이상으로 가열하여 발생된 용융물 제거를 통하여 재료를 절단하는 기술을 말하며, 용융물 제거는 질소, 압축 공기 등의 보조가스를 초음속으로 유체 상태의 용융 재료에 분출시켜 기계적인 힘으로 용융물을 재료바깥으로 밀어내는 과정을 통하여 이루어진다[2,3,4]. Fig. 1은 레이저 절단 공정을 나타낸다. 레이저 빔은 광섬유를 통한 전송이 가능하므로 원격 조작도가 우수하여 원전 해체시 요구되는 작업자 안전성 확보 측면에서 다른 해체기술과 비교하여 월등한 장점이 있으며, 또한 국소 가공성이 뛰어나, 해체시 발생되는 이차 폐기물이 적은 특징이 있다. 본 연구팀에서는 원자력시설물 해체 기술 개발의 일환으로 당해년도에 6 kW급 고출력 파이버레이저를 기반으로 하는 금속 절단 시스템을 구축할 계획이며, 본 논문을 통하여 시스템을 설명하고자 한다.

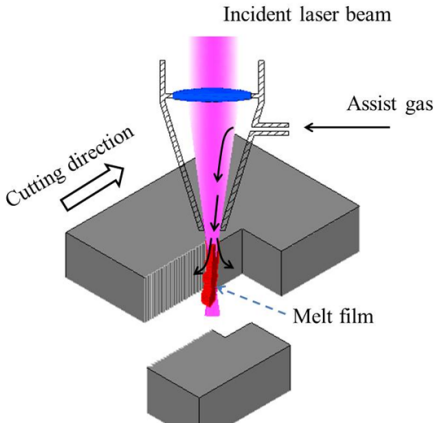



Fig. 1. Laser Cutting Process.

## 2. 본론

### 2.1 실험 장치

Fig. 2는 레이저 절단 시스템을 나타내며, 시스템은 크게 고출력 파이버레이저 장비와 절단헤드가 결합된 3축 스테이지 장치로 구성된다. 본 연구에 사용될 레이저는 최대출력이 6 kW인 연속발진 파이버레이저(IPG, YLS 6000)이며, 레이저 빔은 본체와 직접 연결된 피딩 파이버(feeding fiber)를 통해 전송이 시작된다. 광섬유 결합기(Optical Fiber Coupler)는 구경이 50 μm인 피딩파이버와 구경이 100 μm인 공정파이버(Process Fiber) 사이를 연결해주는 기능을 수행하며, 25 m 길이의 공정파이버는 헤드에 연결되어 원거리 빔 전송 기능을 한다. 레이저 절단헤드는 콜리메이션 렌즈와 포물경, 반사경 등을 포함한 광학계와 헤드 하부에는 노즐이 결합되어 있다. 광학계는 레이저 빔을 절단 대상물에 집광하는 기능을 수행하며, 노즐을 따라 전송되도록 고안되었다. 노즐 측면부에는 보조가스 유입용 포트가 연결되어 있어서, 고압의 보조가스가 효과적으로 용융 금속에 분출되도록 제작되었다. 레이저 절단 시에 많은 양의 분진이 발생하며, 이들 분진들은 일부 유독성의 물질들을 포함하고 있어서, 덕트 관을 절단 대상물 근처에 설치하여, 집진기 내 필터를 통해 실외로 배기하도록 하였다.

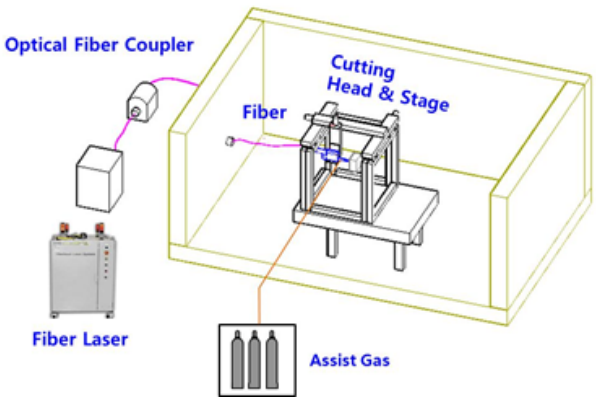



Fig. 2. Laser Cutting System.

### 2.2 절단 대상물

원자력 시설물에서 대형 금속 구조물로는 열교환기, 습분분리기, 증기발생기 등이 있으며 이들 장치 대부분은 탄소강(carbon steel), 스테인리스강(stainless steel) 및 인코넬(inconel) 등의 합금으로 제작되어 있다.[5] 본 연구에서는 100 mm 이상의 두께를 가진 스테인리스강, 탄소강 순으로 절단 실험을 수행할 계획이다.

## 3. 결론

레이저 절단 기법을 적용한 원자력시설물 해체 기술은 미래 유망한 기술로 평가받고 있지만, 이를 현장에 적용하기 위해서는 많은 연구가 필요하다. 일차적으로는 100 mm 이상의 금속 후판을 절단할 수 있는 절단 헤드를 설계하고, 레이저 광학계, 금속물성, 용융물 제거에 사용되는 보조가스 등과 같은 설계변수를 최적화하기 위한 다양한 실험을 수행할 계획이다.

## 4. 참고문헌


[1] C.Chagnot, G. de Dinechin, G. Ganneau, “Cutting performances with new industrial continuous wave Nd:Yag high power lasers for dismantling of former nuclear workshops, the performances of recently introduced high power continuous wave Nd:Yag lasers are assessed”, Nucl. Eng. Des., 2604-2613 (2010).

[2] Steen WM, Mazumder J, “Laser Material Processing.”, Springer, London (2010).

[3] Sun S, Brandt M, “Laser beam machining. In: Davim JP(ed) Nontraditional machining processes”, Springer, Berlin, (2013).

[4] C. Wandera, V. Kujanpaa, A. Salminen, “Laser power requirement for cutting of thick-section steel and effects of processing parameters on mild steel cut quality”, Proc. ImechE Part B: J. Enegineering Manufacture, Vol. 225, 651-660 (2010).

[5] 문제권, “원자력시설 제염해체 기술 개발 현황”, 원자력 산업, 2012년 7,8월호, 34 (2012).

# 원자력발전소 해체를 위한 해체 전환단계 동안의 구조물, 계통 및 기기 재분류 방안

이병식, 이동진, **최광순***, 정완일
한국전력기술(주), 경상북도 김천시 혁신로 269
*kschoi@kepco-enc.com

## 1. 서론

Structures, Systems, Components(이하 SSCs) 등급 재분류의 목적은 해체운전 동안 해체활동을 지원하는데 필요한 계통들로만 운전계통을 제한함으로써 유지보수비용을 절감하고, 안전성관련계통을 비안전성관련계통으로 재분류함으로써 운영기술지침서 요건을 줄이는데 있다. 이를 위해 본 논문에서는 등급관점 및 기능관점에 근거하여 해체활동을 지원하고 사용후핵연료의 안전한 저장을 지원하는데 필요한 SSCs를 식별하고 재분류하는 방안을 개발하였다.

## 2. 본론

### 2.1 해체전환 세부단계별 정의

해체전환단계는 본격적인 해체를 시작하기 위한 준비단계에 해당되며, 본 논문에서는 즉시해체 및 핵연료아일랜드로의 개조를 가정하여 해체전환 세부단계를 설정하였다.

#### 2.1.1 해체전환단계 세부단계 설정의 필요성

원전이 운전을 정지하고 해체에 돌입할 때까지 여러 단계가 존재하며, 각 단계별로 SSCs의 등급은 계속 변경된다. 해체전환단계 동안 등급적 관점에서의 크게 변경되는 세부단계를 설정하고 각 단계별 구분을 사전에 정의함으로써 다음과 같은 이점이 발생하게 된다.

○ 해체전환단계 동안의 주요 역무인 SSCs의 제거, 신규설치, 개조를 기준으로 세부단계가 구분되므로 해체전환 작업이 용이하게 된다.
○ SSCs의 체계적인 관리가 가능하게 된다.

#### 2.1.2 세부단계별 정의 및 주요 활동

○ 1단계(사용후핵연료인출단계) : 운전종료부터 노심으로부터 사용후핵연료인출 완료시점까지
- 1차 냉각수 펌프, 제어봉 구동 모터, 원자로 제어 판넬, 기타 다양한 원자로 제어 매커니즘 및 계측계통으로의 전력공급 차단
- 노심내의 핵연료를 사용후핵연료저장조로 이송하는 작업
- 해체전환단계 동안 발생하는 폐기물의 취급, 처리, 저장 및 처분을 위한 준비

○ 2단계(해체전환수행단계) : 사용후핵연료인출 완료시점부터 해체전환단계 종료시점까지
- 계통의 배수 및 배기
- 사용후핵연료 아일랜드로의 개조
- 해체를 위한 시설의 개조
- 해체를 위해 불필요하며 제거가 가능한 계통의 제거
- 해체를 위해 새롭게 필요한 계통의 설치

### 2.2 등급관점에서의 SSCs 재분류 기준

본 논문에서는 안전등급, 내진범주, 전기등급, 품질등급 중 안전등급을 기준으로 SSCs 재분류 기준을 소개하며, 나머지 등급에 대해서는 Table 1의 등급간의 상호관계를 참조하도록 한다.

○ 안전등급 1,2 분류기준
- 해체단계동안 안전등급 1,2로 분류되는 SSCs는 없음.

○ 안전등급 3 분류기준
- 안전등급 3 의 설비를 보유하고 있는 원자로건물 외부의 한정된 공간으로부터 방사성물질을 제거하는 기능
- 제어실 또는 소외의 사람을 위한 방사선 차폐 기능
- 습식 저장된 사용후핵연료의 냉각유지 기능
- 안전등급 3 의 설비가 수행하는 안전기능을 보장하는 기능
- 안전등급 3 의 설비에 구동전원이나 동력을 공급하는 기능
- 안전등급 3 의 설비가 안전기능 수행에 필요한 수동 또는 자동작동을 위하여 정보를 제공하거나 그 설비를 제어하는 기능
- 안전등급 3 의 설비가 안전기능의 수행에 필요한 동력을 공급하거나 신호를 공급 또는 처리하는 기능

- 안전등급 3 의 설비가 적절한 안전기능을 수행하도록 보장하거나 유지하기 위한 수동 또는 자동연동 기능
- 안전등급 3 의 설비와 운전원을 위하여 적절한 환경을 제공하는 기능

Table 1. Classification Table

<table>
<tr><td></td><td>안전<br>등급</td><td>내진<br>범주</td><td>전기<br>등급</td><td>품질<br>등급</td></tr>
<tr><td>원자로냉각재<br>압력경계</td><td>1</td><td rowspan="4">I</td><td rowspan="3">해당<br>없음</td><td rowspan="3">Q</td></tr>
<tr><td>원자로 안전정지<br>및 냉각계통,<br>격납용기 계통</td><td>2</td></tr>
<tr><td>안전관련<br>보조계통</td><td rowspan="2">3</td></tr>
<tr><td>안전관련<br>공기조화계통 및<br>전기설비</td><td>1E</td></tr>
<tr><td>폐기물 관리 계통<br>및 방사선<br>안전관련 설비</td><td rowspan="3">비안전<br>등급</td><td>II</td><td rowspan="3">비<br>1E</td><td>T</td></tr>
<tr><td>인허가관련<br>품목</td><td>I, III</td><td>R</td></tr>
<tr><td>기타 비안전관련<br>설비</td><td>II,III</td><td>S</td></tr>
</table>

### 2.3 기능관점에서의 SSCs 재분류 기준

원전을 구성하는 SSCs는 운전이 계속되어야 하는 SSCs, 비용 및 관리 등의 측면에서 해체전환단계동안 제거되어야 하는 SSCs, 운전은 하지 않으나 제거도 하지 않는 SSCs로 구분할 수 있다. 이러한 SSCs 재분류는 해체 단계별로 수행되고, 데이터베이스로 관리되어야 한다.

2.3.1 운영필요 SSCs

운영 중인 원전의 운영기술지침서의 정의에 따라 해체 중에도 완전히 운전 가능한 상태를 유지해야 하는 SSCs를 운영필요 SSCs로 지정한다. 운영필요 SSCs에는 1) 운영기술지침서에 의해 사용후핵연료의 안전 저장과 핵연료 인출 운전에 필요하거나 사용후핵연료의 안전저장을 위한 보호계통, 보조계통 또는 지원계통으로 사용후핵연료의 안전저장을 지원하는 SSCs와 2) 격리 기능을 담당하거나, 시설거주 관련, 용수재고량, 그리고/또는 운반기능, 방사성폐기물 관련 기능 또는 계통 능력 등과 같이 일반부지 유지요건을 지원하기 위해 그 기능이 유지되어야 하는 SSCs들이 있다.

2.3.2 제거가능 SSCs

제거가능 SSCs에는 해체 운영에 불필요하므로 시설에서 즉시 절단해서 물리적 제거가 가능한 SSCs가 해당된다. 제거가능 상태로 구분되는 SSCs는 무제한적인 절단을 할 수 있기 때문에 반드시 계통 단위의 평가(system-by-system evaluation)를 수행한 후 분류되어야 한다.

2.3.3 제거불가 SSCs

제거불가 SSCs는 불필요 하지만 간섭이나 구조적인 문제로 시설에서 독립적으로 제거할 수 없는 SSCs가 해당된다.

## 3. 결론

해체전환단계는 본격적인 원전 해체에 앞서 해체를 보다 경제적이고 안전하게 수행하기 위한 준비단계에 해당된다. 이를 위한 중요한 작업 중 하나가 바로 SSCs를 재분류하여 해체전환단계 동안 수행할 작업을 용이하게 하는 것이라 할 수 있다. 현재 한국전력기술(주)에서는 본 논문에서 제시한 재분류 기준을 좀더 정교화하는 작업을 수행중에 있으며, 이를 바탕으로 실제 해체 프로젝트 수행 중 활용이 가능한 재분류 DB를 작성해 나갈 예정이다.

## 4. 참고문헌


[1] IAEA, "Safety Considerations in the Transition from Operation to Decommissioning of Nuclear Facilities", SRS-36, 2004.

[2] IAEA, "Transition from Operation to Decommissioing of Nuclear Installations", TRS-420, 2004.

# 원전 해체 시 2차 폐기물 생성을 고려한 금속 절단기술 선정

**임석남**[1*], 김민수[1], 박장순[2], 조규왕[2], 박재석[2]
[1](주)액트알엠티, 대전광역시 유성구 테크노 1로 11-3, N302
[2]세안기술(주), 서울특별시 금천구 가선디지털2로 184
*limsn53@hanmail.net

## 1. 서론

원전 해체 시 원자로계통의 구조물에 대한 절단기술의 선정은 원전 해체수행을 위하여 중요하며 합리적인 절단기술을 선정하기 위하여 여러 선정기준이 고려되어야 한다. 그 선정기준으로서 비용, 산업적 위험도, 재질의 종류, 기하학적 구조, 접근성, 방사성물질의 존재 여부 등이 있다.

원전 원자로계통의 절단작업은 오염되거나 방사화 물질을 다루게 된다. 원격장비가 아닐 경우 외부피폭을 저감하기 위하여 절단기술은 그 속도가 중요하다. 플라즈마 등 열적 절단기술은 다른 절단기술에 비하여 더 많은 2차 폐기물을 생성한다. 절단과정에서 생성된 금속성 먼지는 여러 위험을 유발할 수 있다. 또한 흡입에 의한 내부피폭을 야기할 수 있다. 따라서 원자로계통의 절단작업은 작업자의 방사선위험이 고려되어야 한다.

여러 가지 절단 기술은 다음과 같이 크게 나눌 수 있다.

- 기계적 절단기술(절단, 깎기, 갈기 등)
- 열적 절단기술(산소 절단기. 플라즈마 아크 등)
- 수력학적 절단기술(연마제 첨가 고압 수 등)

절단작업은 공기 중과 수중으로 구분할 수 있고 수중에서 절단할 경우 방사선방호는 개선되지만 절단 주변의 작업장 시야는 감소하는 특성이 고려되어야 한다.

원전 해체의 경우 대형 금속 구조물 절단 시 2차로 생성되는 폐기물, 먼지, 에어로졸의 생성량과 이에 대한 방사선방호를 고려하여 절단기술이 선정되어야 한다.

## 2. 2차 폐기물 생성량

### 2.1 절단기술의 특성

절단 시 생성되는 에어로졸 및 먼지의 크기에 대한 분포는 여러 가지 인자에 달려 있다. 그 인자로서 절단기술, 절단변수, 통기, 재질, 환경적 조건 등이 있다. 열적 절단에 의해 생성되는 에어로졸의 크기는 기계적 절단 보다 큰 것으로 나타난다. 그러나 절단 조건에 의하여 많은 영향을 받는다.

### 2.2 절단 시나리오

절단 대상에 따른 효율적인 절단기술이 선정되면 모사시험(Mock-up Test)을 통하여 여러 가지 최적 변수가 선정되어야 하고 절단작업을 실행하기 위한 절단계획을 수립하며 아래와 같은 사항을 고려하여야 한다.

- 크기, 구조 및 재질 구성
- 무게, 지지구조, 운반수단
- 제거성/고착성 표면오염 정도
- 작업지역 방사선량률
- 1회 절단 단위(크기, 형태 등)

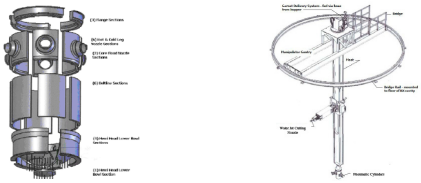


Fig. 1. Rancho Seco Rx Vessel Segmentation Plan (Water jet Manipulator).

### 2.3 2차 폐기물 생성량

원전 원자로냉각재계통의 배관을 대상으로 절단 폐기물 발생량 및 재부유 오염량은 아래와 같이 산정할 수 있다. 배관 내부의 오염표면적을 계산(산식 1)하고 여기에 오염도를 반영하면 재부유 오염량이 산정(식 2)되고 절단 폐기물의 양은 지름, 절단면적을 반영하면 산정(식 3)된다.

$$S = \pi.Di.L \quad (1)$$

$$Cr = S.Cz \quad (2)$$

$$V = \pi(Do^2 - Di^2)/4.L \quad (3)$$

여기서

S : 내부표면 절단면적 (㎡)

Cr : 재부유 오염량 (Bq)

V : 폐기물량 (㎥)
L : 절단 폭 (m)
Do/Di : 바깥/안지름 (m)
Cz : 절단지역 오염도 (Bq/㎥)

### 2.4 먼지 발생량

절단 시 공기 중으로 부유되는 양은 매우 적고 대부분이 작업장 바닥에 떨어진다. 절단량의 매우 적은 양 만이 호흡이 가능한 부유물로 된다. 스테인레스 스틸의 경우 약 1%로 알려져 있다.

플라즈마 절단기술을 적용할 경우 흄과 먼지의 발생량은 환경조건, 모양, 재질, 구조물의 기울기, 절단 방향, 가스와 가스 유량, 침적물 존재, 절단 속도 등에 따른다. 또한 입자 크기의 분포는 쌍봉낙타형태(Bimodal)로서 공기역학적 크기의 중간 값은 0.2 mm, 최대 사이즈는 7 mm 이다.

이태리 트리노 원전의 1차 측 주요기기에 대하여 이론적 계산결과로서 열적 절단기술인 플라즈마와 산소연료의 먼지 발생 예상량은 아래와 같다.

Table 1. Cutting Dust generated from metal component segmentation

| 구 분 | 절단기술 | 배 관 | 세관(SG) | 가압기 |
|---|---|---|---|---|
| 절단 속도 (cm/분) | 플라즈마 | 25 | 100 | - |
| | 산소연료 | 50 | 70 | 40 |
| 총 절단 시간(hr) | 플라즈마 | 4.8 | 24 | - |
| | 산소연료 | 2.4 | 34,2 | 2.5 |
| 총 먼지 발생량 (kg) | 플라즈마 | 0.76 ~ 7.23 | 0.12 ~ 1.18 | 1.70 ~ 16.11 |
| | 산소연료 | 0.06 ~ 0.95 | 0.01 ~ 0.15 | 0.14 ~ 2.12 |

스테인레스 스틸의 절단에 의하여 생성되는 흄의 구성은 조건에 따라 큰 폭으로 변하며 그 구성은 철 38 ~ 44%, 크롬 12 ~ 20%, 니켈 4 ~ 8%, 망간 4 ~ 10%, 구리 2 ~ 6%, 몰리브덴 1% 정도이다. 산소연료 절단의 경우 대부분은 금속산화물 형태이다. 플라즈마 절단기술을 적용할 경우 생성되는 먼지는 산소아세틸렌 절단 기술에 비하여 약 2 ~ 5배가 많다.

### 2.5 작업자 안전관리

고온절단에 의하여 절단지역으로부터 발생되는 입자는 기화된 물질이 응축되거나, 용융물질 또는 파편으로 방출되는 2가지 경로를 통해서 생성된다. 기화물질의 응축은 기화물질이 절단 지역으로부터 멀리 확산될 경우 냉각이 일어나고 이어 에어로졸 입자의 핵심생성(Nucleation)이 시작되면서 진행된다. 생성된 입자의 공기역학적 크기의 중간 값은 1 ㎛ 보다 작다. 따라서 이들 입자는 PM-10 으로 고려된다.

흄의 구성 원소는 작업장에 침강되거나 환경으로 확산될 수 있다. 여과계통에 걸러지는 먼지의 양은 플라즈마 절단의 경우 절단되는 중량의 0.6 ~ 5.7% 이고 산소연료절단의 경우 0.05 ~ 0.75% 로 평가 될 수 있다. 방사성 먼지의 흡입에 의한 작업자의 내부피폭은 마스크를 착용하여 보호할 수 있다. 작업환경관리를 위하여 H13 등급 이상의 HEPA 여과계통이 절단작업장 가까이에 설치되어야 한다.

## 3. 오염 금속 절단기술 선정

원전 해체 시 1차 측의 주요 금속 재질 구성품의 절단기술 선정에는 절단기술의 일반적 특성, 절단대상 특성을 우선 검토하고 2차 폐기물 발생량 그리고 생성되는 먼지의 특성과 작업자 안전관리 등을 고려하여 최종적으로 선정되어야 한다. 여기에 작업자 및 환경보호 대책이 절단계획에 적절히 반영되어야 한다.

선정된 기술은 실제상황과 유사하게 모사시험을 통하여 최적 조건이 분석되어야 한다. 특히 오염금속 절단에 열적 절단기술을 적용할 경우 모사시험을 통하여 금속 성분의 에어로졸과 먼지 생성은 유의 깊게 분석되어야 한다.

분석된 결과는 작업자 및 환경보호를 위하여 절단계획 수립이전에 검토되어야 한다.

## 4. 참고문헌

[1] L. Bonavigo, "Radioactivity release and dust production during the cutting of the primary circuit of a nuclear power plant : The case of E. Fermi NPP", Progress in Nuclear Energy. May 2010 (2010).
[2] EPRI, "Rancho Seco Reactor Vessel Segmentation Experience Report" (2008).

# 작업 시나리오 변경이 용이한 원자력 시설 해체 공정 시뮬레이션 프레임워크

**김익준***, 강신영, 김근호, 문제권, 이종환, 정관성, 최병선, 최종원, 현동준
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ikjunekim@kaeri.re.kr

## 1. 서론

지금까지의 원자력 시설 해체 공정 시뮬레이션은 정해진 해체 시나리오에 따라 절단 장비 및 이송 장치 모델의 절단 경로를 생성하는 공정 모델링 과정과 정해진 공정에 따른 절단 폐기물 모델을 사용자가 생성하는 과정이 시뮬레이션 준비 단계에서 필요하다. 이후 모델링한 공정에 필요한 리소스(절단 장치 및 이송 장치 모델)들과 생성한 절단 폐기물을 기반으로 해체 공정을 시뮬레이션하고 공정을 평가한다.

이러한 기존의 방법은 시나리오가 변경될 때 마다 새로운 공정에 따른 절단 폐기물 생성 과정이 시뮬레이션 수행자에 의해서 매번 필요하게 된다. 폐기물 생성 과정은 시뮬레이션 수행자의 많은 시간과 노동력을 필요로 한다.

본 연구는 이와 같은 폐기물 생성과정의 시나리오 수행자의 편의성을 높이기 위해서 수행자가 공정을 모델링하는 과정에서 절단 폐기물 모델을 프로그램적으로 생성하도록 하는 방법론을 제안하고 구현하였다.

## 2. 본론

폐기물 모델의 생성은 절단 대상 모델을 절단하는 절삭 형상 생성 과정과 생성한 절삭 형상으로 대상 모델을 절단하는 과정으로 구성된다.

절삭 형상은 CAD 형상 생성 방법 중의 하나인 sweep 방법으로 생성한다. Sweep은 대상 윤곽 모델(profile)을 임의의 경로에 따라 이동시킨 궤적에 의해서 형상을 생성하는 방법이다[1].

폐기물 모델 생성 과정은 Boolean remove 작업에 의한 절단 과정과 절단된 solid를 각각의 다른 파트로 저장하는 과정으로 이루어진다. 절단 대상 모델을 절삭 형상과의 Boolean remove 작업을 통해서 대상 모델을 절단 하는 효과를 생성한다. 절단 후 생성되는 결과 모델 안에 생성된 각각의 solid 모델들을 프로덕트로 분리 및 저장하여 시뮬레이션 과정에서 사용이 가능하도록 하였다.

모델 절단 방법은 다음의 개발 환경에서 구현되었다.

- OS: Windows 7 x64
- 개발 언어 및 라이브러리: C++; CAA
- 시뮬레이션 소프트웨어: Delmia V5R21

Delmia는 Dassault System에서 개발한 시뮬레이션 도구로서 공정 계획, 개선 및 검증 분야에 주로 사용된다[2]. CAA (Component Application Architecture)는 Delmia의 API로서 개발 플랫폼에 독립적으로 프로그램 개발을 가능하게 한다[3].

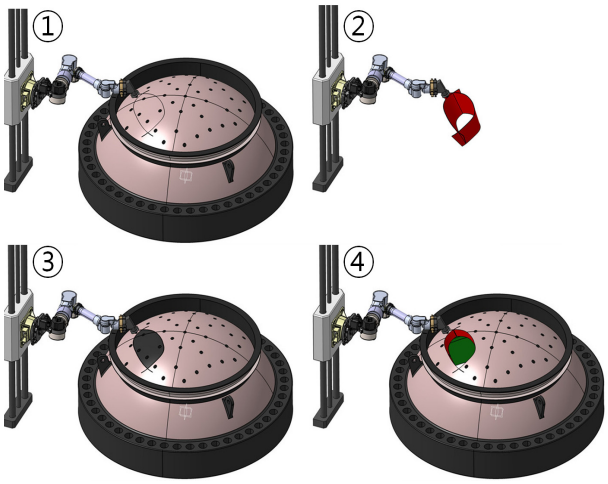



Fig. 1. Implementation result.

Fig. 1에 구현 결과를 나타내었다. 각각 설명하면 ①햅틱 장치의 사용자 입력을 통해서 구동되는 매니퓰레이터의 이송 경로에 따라서 워터젯 노즐이 절단 하는 경로를 생성, ②생성된 경로를 따라서 워터젯의 절단 깊이를 sweep 하여 절삭 형상을 생성, ③생성된 절삭 형상과 절단 대상 파트 사이의 Boolean Operation 을 통해서 절단, ④절단된 부분을 분리하여 제거하고 남은 형상을 나타낸다.

## 3. 결론

본 연구에서는 기존의 비효율적인 절단 폐기물 모델 생성 과정의 문제점을 해결하기 위해서, 폐기물 모델의 생성을 공정 모델링 과정에서 자동으로

수행되도록 하는 방법론을 제안하였다. 또한 상용 시뮬레이션 및 CAD 소프트웨어를 기반으로 방법론을 구현하였다.

향후, 본 연구에서 구현한 소프트웨어 모듈을 이용하여 기존의 방법론과의 정량적인 성능 비교를 수행할 예정이다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 재원으로 시행하는 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

## 5. 참고문헌

[1] Choi, B. and C. Lee (1990). "Sweep surfaces modelling via coordinate transformation and blending." Computer-Aided Design 22(2): 87-96.

[2] 류근영, 김천영, 정나현, 주현준, 김병수. DELMIA 을 이용한 유도 무기 조립 시뮬레이션. 2008년 한국항공우주학회 학술발표회 논문집, 1220-1223, 2008.

[3] 김익준, 김근호, 문제권, 서재석, 이종환, 정관성, 최병선, 현동준, 원자력 발전소 주요 부품의 해체 시뮬레이션을 위한 CAD모델의 절단 방법, 2014년 한국방사성폐기물학회 춘계 학술대회 논문요약집, 224-226, 2014.

# 원전해체 방사성오염토양 분류장치 설계

**이상철**[1*], 한재문[1], 김진희[1], 홍대석[2], 장원혁[2]
[1]현대건설, 경기도 용인시 기흥구 마북로 240번길 17-6
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*Lsc237@hdec.co.kr

## 1. 서론

2017년 고리 1호기의 영구정지를 시작으로, 국내에서도 원전해체가 본격적으로 진행될 예정이다. 하지만 국내의 경우, 원자력 연구시설에 대한 해체 경험만 있으며, 상용급 원전해체 경험은 전무한 실정이다. 원전해체 중 부지복원을 오염토양 세척공법은 국외의 규제기준치와 오염특성이 달라 국내 적용이 어려운 실정이다. 현재 국내에서는 원자력연구원에서 복합동전기세척 기술을 개발을 하였으나, 제염수준은 높은 반면, 처리시간과 운영비용이 높아 상용급 원전해체에 적용하기 어려운 점이 있다. 오염토양의 처리시간과 운영비용이 높아지는 이유는 전체 토양에 대해서 별다른 분류작업 없이 전량 세척작업이 이루어지기 때문이다. 원전해체 부지에서 오염된 토양만 따로 분류한다면, 세척물량을 최소화하여, 오염토양의 처리시간과 운영비용을 줄일 수 있다. 본 연구에서는 원전해체 부지 내 오염된 토양을 분류할 수 있는 장치를 제작하고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 방사성 오염토양 특성

본 연구는 국내 원전해체가 이루어지지 않은 상황에서, 방사성오염토양의 특성을 파악하기 위해 원자력연구원에 보관 중인 연구로해체 토양을 입도별로 분리하여 방사능적 특성을 분석하였다. Fig. 1에서처럼 방사성오염토양은 입도가 작아짐에 따라서 방사능준위가 높아짐을 알 수 있다.

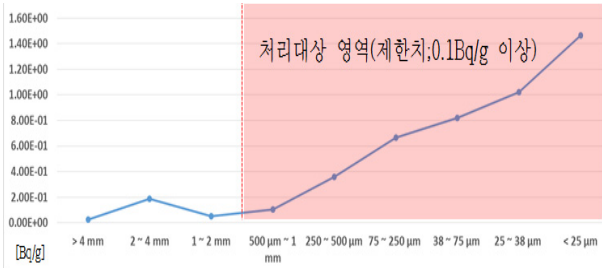



Fig. 1. Specific radioactivity of Cs-137 by particle size.

### 2.2 예상 해체토양 물량

고리 1호기의 경우, 반경 150 m, 깊이 1 m의 해체토양으로 가정하였을 때, 약 7만톤의 해체물량을 예상하였다[1]. 실제 사례로 미국의 Maine Yankee 발전소 부지의 해체토양은 4만톤이 발생하였고, Connecticut Yankee 발전소에서는 2만톤이 발생하였다[2]. 본 연구에서는 원전해체 부지 복원 기간을 18개월로 가정하였고, 토양의 물량은 5만톤으로 가정하였다. 따라서 상용급 처리용량은 50,000 톤/450 일/8 시간 = 14 톤/시간, 실증급은 3 톤/시간, Lab-scale급은 500 kg/시간 = 30 kg/batch x 16 batch/시간으로 설계기준을 세우고, 1 batch = 40x40x20 cm로 Lab-scale 단계에서 한 번에 측정하는 토양의 부피를 산정하였다.

### 2.3 방사성 오염토양 입도분리

입도분리는 크게 두 번에 걸쳐 이루어진다. 첫 번째는 trommel을 통해 조립토와 미세토를 분리할 예정이며, 건식상태에서 이루어진다. 조립토는 기본적으로 방사능이 낮으므로, 방사능 분류장치를 통과할 경우의 별도의 처리없이 규제해제가 될 것을 가정하였다. 미세토는 사이클론을 통해, 입도분류를 세분화하여, 오염도에 맞는 세척방법을 결정할 예정이다. 방사능 오염토양 제염 공정은 아래의 Fig. 2에 나타내었다.

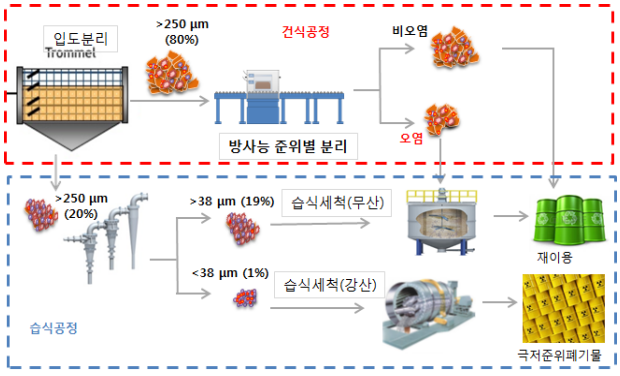



Fig. 2. Decontamination process of radioactive soil.

### 2.4 방사성 오염토양 방사능 분리

방사능 오염 측정시스템은 크게 방사능 모니터링 시스템과 방사능 평가 시스템으로 나눌 수 있다. 방사능 모니터링 시스템은 오염물질 유입 감지를 목적으로 빠른 측정이 중요하며, 방사능 평가 시스템은 방사능 평가를 통한 규제준위 결정이 목적으로 정확한 핵종 재고량 평가가 중요하다. 방사능 모니터링 시스템은 plastic scintillator를 계측기로 사용하고, 계측시간이 짧고, 차폐가 없는 오픈구조이며, 방사능 평가시스템은 NaI(Tl), HpGe를 계측기로 사용하며, 계측시간이 길고, 차폐체를 사용하여, 백그라운드의 영향을 줄였다.

#### 2.4.1 설계요소 확정

본 연구에서는 MCNP(방사선 해석코드)를 시뮬레이션을 통해 계측성능 예측을 하여 설계요소를 결정하였다. 설계요소는 측정방식, 계측기타입, 차폐유무, 계측기 개수를 설정하였고, 본 연구에서는 Batch type, Plastic scintilllator, 납차폐, 3면 측정을 설계요소로 확정하였다.

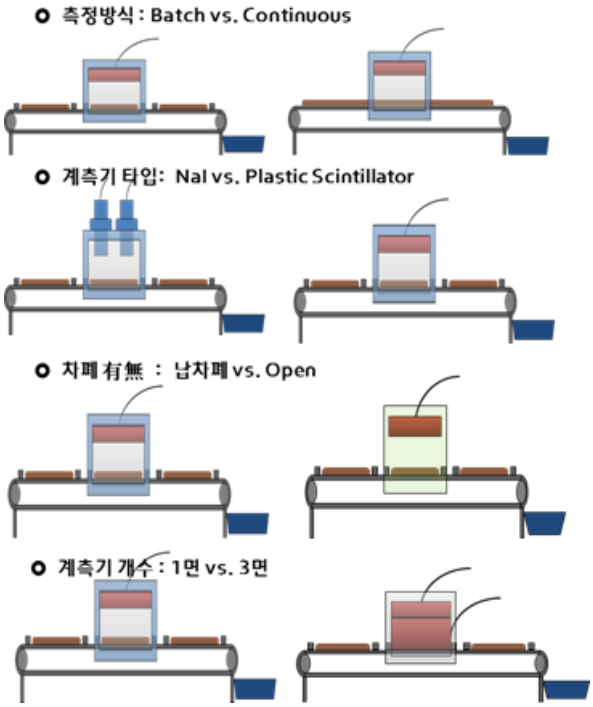



Fig. 3. Determination of design factor for radioactive soil sorting system.

#### 2.4.2 설계장비 Layout

방사성 오염토양 분리장치는 Cs-137을 핵종을 대상으로 계측하한치는 10 Bq/kg을 목표로 하고 있다. 계측장치로 60x30x5 cm 의 Plastic scintillator 4장을 사용하였으며, 차폐는 5 cm 납벽돌을 사용하였다.

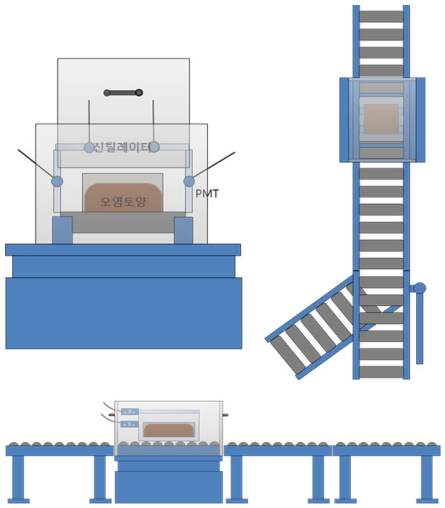



Fig. 4. Layout of radioactive soil sorting system.

## 3. 결론

추후 설계장비를 실제 제작하여, 원자력연구원에서 보유 중인 방사성 오염토양을 측정하여, 방사성 오염토양 분리장치의 성능평가를 실시할 예정이다. 분리장치의 계측하한치를 계산하여, 규제해제 기준을 만족시킬 수 있는지 평가할 예정이다.

## 4. 참고문헌

[1] "방사선 안전규제 기술개발", 원자력안전기술원, 2015.

[2] "Connecticut Yankee Decommissioning Experience Report", EPRI, 2006.

[3] "Maine Yankee Decommissioning Experience Report", EPRI2004.

# 원전 방사능오염 배관해체와 Cutting Chip 및 내부존재 방사성 액·기체 수집처리 연구

**정철영***, 김민수, 장동규, 박정원
(주)액트알엠티 대전광역시 유성구 테크노1로 11-3
*jcy6535.@naver.com

## 1. 서론

1978년 고리 1호기는 상업운전을 시작한 이후 40년 동안의 수명을 다하고 2년 후에는 우리나라 최초의 원자력 발전소 폐로 대상이 된다. 이후 약 5년의 냉각 과정을 거쳐 발전소는 해체될 예정이다. 세계적으로 2015. 1월 현재 운전 중인 원전 431기 중 2050년까지 약 420기가 폐로 대상이 된다. 영구 정지된 원전 147기중 18기는 해체되고 현재 129기의 원전이 해체단계에 있으나 새로 건설 중인 원전도 107기나 되며 추가 76기가 계획 중에 있다. 국내에는 연구용 원자로 2개호기 해체 경험을 바탕으로 해외 기술도입과 관련 연구가 각 기관별로 활발히 진행 중이다. 따라서 원전 배관 해체관련 단계별 최적의 방사선작업 안전관리 및 작업장의 환경 보전, 종사자 피폭 저감을 위한 오염 확산 방지 대책의 기술연구를 통하여 금속 절단시 발생되는 Cutting Chip 등 비산물과 배관 내부 방사성 오염물질 회수를 위한 Portable 수집 처리기기를 개발하여 배관해체 Project에 효용이 있을 것으로 기대된다.

## 2. 본론

### 2.1 개요

산업에서 상용으로 사용 중인 Pipe는 Standard Type 외 5종으로 구분되며 호칭경(NPS, 31종; 1/8~42")과 Schedule Number(SCH, 5S~XXS)로 두께 등 사양에 따라 분류 한다. 원자력 발전소에서 사용되는 Pipe는 Pressure Type이 사용되며 Reactor Coolant System의 일부 배관은 규격 외 기준으로 설계되었다. Pipe line은 탱크와 펌프 등 기기 간에 용액, 기체, 증기 등 매체(Media)의 수송(순환)을 위해 매체의 종류, 유량과 온도, 압력 등의 운전조건과 안전성 등 상호 역학적 관련성을 고려하여 배관의 크기(Size)와 두께, 재질 그리고 지지대 Type (Hanger, Support 등)이 결정된다. 원자력 발전소 Basic System은 Primary Coolant, Secondary Coolant, Instrumentation, Demineralization, Pressurizing, Condensate & feed, Radioactive Waste System 분야로 구분 설계되고 방사성 용액을 순환하거나 포함하면 Nuclear Piping System, 그 외 증기와 관련되면 Conventional Piping System으로 분류된다. Nuclear Piping System은 대부분 고온, 고압의 운전 조건과 내방사선을 고려하여 Alloy Steel인 SUS Type 304, 316(L), 400, 인코넬 등이 주로 사용된다. 주성분은 Ni, Cr, Fe, C 그 외 미량원소가 Type에 따른 비율로 합금되어 있다. 원자력 발전소 가동 중 이들의 원소가 중성자와 고 하전입자에 노출되어 방사성을 띄게 된다. 배관해체 작업(PLTD)은 방사성을 띈 중량물의 취급 작업으로 Field에서 Cutting 작업 후 Shop에서 이루어지므로 작업장에 대한 구획관리와 공기정화계통(HVAC)의 활용, 비산 물 수집 처리 등 작업장 환경개선을 위한 안전대책이 매우 중요하다.

### 2.2 배경기술

배관 해체의 핵심기술은 고 방사선지역의 특수 조건하에서 방사성오염 물질의 취급 및 금속절단, 절단시 발생하는 방사성을 띈 비산물(Austenitic s/s NPS 12¨, Sch 80s, 절단폭 1/4¨ 기준 약 644.5 g발생)량의 예측 계산을 통한 수거처리와 그의 관리대책 수립, 방사선(능)량의 측정 및 분석 평가, 작업 단계별 방사선 작업 조건의 분류 감시, 작업구역의 구분 등 방사선 안전관리이다. 원자력발전소 계통의 이해와 해체 경험이 있고 방사선 방호 상식과 핵심 기술력을 갖춘 인력과 장비의 확보 그리고 최적의 Master Plan과 환경보전 활동, 인허가 등 Project를 위한 기술적인 배경을 갖고 추진하는 System구축이 필요하다.

### 2.3 배관해체 기술의 특징

원자력발전소 해체대상 배관은 방사성을 띄고 중량물[예시NPS24 Sch160 1 Foot는 541.94 Lb(245.8 Kg)]로 PLTD Spool에 대한 사전 예측 중량을 계산하여 취급하여야 하며, 고방사선 구역의 고소지역 천정, 협소지역의 벽체, 바닥에 지지대에 구속 설치되어 있어서 필요시 원격 절단 해체 작업준비 공정 수행에 대한 방사선 안전관리, 구체적인 작업 구역 획정 관리, 방사성오

염 평가, 특히 해체 배관의 규격화를 위해 Field Cutting후 Shop Cutting 작업이 수반되므로 방사성 물질 간이 이송 Route 확보와 안전관리기준 설정 등의 난이 성을 극복하여야한다.

PLTD 성공 필수요소는 작업환경으로의 오염 확산 방지를 위한 Glove Box Type Chamber 개발 및 비산물 회수처리 적용이다. 필요시 해체 배관의 재활용을 위해 재질에 대한 Stress & Strain의 평가, 외관의 Scratch 여부와 두께 감육 상태의 검사, 방사화 분석 평가를 수행하여야 한다. PLTD Spool에 대한 해체 이력관리와 함께 QVD를 작성하고 이물질 유입 방지를 위한 End Capping후 식별이 용이하게 관리한다.

### 2.4 PLTD "Cutting Chip" 수집 및 "배관 내부 방사성 오염 액·기체" 제거기기 개발

Portable Scrubber System은 흡입부, 세정 여과부, 토출부로 구분하며 기기 각부의 필터는 탈부착이 용이한 설계장치로 구성되어있다. PLTD Cutting Chip과 방사성 오염 액체와 기체의 여과 포집의 기능을 가진다.

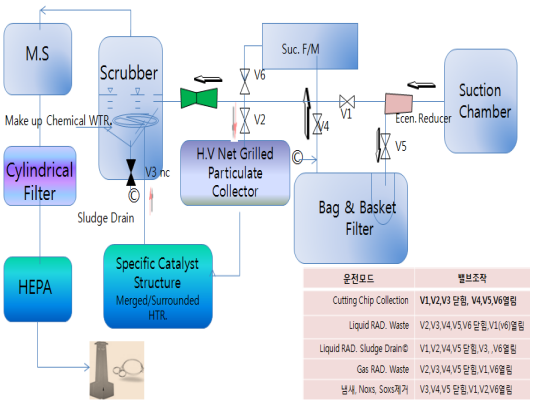



Fig. Portable Scrubber Drain & Venting System Block Diagram

Suction Chamber로 부터 유입되는 Cutting Chip과 같은 방사성 물질은 Bag/Basket Filter에 우선 수집되고 방사성오염 기체는 흡입부의 Scrubber Chamber Target Plate에 충돌하여 무거운 입자는 Swirl Down Flow가 형성되어 포획되고 여분의 방사성 기체는 Scrubber에서 세정되어 MS 후단 Cylindrical Filter와 HEPA에 여과된 후 배출된다. Merged Heater 설계로 Scrubber내부의 Sludgy 처리를 위한 Evaporation 기능과 배관내부의 방사성 오염물질과 함께 존재하는 Noxs, Soxs, 냄새, 세균 제거 부가기능도 설계하여 각 기능별 Mode 운전이 가능하다.

## 3. 결론

Nuclear Piping System의 방사화된 배관 모재와 그의 부식 및 침식물 중의 반감기($T_{1/2}$)가 비교적 긴 주요핵종 $Fe^{55}$(2.6y), $Mn^{54}$(303d), $Co^{60}$(5.26y), $Ni^{59}$($8x10^4$y), $Nb^{94}$($2x10^4$y) 등과 핵연료의 손상에 기인한 핵종 $Cs^{134}$(2.05y) 등은 배관내부 표면에 Spinelle 구조의 산화 막과 Welding Root bead 등 틈새에 존재하게 된다. 배관 해체 전 내부의 제염과 Cleaning을 수반 하지만 배관이 건조하거나 가열 상태에서는 배관내부 표면의 잔존 방사성 액·기체와 Loose Part Contaminated Hot Particle 등이 배관 절단 시 작업 환경으로 누출될 우려가 있다.

배관 철거 작업(PLTD)에 대한 철저한 방사선안전 작업관리 시행을 통하여 안전성을 확보하고, 개발한 Portable Scrubber System을 활용하여 "Cutting Chip" 수집 및 "배관내부 오염" 제거, 처리의 수행이 가능하다.

작업 단계별 작업자의 방사선 위해방지 노력과 작업환경의 보전으로 사회적 민원이 유발되는 상황을 미연에 방지하여 배관해체 Project가 성공적으로 추진되었으면 한다.

## 4. 참고문헌


[1] The 19th Survey on the Status of Nuclear Industry(2013).

[2] Radiological Health Hand Book(1970).

[3] Piping Hand Book 5th ed., 7-15~24, 16-2.

[4] 임석남, 채경선, 정도영, 이종철, "국내의 원자로 방사선 특성평가 준비사항" J. of the of the KRS SPRING 13(1), 01-202,(2015).

# 폐 증기발생기 해체를 위한 전열관 제염 시스템 개발

**김해웅***, 공창식, 이상철, 이선호
두산중공업㈜, 경상남도 창원시 성산구 두산볼보로 22
*haewoong.kim@doosan.com

## 1. 서론

국내에 원전 노후화로 인해 운전 중 교체에 따라 폐기된 증기발생기는 현재 11기(한울 10기, 고리 1기)가 원자력 발전소 내 보관 중에 있으며, 향후 5년 내에 증기발생기 4기(한빛3,4호기)가 폐기되어 보관고에 보관될 예정이다. 국내뿐 아니라 해외의 경우도 2060년까지 해체로 인한 폐 증기발생기 및 원자로헤드 발생량은 각각 880기와 440기 이상으로 전망되고 있다.

대형 방사성 금속 폐기물의 증가와 고리 1호기 폐로 결정으로 국내 학계, 연구계 및 산업체는 다량의 금속폐기물을 처리하기 위한 제염·해체 기술에 대해 관심이 증가되고 있다.

본 연구에서는 원전 1차측의 방사성 물질 환경에서 구동되었던 기기 중 가장 구조가 복잡하고 해체처리가 난이한 폐 증기발생기 전열관의 제염 시스템 개발에 대해 소개하고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 전열관 제염방법 검토

폐기된 증기발생기의 전열관 내면 제염기술은 기계적 제염기술(연마제염, 드라이아이스 제염)과 화학제염(CORD, ASDOC)이 있다. 기계적 제염기술은 제염효율이 높고 제염시간이 감소된다는 장점이 있는 반면 높은 압력의 공기와 매질을 분사하므로 방사화된 물질이 비산되어 작업자의 Airborne 피폭 가능성이 있다는 단점이 있다. 화학제염기술은 제염하는 동안 방사화 물질의 비산 등이 발생하지 않으므로 제염환경이 상대적으로 안전하다는 장점이 있으나, 제염에 많은 시간이 소요되고, 제염효율이 낮으며, 폐기물이 많이 발생한다는 단점을 가지고 있다.

그러므로 본 연구에선 전열관의 제염기술을 제염효율이 우수하고 시간을 단축할 수 있는 연마재를 이용한 기계적 분사제염 기술로써 개발하는 것으로 선정하여 제염기술을 개발하였다.

### 2.2 분사제염 기본 평가

증기발생기 전열관을 제염하기 위해선 전열관 내부 표면에 있는 산화물 층과 전열관 모재의 두께 일부를 제거하여야 한다. 제염용 매질은 전열관 내면의 산화층과 모재를 제거하기 위해 높은 경도를 가져 손상이 적고 재 사용성이 우수하여야 한다.

그러므로 본 연구에서는 연마재 매질을 Steel grit, SiC, Al oxide 등으로 선정하여 식각율을 평가하였다. 평가한 결과는 Fig. 1과 같으며, Al oxide와 SiC가 우수한 식각율을 가지므로 분사용 매질로 선정하였다. 매질 입자크기와 식각율의 상관관계는 크지 않았다.

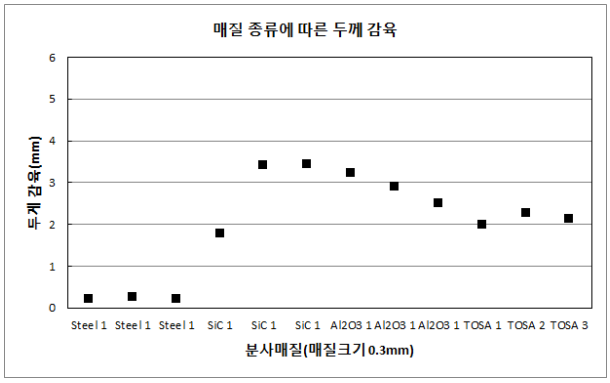



Fig. 1. Thickness reduction with blasting media.

### 2.3 전열관 분사제염 조건 평가

전열관 내면의 분사제염 조건은 분사할 수 있는 분사장치와 시험대상물인 증기발생기 전열관이 있어야 시험이 가능하다. 이를 위해 분사장치를 Fig. 2와 같이 제작하였으며, 분사 시 연마재 매질을 재사용하기 위해 진공장치와 Waste drum을 제작하였다. 또한 제염정도와 상태를 조사하기 위해 증기발생기 전열관 Mockup을 실제 전열관 재질과 크기로 Fig. 3과 같이 제작하였으며, 제염정도를 평가하기 위해 전열관 위치별로 시편을 설치하여 제염의 균일성을 평가하였다.




Fig. 2. High Pressure Blast Machine Unit. (Left)
Fig. 3. U-Bend heat exchange tube Mockup. (Right)

전열관 분사제염 조건평가는 분사제염 기본 평가를 통해 선정한 매질을 이용하여 전열관 Mockup에서 분사시험을 통해 수행하였다.

분사시험은 전열관 내면에 페인트를 도포하여 페인트가 제거되는 상태를 조사함으로써 제염의 균일성을 평가하였으며, 분사 후 표면과 두께 감육 상태를 조사하여 제염성능을 평가하였다.

평가결과 Fig. 4와 같이 전열관 내면은 모든 부위에서 페인트가 제거된 것을 확인하여 제염의 균일성을 확인하였다. 표면 상태와 두께 감육을 평가한 결과 Fig. 5에 나타낸 바와 같이 표면이 식각된 것을 확인하였으며, 두께는 약 25㎛ 이상 식각이 되어 제염계수 100 이상을 확보할 수 있을 것으로 판단된다.

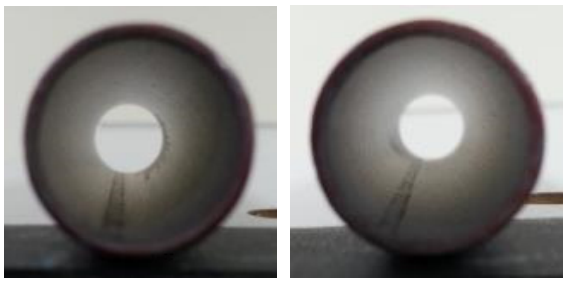


Fig. 4. Tube inner surface after blasting.

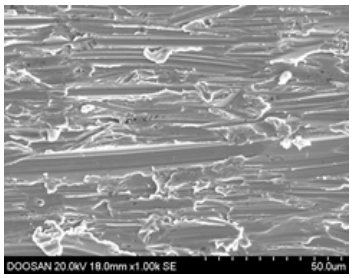



Fig. 5. Blasted Surface.

### 2.4 분사제염시스템

증기발생기 전열관 내면을 기계적 분사방법으로 제염하기 위해서는 원거리 원격제어에 의해 제염할 수 있도록 하고, 제염 중 작업자 피폭제어와 안전관리가 가능하도록 시스템화하는 것이 필요하다.

그러므로 본 연구에서는 원격으로 모든 전열관을 제염할 수 있는 Manipulator와 함께 분사제염 과정에서 방사성 물질이 비산되는 것을 방지하기 위한 제염 Cell 등을 구비한 제염시스템을 구축 중에 있다.

## 3. 결론

폐 증기발생기 해체를 위한 전열관 내면 제염을 위해 전열관 Mockup을 이용하여 제염 조건을 선정하였으며, 제염시스템을 구성하기 위해 개발 중에 있다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 산업통상자원부에서 지원하는 원자력융합원천기술개발사업의 지원금으로 수행되고 있다.

## 5. 참고문헌

[1] Mirko Walberg, Jörg Viermann, Martin Beverungen, Lutz Kemp, Anders Lindström, “Disposal of Steam Generators from Decommissioning of PWR Nuclear Power Plants”, IYNC 2008, Paper No. 158.

[2] GYE-NAM KIM, MIN-WOO LEE, HYE-MIN PARK, WANG-KYU CHOI, and KUNE-WOO LEE, “ABRASIVE BLASTING TECHNOLOGY FOR DECONTAMINATION OF THE INNER SURFACE OF STEAM GENERATOR TUBES”, NET, Volume 43, Issue 5, 2011, 469-476.

# 원전 해체폐기물 발생량 평가 시 주요 고려사항 고찰

**정재훈***, 이병식
한국전력기술(주), 경상북도 김천시 혁신로 269
*amagedon@kepco-enc.com

## 1. 서론

한국전력기술(주)(이하 한기)는 국내 경수로 원전에 대해 전산화된 자료를 활용하여 격실별 해체폐기물 발생량 (이하 해체물량) 평가를 수행 중에 있으며 그 과정에서 해체물량 평가 결과에 영향을 미치는 주요 고려사항에 대해 고찰하였다.

## 2. 본론

### 2.1 해체물량 평가단위

원전 해체물량 평가단위는 해체물량 평가 시 최초로 결정해야 하는 사항으로서 방대한 원전자료 중에서 어느 정도까지 필수정보를 추출할 것인가를 위해 필요하며 그 내용은 다음과 같다.

○ 평가단위 종류 : 평가단위는 해체물량 평가의 기본단위로서 건물, 층, 구역, 격실 등으로 분류할 수 있다. 원전의 주요 건물로는 원자로건물과 보조건물 등의 크고 작은 건물들이 있으며 이 건물이 각각 하나의 평가단위가 될 수 있다. 그리고 건물들은 단층부터 최대 8층 등 여러 층으로 되어 있으며 이 층 역시 평가단위가 된다. 원전 1개 호기의 격실은 양호기 공통구역을 포함하여 약 1,000여개이며 이 격실 하나가 각 평가단위가 된다. 구역은 층과 격실 중간 규모로서 콘크리트 평면도로 표시되어 있다. 1개 건물에는 각 층마다 2~16개의 구역이 있으며 원전 1기에는 총 36개의 전용구역과 12개의 공용구역으로 나뉘고 이 역시 평가단위가 될 수는 있다. 한편 고리 1호기와 같은 격실정보가 상세하게 관리된 도면을 확보하기 힘들거나 판독하기 힘든 경우 일반배치도를 확보하여 적절하게 1개 층에 몇 개의 구역으로 나눈다.

○ 평가단위 선택 : 해체물량 평가단위를 건물이나 층, 구역, 격실 중 어느 것을 선택할 지는 보유하고 있는 정보의 질에 따른다. 원전설계 회사의 경우 전산정보를 보유하고 있기 때문에 해당 자료를 활용하여 격실별 해체물량 산출이 가능하다. 그러나 이러한 정보를 보유하고 있지 않을 경우 일반배치도를 이용하여 임의로 층마다 여러 개의 구역을 나누거나 현장조사를 통하여 격실정보를 획득해야 하며 한 층에 여러 격실을 묶어서 몇 개의 구역으로 나뉘어 작업하는 것이 현실적이다. 실제로 국내 경수로 원전 해체비용 평가 사례의 경우, 일반배치도에 제시된 것과 동이하게 각 층마다 1~4개의 구역으로 나누어 수행한 바 있다[1].

○ 평가단위에 따른 필수 자료 : 현재 한기가 진행중인 해체물량 평가 연구에서 사용 중인 해체물량 평가단위는 가장 세분화된 단위인 '격실'로서 격실정보를 취득하기 위해서는 해당 정보가 있는 Room Number Database Drawing이 필요하며 해당 도면에서 필요한 정보를 취득할 수는 있다. 다만 각 격실 정보가 도면상으로만 나타나 있으므로 이를 목록으로 데이터베이스화 해야 한다. 건물이나 층을 평가단위를 결정한 경우 일반배치도가 기본적으로 필요하고 평면도와 수직도가 부수적으로 사용된다. 구역의 경우 구역도가 필요하다. 이 역시 해당 정보가 포함된 도면이 부재할 때는 현장조사를 통하여 획득해야 한다.

### 2.2 해체대상과 가용정보와의 연관성

평가단위가 결정되면 해당 평가단위 내부의 해체대상을 평가해야 하는데 해체대상은 탱크, 펌프, 밸브 등의 기기류와 같은 단품성 대상과, 배관, 케이블, 덕트, 콘크리트와 같이 벌크성 대상 두 가지로 분류되며 각각의 내용은 다음과 같다.

○ 단품성 대상 : 주기기, 탱크, 펌프, 열교환기, 밸브와 같은 기기류 등이며 이들은 기기목록이나 밸브목록 등의 자료로 관리하고 있다.

○ 벌크성 대상 : 배관, 케이블, 케이블트레이, HVAC 덕트, 소구경배관지지대, 콘크리트와 같은

것들이며 설계분야마다 서로 다른 형태의 자료로 관리하고 있다.

해체물량 평가는 최소 평가단위인 격실로 모든 해체대상에 대해 상세평가하는 것이 최선이지만, 가용 정보의 정도에 따라 해체물량 평가의 상세 정도가 결정된다. 즉, 가용한 정보에 따라 모든 해체대상을 상세평가할지, 단품성 대상만 상세하게 평가하고 벌크성 대상은 개략적으로 평가할 것인지, 아니면 전체를 개략적으로 평가할 지가 결정된다. 이는 필요 정보가 전산적으로 잘 보관되어 있고 가용한 경우라면 모든 대상에 대해서 상세한 평가가 가능하지만, 가용한 정보가 제한적일 경우 개략적으로만 평가가 가능하기 때문이다. 따라서 해체물량 평가대상의 가용한 정보 범위가 해체물량 평가 결과의 정확성에 크게 영향을 미치므로 해체물량 상세평가 결정은 중요한 고려사항이 된다.

### 2.3 해체대상별 해체물량 평가 방법

해체대상인 단품성 대상과 벌크성 대상의 해체물량 평가 방법을 각각 설명하면 다음과 같다.

○ 단품성 대상 : 주기기, 탱크, 펌프, 열교환기, 밸브와 같은 기기류를 포함한 단품성 대상의 경우, 기기목록이나 밸브목록 등의 필수자료가 있다면 고유번호[Tag No.], 중량, 설치구역 등 평가 필수자료를 용이하게 획득할 수 있으며 격실정보와 조합하여 격실별 물량을 평가할 수 있다. 하지만 기기목록이 없다면 일반배치도 등의 자료를 입수해야 하며 그 자료에 있는 정보만을 이용할 수 있기 때문에 개략적인 평가만을 수행할 수 있다. 보다 상세한 평가가 필요하다면 현장조사를 통하여 해당 정보를 취득해야 한다.

○ 벌크성 대상 : 배관, 케이블, 케이블트레이, HVAC 덕트, 소구경배관지지대, 콘크리트와 같은 벌크성 대상은 원전 설계자료와 시공자료에 많은 정보가 포함되어 있으나 이는 원전의 운전을 위한 자료이기 때문에 직접적으로 해체물량 도출을 위해 준비된 자료는 부재하다. 따라서 원전설계와 시공자료를 전산적으로 추출하는 등의 자료 가공작업이 필요하며 이 경우 격실별 상세평가가 가능하다. 하지만 전산자료 이용이 불가능할 경우 건설경험정리집 등의 자료를 이용하여 건물별로 제시된 정보만을 이용하여 건물별 또는 층별, 구역별로 개략적인 평가만이 가능하다. 평가사례로 한기가 현재 수행 중인 해체물량 평가방법에 대해 설명하면 다음과 같다.

- 케이블 : 케이블의 경우 한기가 보유하고 있는 원전설계종합관리시스템에서 전산적으로 필요한 정보를 추출하기 위한 별도의 프로그램을 개발하여 원하는 정보를 추출하고 이를 이용하여 격실별 케이블 물량을 산출하였다.

- HVAC 덕트와 덕트지지대: 덕트와 지지대는 한기가 건물별, 층고별로 무게 단위로 관리하거나 시공사 도면에서 필요 정보를 획득할 수 있으나, 일부 지지대는 정보가 없기 때문에 덕트 물량의 60%로 추정하는 방식으로 산출하였다. 또한 덕트는 격실별로 관리되지 않기 때문에 총면적 대비 해당 격실의 면적을 비례적으로 적용하는 방식으로 격실별 물량을 평가하였다.

- 배관 및 배관지지대 : 배관정보는 배관목록에 주요 정보들이 있다. 하지만 해체에는 반드시 필요한 길이 자료가 없다. 따라서 길이 정보가 포함된 Spool list를 이용하여 필요한 정보를 획득하였다. 배관지지대의 자료는 데이터베이스가 되어 있지 않아서 도면의 B.O.M(자재목록)을 전산도면을 이용하여 프로그래밍 작업으로 추출하였으며 일부는 제작자 브로셔를 이용하여 획득하였다.

## 3. 결론

원전 해체물량 평가에 주요 고려사항인 해체물량 평가단위과 해체대상별 해체물량 평가 방법에 대해 고찰하였다. 원전설계 시 운전에 중요한 정보만을 수록하고 있기 때문에 사실상 해체물량 평가에 필요한 정보가 없거나 부족한 해체대상에 대한 해체 필수정보를 수록할 수 있도록 해당 항목 도출과 그 항목별 내용을 추가해야 할 것이다.

## 4. 참고문헌

[1] 한국전력기술(주), "원전 해체폐기물 및 방사능 재고량 평가", 최종보고서 (2009)

3분과

# 제염해체 및 방사성폐기물 처리 (Oral-2)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

# 물속의 삼중수소 제거 기초기술 연구

**이승엽**[1*], 황진하[1], 이재광[1], 백민훈[1], 최태오[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2](주)클로랜드, 경남 거제시 동부면 함박금길 395
*seungylee@kaeri.re.kr

## 1. 서론

월성원자력발전소와 같은 가압중수로형 원자로는 가동시 계통에서 발생하는 삼중수소의 생성량이 다른 경수로형 원자로에 비해 상대적으로 많다. 중수로 원전에서는 중성자 방사화 반응에 의해 삼중수소가 다량 생성된다. 이렇게 생성된 삼중수소는 일부가 작업라인 계통에서 기체 혹은 수증기 형태로 배출된다[1,2]. 국내 중수로원전에서는 삼중수소의 누출과 확산 방지 및 억제를 목적으로 삼중수소 제거시설(TRF; tritium removal facility)을 설치하여 2007년부터 가동하고 있으며, 계통 내에 존재하는 삼중수소를 분리하여 제거하고 있다[1]. 하지만, 원자로에서 발생되는 삼중수소를 완벽히 제거하지 못하고 있으며, 일부 외부로 누출되는 삼중수소의 환경적 문제가 최근 이슈화되고 있다. 월성원자력발전소 인근 주민들의 체내 삼중수소 농도가 타 지역에 비해 높다는 보고가 있고, 최근 부산시 기장군의 해수담수화시설을 이용한 상수도 보급 계획이 계속 차질을 빚고 있다.

삼중수소 제거에 있어서, 기체(수증기) 형태보다는 액체(용액) 형태의 삼중수소를 제거하는 것이 훨씬 더 어렵다. 실제, 현재까지 물속의 삼중수소를 제거하는 흡착 물질이 거의 알려진 바 없는 실정이다. 본 연구에서는 강, 호수, 그리고 바다 등에 널리 번식하는 미세조류(microalgae)를 이용하여 물속의 삼중수소를 제거하는 기초기술 연구를 처음으로 시도하였다.

## 2. 본론

### 2.1 실험방법

실험에 사용된 미세조류는 강, 호수 뿐만아니라 바다 등에 널리 생존하는 마이크로 크기의 생명체로써, 우리는 다양한 미세조류를 확보하여 종(species)별로 분리하고 장기간에 걸쳐 순수배양하였다. 배양조건은 미세조류의 광합성 작용을 활발히 돕기위해 햇빛 및 다른 인공빛들을 선택적으로 조사하였다. 미세조류마다 각기 다른 성장속도 및 성장환경을 고려하여 배양기간을 달리하거나 미량의 영양물질 등을 주입하였다.

삼중수소 제거 실험을 위해 고농도의 삼중수소 stock solution을 제조하였고, 일정량의 방사성 농도로 용액시료를 준비하였다. 미세조류의 주입량은 시료마다 조금씩 달랐으나, 최소 $10^4$ cells/ml이 되도록 하였다. 실험과정에서 채취된 용액시료들은 0.2-μm로 필터링한 후 LSC로 분석하였다.

본 실험에서는 물속의 삼중수소 뿐만아니라 다른 많은 미량의 용존된 핵종들, 예를들어 세슘, 스트론튬 및 요오드 등을 더불어 같이 제거할 목적으로 추가 실험을 수행하였다. 핵종들의 농도는 초기 1 mM로 준비하였으며, 48 시간 동안 농도 변화를 지속적으로 관찰하였다. 필요시마다 용액시료를 채취하여 0.2-μm로 필터링한 후, ICP-MS로 분석하였다.

### 2.2 삼중수소 제거 결과

수 많은 미세조류들을 1년여에 걸쳐 다양하게 테스트하였으며, 여러번의 반복실험을 통하여 실험결과의 신뢰도를 향상시키고자 하였다. 실험결과, 흥미롭게도 일부 미세조류가 물속의 삼중수소를 상당량 제거하는 놀라운 결과를 얻을 수 있었다. 시간에 따라 삼중수소의 제거량이 다소 차이가 있었고 초기 삼중수소 농도의 영향이 어느정도 있었다.

미량으로 존재하는 다른 핵종들(세슘, 스트론튬, 요오드)도 미세조류에 의해 같이 제거되는 효과를 얻을 수 있었으며, 미세조류에 따라 제거효율에 조금씩 차이가 있었다.

## 3. 결론

본 실험에서 일부 미세조류가 놀랍게도 물속의 삼중수소를 24 시간 이내에 상당한 양을 제거한다는 사실을 처음으로 발견하였다. 이러한 실험결과를 바탕으로 삼중수소를 생물공학적으로 제거하는 기초기술을 개발하고, 상용화를 목표로 좀 더 효율적인 삼중수소 제거 시스템을 확립할 계획이다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 2015년도 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행되었습니다(원자력연구개발사업, No. 2012M2A8A5025589).

## 5. 참고문헌

[1] 공태영, 김희근, "국내 중수로원전 삼중수소 제거시설에서의 원소형 삼중수소 피폭방사선량 평가", 대한방사선방어학회 2011 추계학술발표회 논문요약집. 330-331, 2011.
[2] 주광태, 김서열, 유보종, 박영환, "원자력시설내 공기중 삼중수소제거 시스템 구축 방안", 대한방사선방어학회 2009 춘계학술발표회 논문요약집. 288-289, 2009.

# $^{99}$Tc 담지용 텔루라이트 유리 고화체

**표재영**[1*], 박환서[2], 허 종[1]
[1]포항공과대학교 첨단원자력공학부/신소재공학과, 경북 포항시 남구 청암로 77
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*vywodud@postech.ac.kr

## 1. 서론

파이로 공정은 사용후 핵연료를 플루토늄(Pu)의 분리 없이 재처리하여, 다시 핵연료로 이용할 수 있도록 하는 공정이다[1]. 파이로 공정에서 사용후 핵연료를 고온에서 산화할 때 휘발되는 Technetium(Tc)은 칼슘이 주성분인 필터 내에 $Ca(TcO_4)_2$의 형태로 포집된다. 특히 $Tc^{7+}$ 이온은 이동성이 높고 지하수에 용해되기 쉬우며 반감기($2.1 \times 10^5$ 년)가 길어 환경에 누출되지 않도록 영구적으로 격리시킬 필요가 있다. 또한 Tc은 붕규산염 유리 내 용해도가 낮고(0.3 wt.%) 유리화 공정 중 높은 온도에서 휘발성이 높아 안정적 처리가 용이하지 않은 문제점이 있다[2].

본 연구는 텔루라이트 유리를 담지체로 사용하여 Tc의 담지율을 극대화 할 수 있는 고화체 개발을 목표로 하였다. Tc은 화학적 성질이 유사한 비방사성 원소인 Rhenium(Re)으로 대체하여 실험을 진행하였다.

## 2. 본론

### 2.1 텔루라이트 유리 제조

Table 1은 본 연구에서 제조한 $TeO_2$계 유리 조성이다. 혼합된 분말 20g을 알루미나 도가니에 담아 730℃에서 30 분간 용융 후 몰드에 부어 냉간하여 유리를 제조하였다.(Fig. 1) 또한 기본 조성 내 성분 비율을 동일하게 유지한 유리에 $Ca(ReO_4)_2$를 각각 1.60wt%, 3.19wt%를 첨가하여 유리를 제조하였다.

### 2.2 유리 기본 특성 평가

Fig. 2는 텔루라이트 유리의 XRD 분석 결과이다. $Ca(ReO_4)_2$의 함량이 3wt%까지 증가되어도 특정한 결정피크가 나타나지 않아, 완전한 유리상이 형성된 것으로 평가된다. 유리의 밀도를 Archimedes 원리를 이용하여 측정한 결과 4.219 g/cm$^3$이었으며 $Ca(ReO_4)_2$가 3wt%까지 첨가되면 4.208 g/cm$^3$로 감소하였다. TMA를 이용하여 유리전이 온도(Tg)와 열팽창계수를 측정한 결과 Tg는 386.65℃이고 열팽창계수는 $13.31 \times 10^{-6}$/K 이다.

Table 1. Composition of tellurite glass. Each composition contains (a) 0wt% (b) 1.60wt% and (c) 3.19wt% of $Ca(ReO_4)_2$

| Element | Composition (wt%) | | |
|---|---|---|---|
| | (a) | (b) | (c) |
| $Ca(ReO_4)_2$ | 0 | 1.60 | 3.19 |
| $TeO_2$ | 76.76 | 75.53 | 74.31 |
| $Al_2O_3$ | 9.64 | 9.49 | 9.34 |
| $B_2O_3$ | 6.58 | 6.48 | 6.38 |
| $Na_2O$ | 3.90 | 3.85 | 3.78 |
| CaO | 3.09 | 3.05 | 3.00 |
| Total | 100 | 100 | 100 |

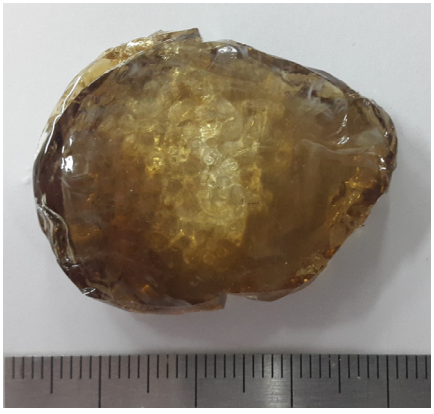


Fig. 1 Photo image of glass (b).

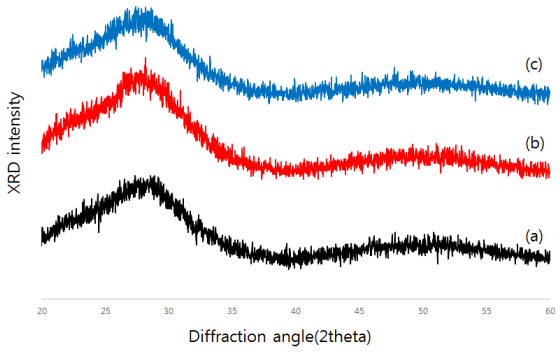



Fig. 2. X-ray diffraction(XRD) patterns of the tellurite glass specimens contained (a) 0wt% (b) 1.60wt% and (c) 3.19wt% of $Ca(ReO_4)_2$.

### 2.3 유리 내 레늄 담지율 분석

Table 2는 유도결합 플라즈마 질량분석기 (ICP-MS) (PerkinElmer Elan 6100 DRC)를 이용하여 유리 내부 레늄의 양을 분석한 결과이다. 담지율이란 초기에 분말로 첨가한 레늄 대비 용융 후 유리에 존재하는 레늄의 양의 비율을 의미하며, 텔루라이트 유리는 $Ca(ReO_4)_2$을 3wt% 까지 첨가 하여도 90%이상의 담지율을 나타내었다.

Table 2. Analyzed (ICP-MS) Re concentration and retention in samples with various $Ca(ReO_4)_2$ additions

| $Ca(ReO_4)_2$ addition (wt%) | Added Re (wt%) | Analyzed Re (wt%) | Retention (%) |
|---|---|---|---|
| 1.60 | 1.10 | 1.05 | 95.45 |
| 3.19 | 2.20 | 2.02 | 91.82 |

### 2.4 유리 담지체의 화학적 내구성 평가

고화체의 화학적 내구성을 평가하기 위해 ASTM C 1285-2 기준에 따라 Product Consistency Test(PCT)를 수행하였다. 75-150 ㎛의 크기로 분쇄한 유리 파우더 1.5 g을 15 ml의 DIW에 넣어 90℃에서 7 일간 침출 시켜 용액의 내부에 침출된 원소를 유도결합 플라즈마 방출분광기(ICP-AES) (PerkinElmer OPTIMA 4300 DV)로 분석하여 내구성을 평가하였다. Table 3은 침출 실험 결과이다. 모든 원소가 미국 Hanford 고/저준위 유리화 규제치인 2 $g/m^2$보다 낮아 화학적으로 비교적 안정된 유리로 평가되었다.

Table 3. Normalized elemental releases ($g/m^2$) for PCT from tellurite glass

| | Normalized elemental releases ($g/m^2$) |
|---|---|
| Te | 0.2868 |
| Al | 0.0265 |
| B | 0.8152 |
| Na | 1.0997 |
| Ca | 0.0735 |

## 3. 결론

파이로 공법에서 발생하는 Tc을 처분하기 위한 고화체로 텔루라이트 유리를 제조하였다. 텔루라이트 유리는 $Ca(ReO_4)_2$가 결정이나 2차상이 형성되지 않았으며 Re 이온이 90%이상 담지됨을 알 수 있었다. 또한 화학적 내구성 역시 기준치 이상으로 측정되었다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발사업을 통해 수행 되었습니다. (NRF No. 2015M2A7A1000191).

## 5. 참고문헌

[1] LEE et al., Pyroprocessing Technology Development at KAERI, NUCLEAR ENGINEERING AND TECHNOLOGY, VOL.43 NO.4 AUGUST 2011.

[2] John S. McCloy et al., Rhenium Solubility in Borosilicate Nuclear Waste Glass: Implications for the Processing and Immobilization of Technetium-99 at PNNL, Environ. Sci. Technol. 2012, 46.

# 감마선 조사 환경에서 요오드 화학 거동 연구

**홍수영**, 연제원*
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yeonysy@kaeri.re.kr

## 1. 서론

방사성 요오드 핵종 중 하나인 $^{129}I$는 반감기가 매우 긴 핵종으로 방사성 폐기물 영구처분 시 고려해야 할 주요 핵종의 하나이다. 그러나 사용후핵연료가 비정상적 환경에서 지하수 혹은 냉각수와 접촉하였을 때, 요오드는 고 방사성 핵종인 Cs, Sr 등과 함께 노출용액에 용해되고 요오드의 휘발성은 그 노출환경의 화학조건에 좌우하게 된다. 요오드 화학종은 산화수가 다양하기 때문에 화학거동이 복잡하며, 감마선 환경에서 다른 화학종과의 반응이 명확하게 밝혀지지 않았다. 특히 감마선 환경에서 용액의 화학 상태는 요오드의 휘발성을 결정하는데 있어서 매우 중요한 환경인자이다. 따라서 오염수 내에 존재하는 $^{129}I$의 안전한 취급과 처리를 위해서는 감마선 수용액 조건에서 요오드 화학거동에 대한 정확한 이해가 요구된다. 본 연구에서는 감마선 조건에서 요오드 화학종의 산화 및 화학거동을 연구하게 되었다.

## 2. 실험 방법

NaI 용액 9 ml을 20 ml 유리용기에 넣어 0.4에서 10 kGy $h^{-1}$의 감마선을 조사하였다. 이 때 감마선을 균일하게 조사하기 위하여 Fig. 1과 같이 유리용기를 1 rpm으로 회전시켰다. 감마선 조사 시 온도는 조사 장소의 온도와 동일하였다. $I^-$용액은 99.8% NaI 분말을 이용하여 제조하였으며, pH 조절제로는 0.1 M $HClO_4$와 0.1 M NaOH가 각각 사용되었다. pH 측정기는 Metrohm 모델 654를 사용하였으며, pH 측정 전 pH가 서로 다른 두 개의 완충용액을 이용하여 교정을 하였다. 생성된 $I_3^-$와 $I_2$의 농도는 UV-VIS 흡광도 측정으로 산출하였다. 흡광도는 조사시험 약 24시간 후 측정하였고, 흡광광도계는 Biochrom 사 모델 WPA Lightwave II를 사용하였다.

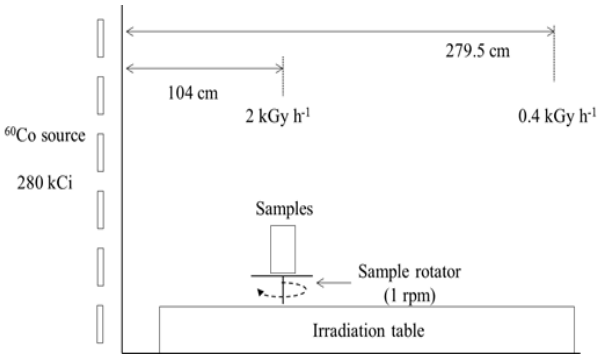



Fig. 1. Schematic diagram of $^{60}Co$ (total 280 kCi) irradiation facility.

## 3. 결과 및 고찰

### 3. 1 $I^-$ 산화에 미치는 감마선량의 영향

NaI 용액을 준비하여 다양한 선량의 감마선에 노출시킨 결과, 모든 시료에서 NaI의 농도가 높아질수록, 또한 감마선 선량이 세 질수록 $I_3^-$생성량이 증가하였다. 그렇지만 생성량의 증가율은 농도가 높아질수록, 감마선 선량이 세 질수록 감소하였다. 보고된 $I^-$ 산화반응 (1-4)에서 반응속도 결정단계는 반응 (1)로 알려져 있다. 반응속도 결정단계인 반응식 (1)의 반응속도식에 따르면 $I_3^-$생성량은 $I^-$의 농도와 감마선 조사로 인해 생성되는 OH 라디칼의 농도에 각각 비례하게 된다 [1].

반응이 진행되면서 $I^-$의 농도는 줄어들며, OH 라디칼의 농도는 감마선 세기에 의해서만 변화된다. 따라서 낮은 세기의 감마선에서는 OH 라디칼의 농도가 낮기 때문에, $I_3^-$생성량은 OH 라디칼의 농도에 의해서 결정된다. 반면에 NaI의 농도가 낮을 경우 OH 라디칼보다는 $I^-$의 농도에 의해서 $I_3^-$생성량이 결정된다 [2].

$I^- + HO\cdot \rightarrow HOI^-$ *rds*[1] (1)

$HOI^- \rightarrow I\cdot + HO^-$ (2)

$I\cdot + I^- \rightarrow I_2^-$ or $I\cdot + I\cdot \rightarrow I_2$ (3)

$I_2^- + I\cdot \rightarrow I_3^-$ or

$2I_2^- \rightarrow I_3^- + I^-$ or

$I_2 + I^- \rightarrow I_3^-$ (4)

### 3.2 $I^-$ 산화에 미치는 pH의 영향

감마선 조사 후 요오드 용액의 pH가 변화되었는데 이것은 우리가 예상하지 못했던 실험 결과이었다. 증류수를 pH 3으로 조절한 0 mM의 요오드(NaI) 용액과 pH 3의 5 mM NaI 용액의 감마선 전후 pH를 조사한 결과, 요오드가 존재하지 않았던 용액은 감마선 세기가 증가하여도 pH가 3으로 일정하였지만 5 mM의 NaI 용액의 경우에는 감마선 세기가 0에서 10 kGy $h^{-1}$으로 증가함에 따라 pH 또한 3에서 6으로 증가하였다. pH 증가 원인은 반응식 (1-2)로부터 예상되었다. $I^-$ 이온이 OH 라디칼에 의해서 산화되면서, OH 라디칼은 $OH^-$으로 변화되므로 용액의 pH는 증가하게 된다.

이러한 pH 변화를 보다 자세히 알아보고자 다양한 pH에서 NaI 용액의 감마선 조사 실험을 수행하였다. 이 실험을 통하여 감마선 조사 전후로 뚜렷한 pH 변화가 발생함을 확인하였다. pH 3에서 중성 pH까지는 앞서 언급한 바와 같이 $OH^-$의 생성으로 인하여 용액의 pH가 증가하는 경향성을 보였고, 중성 pH에서 pH 11 이상의 알칼리 조건에서는 조사 후 pH가 감소하는 경향성을 나타내었다. 이러한 pH 감소는 $H_2O_2$가 감마선에 의해 pH 6.4 이상에서는 환원제로 작용하기 때문에 일어나는 현상으로 해석된다. 그 외에도, Fig. 2에서 보이는 바와 같이 산성에서의 pH 증가나 염기성에서의 pH 감소 모두 서서히 중성 pH로 수렴하는 현상이 관찰되었다 [2].

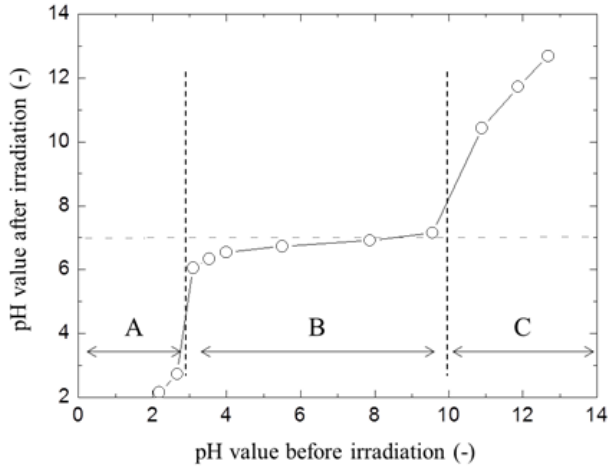



Fig. 2. The pH change of 5.0 mM NaI solution as a function of the initial solution pH after 2 kGy $h^{-1}$ gamma irradiation for 4 hours. Temperature at irradiation laboratory: 15 °C.

## 4. 결론

감마선 세기나 감마선 노출시간이 증가할수록 $I_3^-$의 생성량이 증가하였다. 또한 감마선을 조사한 후, 산성 NaI 용액의 pH는 증가하였고, 염기성 NaI 용액 pH는 감소하였으며, 두 경우 모두 중성 pH 값으로 수렴하였다. 감마선 조건에서는 pH 6.4 보다 높은 pH 환경에서 $I_3^-$가 관찰되지 않았는데 이것은 물의 주요 방사분해생성물인 $H_2O_2$가 이 pH 영역에서 $I_3^-$에 대하여 환원제로 작용하기 때문으로 해석되었다.

## 5. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업의 지원을 받았습니다.

## 6. 참고문헌

[1] J.C. Wren, J.M. Ball and G.A. Glowa, "The Chemistry of Iodine in Containment" Nucl. Technol. 129(3), 297-325, (2000).

[2] S.-H. Jung, J.-W. Yeon, S.Y. Hong, Y. Kang, and K. Song, "The Oxidation Behavior of Iodide Ion under Gamma Irradiation Conditions" Nucl. Sci. Eng. in press, (2015).

# 원전 첨착활성탄의 재활용을 통한 폐기물 발생량 저감방안(I)

**최종락***, 권혁철, 성기방
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1312번길 70
*jrchoi62@khnp.co.kr

## 1. 서론

원전에서는 기체 아이오딘 배출을 방지하기 위해 첨착활성탄을 사용하고 있으며 첨착활성탄 운용에는 Reg. Guide 1.52 및 1.140을 적용하고 있다. 아이오딘 처리 과정에서 발생하는 첨착활성탄의 비방사능은 매우 낮은 수준이나 C-14 등이 수 Bq/g 수준으로 포함되어 현재는 자체처분 기준을 만족하고 있지 않다. 본 논문에서는 대량 발생하는 첨착활성탄의 처분대상 폐기물 양을 감소시키기 위한 재사용 방안에 대해 고찰하였다.

## 2. 본론

### 2.1 첨착활성탄 관리기준

2.1.1 원전 첨착활성탄 관리기준

원전에서 사용하는 첨착활성탄 교체는 흡착성능을 기준으로 하는데 이는 안전성계통 및 비안전성계통에 대해 별도의 코드를 적용한다. 안전성계통은 격납건물, 사용후연료 저장시설 및 주제어실 배기계통 등이며 이에는 Reg. Guide 1.52를 적용한다. 비안전성계통은 안전성계통을 제외한 나머지 계통으로 Reg. Guide 1.140을 적용한다. 첨착활성탄 계통 depth 별 적용기준은 Table 1과 같다.

Table 1. Criteria of Activated Charcoal in NPP

| 계통 | 적용코드 | Depth | 흡착률 기준 | 시험방법 |
|---|---|---|---|---|
| 안전성 | Reg. G 1.52 | 2″ | 97.5% | ASTM D 3803 |
| | | 4″ | 99.5% | |
| 비안전성 | Reg. G 1.140 | 2″ | 95% | |
| | | 4″ | 99% | |

2.1.2 첨착활성탄 신탄 흡착성능 기준

첨착활성탄 생산업체에서 원전에 납품하기 전 신탄의 성능기준은 ASTM D 3083을 적용한다. 흡착성능기준은 온도 30℃, 상대습도 95% 조건에서 메틸아이오딘을 투과하였을 때 2″ 시험기준으로 99.0% 또는 4″ 시험시 99.9% 이상이어야 한다. 이 때 4″ 시험기준은 2″ 시험의 97%에 해당하므로 일반적으로 원전 납품용 신탄의 시험은 2″ 시험 기준을 적용하도록 권한다.

### 2.2 원전 첨착활성탄 충전량

원전에서 사용하는 첨착활성탄은 발전소별로 많은 차이가 난다. 현재까지 조사된 원전별 첨착활성탄 충전량은 Table 2와 같은데 발전소 가동시기가 빠른 순서로 나타내었다.

Table 2. Activated Charcoal Used in NPP sites

| 발전소 | 충전량 (kg) | | |
|---|---|---|---|
| | 안전성계통 | 비안전성계통 | 총계 |
| A | 13,350 | 6,050 | 19,400 |
| B | 4,350 | 19,450 | 19,300 |
| C | 1,120 | 2,280 | 3,400 |
| D | 1,900 | 13,000 | 14,900 |
| E | 4,800 | 14,350 | 19,150 |
| F | 19,600 | 64,700 | 84,300 |
| G | 20,000 | 71,300 | 91,300 |
| H | 16,400 | 76,700 | 93,100 |
| I | 22,000 | 62,100 | 84,100 |
| J | 71,420 | 32,280 | 103,700 |

Table 2에서 알 수 있듯이 최근에 건설하는 원전은 발전용량도 증가하지만 상대적으로 첨착활성탄의 충전량은 더욱 큰 폭으로 증가하고 있다.

### 2.3 폐활성탄 발생량 추정

Table 2에 나타난 첨착활성탄 사용량에 조사되지 아니한 발전소의 수를 고려해 볼 때 현재 전체 원전에서 사용되는 첨착활성탄 총량은 약 600,000 kg 으로 추정된다. 사고발생이나 예기치 않은 첨착활성탄에 대한 영향을 제외한 일반적 원전 활성탄 교체기간이 6 년 내지 10 년인 점을 고려하면 연간 평균 폐활성탄의 발생량은 최소 60,000 kg에 달하게 되고 이를 밀도(약 0.5 kg/L)를 적용하여 부피로 환산하면 약 120,000 L, 즉 200 L 드럼 약 600 드럼에 해당하는 양이 발생하는 것으로 추정된다.

### 2.4 폐활성탄 재활용 방안

2.4.1 자체 처분기준

첨착활성탄은 원전 운영에서 발생하는 기체 핵분열생성물인 아이오딘을 포집하여 환경으로 배출되는 아이오딘의 양을 제한하는 목적으로 사용되고 있다. 주요 아이오딘 동위원소인 I-131의 반감기는 8.2일 이므로 10 반감기인 약 3달을 보관하면 폐첨착활성탄 내 I-131은 1/1,000 로 감쇠하게 되어 I-131 방사능이 거의 없게 된다. 그러나 원전에서 중성자 조사에 의해 발생하는 C-14중 일부가 기체로 배출되는데 이 또한 기체 처리 계통을 통과하면서 첨착활성탄에 포획된다. 현재 자체 처분기준에 의하면 C-14의 제한치는 1 Bq/g 이하로 천연동위원소 비를 고려하면 매우 낮다. 또한 C-14의 반감기가 5,000 년을 넘는다는 점을 고려할 때 현재로서는 발생하는 첨착활성탄을 자체 처분하기는 어렵다고 판단된다.

2.4.2 첨착활성탄 활용방안

안전성계통의 첨착활성탄은 교체가 되더라도 2" 시험조건을 기준으로 흡착성능이 93%(4" 99.5%인 경우)이고, 비안전성계통은 90%(4" 99%에 해당)이다. 교체 첨착활성탄의 사용에 기준제한이 없다면 99% 성능의 신탄이 97.5%(안전성) 또는 95%(비안전성)에서 교체되어야 한다는 점에 비교해 볼 때 상당히 활용도가 높다는 것을 알 수 있다. 안전성계통의 성능기준이 비안전성계통의 첨착활성탄보다 높으므로 안전성계통에서 발생한 첨착활성탄을 비안전성계통에서 재사용할 수 있다고 판단되지만 일부 계통에만 적용된다.

따라서 첨착활성탄을 재사용하더라도 기존 시스템의 운용에 지장을 주지 않는 방안으로 하여야 한다. 발전소 안전성분석보고서에 따르면 각 첨착활성탄 계통에는 6개 내지 18개의 기체흡입구가 있다. 이 기체 흡입구에 카트리지 형태의 첨착활성탄을 부착하는 방안을 강구하였다. 카트리지는 재사용이 가능한 사각형 또는 원통형이고 외형은 각 계통 기체흡입구의 형태에 맞춘다. 기체흡입구와 카트리지 사이에는 누설을 방지하는 O-Ring이 있다. 카트리지 길이는 설치위치에 따라 다른데, 인력이 빈번히 출입하여 수시로 교체가 가능한 비방사성지역(제어실 등)에 설치하는 카트리지는 약 30 cm, 인력의 출입이 드물고 방사성물질의 유입이 비교적 많을 격납용기 및 방사성지역에는 60 cm 이상이 적용된다. 이 때 교체주기는 기본적으로 O/H 주기와 같은 18개월 정도이나 첨착활성탄 성능에 많은 영향을 미치는 도장작업 및 살수작업 시에는 작업 시작 전과 종료 후 카트리지를 교체하여야 한다.

2.4.3 폐첨착활성탄 발생량 기대 저감 효과

활성탄 카트리지 사용에 의한 첨착활성탄 저감 효과는 2가지로 생각할 수 있다. 첫째는 첨착활성탄 계통 본연의 기능인 아이오딘 흡착 성능이다. 이는 첨착활성탄 계통 전단에 독립적인 전단계 첨착활성탄을 배치함으로써 첨착활성탄 계통으로 들어가는 아이오딘의 양과 기타 성능에 영향을 줄 수 있는 기체의 양을 줄일 수 있으므로 본 계통 첨착활성탄의 성능 저하를 늦출 수 있게 된다.

두 번째 효과는 C-14의 유입을 줄여 자체 처분 가능성을 높이는 것이다. 즉 계통에 유입되던 미량의 C-14을 전단계인 카트리지에서 흡착함으로써 대량의 첨착활성탄이 사용후 자체 처분할 수 있게 하는 것이다.

## 3. 결론

카트리지 형태의 첨착활성탄에 추가함에 따라 전체 첨착활성탄 수명이 약 2배 정도 증가할 것으로 예상된다. 또한 약 30% 이상의 첨착활성탄을 자체 처분할 수 있을 것으로 기대된다. 따라서 연간 평균 처분대상 첨착활성탄은 현재보다 65% 정도인 390 드럼이 감소될 것으로 판단된다.

## 4. 참고문헌


[1] Regulatory Guide 1.140 "Design, Inspec-tion, and Criteria for Air Filtration and Adsorption Units of Normal Ventilation Exhaust Systems in Light Water Cooled Nuclear Power Plant".

[2] Regulatory Guide 1.52 "Design, Inspec-tion, and Criteria for Air Filtration and Adsorption Units of Post Accident Engineered Saty Feature Atmosphere Clean-up Systems in Light Water Cooled Nuclear Power Plant".

# 방사성 오염 토양의 Cs 탈착 방안 설정에 관한 연구

**이근우***, 박찬우, 양희만, 서범경
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nkwlee@kaeri.re.kr

## 1. 서론

원자력 시설의 해체가 완료된 부지를 재이용하기 위해서는 오염된 부지의 토양을 복원하여 개방기준을 만족하여야 한다. 방사성 핵종들은 주로 토양 에 존재하는 2 μm 이하의 점토성분들에 고농도로 흡착된다. 특히, 방사성 핵종 중 Cs-137은 다른 방사성 핵종들과는 달리 점토광물의 frayed edge site나 interlayer에 선택적으로 흡착되며, 이는  흡착 안정성이 높아 일반적인 토양 정화법으로는 제거가 되지 않는다.

일본 후쿠시마 사고 이후 발생한 오염 토양 중 1억 $m^3$이 제염이 필요할 것으로 예상되면서, 점토광물들(vermiculite, illite, smectite 등)의 Cs에 대한 선택적 흡착의 기작연구 뿐 아니라, Cs의 탈착 및 제거을 위해 많은 연구가 시도되고 있다. 점토층간에 흡착된 Cs의 제거 연구로는 양이온 교환에 의한 탈착이 주로 연구 되었지만, 선택적으로 흡착된 Cs에 대해서는 매우 낮은 제거율을 나타낸다. 또한 열처리방법으로 1000 ℃ 이상의 고온에서 Cs을 증발 및 제거하는 기술로 실험실 규모의 연구가 수행되었다. 그러나 이 기술은 높은 제거율을 나타내지만 대용량의 토양 처리를 위해서는 안정성 유지가 어렵고, 에너지 소모가 많으며 발생한 재의 처리 등의 문제점이 있다. 따라서 점토광물에 선택적으로 흡착된 Cs을 경제적이고 효율적으로 제거할 수 있는 토양 처리기술 개발이 필요하다.

본 연구에서는 점토 광물에 오염된 Cs의 탈착기술을 개발하기 위해서 점토 광물의 층간을 확장 및 변형시켜 Cs 제거가 용이한 점토처리 방안 설정을 위한 연구를 수행하였다. 점토의 층간 확장(intercalation)을 위해서 계면활성제와 유기고분자에 의한 층간 확장 특성을 비교하였고, $NH_4^+$, $K^+$ 및 $Cs^+$ 이온에 의한 비방사성 및 방사성 Cs 이온의 탈착 성능을 분석 평가하였다.

## 2. 본론

### 2.1 실험

2.1.1 Cs 오염 점토 제조

벤토나이트(simga)와 Ca-몬모릴로나이트를 Cs 수용액에 분산시킨 후 1주일 동안 교반시키고, 원심분리를 통해 고/액 분리하였다. 분리된 벤토나이트는 상온에서 건조하였고, 액체 내 Cs의 농도를 ICP-MS로 분석하여 점토에 흡착된 Cs의 양을 계산하였다.

2.1.2 점토 층간 삽입 및 Cs 제거

Cs 오염 점토를 양이온성 계면활성제(dodecyl trimethyl ammonium bromide, DTAB)와 유기고분자(polyamine)용액에 각각 분산시킨 후 80°C에서 일정시간 교반하였다. 분산액을 상온으로 식힌 후 양이온($NH_4^+$ 또는 $K^+$)을 넣고 상온에서 교반하였다. 원심분리를 통해 고/액 분리 후 증류수로 2회 세척하였고, ICP-MS 분석을 통해 탈착된 Cs의 양을 분석하였다.

### 2.2 결과 및 토의

2.2.1 계면활성제의 층간삽입

양이온성 계면활성제 DTAB의 처리 후, DTAB의 벤토나이트 층간 삽입을 FT-IR과 XRD로 분석하였다(Fig. 1). FT-IR 분석 결과, DTAB의 처리 후 점토에서 DTAB의 알킬그룹에 의한 특성 피크(ν(C-H))가 2800~300 $cm^{-1}$에서 나타났고, 이는 점토에 DTAB이 흡착되어 있음을 보여준다.

흡착된 DTAB이 벤토나이트의 층간거리에 영향을 주었는지 확인하기 위하여 XRD분석을 통해 건조된 벤토나이트의 층간거리를 측정하였다, 양이온 계면활성제 처리 후, 12.5 nm의 층간거리가 16.0 nm로 확장되는 것을 확인하였고 (Fig. 1b), 이는 DTAB이 점토 층간 내부로 삽입되었음을 보여준다.

2.2.2. Cs 제거 평가

DTAB의 삽입에 의한 층상구조의 변화에 따른 Cs의 탈착 효과를 분석하였다. 암모늄이온을 이용한 양이온교환법은 38%의 Cs제거율을 나타냈다. DTAB의 벤토나이트 층간 삽입과정에서 제거되는 Cs의 양은 8% 정도였다. 하지만 DTAB으로 층간거리를 확장시킨 후 암모늄이온을 처리한 경우 60%의 Cs이 제거되었고, 이는 층간거리의 확장이

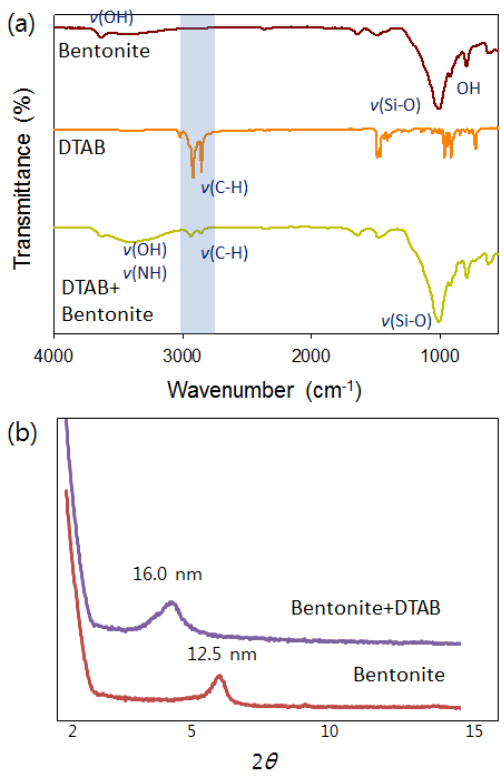



Fig. 1. (a) FT-IR spectra of pure bentonite and DTAB intercalated bentonite (b) Interlayer thickness analysis of bentonite by XRD after DTAB intercalation.

암모늄이온에 의한 Cs제거를 향상시키는 것을 증명한다. 양이온성 polyamine을 처리한 경우 80% 이상의 높은 제거효율을 보여주었다.

2.2.3. 방사성 핵종(Cs-137) 제거

점토내 Cs-137의 제거 성능을 평가하기 위해서 점토(몬모릴로나이트)에 $3x10^{-4}$ μCi Cs-137을 오염시켜 시료을 제조한 후 계면활성제 및 유기고분자

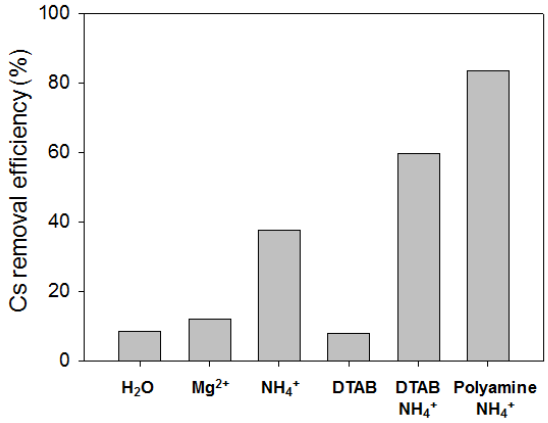



Fig. 2. Cs removal efficiencies (%) obtained from various desorption agents.

용액에 분산시켜 점토 층간을 확장시켰다. 암모늄이온과 세슘이온을 이용하여 Cs-137의 탈착 효율을 분석하였다. 이중 유기고분자에 의한 점토층 확장과 비방사능 세슘이온에 의한 탈착 실험결과 약 80-90%의 세슘 핵종을 제거할 수 있음을 확인하였다.

## 3. 결론

방사성 토양 폐기물에는 여러 종류의 점토로 구성되어 있으며, 점토의 층간 내부 및 가장자리에 Cs이 선택적으로 흡착되게 된다. 층간 내부의 Cs을 탈착시키기 위한 방안으로, 계면활성제 또는 유기 고분자를 층간 내부에 끼워넣어 층간 거리를 확장시켰고, 첨가된 암모늄 또는 비방사성 Cs에 의한 방사성 Cs의 탈착에 관한 영향을 평가하였다.

## 4. 참고문헌

[1] B. L. Sawhney, "Selective Sorption and Fixation of Cations by Clay Minerals: A Review", Clays and Clay Minerals, 20, 93-100 (1972).

[2] 한국원자력학회, "후쿠시마원전사고분석", (2013).

[3] K. Fukushi, H. Sakai, T. Itono, A. Tamura, S. Arai, "Desorption of Intrinsic Cesium from Smectite: Inhibitive Effect of Clay Particle Organization on Cesium Desorption". Environment. Sci. Technol. 48, 10743-10749 (2014).

[4] A. J. Fuller, S. Shaw, M. B. Ward, S.. J. Haigh, J. F. W. Mosselmans, C. L. Peacock, S. Stackhous, A. J. Dent, D. Trivedi, I. T. Bruke, "Caesium Incorporation and Retension in Illite Interlayers" Applied Clay Science 108, 128-134, (2015).

# 고준위 방사성폐기물 시설의 완충재의 거동특성

**박흥락**, 신호성*
울산대학교, 울산광역시 남구 대학로 93
*shingeo@ulsan.ac.kr

## 1. 서론

지하심부에 건설되는 고준위 방사성 폐기물 처분장에서 예상되는 THM 거동에 대한 이해는 완충재의 최적설계와 저장 시설의 장기적인 안정성 확보에 중요한 역할을 한다. 본 논문에서는 기존의 개발된 THM 유한요소 프로그램(신, 2011)을 이용하여 처분용기와 주위 암반사이에서 복잡한 열-수리-역학적 상호작용을 받는 완충재(clay-buffering, 일반적으로 다져진 팽창성 점토 사용)의 장기간인 거동특성에 대한 수치해석을 수행하였다. 사용된 완충재의 물성치는 FEBEX benonite(Gens, 2010; Table 1 참조)에 관한 자료를 사용하였으며, 처분용기는 강체로 가정하였다.

## 2. 본론

500 m 깊이에 위치한 심층 처분장에서 주위 암반은 초기에 완전포화 상태이고 공기압은 항상 영으로 일정하다고 가정하였다. 초기응력 조건은 $\overline{\sigma_v} = \sigma_v + P_l = 500 + 500 = 1000\,tonf/m^2$, $\overline{\sigma_h} = \sigma_h + P_l = k_0\sigma_v = 250 + 500 = 750\,tonf/m^2$ 으로 산정하였으며, 초기 온도는 30°C (지표면 15°C; geothermal gradient=25-30°C/km) 로 가정하였다. 공학적 방벽시스템은 한국형 처분시스템의 단면(Cho 등, 2010; Fig. 1)을 사용하였다. 처분장의 수치해석 단계는 먼저 원지반을 굴착(굴착면의 전응력과 수압=0)하고, 처분용기와 원지반 사이에 완충재를 채웠다. 이때 채워진 완충재의 초기 흡입력은 $s = 50 tonf/m^2$(초기 포화도=99.5%)으로 가정하였다. 그리고 방사성 붕괴열이 작용하는 경우로 구분하여 해석을 수행하였다. 처분시스템의 시간경과에 의한 지반 물성의 변화를 정리하면 다음과 같다.

### 2.1 시간경과에 따른 지반 물성 변화

1) 완충재의 간극비는 지하수 유입에 의한 체적팽창(~16year)으로 주위암반과 인접한 위치(점c)에서 급격하게 증가하며(Fig. 3), 이는 점b의 처분용기 중심으로의 수평방향 변위를 유발하였다 (Fig. 4). 하지만, 완충재가 완전 포화되면서 처분용기에 인접한 완충재 또한 팽창하여 점c의 간극비는 감소하고 점b의 수평방향 변위는 주위암반 방향으로 전환된다. 그리고 완충재의 팽창으로 인하여 방벽시스템이 전체적으로 팽창함을 알 수 있다 (Fig. 4, 점c). 방사성 붕괴열에 의한 추가적인 영향은 열확산이 최대가 되는 ~1년에 완충재의 탄성 열팽창으로 인하여 점b는 팽창하고 점c는 수축하는 경향을 보이고 있다 (Fig. 4).

2) 방사성 붕괴열의 고려시(Fig 2)에 처분용기에 작용하는 완충재의 팽창 압력은 시간경과에 따라 증가하면서 최대로 ~500 $tonf/m^2$(~5 MPa)까지 근접함을 알 수 있다 (Fig. 5). 처분용기 설계시 다른 외부 하중과 더불어 팽창압을 고려하여야 한다.

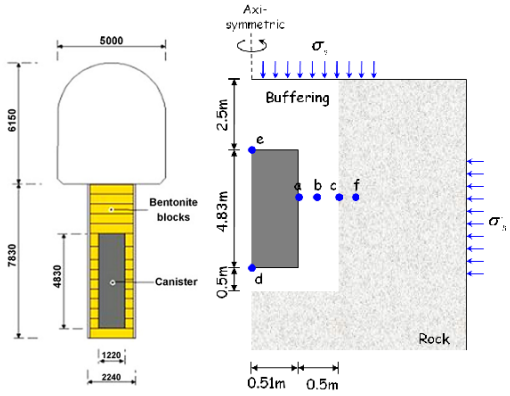



Fig. 1. Cross-section of the engineered barrier system of the Korean reference repositor (Cho, 2010), 2-D cross-sectional axial symmetry (Nodes=12,281, Element=4,000).

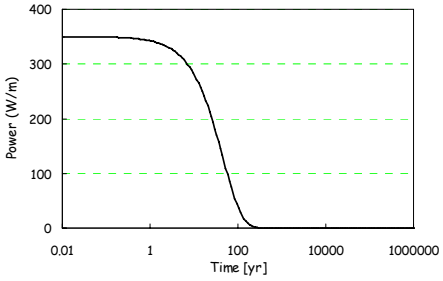



Fig. 2. variation with time of the radioactive decay heat ($P[W/m] = 350 \cdot e^{-0.0219 \cdot Year}$; *Millard* 등, 2005).

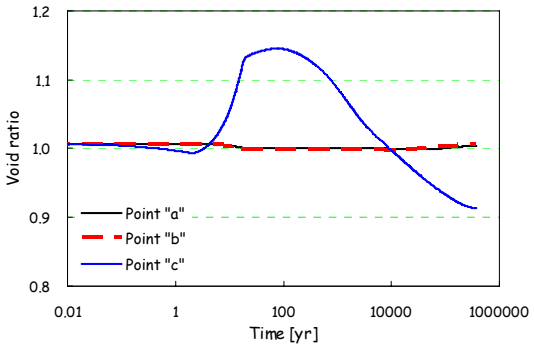



Fig. 3. Variation of void ratio.

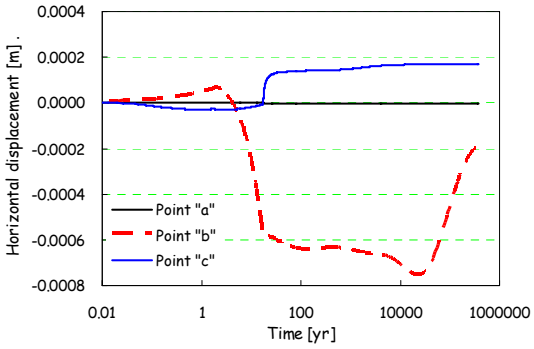



Fig. 4. Variation in horizontal displacement of each position.

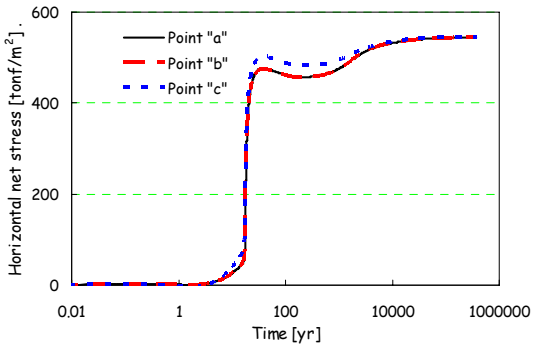



Fig. 5. Horizontal net stress.

## 3. 결론

고준위 방사성폐기물 시설의 완충재의 거동. 수치해석결과는 개발된 역학적 구성모델이 결합된 THM 현상의 매우 복잡한 거동을 효과적으로 모사할 수 있음을 보여 주었다. 특히, 완충재 내부의 응력과 변위의 변화는 방사성 열에너지 뿐만 아니라, 완충재의 초기 다짐조건에도 크게 의존함을 알 수 있다. 실제 현장조건에서 주요한 THM 현상과 이들간의 결합을 이해하고 설명하기 위해서는 지속적인 실험적 및 수치해석적인 연구가 필요할 것으로 판단된다.

Table 1. Properties used in the analysis

| | |
|---|---|
| 역학적 | [Soil] $C_c(s=0)=0.345$, $\beta=1.0\times10^{-4}kPa^{-1}$, $r=0.925$<br>$C_s=0.115$, $N_{@1kpa}=2.0$, $P_r=500kPa$, $\nu=0.4$<br>$M=1.0$, $\alpha_T=-0.5\times10^{-4}℃^{-1}$, $\gamma_T=0.5$, $T_{ref}=30℃$ |
| | [Rock] assume elastic material<br>$E=3.94\times10^6 tonf/m^2$, $\nu=0.3$,<br>$\alpha_T=-0.5\times10^{-4}℃^{-1}$ (ENRESA,1998) |
| 수리학적 | [Soil]<br>· Water retention curve (van Genuchten model)<br>$\lambda=0.1$, $P_0=7.0\times10^3kPa$, $S_{r\max}=1.0$, $S_{r\min}=0.01$<br>·Intrinsic hydraulic conductivity (Kozeny-Carman equation) $K_0=1.9\times10^{-21}m^2$, $e_0=0.667$<br>$\frac{K}{K_0}=\frac{e^3/(1+e)}{e_0^3/(1+e_0)}$, $k_l=K\frac{\gamma_l}{\mu_l}$<br>· Relative hydraulic conductivity (Power law)<br>$n=3.0$, $S_{r\max}=1.0$, $S_{r\min}=0.01$, $k_{ri}=S_e^n$ |
| | [Rock]· Water retention curve (van Genuchten model)<br>$\lambda=0.1$, $P_0=7.0\times10^3kPa$, $S_{r\max}=1.0$, $S_{r\min}=0.01$<br>· Intrinsic hydraulic conductivity $K=8.0\times10^{-18}m^2$<br>· Relative hydraulic conductivity (van Genuchten model)<br>$\lambda=0.5$, $S_{r\max}=1.0$, $S_{r\min}=0.01$ (Enresa 1998)<br>$k_{rl}=\sqrt{S_e}(1-(1-S_e^{1/\lambda})^\lambda)^2$ |
| 열적 | [Soil] $\lambda_{sat}=1.15\,W/m\cdot K$, $Cp_{solid}=732J/kg\cdot K$<br>$Cp_{water}=4200J/kg\cdot K$, $\lambda=\lambda_{sat}{}^{s_r}\cdot\lambda_{dry}{}^{1-s_r}$, $\alpha=\frac{\lambda}{\rho_s C_s^s}$ |
| | [Rock] $\lambda=3.6\,W/m\cdot K$,<br>$Cp_{solid}=1091J/kg\cdot K$, $Cp_{water}=4200J/kg\cdot K$ |

## 4. 참고문헌


[1] 신호성, "불포화지반에 대한 열-수리-역학 거동의 수식화", 한국지반공학회논문집, Vol. 27, 75-83 (2011).

[2] 한국원자력연구소, "사용후핵연료 처분을 위한 처분용기, 완충재, 뒷채움재의 조건", KAERI/TR-2628 (2003).

[3] Cho, W.-J., Lee, J.-O., and Kwon, S., "Analysis of thermo-hydro-mechanical process in the engineered barrier system of a high-level waste repository", Nuclear Engineering and Design, Vol. 240, 1688-1698 (2010).

[4] Gens, A., "Soil-environment interactions in geotechnical engineering", Geotechnique, Vol. 60, 3-74 (2010).

[5] Gens, A., Guimaraes, L.D., Garcia-Molina, A., and Alonso, E.E., "Factors controlling rock-clay buffer interaction in a radioactive waste repository", Engineering Geology, Vol. 64, 297-308 (2002).

# 고순도 흑연 분말의 산소분위기 가스화 속도론 모델프리 해석

**최윤정***, 양희철, 양인환, 김형주, 이시영, 정동용, 문제권, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yjchoi@kaeri.re.kr

## 1. 서론

전 세계 흑연감속로 해체과정에서 약 27 만 톤의 방사화 흑연 폐기물이 발생되고 있으나, 적정 처리기술의 부재로 해체 현장에 임시 저장중이다. 방사화 흑연과 같은 탄소폐기물은 가연성이므로 가스화를 시키고 잔류하는 핵종을 안정화하여 처리하는 방법이 가장 유리하다. 본 연구에서는 원자력산업에서 사용되는 흑연과 같은 등급의 고순도 흑연 분말의 산소 분위기에서 가스화 속도론적 해석을 모델프리 방법으로 수행하였다.

## 2. 본론

### 2.1 실험

Alfa Aesar사의 흑연분말 (99.9995%, 325 mesh)를 사용하였으며, 열중량분석기(TGA, TA Instruments SDT Q600)를 이용하여 다른 산소분압 조건 ($P_{O2}$=0.021, 0.04, 0.06, 0.08, 0.1 MPa)에서 1000℃ 까지 0.5, 1, 2, 4, 8 K/min의 승온 속도로 시료의 중량 변화를 연속적으로 측정하였다.

### 2.2 실험결과

대표적인 결과의 예로 $P_{O2}$ = 0.06 MPa 에서의 TGA 시험결과를 그림 1에 나타내었다. 550℃ 이상에서 다음과 같이 탄소가 산화되는 것을 알 수 있다.

$$C(s) + O_2(g) \Leftrightarrow CO_2(g) \qquad (1)$$
$$2C(s) + O_2(g) \Leftrightarrow 2CO(g) \qquad (2)$$

Fig. 2에 8K/min인 조건에서 산소분압의 변화에 따른 결과를 나타내었다. 승온율이 높을수록, 산소분압이 낮을수록 흑연의 온도에 따른 흑연의 분해속도가 낮아진다.

### 2.3 모델프리 속도론적 해석방법

본 연구에서는 Model-free 방법에 의해 속도론적 해석을 수행하였다. 위 식 (1) 및 (2)와 같이 기체와의 반응이 수반되는 반응에서의 반응속도(dα/dt)는 온도함수 k(T), 반응모델함수 f(α) 및 반응기체 압력 함수 h(P)로

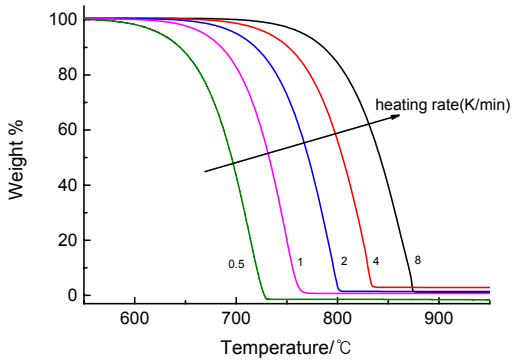



Fig. 1. Weight loss pattern of graphite powder under different heating rates ($P_{O2}$ = 0.06 MPa).

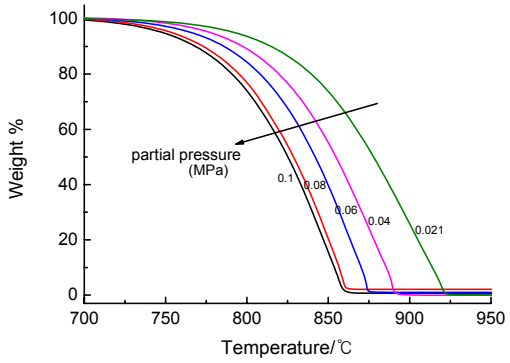



Fig. 2. Weight loss pattern of graphite powder under different oxygen partial pressures (dT/dt = 8 K/min).

다음과 같이 표현된다.

$$\frac{d\alpha}{dt} = k(T) f(\alpha) h(P) \qquad (3)$$

위 (3)식에서 온도함수 k(T)는 Arrhenius 함수의 형태로는 식 (4)로, non-Arrhenian 함수의 형태로는 식 (5)로 나타낼 수 있다.

$$k(T) = A\, e^{-\frac{E}{RT}} \qquad (4)$$
$$k(T) = A'\, T^m \qquad (5)$$

위 식 (4), (5)에서 A는 반응의 frequency factor, E는 activation energy, m은 non-Arrhenian temperature function index 이다. 위 (4) 및 (5) 식을 이용하여 differential isoconversional method에 의한 model free kinetic analysis를 다음 식 (6) 및 (7)을 이용하여

수행하고 이를 Fig. 3, 4에 나타내었다.

$$\ln\left(\frac{d\alpha}{dt}\right)=\ln\left[A(\alpha)f(\alpha)h(P)\right]-\frac{E(\alpha)}{R}\frac{1}{T} \quad (6)$$

$$\log\left(\frac{d\alpha}{dt}\right)=\log\left[A(\alpha)f(\alpha)h(P)\right]-m\log T \quad (7)$$

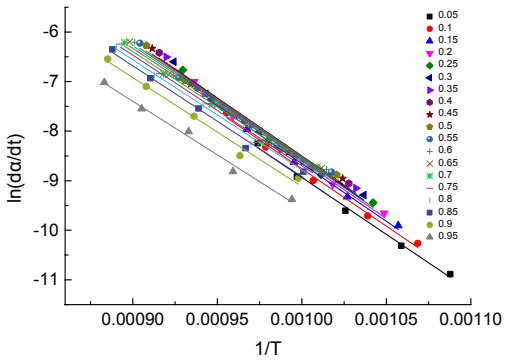



Fig. 3. Activation energy determination ($P_{02}$ = 0.08 MPa).

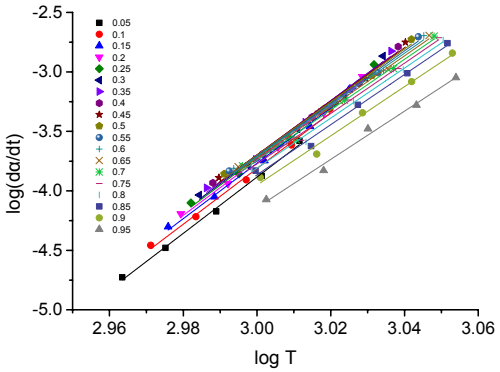



Fig. 4. Temperature exponent (m) determination ($P_{02}$ = 0.08 MPa).

### 2.4 모델프리 속도론적 해석결과

Fig. 5에 Fig. 3으로부터 얻어진 reaction progress α에 따른 activation energy E 와 ln(A·f(α)h(p))값을 나타내었다. 산소 분압과 상관 없이 α = 0.05 ~ 0.3구간에서는 활성화 에너지가 증가하고 α = 0.3 ~ 0.9 구간에서는 약간 감소하다가 α = 0.9 ~ 0.95 에서는 급격히 감소하는 경향을 나타내었다. 또한 평균 활성화 에너지는 $P_{02}$ = 0.06 MPa에서는 157.76 kJ/mol, 0.08 MPa 에서는 190.03 kJ/mol, 0.1 MPa 에서는 213.68 kJ/mol, 로 산소 분압이 증가할수록 겉보기 활성화 에너지가 증가하는 것으로 나타났다. Fig. 6에 그림 4으로부터 얻어진 reaction progress (α)에 따른 temperature function index m과 log(A'·f(α)h(p))값을 나타내었다. m 값은 α = 0.05 ~ 0.3 구간에서 일정하거나 약간 증가하다가 이후 다소 낮아지는 경향을 나타내었다. 또한 활성화 에너지와 같이 산소분압이 높아질수록 m값도 높아지는 경향을 나타내었다. 추가연구를 통하여 실제 활성화 에너지를 결정하고 반응속도에 미치는 요소인자인 반응모델 f(α) 및 산소분압인자 h(P)를 결정할 것이다.

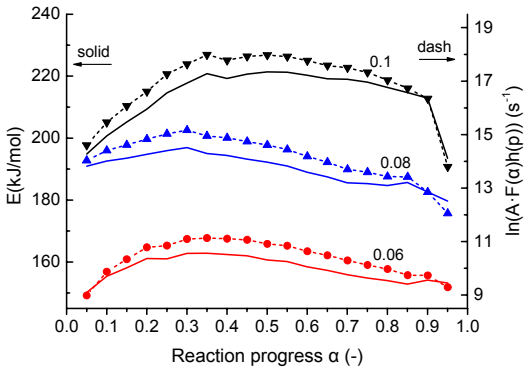



Fig. 5. Activation energy (E(α)) and modified frequency factor (A(α)=A(α)f(α)h(P)) of graphite gasification.

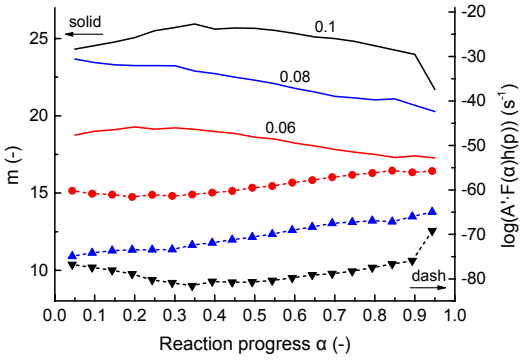



Fig. 6. Temperature exponent M and modified frequency factor (A'(α)=A(α)f(α)h(P)) of graphite gasification.

## 3. 감사의 글


이 논문은 정부 (미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (원자력연구개발사업, No. NRF-2012M2A8A5025658).


## 4. 참고문헌


[1] Yang, H.-C., Eun, H.-C., Lee, D.-G., Jung, C.-H. & Lee, K.-W. Analysis of Combustion Kinetics of Powdered Nuclear Graphite by using a Non-isothermal Thermogravimetric Method. J. Nucl. Sci. Technol. 43, 1436-1439 (2006).

[2] Von Lensa, W., Jones, A. N., Vulpius, D. & Banford, A. Treatment and Disposal of irradiated Graphite and other Carbonaceous Waste. ATW - Int. J. Nucl. Power. 56, 263 (2011).

# 폐 피복관 부피감용을 위한 Zr계 금속고화체 합금의 특성 연구

**한승엽**[1*], 장선아[1], 박환서[1], 김종우[2], 신상용[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]울산대학교, 울산광역시 남구 대학로 93
*hsy@kaeri.re.kr

## 1. 서론

사용후핵연료의 재활용을 위해 핵연료 봉을 사용후핵연료집합체로부터 인출하여 탈피복하는 과정에서 폐 피복관이 발생한다. 폐 피복관에는 잔류 사용후핵연료, 핵분열생성물, 방사화생성물 등이 포함되어 있고 국내 분류기준으로는 중준위 폐기물, 미국 기준으로는 GTCC 폐기물로 분류되고 있다[1].

국내 개발 중인 건식 재처리 공정인 파이로 공정에서는 핵연료 물질 대비 약 25wt% 정도의 높은 비율의 폐 피복관이 발생하며, 사용후핵연료집합체 중 핵연료 물질을 제외한 공정폐기물 중에서는 약 62wt% 정도의 높은 비율을 차지한다[2]. 특히, 폐 피복관 폐기물은 공정 폐기물 중에서 가장 높은 부피비를 갖고 있어 안정성 및 경제성을 고려한 부피감용 기술 개발이 필수적이다.

미국에서는 1990년대 초반부터 EBR-II 핵연료 봉의 폐 피복관  처분을 위한 SS-15Zr 용융 금속폐기물고화체 기술개발을 진행하고 있다[3]. 폐 피복관을 용융하여 합금화한 뒤, 금속고화체 형태로 폐기 처분하게 되면 이론 밀도에 거의 근접한 부피감용 효과를 얻을 수 있다. 또한 금속폐기물고화체 합금 조성 조절을 통해 재처리공정시 주로 음극 잔류물(anode sludge)에 포함되는 귀금속 원소, 우라늄 및 금속계 산화물들을 내부에 고정화 할 수 있다. 이는 폐 피복관을 방사성물질 고정화용 합금 재료로 재활용한다는 개념으로서 경제성을 고려한 폐 피복관 처분 시 큰 장점을 갖는다. 미국과 달리 국내 파이로 공정에서 발생하는 폐 피복관은 Zirlo, Zircaloy-4 등의 Zr계 합금이며, 부피감용 측면에서 고화체 합금에 Zr을 많이 포함시키는 Zr-Metal계 합금 고화체 제조기술 개발 연구가 필수적이다.

본 연구에서는 우수한 고화성능과 기계적, 화학적 안정성을 갖는 금속폐기물고화체 합금 개발을 위해 조성을 달리한 Zr-Metal 이원계 합금 금속고화체를 유도용융을 통해 제조하였으며, 미세조직과 특성을 자세히 분석하여 고찰하였다.

## 2. 본론

### 2.1 실험방법

특수 제작된 Silica 도가니에 99.9% 순도를 갖는 시료를 장입하여 Fig. 1의 진공유도용해로에 장착한 뒤, Ar 분위기 하에서 약 1400~1800℃ 유도용해를 실시했다. 충분히 용해된 용융물을 구리 몰드에 부어 급냉하였고, 시편 무게 100 g 기준으로 약 3$\phi$ x 3 cm 크기의 금속고화체를 제조하였다. 제조된 시편을 가공하여 미세조직 분석, 경도시험, 인장시험, 부식시험을 진행하였다.

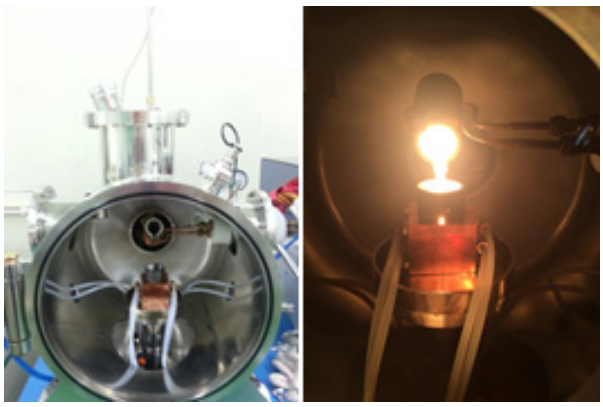


Fig. 1. (a) Vacuum induction melter and (b) pouring process.

### 2.2 실험결과 및 고찰

Zr-SS, Zr-Cr의 2종의 이원계 합금에 대해 조성을 달리하여 시편을 제조하였다. Zr-8SS 시편의 경우는 용융 후 급냉 시 응고 균열로 인해 파괴가 발생하였다. SS-11~19Zr 시편은 균열없는 균일한 형태의 금속고화체가 제조되었으며, SS-19Zr 시편에서 인장강도 약 450 MPa와 함께 연신율 약 7% 정도를 갖는 우수한 인장 특성이 나타났다. 그러나 SS-Zr 합금에 약 4wt% 정도의 산화물을 포함하여 고화체를 제조하였을 때, 완전 용융이 이루어지지 않아 불균일한 형태로 고화체가 제조되었으며, 인장강도는 85 MPa 정도로 매우 낮았다. Zr-Cr 이원계 합금의 경우는 일부 시편에서 균열이 존재하였으나, Zr-20Cr 시편에서 균일한 금속고화체가 제조되었으며, 우수한 기계적 특성을 나타냈다. 특히

Zr-20Cr 시편은 매우 높은 산화물 고정성능을 나타냈으며, 산화물들이 내부에 균일하게 분포하는 것을 확인하였다.(Fig. 2)




Fig. 2. Morphology of metallic waste form controlled by binary alloy element compositions.

## 3. 결론

본 연구에서는 폐 피복관 부피감용 및 음극 잔류물 고화 처리를 위해 유도용융법을 통해 이원계 합금 금속고화체를 제조하였다. SS-15Zr 및 Zr-20Cr 합금을 사용하여 고화체를 제조하였을 때, 균일한 형태의 안정적인 금속고화체를 제조할 수 있었다. 특히 Zr-20Cr 합금의 경우는 산화물을 포함하고도 균열이 없는 안정적인 고화체가 형성되었으며, 내부 산화물들은 균일한 형태로 전체 시편에 고르게 분포되었다. Zr 합금으로 이루어진 피복관은 연소도에 따라 표면 산화물이 다량 존재하며, 파이로 공정에서 발생하는 음극 잔류물에도 상당한 양의 산화물이 포함된다. Zr계 합금을 사용하여 이러한 산화물들을 고정화하기 위한 연구는 전세계적으로 거의 이루어지지 않고 있으므로 본 연구를 통해 기초적인 방향을 제시하고 추후 지속적 연구 개발을 통해 한국의 건식 재처리 실정에 맞는 금속폐기물 고화체 개발에 기여할 것으로 기대된다.

## 4. 참고문헌

[1] M. Nutt et al., "Information Basis for Developing Comprehensive Waste Management System - US-Japan Joint Nuclear Energy Action Plan Waste Management Working Group Phase I Report", FCR&D-USED-2010-000051, (2010).

[2] 강권호, 이창화, 전민구, 이유리, 최용택, 박근일, "폐 피복관 처리기술", KAERI/TR-5288/2013 (2014).

[3] D. P. Abraham, S. M. McDeavitt, J. Y. Park, "Microstructure and Phase Identification in Type 304 Stainless Steel-Zirconium Alloys", Metallugical and Materials Transactions A, 27A, 2151-2159 (1996).

3분과

# 제염해체 및 방사성폐기물 처리(Poster)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

# Environmental Water and Urine Sample $^{99g}$Tc Analysis Methodology by LSC

**Mumtaz Khan**[1], Won-Seok Kim[1], and Wooyong Um[2*]
[1]Division of Advance Nuclear Engineering, POSTECH, Pohang, South Korea
[2]Pacific Northwest National Laboratory (PNNL), Richland, WA, USA
[*]wooyongum@postech.ac.kr

## 1. Introduction

Technetium-99m ($^{99m}$Tc) is used in the medical field for diagnosis purposes with a large number of organic carriers. These include $^{99m}$Tc-mercaptoactyltriglycine[1], $^{99m}$Tc-gluconate[2], $^{99m}$Tc-dimercaptosuccinic acid [3,4], $^{99m}$Tc-methylene-diphosphonate, $^{99m}$Tc-dicarboxypropane-diphosphonate, $^{99m}$Tc-ethylenediaminetetramethylene-phosphonate, and $^{99m}$Tc-pingyangmycin. $^{99m}$Tc is used in 80% of diagnostic nuclear medicine procedures. Almost 30 million examinations are conducted worldwide using this isotope, because $^{99m}$Tc has a half-life of 6 hours and decays to $^{99g}$Tc. Monitoring and safe disposal of $^{99g}$Tc from human urine is very important and concern is increasing every day as global use of $^{99m}$Tc has increased by more than $4.5x10^{14}$ Bq per week and it is increasing continuously. In 2020, demand is expected to increase 32% as compared to current market demand. Patients' excretions are discharged to sewer systems without quantification of $^{99g}$Tc due to lack of a rapid procedure. Most of the existing $^{99g}$Tc analysis procedures are based on purification of the sample matrix, which requires a trained analytical chemist in a hospital or nearby analytical laboratory. Keeping in view all the practical problems of hospitals and laboratories, a simple and direct analytical method needs to be developed for quantification of $^{99g}$Tc in urine as well as municipal waste samples. Previous methods have high minimum detectable activity (MDA) and low figure of merit (FOM).

## 2. Material and Method

Technetium-99 (which was in chemical form of ammonium pertechnetate, $NH_4TcO_4$) stock solution of 10 Bq/mL was prepared in DIW from a $^{99g}$Tc ampoule having activity of 185,000 Bq/mL. A working solution of 1 Bq/mL was prepared in DIW. Radioactive solutions of $^{99g}$Tc (1 mL) sample having activity 1 Bq/mL were mixed with 15 mL of ULG-LLT cocktail in 20 mL volume glass and polyethylene vials, separately. Blank solutions were also prepared using 1 mL of DIW and 15 mL of ULG-LLT in both glass and polyethylene vials. Using ULG-LLT standard and blank preparation procedures, one $^{99g}$Tc standard and one DIW blank solution were prepared with 10 mL of ULG cocktail in glass vials. ULG cocktail was not used at volumes greater than 10 mL because more than 10 mL of ULG produces a high background. Both of these standard solutions were used to optimize the LSC counting methodology for all LSC parameters.

## 3. Results and Discussion

### 3.1 Comparison of Cocktails

Among the factors which control the development of the radiometric method, the first thing is to select the right choice of scintillator and its quantity. Careful selection of the cocktail and its volume used influences the radionuclide measurement efficiency. The most important variables governing the superiority of any counting method are B, MDA, ε, and FOM. Both B and MDA should be as low as possible, whereas ε and FOM should be as high as possible. Ultima Gold was proved to have higher FOM as compare to ULG-LLT in cleaner matrix.

### 3.2 Environmental Sample Analysis

All samples (Urine, tape water, ground water, sea water, deionized water) were spiked with 1 Bq/mL of $NH_4{}^{99g}TcO_4$, and their activities were found to be

within a very satisfactory range. Error was in the range of ±0.02 Bq (1.96%) to 0.04 Bq (4%) in five samples for both cocktails. This study shows the validity of the method and quench-curve accuracy for calculating unknown activity of $^{99g}$Tc in various samples.

### 3.3 Quench Variation

The presence of any impurity (chemical or color substances and solution opacity severely affects the yield of light and leads to incorrect quantification of radioactivity. Effects of both inorganic and organic impurities were calibrated for ULG and ULG-LLT. Organic quench has shown more depreciation in efficiency than inorganic matter. Nitromethane was used as quench to calibrate and draw quench curve.

### 3.4 Inorganic Quench

There are significant changes in sensitivity of the method with artificial organic quench. However, environmental water samples did not show prominent change in sensitivity when these were monitored in the presence of higher TDS. There was no change in tSIE and little change in efficiency with increase in TDS from 1.9 to 11900 ppm. This indicates that inorganic ions present in water samples do not produce appreciable quench. However, organic materials produce higher quench.

### 3.5 Comparison with Previous Studies

MDA of method reported by Wigley et al. is slightly lower than our method. However our method is better in terms of efficiency, variety of cocktails, much short analysis time, variety of sample matrices, less expensive counting instrument, and emergency analysis. Our method is also better than the method reported by Villar et al.10 in terms of low MDA, variety of cocktails, no pre-count delay as well as range of sample matrix. Using our method, many samples can be analyzed in a short time period because our method has relatively short sample preparation times. For our method, it is not required to isolate $^{99g}$Tc from the sample matrix whereas Villar et al.10 method needs an automatic isolation assembly which increases the cost of the analysis as well.

## 4. CONCLUSION

This method emphasizes the selection of cocktail, depending upon the chemistry of matrix and nature of impurities present in various samples. It was revealed that in this study, in order to get better sensitivity and lower MDA, ULG is suitable choice for those matrices which are cleaner with negligible quench species. However for quench containing matrices, ULG-LLT performs better than ULG-LLT. Hence samples like urine are better analyzed with ULG-LLT whereas samples like DIW, Tap water, River, and ocean water are suitable with ULG for $^{99g}$Tc analysis

## 5. REFERENCES


[1] Itoh, K. *Annal. Nucl. Medi.* **2001**, *15*, 179-190.

[2] Council of Europe. *European, pharmacopoeia*, 5$^{th}$ed.;CouncilofEurope, 2004.

[3] Weyer, K.; Nielsen, R.; Petersen, S. V.; Christensen, E. I.; Rehling, M.; Birn, H. *J. Nucl. Medi.* **2013**, *54*, 159-165.

[4] Verboven, M.; Ingels, M.; Delree, M.; Piepsz, A. *Pediat. Radiol.* **1990**, *20*, 540-542.

[5] Wigley, F.; Warwick, P. E.; Croudace, I. W.; Caborn, J.; Sanchez, A. L. *Anal. Chim. Acta* **1999**, *380*, 73-82.

[6] Villar, M.; Avivar, J.; Ferrer, L.; Galmes, M.; Vega, F.; Cerda, V. *Anal. Chem.* **2013**, *85*, 5491-5498.

# 중합반응 온도 변화에 따른 플라스틱 섬광체의 제조 조건 도출

**남종수***, 최용석, 홍상범, 서범경, 문제권, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*namjs@kaeri.re.kr

## 1. 서론

방사선 센서 및 소재 분야는 의료영상과 산업용 비파괴 검사, 대테러 보안 등의 시장을 중심으로 성장해 왔다. 의료영상 분야는 고감도와 고성능이 요구됨에 따라 섬광체가, 대테러 검색분야는 저가형의 대면적이 요구됨에 따라 반도체 소재가 주로 이용된다[1]. 이처럼 방사선 검출기들은 다양한 소재들을 이용하여 개발되고 있으며, 최근에는 다양한 혁신기술과 융합되어 비약적인 발전을 이룩하고 있다. 이러한 기술적인 발전에도 불구하고 국내 방사선 검출기 분야는 대부분 수입에 의존하고 있는 것이 현실이다. 하지만 일부 연구기관에서는 상용화를 위한 연구를 진행하고 있으며[2], 대표적으로 플라스틱 섬광 검출기의 개발이 활발히 진행되고 있다[3].

플라스틱 섬광 검출기는 PVT(polyvinyltoluene), PS(polystyrene) 등과 같은 고분자 물질에 유기섬광물질로 제1용질 PPO(2.5-diphenyloxazole)와 제2용질 POPOP(1,4-bis[5-phenyl-2-oxazol]benzene)를 첨가하여 중합반응을 이용하여 제조하는 것이 일반적이다[4].

본 연구에서는 고분자 물질로 에폭시 수지를 이용하여 유기섬광물질 PPO, POPOP를 혼합하여 플라스틱 섬광체를 제조하였으며, 중합반응 온도 변화에 따른 섬광체 제조 조건을 도출하였다.

## 2. 본론

일반적으로 플라스틱 섬광체는 고분자 소재와 유기섬광물질을 혼합하여 제조한다. 고분자는 입사 방사선의 에너지를 흡수하고, 제1용질은 고분자의 에너지를 전달받아 자외선 영역의 섬광을 방출한다. 그러나 이러한 자외선 영역의 파장은 고분자 내에서 쉽게 흡수될 수 있고, 또 섬광계수용 광전자증배관(PMT)의 섬광 응답특성에 적합하지 않다. 따라서 제1용질에서 발생한 섬광을 흡수하여 blue wave 계열의 장파장을 방출하여 매질 내에서 흡수를 줄일 수 있고 PMT에 적합한 파장으로 이동시키는 역할을 담당하는 wave shifter인 제2용질을 사용한다[4]. 본 연구에서는 고분자 소재로 에폭시 수지를 이용하였으며, 유기섬광물질로는 제1용질로 PPO, 그리고 wave shifter인 제2용질은 POPOP를 사용하였으며, 각각의 흡수 및 발광 스펙트럼은 Fig. 1과 같다.

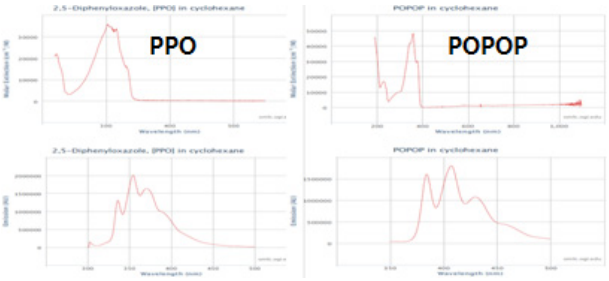



Fig. 1. Absorbance(up) and Emission(down) Spectrum of PPO and POPOP.

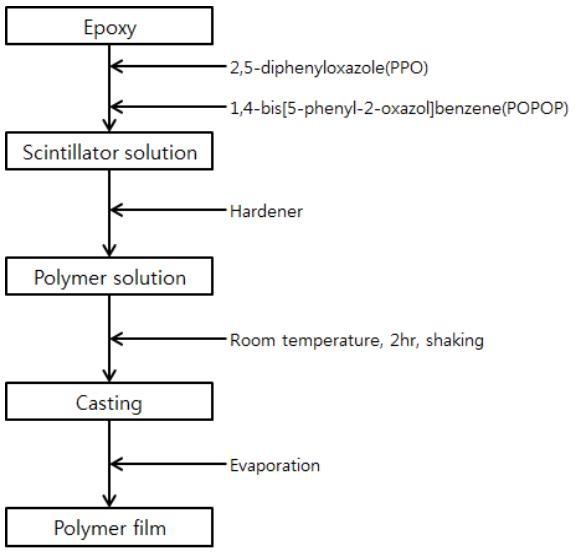



Fig. 2. The Preparation Process of a Film Type of the Plastic Scintillator.

얇은 필름 형태의 플라스틱 섬광체의 제조 과정을 Fig. 2에 나타내었다. 고분자 소재인 에폭시에 PPO와 POPOP를 일정 비율로 넣은 후 경화제를 넣고 상온에서 2 시간 정도 교반기를 이용하여 혼합하였다. 혼합 후 기포가 없음을 확인하고 섬광체의 제거를 쉽게 하기 위하여 폴리에틸렌 필름을 몰

드로 이용하여 섬광체의 두께가 2~3 mm 정도의 양이 되도록 넣었다. 폴리에틸렌 필름 위에서 고르게 퍼질 수 있도록 한 후, 전기 오븐에서 중합반응의 온도 조건을 Table 1과 같이 조절하면서 섬광체의 변화를 관찰하였다.

Table 1. The Conditions of Polymerization

| No. | Condition |
|---|---|
| 1 | 120℃ (2hr) |
| 2 | 90℃ (12hr) -> 110℃ (5hr)-> 130℃ (2hr) |

## 3. 결과

중합반응 온도 조건에 따른 섬광체의 변화를 관찰하기 위하여 조건 1번과 2번의 에폭시, PPO 및 POPOP 혼합 비율은 같게 하였으며, 섬광체의 크기는 180 mm(가로) × 260 mm(세로) × 2 mm(두께)로 제조하였다. 중합반응 온도 조건에 따라 제조한 섬광체는 Fig. 3과 같다. 그림에서 보는 것과 같이 중합반응 온도 조건 1번(120℃/2hr)의 경우 건조 시간은 상당히 짧았으나, 건조 과정에서 섬광체에 변형이 발생하였다. 그뿐만 아니라 섬광체의 일부분이 누렇게 변한 것을 볼 수 있었다. 하지만 중합반응 온도 조건 2번(90℃/12hr -> 110℃/5hr -> 130℃/2hr)의 경우 건조 시간은 조건 1번과 비교하여 오래 걸렸으나, 섬광체의 변형이 없음을 볼 수 있었다. 그뿐만 아니라 섬광체가 누렇게 변하는 현상 또한 보이지 않았다.

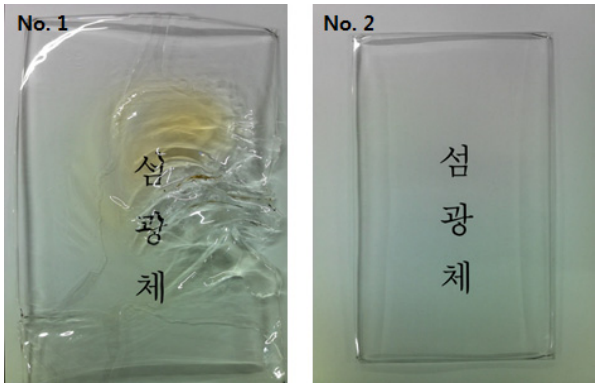



Fig. 3. The Plastic Scintillator.

## 4. 결론

본 연구에서는 고분자 물질인 에폭시 수지와 유기섬광물질 PPO와 POPOP를 혼합하여 플라스틱 섬광체를 제조하였으며, 제조 시 중합반응 온도 조건에 따른 섬광체의 변화를 관찰하였다. 그 결과 다소 시간은 오래 걸렸으나 저온(90℃)에서 고온(130℃)으로 중합반응 온도를 변화시키면서 섬광체를 제조하는 것이 섬광체 모양이 변형이 없고, 황변 현상 없이 제조할 수 있음을 알 수 있었다. 더 낮은 온도(60℃)에서부터 마찬가지로 고온까지 온도를 변화시켜 섬광체를 제조해 보았으나, 온도가 낮아 12 시간이 지나도 굳지 않거나, 또는 고온에서 굳었다 하더라도 강도가 약하여 약간의 힘만 주어도 섬광체가 부러지는 것을 볼 수 있었다. 이처럼 본 연구를 통하여 플라스틱 섬광체 제조 시 최적의 중합반응 온도 조건을 도출할 수 있었다.

## 5. 참고문헌

[1] 권영만, "국내·외 방사선 센서 기술 및 동향", (재)전북테크노파크, 2014 이슈앤테크, vol.35.
[2] 문병수 외, "방사선 계측 및 이용장비 개발", KAERI/RR-1997/99, 한국원자력연구소 (2000).
[3] 이우교, 김용균, 김정복, 정종은, 홍석붕, "RMS용 beta 입자 검출기 제작", 한국원자력학회 2003 추계학술발표회 논문요약집, 416 (2003).
[4] 서범경, 김계홍, 우주희, 오원진, 이근우, 한명진, "얇은 필름 형태의 베타선 측정용 플라스틱 섬광 검출기 제조", 분석과학회지, 18(6), 495-499 (2005).

# 사용후핵연료 중간저장시설 해체 인허가 체계 개발

**육대식***, 박동극, 안상면, 이호진, 이동명
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19번지
*dsyook@kins.re.kr

## 1. 서론

국내 최초의 상업용 원자로인 고리 1호기가 공식적으로 해체를 선언한 가운데 원자력 시설에 대한 해체 인허가 체계도 2014년 12월 원자력안전법(이하 '원안법') 개정, 2015년 7월에 원자력 안전법 시행령 및 시행규칙의 개정을 통해 완전히 갖추어졌다. 이러한 가운데, 현행 원자력안전법 제63조에 따라 인허가를 받도록 되어 있는 사용후핵연료 중간저장시설에 대한 전면적인 인허가 체계 개선방안[1]이 연구 중에 있으며, 그 일환으로 원전시설의 해체 인허가 제도를 근간으로 하여 사용후핵연료 중간저장시설에 대한 해체 요건 체계를 개발하였다.

## 2. 본론

### 2.1 사용후핵연료 중간저장시설 인허가 개정 필요성

2015년 7월에 개정된 원자력안전법에 따르면, 사용후핵연료는 방사성폐기물로 바로 분류되지 않으며, 원안법 제35조제4항에 따라 폐기하기로 결정한 사용후핵연료만이 방사성폐기물에 해당한다. 이에 따라, 사용후핵연료 중간저장시설을 현행 원안법 제63조 폐기시설 등의 건설·운영허가를 받도록 하는 체계는 맞지 않게 되었다. 원안법 정의 변경에 따라 원안법 체계의 개선이 필요하게 되었으며 이러한 사항은 Fig. 1을 통해 제시하였다.

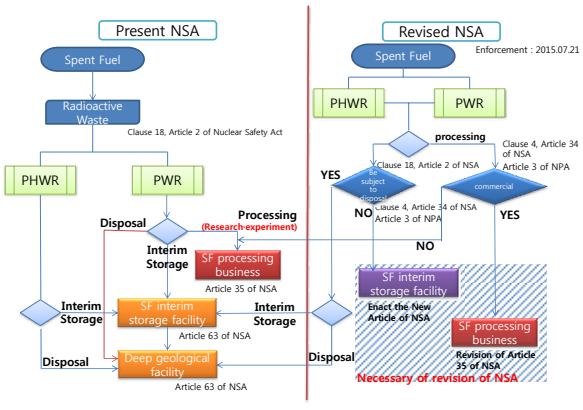



Fig. 1. Legislative framework of nuclear for spent fuel.

개선 방안으로 현행 원안법 '제6장 폐기 및 운반'을 분리하여 '제6장 방사성폐기물 및 사용후핵연료 관리'와 '제6장의2 방사성물질 운반'으로 구성하는 개선안이 연구 중이다. 제6장은 다시 인허가 대상 시설별로 각각을 나누고 사용후핵연료 저장시설을 하나의 독립된 절로 분리하는 방안이 제시되었다.

### 2.2 사용후핵연료 중간저장시설 해체 인허가 절차(안)

사용후핵연료 중간저장시설 해체 인허가는 크게 두 단계로 나눌 수 있다. 첫 단계는 건설·운영단계이다. 사용후핵연료 중간저장시설 건설운영허가 신청시, 신청서류 중 하나로 (예비)해체계획서를 작성해서 제출하여야 한다. 본 서류에는 사용후핵연료 중간저장시설의 해체를 위한 조직, 인력, 비용 및 재원, 해체 전략 및 일정, 설계시의 해체 용이성 반영 사항, 해체작업 도중 방사선 재해 방지 기준, 오염의 제거 방법, 방사성폐기물의 저장·처리·처분 방법 등을 기술해야 하다. 중간저장시설 건설운영 인허가 획득 후에는 현행 원안법 제92조의2 및 시행규칙 제122조의 2에 따라 (예비)해체계획서를 주기적으로 갱신해야 하며, 갱신 주기는 10 년이다.

두 번째 단계는 해체 단계이다. 해체 단계는 다시 세부적으로 해체 준비 → 해체 심사 →해체 확인·점검 → 해체완료의 4단계로 나눌 수 있다. 해체 준비 단계에서는 (최종)해체계획서의 초안을 준비해야 한다. 이 계획서에 포함되어야 하는 사항은 (예비)해체계획서와 동일하며 이렇게 준비된 초안은 주민들에게 공람되거나 또는 공청회를 통해 검토되고 그 의견이 수렴되어야 한다. 수렴된 의견을 반영한 (최종)해체계획서는 그 밖의 위원회에서 정하는 서류와 함께 제출되어야 해체 승인 심사를 받을 수 있다. 해체 승인 신청은 중간저장시설에서 사용후핵연료를 인출 완료 후 5 년 이내에 하도록 하였다. 해체 승인을 받은 건설·운영 허가자는 해체작업을 시작할 수 있으며 작업 상황을 반기마다 해체상황보고서를 작성하여 위원회에 보고해야 한다. 해체 작업이 완료되었을 때에는 건설·운영 허가자는 해체완료보고를 준비해야 하는데, 이 때 제

출 되야 하는 서류는 해체완료 보고서와 최종부지 상태보고서이다. 해체완료보고가 이루어졌을 때 위원회는 해체완료검사를 수행하고 그 결과에 따라 수정보완을 요구할 수 있으며, 최종적으로 검사가 완료되었을 때에는 시설에 대한 허가종료를 통보함으로써 해체 작업은 종료되도록 하였다. 이러한 절차는 Fig. 2를 통해 도식화 하였다.

### 2.3 저장시설 해체 인허가를 위한 위원회 고시

저장시설 상세 해체 기술기준은 위원회 고시를 통해 제시된다. 위원회 고시 제2015-8호를 통해 해체계획서 작성 지침이 제공되며, 현재 제정된 고시에서는 사용후핵연료 중간저장시설에 적용하도록 하는 규정은 없으나 향후 사용후핵연료 중간저장시설 해체 인허가 체계 개발이 완료되고 법령으로 공포되면, 이를 근거로 고시 개정을 통해 현행 고시를 적용할 수 있도록 할 예정이다. 이외에 해체 상황·확인점검을 위한 고시와 부지 및 잔존건물 재이용을 위한 방사선학적 기술기준에 대한 고시의 개발이 추가로 필요하다.

## 3. 결론

본 연구에서는 사용후핵연료 중간저장서실의 인허가 체계 개발 중 해체와 관련된 인허가 절차 개발안을 제시하였다. 본 인허가 절차안은 추후 원자력안전법 개정을 통해 사용후핵연료 중간저장시설 인허갖 제도 도입시 활용될 예정이며, 추가적인 고시 개발의 근거로 활용될 것이다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회의 재원으로 한국방사선안전재단의 지원을 받아 수행한 원자력안전연구개발사업의 연구결과입니다.(No. 과제번호1403013)

## 5. 참고문헌

[1] 육대식, 박동극 외 5명, “국내 사용후핵연료 전과정 안전규제 현황 및 개선방향’, 2012 한국방사선방어학회 추계학술발표회 논문요약집, 158-159.

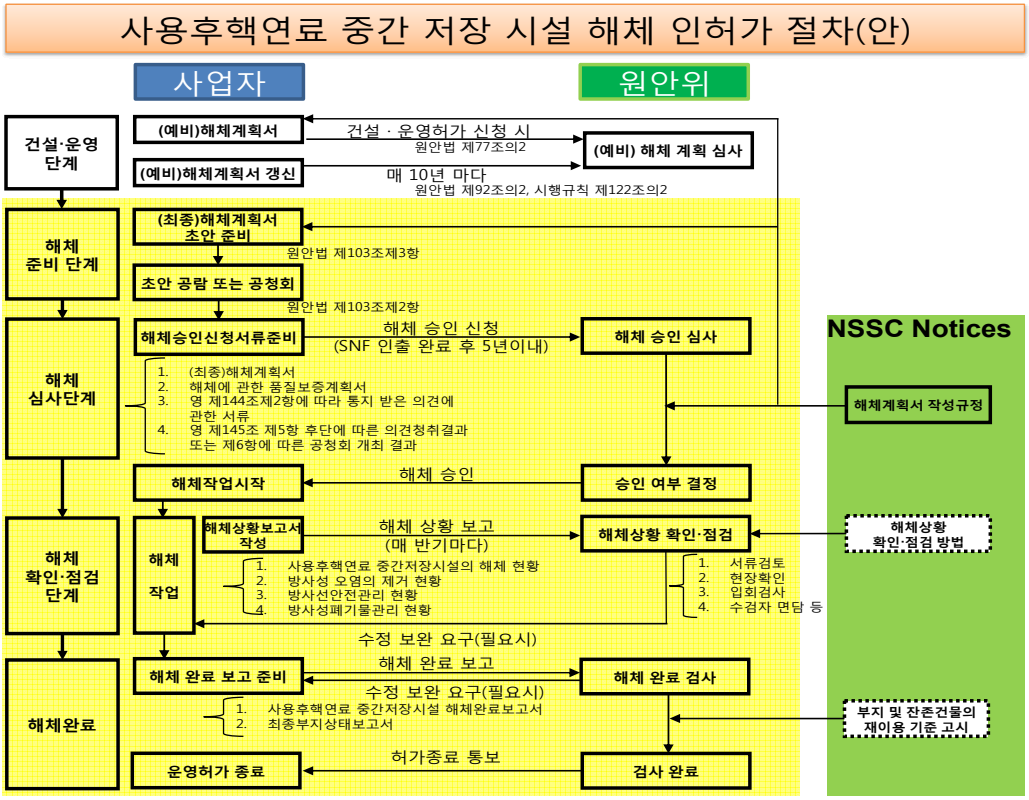



Fig. 2. Decommissioning legislative procedure for dry interim spent fuel storage.

# 삼중수소 저장공급 모의 우라늄 베드

**구대서**, 박종철, 김연진, 정흥석*
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hschung1@kaeri.re.kr

## 1. 서론

삼중수소는 핵융합에너지 연료이자 중수로형 원자력 발전소의 방사성폐기물이다. SDS(storage and delivery system)에 수소동위원소를 주기적으로 저장 및 공급하는 연구가 진행 왔다[1-2].

따라서 본 연구에서는 삼중수소 저장공급 모의 우라늄 베드를 제작하여, 수소동위원소를 저장하고 공급하도록 하였다. 또한 삼중수소 모의 붕괴열 측정하여 모의 우라늄 베드내 모의 삼중수소 재고량을 조사하도록 하였다. 모의 우라늄 베드 2차용기 진공도 측정하고 수소 동위원소 공급을 위한 케이블 히터의 오토튜닝을 수행하였다.

## 2. 본론

### 2.1 모의 우라늄 베드

우라늄 베드 구성은 1차 용기, 2차 용기, 열차폐체 및 상부 판으로 되어 있다. 감손 우라늄 1840 그램으로 삼중수소 70그램 저장 및 공급할 수 있는 모의 우라늄 베드를 설계 제작하였다. 1차 용기 재질은 SUS 316L 이고 설계압력은 20bar이다. 2차 용기 재질은 SUS 304 이고 설계압력은 4bar이다. 열차폐판 재질은 SUS304 이고 두께는 0.5 mm이다. 수소 공급 위한 히터용량은 (2 kW × 2, 직경 6 mm) 이다.

인 베드 열량 모의측정용 히터 용량은 (12 W × 2, DC30V) 이다. 또한 순환 헬륨 온도 측정용 헬륨 유입온도 센서 및 헬륨 유출온도 센서가 1차용기 외벽에 설치되어 있다. 수소 동위원소를 1차 용기 저장재로 유입하는 유입필터 및 저장된 수소 동위원소를 공급하는 유출필터가 1차용기 내부에 있다. 저장재 손상 우라늄을 신속히 가열하기 위하여 구리 메탈 폼(20 PPI)을 사용하였다. Fig. 1은 구리 메탈 폼에 손상 우라늄 봉 7개 설치되어 있음을 확인 할 수 있다. 1차용기 가열시 안전위하여 독립적인 수소 동위원소 가스 유출배관 온도 500℃ 및 압력 1600kPa에서 파열하는 rupture disk를 설치하였다.

Fig. 2는 1차 용기이며 1차 용기에 대한 가압테스트 하는 것을 나타낸 것이다. Fig. 3은 삼중수소 저장·공급 모의 우라늄 베드를 나타낸 것이다. 상부 플레이트에 히터 피드쓰루, 온도 피드쓰루, 유입필터, 유출필터, 수소 동위원소 유입배관, 유출배관, 헬륨유입온도 port, 헬륨유출온도 port 및 2차 용기 배기 배관이 연결되어 있다. Fig. 4는 삼중수소 저장공급 모의 우라늄 베드 시스템, 인 베드 열량장치 및 자료수집저장 장치를 나타낸 것이다.

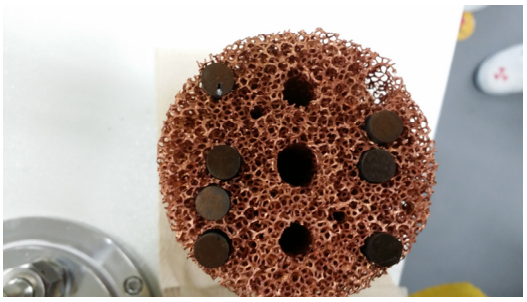


Fig. 1. Copper Metal Foam.

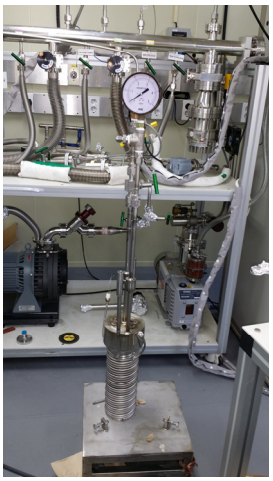


Fig. 2. Primary Vessel.

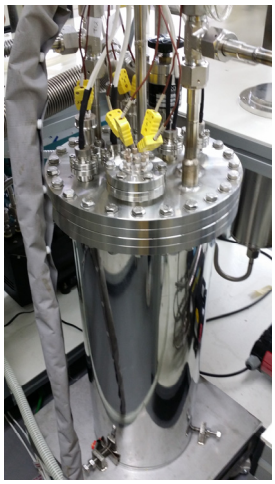


Fig. 3. Uranium Mock-Up Bed.



Fig. 4. Hydrogen Isotopes SDS Bed.

### 2.2 결과 및 논의

Fig. 5는 삼중수소 저장·공급 모의 우라늄 베드 2차 용기 진공도를 나타낸 것이다. 초기진공은 9.0 × $10^{-6}$ kPa (6.84 × $10^{-5}$ torr) 이고, 약 160 분 후 진공은 1.2 × $10^{-6}$ kPa (9.12 × $10^{-6}$ torr) 이다. Fig. 6은 케이블 히터 오토튜닝을 나타낸 것이다. 30 분에 사용온도 500℃ 도달하고 500℃에서 약 20 분 유지하고 자연냉각하는 것을 나타내었다.

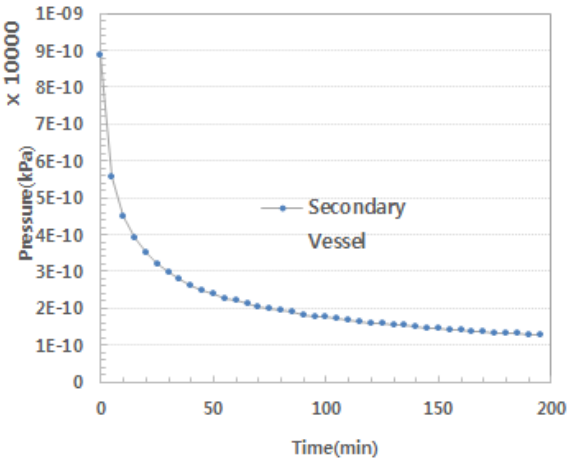



Fig. 5. Vacuum of Secondary Vessel.

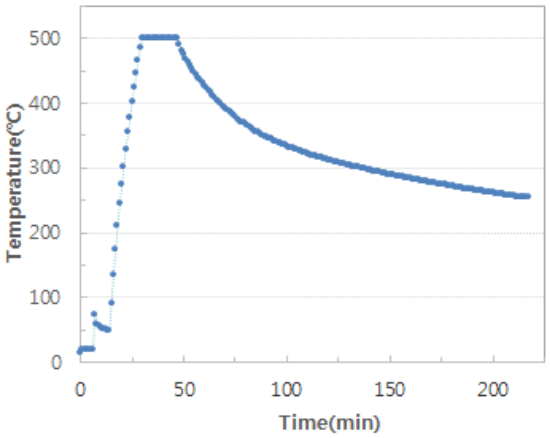



Fig. 6. Auto Tuning of Cable Heater.

## 3. 결론

삼중수소 저장·공급 모의 우라늄 베드를 제작하여 수소동위원소를 저장하고 공급하도록 하였다. 또한 삼중수소 모의 붕괴열 측정하여 모의 우라늄 베드내 모의 삼중수소 재고량을 조사하도록 하였다. 모의 우라늄 베드 2차용기 진공도 측정하고 수소 동위원소 공급 위한 케이블 히터의 오토튜닝을 수행하였다. 케이블 히터 오토튜닝은 사용온도 500℃에서 수행하여 수소 동위원소 공급 가능게 하였으며 500℃에서 1차용기 진공 어닐링 가능하도록 하였다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 국제핵융합 실험로 공동개발 사업으로 수행 되었습니다. (NRF 2009-0070685)

## 5. 참고문헌

[1] H. Chung, et. al., "Korea's progress on the ITER tritium systems", Fusion Engineering and Design 84, 599-603 (2009).

[2] T. Hayashi et al., "Tritium Inventory Measurements by "In-Bed" Gas Flowing Calorimetry", Fusion Technology, Vol. 30, 931-935 (1996).

# 동전기 제염 잔유 폐기물의 시멘트 고화

**구대서***, 성현희, 김계남, 김승수, 김일국, 한규성, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ndskoo@kaeri.re.kr

## 1. 서론

원자로 운전 및 관리 과정에 많은 방사성 오염 토양 및 콘크리트 폐기물이 발생하게 된다. 중·저준위 방사성폐기물을 한국원자력환경공단 처분장에 영구처분 하는 경우 비용이 매우 비싸다.

이를 해결하기 위하여 동전기 장치를 운전하여 우라늄 농도를 IAEA 및 KINS 허용치 이하로 낮추어 자체처분 폐기물로 매립하기 위하여, 동전기 장치 운전 및 연구를 수행해 왔다[1-5]. 동전기 제염 과정에 잔류 폐기물이 많이 발생하게 된다. 이 폐기물을 처분장에 처분하기 위하여 한국원자력환경공단 인수기준에 따른 고화체를 제작하여 건전성 평가를 통과해야 한다.

본 연구에서는 시멘트 고화기술을 사용하여, 예비 실험을 수행하였다. 시멘트 고화시편을 제작 하여 인장력을 측정하여 비교분석하였다. 또한 시료 및 시멘트 량을 2배로 증가하여 시멘트 고화부피 변화를 조사하였다.

## 2. 본론

### 2.1. 1차 시멘트 고화실험

2.1.1 실험방법

막자사발을 사용하여 동전기 제염 잔유 폐기물 덩어리를 작은 입자로 만들었다. 이 폐기물 입자를 시멘트 고화시키기 위하여, 포틀랜드 1종 시멘트를 사용하였다. Table 1과 같은 조건으로 균일하게 혼합하여 실온에서 개봉상태 유지하고 고화실험을 수행하였다. 1주 주기로 시멘트고화 진행을 점검하고 사진을 촬영하였다.

시멘트 고화실험 착수 28일 후, 인장력 측정기(AND 9000S)를 사용하여 시멘트 고화시편 인장력을 측정하였다. Fig.1은 인장력 측정기를 나타낸 것이며, 이 측정기를 사용하여 시멘트 고화시편 인장력을 측정하였다. 시멘트 고화시편 파쇄 모양을 육안검사하고 파쇄 형태사진을 촬영하였다.

Table 1. Primary Experimental Condition

| Specimen | Cement | Water | Metal Oxide Waste | Force (N) |
|---|---|---|---|---|
| C-1 | 51% (25.5g) | 44% (22g) | 5% (2.5g) | 344.9 |
| C-2 | 48% (24g) | 42% (21g) | 10% (5g) | 183.9 |
| C-3 | 43% (21.5g) | 37% (18.5g) | 20% (10g) | 310.2 |
| C-4 | 46% (23.0g) | 14% (7.0g) | 40% (20g) | 157.6 |

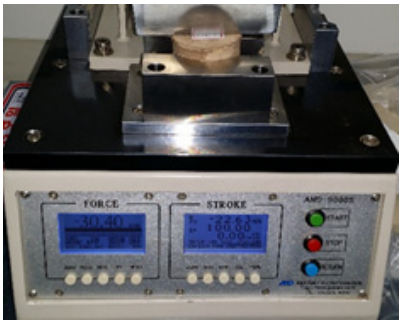



Fig.1. Measurement of Tensile Force.

### 2.2. 2차 시멘트 고화실험

2.2.1 실험방법

동전기 제염 잔유 폐기물의 시멘트 고화 위하여 포틀랜드 1종 시멘트를 사용하여, Table 2와 같이 시멘트 및 시료 량을 2배로 증가하여 실온 개봉상태에서 고화실험을 수행하였다.

Table 2. Secondary Experimental Condition

| Specimen | Cement | Water | Metal Oxide Waste |
|---|---|---|---|
| C-1-1 | 29.9% (20g) | 34.3% (23g) | 35.8% (24g) |
| C-2-1 | 32.8% (20g) | 34.4% (21g) | 32.8% (20g) |
| C-1-1 (twice) | 29.9% (40g) | 34.3% (46g) | 35.8% (48g) |
| C-2-1 (twice) | 32.8% (40g) | 34.4% (42g) | 32.8% (40g) |

## 3. 결과 및 토의

### 3.1 1차 시멘트 고화

Fig. 2는 인장력 측정과정의 파쇄 된 시멘트 고화시편을 나타낸 것이다. 시멘트 고화체는 건전하게 절단 되었다. 시료 C-1 인장력은 344.9 N, 시료 C-2 인장력은 183.9N, 시료 C-3 인장력은 310.2N 및 시료 C-4 인장력은157.6N 였다.

Fig. 3은 시멘트 고화 시편의 인장력을 나타낸 것이다. 대체로 시멘트 량이 증가할수록 인장력이 감소하는 경향을 보였으며, 시료 함량은 감소할수록 인장력은 증가하는 경향을 나타내었다.

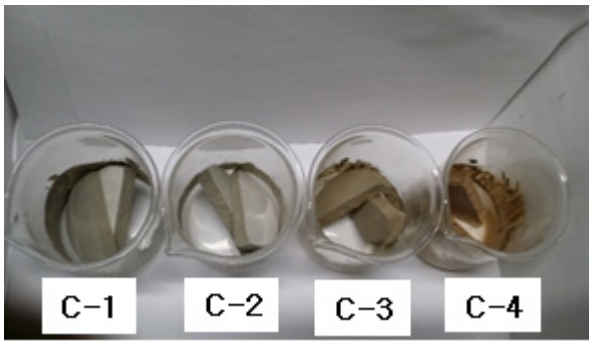



Fig. 2. Fractured Specimen.

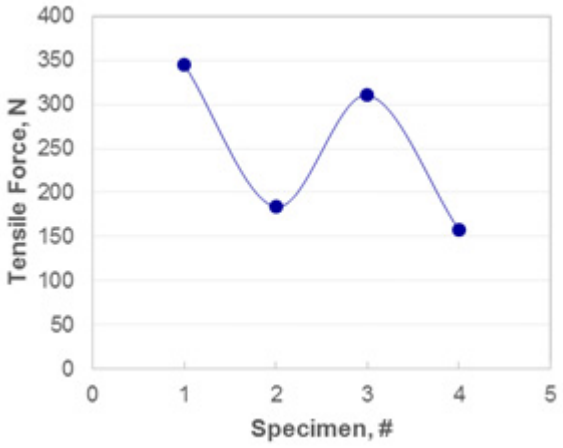



Fig. 3. Tensile Force of Cement Solidification.

### 3.2. 2차 시멘트 고화

Fig. 4는 2차 시멘트 고화시편을 나타낸 것이다. 시료 및 시멘트 양을 2배로 증가시킬 때, 시멘트 고화체 부피도 약 2배로 증가함을 확인할 수 있었다. 인장력 측정기(AND 9000S) 최대 하중은 200 kgf/㎠ 여서, 2차 시멘트 고화시편 인장력 측정이 불가능하였다.

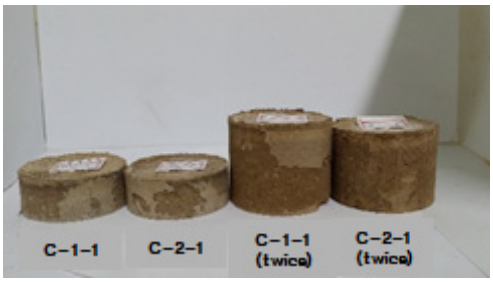



Fig. 4. Specimens of Cement Solidification.

## 4. 결론

동전기 제염 잔류 폐기물의 영구처분을 위하여, 시멘트 고화 예비 실험을 수행하였다. 시멘트 고화체를 제작하여 인장력을 측정하였다. 대체로 시멘트 량이 증가할수록 인장력이 증가하는 경향을 보였으며, 시료 함량은 감소할수록 인장력은 증가하는 경향을 나타내었다.

시료 및 시멘트 양을 2배로 증가시킬 때, 시멘트 고화체 부피도 약 2배로 증가함을 확인할 수 있었다. 인장력 측정기(AND 9000S) 최대 하중은 200 kgf/㎠ 여서, 2차 시멘트 고화시편 인장력 측정이 불가능하였다.

## 5. 참고문헌

[1] G. N. Kim et al.,"Development of complex electrokinetic decontamination method for soil contaminated with uranium", Electrochimica Acta, Vol.86, 49-56 (2012).

[2] 김계남, 오원진, 원휘준, 정종헌, "동전기방법에 의해 토양 내의 방사능핵종 제거시 Aging 효과에 관한 연구", 한국 폐기물 학회지, V.21(3), 243-252(2004).

[3] 김계남외, "동전기적방법을 이용한 스트론튬 오염토양 제염연구", 대한환경공학회, 2000 추계학술연구발표회, 259-260 (2000).

[4] 김계남외, "동전기적방법을 이용한 방사능오염토양내의 세슘 제거", 한국방사성폐기물학 회, 2003 추계학술발표회, 696-700 (2003).

[5] 김계남외, "동정기적 방법을 이용한 방사능오염토양 내의 방사성 핵종 제거", 한국원자력학회, 2004 춘계학술대회, 1-7(2004).

# 붕산함유 방사성 폐액 처리를 위한 정삼투막 공정의 유도용질용 자성입자 제조

**양희만***, 황두성, 서범경, 이근우
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hmyang@kaeri.re.kr

## 1. 서론

경수로형 원자로는 보통 1차 계통에 주입한 붕산의 양으로 원자로 출력을 조절하고, 붕산은 중성자를 흡수하여 중성자에 의한 연쇄반응을 줄여서 원자로를 제어한다. 경수로의 1차 냉각수 계통의 폐액은 냉각수내 붕산농도 조절과 누수에 의해 발생되며 0.3~0.8wt%의 붕산이 함유되어 있다.[1] 붕산함유 액체폐기물은 증발기를 이용하여 농축처리하고 있으나 농축 한계 물질로 작용하여 고체폐기물의 양을 증대 시키는 요인이 된다. 따라서 붕산의 분리를 통해 방사성 폐기물의 양을 줄일 수 있다. 증발기 외에, 일반적으로 중성 pH 조건에서 역삼투압 분리공정에 의해 40~90%의 붕소를 분리하여 최종 고체폐기물의 양을 줄일 수 있다고 알려져 있다.[2] 하지만, 현재 연구가 활발히 진행되고 있는 정삼투압 분리공정은  역삼투압 분리공정과 달리 높은 압력을 가하지 않고 삼투압을 이용하므로 에너지 효율을 50%까지 증대시킬 수 있어 담수, 정수, 폐수 처리를 위한 차세대 분리공정으로 기대되고 있다. 또한, 정삼투압 분리공정은 상압 운전에 의한 에너지 소모 및 막오염이 낮고, 염 제거 효율 또한 우수한 장점이 있다.[3] 하지만 현재, 정삼투압 공정의 유도용질을 많이 이용되는 NaCl과 같은 염들은 재사용이 어려워 공정의 비용을 줄이기 위해서는 이들 유도용질의 재사용이 필수적이다.
본 연구에서는 붕산함유 방사성 폐액 내 붕산을 분리하기 위한 정삼투막 공정의 공정비용을 줄이기 위해 유도용질의 재사용이 가능한 자성입자 기반의 새로운 유도용질을 제조하고 이들의 수용액 상에서의 붕산 분리 성능을 평가하였다.

## 2. 본론

### 2.1 제조 방법

먼저, iron acetylacetonatel을 triethylene glycol 에 첨가하고  온도를 110℃로 상승시킨 후, 1 시간 동안 유지한다. 그 뒤 278℃까지 상승시키고, 이 온도에서 30 분 동안 추가로 교반한다. 다음으로, 반응기의 내부 온도를 120℃로 낮춘 후, 글리시돌을 첨가하여, 같은 온도에서 12 시간 동안 교반하여 상기 산화철 나노입자의 표면에서 폴리글리세롤을 합성한다. 그 뒤, 건조된 입자를 N,N-dimethylformamide에 분산시킨 후, succinic anhydride과 teriethylamine을 넣어 50℃에서 48 시간 동안 교반한다. 반응 종료 후, ethyl ether를 이용하여,  자성나노입자를  침전시키고  투석(dialysis) 과정을 거쳐 미반응물을 제거한다.[4]

### 2.2 정삼투막 공정 장치 실험 방법

제조된 자성입자의 유도용질로서의 가능성을 확인하기 위해 batch scale의  정삼투막(FO) 공정장치를 제작하여 실험을 진행하였다. 실험에 사용된 막은 2.4 $cm^2$의 면적을 가진다. 정삼투막은 HTI(HydrationTechnology Innovations)에서 제공하는 polyester screeen에 cellulose triacetate (CTA)가 코팅된 정삼투막을 사용하였다. 공급용액은 약 50 mL의 증류수가 사용되었다. 유도용액에 제조한 자성입자를 농도별로 약 50 mL를 공급하였고 공급용액의 무게 감량을 전자저울로 측정하여 투과속도 (물 플럭스)를 도출하였다. 붕산 함유 수용액에 대한 붕산의 분리 거동 실험은 위의 실험방법 중 공급 용액을 증류수가 아닌 붕산이 함유된 수용액을 사용하였다.

### 2.3 실험 결과 및 고찰

TEM, XRD, VSM 등의 화학분석을 통해 제조된 자성입자가 잘 합성되었음을 확인하였다. Fig. 1은 앞에서 제조된 폴리글리세롤로 코팅된 자성입자와 위 입자 표면에 카르복실산을 도입한 자성입자의 적회선 흡수 스펙트럼을 보여주고 있다. 비교 평가하였다. 두 입자 모두 565-580 $cm^{-1}$위치에서 자성나노입자의 코어부분인 $Fe_3O_4$를 의미하는 Fe-O-Fe bond의 bending vibration peak를 보여준다. 왼쪽그림에는 3404, 2852, 1063 $cm^{-1}$위치에서 폴리글리세롤을 나타내는 O-H, C-H, C-O-C ether 특성 피크를 보여준다. 오른쪽 그림은 왼쪽 그림과 달리 1734 $cm^{-1}$위치에서 매우 강한 새로운

피크를 보여주는데 이는 카르복실기 (C=O)를 나타내는 특성 band로 위 FT-IR 결과를 통해 succinylation 반응에 의해 자성나노입자 표면에 카르복실기가 성공적으로 도입되었다는 것을 확인할 수 있다.

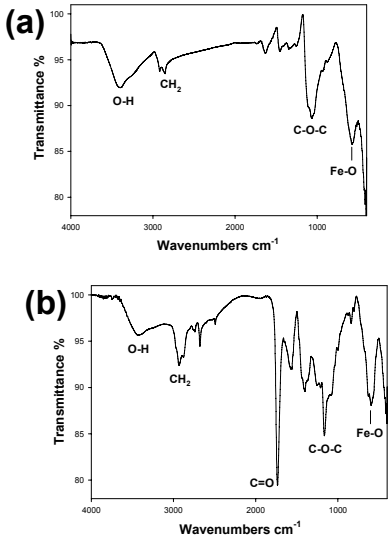



Fig. 1. FT-IR spectra of (a) hyperbranched polyglycerol-coated nanoparticles, and (b) Succinated hyperbranched polyglycerol-coated nanoparticles.

Fig. 2는 제조된 자성입자의 유동용질로서의 적용 가능성을 살펴보기 위해 이들의 농도에 따른 삼투압을 측정하였다. 농도별 측정된 삼투농도를 Van't Hoff equation에 의해 계산된 삼투압 값을 보여주고 있다. 제조된 입자는 400 g/L의 고농도일 때에도 침전이 발생하지 않고 물상에 잘 분산되었으며, Osmometer 기기를 이용해 측정된 25, 50, 100, 200, 400 g/L 농도에서의 삼투압 값은 각각 0.65, 1.27, 2.49, 4.77, 9.62 atm을 가진다.

정삼투막 실험을 이용한 물의 투과율을 평가하였을 때 정삼투 효과를 기대할 수 있었다. 하지만, 붕산이 함유된 수용액에 대한 정삼투막 실험 결과, 붕산 분리 성능이 기존 역삼투 기술에 비해 우수하지 못한 결과를 나타내었다. 향후 붕산 분리 성능을 향상시키기 위해서는 자성입자의 삼투압 성능을 향상시킬 수 있는 표면개질 연구가 추가되어야 할 것으로 사료된다.

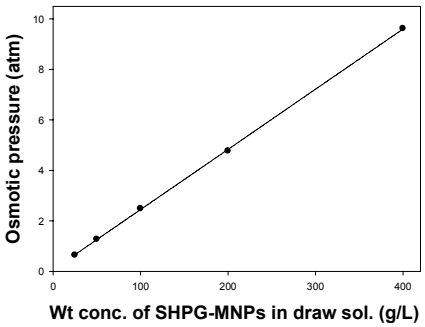



Fig. 2. Osmotic pressure changes of draw solution according to the weight concentration of SHPG-MNPs in draw solution.

## 3. 결론

본 연구에서는 폴리글리세롤를 자성입자 표면에 코팅한 후, 카르복실기를 도입하여 재사용이 가능한 정삼투막 공정용 유도용질을 제조하였다. 제조된 자성입자 기반의 유도용질은 붕산함유 방사성 폐액 처리와 같은 오염수 처리를 위한 정삼투막 공정에 적용하기 위해서는 향상된 붕산 분리 성능을 위해 추가적인 표면개질이 필요하다. 하지만 본 연구에서 제조된 자성입자는 해수담수화 분야에 적용이 가능할 것으로 기대된다.

## 4. 감사의 글

This work was supported by the National Research Foundation of Korea grant funded by the Korea government (No.2012M2A8a5025996 and 2012M2A8A1030164).

## 5. 참고문헌

[1] K.W. Lee, S. H. Cho, H. H. Park, J. H. Kim, J. Kor. Soc. Environ. Eng., 1994, 16(3), 405.

[2] Magara, Y., Tabata, A., Kohki, M., Kawasaki, M., Hirose, M., Desalination, 19998, 118 (1-3), 25.

[3] T.Y. Cath, A.E. Childress, M. Elimelech, Journal of Membrane Science, 2006, 281, 70-87.

[4] H.-M. Yang, H. M. Choi, S.-C. Jang, M. J. Han, B.-K. Seo, J.-K. Moon, K.-W. Lee, J. Nanosci. Nanotechnol. doi:10.1166/jnn.2015.1124.

# 작업영역을 고려한 원전 해체용 유압 매니퓰레이터 설계

**신호철***, 김창회, 서용칠, 최병선, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*smarthc@kaeri.re.kr

## 1. 서론

국내에 원자력 발전소를 도입하기 시작한지 40년이 가까이 되어가므로 일부 원전들은 수명이 다해 해체를 해야 한다. 원전 해체 시 고방사화로 작업자의 접근이 용이하지 않은 대상물의 해체에는 원격 작업이 필수적이다.

고방사화 해체 대상물의 절단, 이송 등을 고려할 때, 매니퓰레이터 고하중 취급이 가능해야 한다[1]. 따라서 선행 연구[2]에서 가반하중 250kg의 유압 매니퓰레이터-I을 설계하였다. 매니퓰레이터-I의 작업영역을 확장을 위하여 병진운동 관절을 포함하였으며, 가반하중을 고려하여 병진운동 관절을 어깨(2번)축으 로 설계하였다. 그러나 2번 축이 병진운동 관절이 됨으로써 상하의 작업공간은 좁아진다. 본 논문에서는 가반하중을 유지하면서 상하 작업영역을 확장하기 위하여  2번 축을 유압실린더를 이용한 회전관절로 수정/설계하였다.

## 2. 본론

### 2.1 고하중 매니퓰레이터-I의 작업영역

선행연구에서 설계된 고하중 매니퓰레이터-I은 작업영역 확장을 위하여 병진운동 관절을 포함하여 설계되었다. 2.6 m 이상의 길이에서  250 kg의 가반하중을 갖기 위하여 매니퓰레이터의 어깨관절이 상하로 움직이는 회전 관절인 경우 약 15000 Nm의 토크가 필요하며, 이에 해당하는 회전 작동기는 무게와 부피 등으로 인하여 실제 적용하는데 어려움이 있다. 따라서 병진운동 관절을 어깨(2번)축으로 하는 R-T-4R 구조의 매니퓰레이터를 설계하였다. Fig. 1은 설계된 고하중 매니퓰레이터-I의 모습을 보여준다.

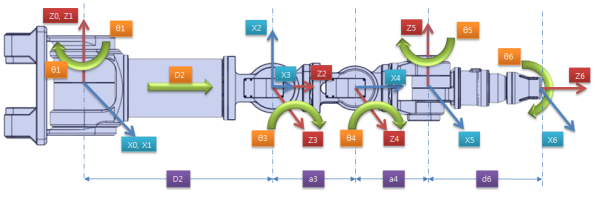


Fig. 1. High payload manipulator-I design.

Fig. 2는 설계된 고하중 매니퓰레이터-I의 작업영역을 나타낸다. 그림으로부터 작업영역의 상하 높이가 -2 ~ 2 m인 것을 알 수 있다.

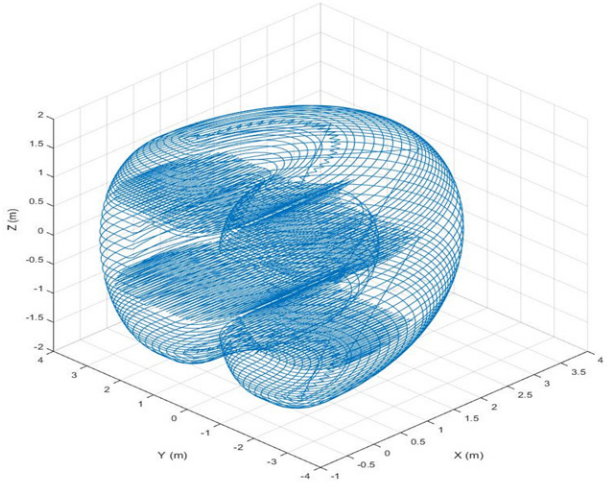



Fig. 2. Work space of manipulator-I.

### 2.2 유압실린더를 이용한 회전관절 설계

2번 축을 회전 관절로, 3번 축을 병진 관절로 교체하여 2R-T-3R 구조로 설계한 고하중 매니퓰레이터-II의 모습은 Fig. 3과 같다.

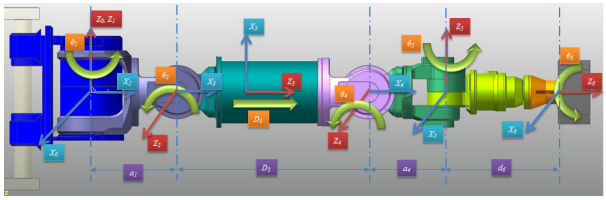


Fig. 3. Proposed manipulator-II design.

유압 실린더를 이용하여 회전관절을 만들면 무게와 부피를 작게 유지하면서 15000 Nm의 토크를 얻을 수 있다. 이 때, 실린더 링크의 설계에 따라 회전관절의 운동범위가 변하며, 회전관절 위치에 따라 동일한 토크를 내는데 필요한 실린더의 추력이 변한다. 실린더 링크의 개략도는 Fig. 4와 같다.

그림에서 r1은 좌표계의 회전 설정에 따라 변하므로 영(zero)으로 두고 설계 파라미터를 구한 후, 필요한 운동범위에 따라 좌표계의 회전을 설정하면 r1의 값을 구할 수 있다.

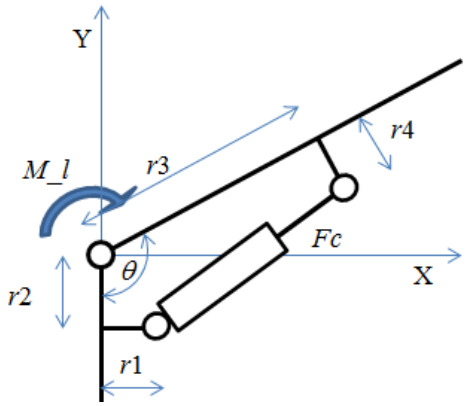



Fig. 4. Schematic diagram of the joint with hydraulic cylinder.

Fig. 4로부터 각도에 따른 요구토크 $M_l$을 만족하는 실린더의 추력 $F_c$은 아래와 같이 구할 수 있다.

$$F_c = \frac{M_l}{r_3 \cos\alpha + r_4 \sin\alpha} \quad (1)$$

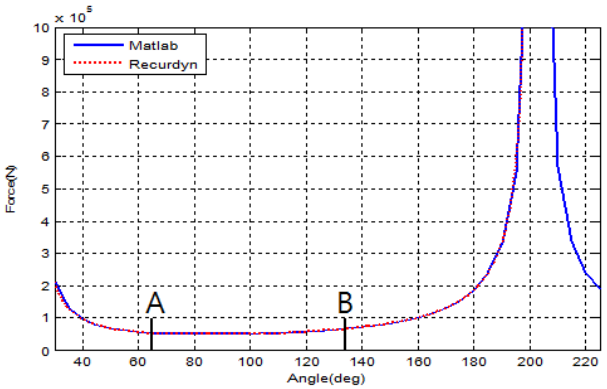



Fig. 5. Thrust force for the joint angle.

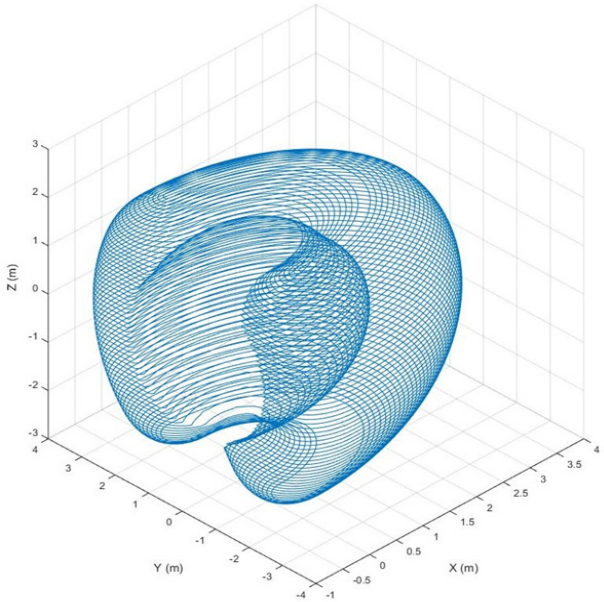



Fig. 6. Work space of manipulator-II.

여기서 $\alpha$는 추력 $F_c$와 링크4 사이각을 나타낸다.

매니퓰레이터의 크기를 고려하여 $r_1$=0 m, $r_2$=0.3 m, $r_3$=0.6 m, $r_4$=0.25 m 로 설계하였을 때 각도에 따른 15,000 Nm의 토크를 발생하는 추력은 아래 Fig. 5와 같다. 그림에서 알 수 있듯이 동역학 시뮬레이션을 통하여 수식으로부터 구한 추력이 타당함을 확인하였다.

이와 같이 매니퓰레이터를 2R-T-3R 구조로 설계하였을 때 작업영역은 Fig. 6과 같으며 Fig. 2와 비교했을 때 작업영역이 상하로 각각 약 0.5 m가 길어진 것을 확인할 수 있다.

## 3. 결론

본 논문에서는 고방사화 해체 대상물용 고하중 매니퓰레이터의 크기나 무게증가 없이 가반하중을 유지하면서 작업영역을 확장시키기 위한 설계를 수행하였다. 이를 위하여 어깨관절을 유압실린더를 이용한 회전관절로 설계하였고, 어깨관절의 필요 토크를 만족하고 회전운동 범위 안에서 실린더의 요구추력의 변동이 크지 않도록 링크를 설계하였다. Matlab과 동역학 분석을 통하여 설계된 실린더의 요구추력이 타당함을 확인하였고, 작업영역 분석을 통하여 설계된 고하중 매니퓰레이터의 작업영역이 상하로 각각 약 0.5 m가 길어진 것을 확인하였다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 재원으로 시행하는 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

## 5. 참고문헌

[1] Dongjun Hyun et al, “Seamless remote dismantling system for heavy and highly radioactive components of Korean nuclear power plants”, *Annals of Nuclear Energy*, vol. 73, 39-45, 2014.

[2] 김창회, 서용칠, 이성욱, 최병선, 문제권, “원자로 압력용기 해체 작업용 고하중 매니퓰레이터 설계” 한국방사성폐기물학회 2015 춘계학술발표회 논문요약집, 315-316, 5.27~29, 2015, 송도.

# 원자로 해체 작업용 고하중 매니퓰레이터의 유압서보시스템 위치 제어

**김명호***, 김창회, 신호철, 박종원, 최병선, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*mhkim1021@kaeri.re.kr

## 1. 서론

원자로 해체 시에 고하중의 복잡한 구조와 고방사화로 인하여 로봇 매니퓰레이터 사용이 필수적인 요소이다. 또한 고하중을 취급하는데 유리한 유압서보시스템을 매니퓰레이터에 도입하는 것이 유리하다. 하지만 유압서보시스템은 복잡한 구조로 구성되어 있고 불확실한 특성이 많이 존재하여 전기시스템에 비하여 모델링 및 제어가 용이하지 않다.

본 논문에서는 유압시스템을 이용하는 원자로 해체용 고하중 매니퓰레이터의 원활한 조작을 위하여 유압서보시스템을 모델링하고 위치제어기법에 대한 연구를 수행하였다.

## 2. 본론

### 2.1 고하중 매니퓰레이터

원자로 해체과정에 적용될 유압시스템 기반의 매니퓰레이터는 Fig. 1과 같다. 5개의 회전조인트와 1개의 직선이동조인트로 구성되어 있고 6축 모두 유압모터를 사용하도록 설계되었다.

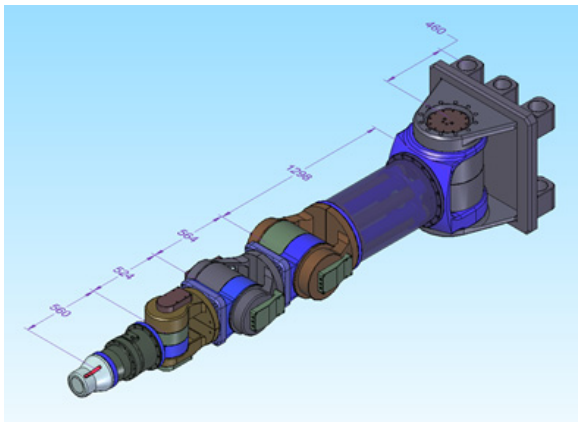


Fig. 1. Hydraulic manipulator.

### 2.2 유압서보시스템 모델링

본 연구에서 사용된 유압서보시스템은 Fig. 2와 같이 노즐-플래퍼 방식 서보 벨브, 기어 방식 유압모터 및 부하, 센서 및 제어기 등으로 구성되어 있다.

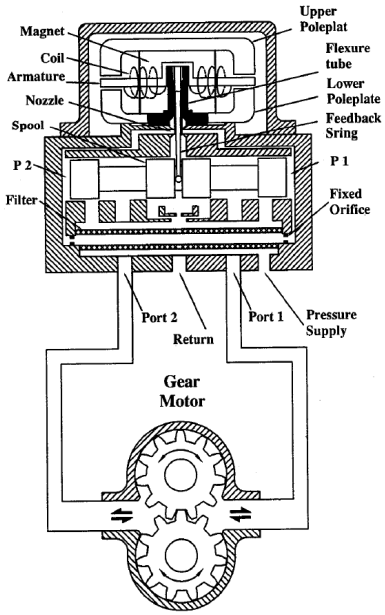



Fig. 2. Configuration of hydraulic servo system.

모델링에 필요한 파라미터들을 정리하면 Table 1과 같다.

Table 1. Hydraulic servo system parameter

| 기호 | 파라미터 | 값 |
|---|---|---|
| $C_d$ | 벨브포트 유량계수 | 0.65 |
| $w$ | 벨프포트 단면적 구배 | 0.0038[m] |
| $P_s$ | 유압펌프 공급압력 | 21x10$^6$[Pa] |
| $K_v$ | 벨브 변위-전류 계수 | 8.33[m/A] |
| $D_m$ | 모터 배제 용적 | 3.3x10$^{-4}$[m$^3$/rad] |
| $V$ | 관로의 체적 | 5.06707x10$^{-4}$[m$^3$] |
| $J_t$ | 모터 및 부하의 관성 | 2x10$^{-1}$[kg·m$^2$] |
| $B_m$ | 모터 점성 감쇄 계수 | 0.035 |
| $G_m$ | 모터 비틀림 상수 | 0 |
| $\beta_e$ | 작동유의 체적탄성계수 | 10342x10$^5$[Pa] |
| $\rho$ | 작동유의 밀도 | 0.871x10$^{-3}$[kg/m$^3$] |
| $T_f$ | 마찰 토크 | 1.96[N·m] |

벨브의 스풀변위 $x_v$에 따른 부하유량 $Q_L$을 베르누이 방정식을 이용하여 선형화 하면 식(1)과 같이 유도된다[1]. 여기서 $K_q$는 유량이득, $K_c$는 유량-압력계수, $P_L$은 부하에 걸리는 압력이다.

$$Q_L = K_q x_v - K_c P_L \quad (1)$$

서보 증폭기로부터 공급되는 입력전류 $i$와 스풀 변위 $x_v$사이의 방정식은 식(2)와 같다.

$$x_v = K_v i \quad (2)$$

또한 유압모터에 유량의 연속방정식을 적용하여 부하유량 $Q_L$에 대해 정리하면 식(3)과 같다. 여기서 $\theta_m$은 모터의 회전각도, $C_{tm}$은 모터의 총 누설계수를 의미한다.

$$Q_L = D_m \dot{\theta}_m + C_{tm} P_L + (1/2)(V/\beta_e)\dot{P}_L \quad (3)$$

또한 부하의 운동방정식을 유도하면 식(4)와 같다.

$$D_m P_L = J_t \ddot{\theta}_m + B_m \dot{\theta}_m + G_m \theta_m + T_f \quad (4)$$

부하의 회전 각도와 제어벨브의 관계식을 구하기 위하여 식(1)~(4)를 연립하여 정리하면 식(5)와 같은 이계 상미분 방정식으로 표현된다.

$$M\ddot{\theta}_m + C\dot{\theta}_m + K\theta_m + d = u \quad (5)$$

식(5)에서 $M$, $C$, $K$, $d$, $u$는 다음과 같이 정의된다. 여기서 $K_{ce} = K_c + C_{tm}$이다. 하지만 $C_{tm}$이 $K_c$에 비해서 매우 작으므로 $K_{ce} \approx K_c$가 된다.

$$M = J_t K_{ce}/(D_m K_q K_v)$$
$$C = (B_m K_{ce}/D_m + D_m)/(K_q K_v)$$
$$K = G_m K_{ce}/(D_m K_q K_v)$$
$$d = (T_f K_{ce}/D_m + (1/2) V \dot{P}_L/\beta_e)/(K_q K_v)$$
$$u = i$$

식(5)를 상태 방정식으로 표현하면 식(6)과 같이 표현할 수 있다.

$$\begin{bmatrix} \dot{\theta}_m \\ \ddot{\theta}_m \\ \dot{P}_L \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} 0 & 1 & 0 \\ -K/M & -C/M & 0 \\ 0 & -2D_m\beta_e/V & -2K_{ce}\beta_e/V \end{bmatrix} \begin{bmatrix} \theta_m \\ \dot{\theta}_m \\ P_L \end{bmatrix} + \begin{bmatrix} 0 \\ 1/M \\ 2\beta_e K_q K_v/V \end{bmatrix} i + \begin{bmatrix} 0 \\ -d/M \\ 0 \end{bmatrix} \quad (6)$$

### 2.3 위치제어 시뮬레이션

식(6)의 상태 방정식을 이용하여 유압서보시스템의 위치제어 시뮬레이션을 수행 하였다. 제어는 PID제어 기법을 이용하였고 Fig.3에 시뮬레이션결과를 나타내었다. 시뮬레이션 결과 목표 위치(20도)를 잘 추종하는 것을 알 수 있다.

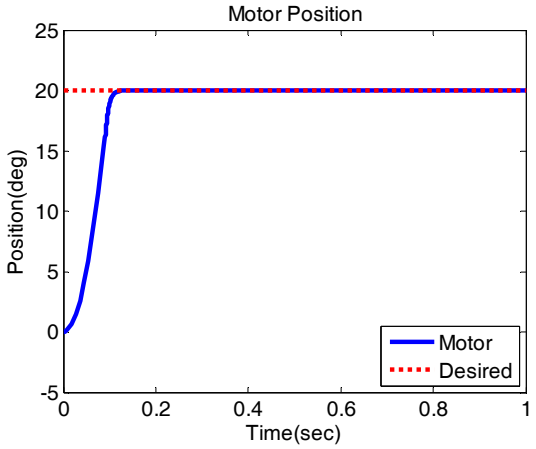



Fig. 3. Simulation of position control.

## 3. 결론

본 논문에서는 원자로 해체용 고하중 매니퓰레이터에 사용된 유압서보시스템의 위치제어에 대하여 연구하였다. 이를 위하여 유압서보시스템을 2계 상미분 방정식으로 수학적 모델링을 하였다. 또한 컴퓨터 시뮬레이션 결과 PID제어를 통하여 목표 위치를 잘 추종하여 위치제어가 잘 수행되는 것을 확인하였다.

추후 유압시스템의 불확실성을 처리할 수 있는 강건제어기법을 연구하여 고하중 6축 매니퓰레이터에 적용할 예정이다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 재원으로 시행하는 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

## 5. 참고문헌

[1] 최형식, 김명훈, "전역슬라이딩모드 제어를 이용한 전기유압 시스템의 제어", 한국박용기관학회지, 제 27권 2호, 218~229, 2003.

[2] 박용호, 박성환, "EHA 위치제어 시스템의 모델링 및 제어", 한국동력기계공학회지, 제 15권 2호, 69~77, 2011.

# 실리카 나노입자를 이용한 나노복합유체 제염제의 제조기술 개발 현황

**윤석본**[1*], 윤인호[2], 최왕규[2]
[1]한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sbyooncri137@khnp.co.kr

## 1. 서론

원전해체시 대형/대면적 기기 및 설비 표면에 존재하는 방사성 오염을 제거하기 위한 방법으로 화학제염제의 사용이 잘 알려져 있다. 비록 화학제염제를 이용한 제염공정은 방사성 오염물질과 화학제염제의 강력한 화학적 반응을 통해 높은 용해특성을 나타내지만 다량의 제염폐액이 발생하는 단점을 가지고 있다. 최근, 화학제염제의 장점을 유지하면서 이차폐기물 발생을 최소화하기 위한 방법으로 거품 제염제 제조에 관한 연구가 활발히 진행되고 있다. 거품 제염기술은 90%의 기체와 10%의 화학제염제로 구성되어 있기 때문에 화학제염기술과 비교하여 제염 후 이차폐기물이 1/10 이상 적게 발생하는 장점이 있고 구조적으로 복잡한 대형기기 및 대면적의 제염에 용이한 특징을 나타낸다. 그러나 거품 제염제는 거품의 안정성 및 제염효율이 낮은 단점을 가지고 있기 때문에, 이러한 거품 제염제의 단점을 극복하기 위하기 위한 노력으로 실리카 나노입자를 이용한 새로운 나노복합유체 제염제의 제조에 관한 연구들이 보고되고 있다[1,2].
본 연구에서는 실리카 나노입자를 이용한 나노복합유체 제염제의 제조기술 개발 현황 조사를 통해 제염제 제조시 사용된 실리카 나노입자의 구조적 특성, 입자 크기 및 표면 특성 등과 같은 거품의 안정성에 영향을 미치는 다양한 인자들을 평가 및 분석하여 최적의 나노복합유체 제염제 제조 조건을 제안하고자 하였다.

## 2. 본론

### 2.1 나노복합유체 제염제의 제조

나노복합유체는 1.0 M $HNO_3$을 이용하여 pH 2로 조절된 1.0wt% alkyl polyglucoside(Elotant$^{TM}$ Milcoside 100; EM 100) 계면활성제 용액(50 mL)과 다양한 구조, 크기 및 표면특성을 갖는 실리카 나노입자(1.0wt%)를 이용하여 제조하였다. 나노복합유체 제염제 제조를 위해 사용된 다양한 구조(비다공성 나노입자, 메조다공성 코어-쉘 나노입자 및 메조다공성 나노입자), 입자 크기(ca. 50 ~ 200 nm) 및 친수성 또는 소수성의 표면특성을 갖는 실리카 나노입자는 앞서 보고된 문헌들을 참고하여 합성하였다. 제조된 나노복합유체 제염제의 거품 안정성 실험은 Foamscan(TECLIS, France)을 사용하여 수행되었다.

### 2.2 나노입자의 구조적 특성에 따른 거품 안정성

나노복합유체 제염제의 거품 안정성 평가를 위해 비슷한 크기(ca. 200 nm)를 갖는 비다공성 실리카 나노입자, 메조다공성 코어-쉘 실리카 나노입자 및 메조다공성 실리카 나노입자를 사용하였다. 그 결과, 메조다공성 실리카 나노입자를 사용할 경우 가장 우수한 거품 안정성을 나타내었다. 이것은 사용된 메조다공성 실리카 나노입자가 메조다공성 코어-쉘 실리카 나노입자와 비다공성 실리카 나노입자와 비교하여 기공성(Porosity)이 우수할 뿐만 아니라 입자의 밀도(Bulk Density)가 작기 때문에 나노복합유체 제염용액 내에서 상대적으로 오랜 시간 동안 유지하고 있는 결과로 설명할 수 있다. 결국, 사용된 실리카 나노입자의 구조적인 특성(기공성 및 밀도)이 거품 안정성에 영향을 미치는 중요 인자들 중의 하나임을 알 수 있었다.

### 2.3 나노입자의 크기에 따른 거품 안정성

실리카 나노입자의 크기에 따른 거품 안정성을 평가하기 위해 다양한 크기를 갖는 메조다공성 실리카 나노입자가 나노복합유체 제염제 제조에 사용되었다. 메조다공성 실리카 나노입자의 크기는 염기 촉매인 암모니아수의 양을 조절하여 ca. 80 ~ 200 nm의 크기로 쉽게 조절하여 합성하였다[3]. 다양한 크기로 합성된 메조다공성 실리카 나노입자를 사용하여 제조된 나노복합유체 제염제의 거품 안정성 평가 결과, 사용된 메조다공성 실리카 나노입자의 크기가 작을수록 보다 더 우수한 거품 안정성을 보여주었다. 결국, 나노복합유체의 거품 안정성은 사용된 실리카 나노입자의 크기가 매우 중요한 인자임을 보여준 결과였다.

### 2.4 나노입자의 표면특성에 따른 거품 안정성

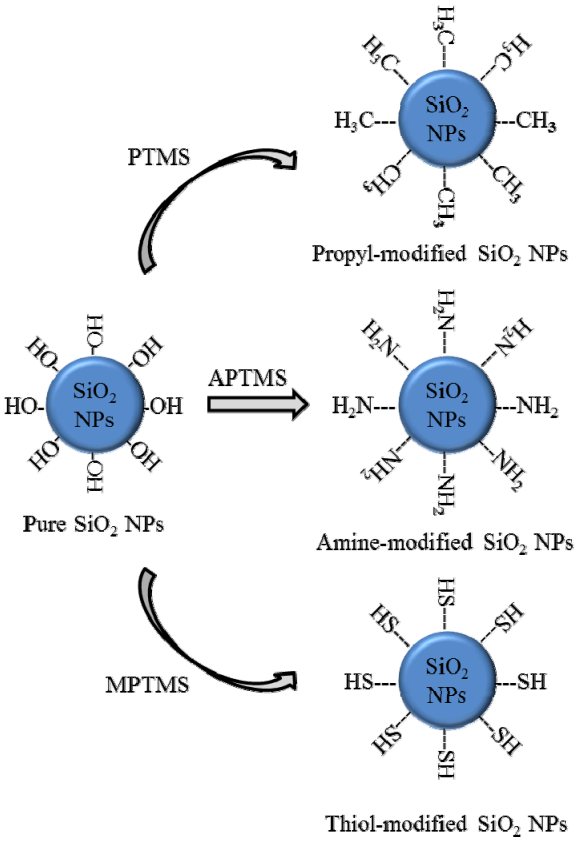



Fig. 1. Schematic Procedures for Preparation of Propyl-, Amine- and Thiol-Modified Silica Nanoparticles.

약 200 nm의 균일한 크기를 갖는 단분산된 실리카 나노입자의 표면에 PTMS(propyktrimethoxy silane), APTMS(aminopropyl trimethoxy silane) 및 MPTMS(mercaptopropyl trimethoxy silane)를 이용하여 표면이 개질된 실리카 나노입자를 제조하여 실리카 나노입자의 표면 특성에 따른 나노복합유체의 거품 안정성을 평가하였다. 나노복합유체가 산성조건(pH ≦ 2)에서 제조되기 때문에 나노복합유체 내에 존재하는 실리카 나노입자의 표면은 부분적인 양전하를 띄게 되어 입자들 간의 반발 작용에 의해 입자들의 분산성이 좋아지는 특징을 가진다. 그러나 표면이 thiol 기능기로 개질할 경우, 개질되지 않은 실리카 표면에 띄고 있는 부분적인 양전하와 음전하를 띄는 thiol 기능기와의 정전기적인 상호작용에 의해 입자들 간의 응집이 발생하게 거품 안정성이 저하되는 결과를 보였고 또한, 소수성 표면 특성을 갖는 실리카 나노입자를 사용한 경우에도 약간의 소수성 인력에 의해 입자들 간의 응집 현상이 발생하여 거품 안정성을 떨어뜨리는 결과를 나타냈다. 이러한 결과를 통해 산성 조건 하에서 제조되는 나노복합유체는 사용된 실리카 나노입자의 표면특성에 따라 거품 안정성이 크게 영향을 미치고 있음을 확인할 수 있었다.

## 3. 결론

본 연구에서는 나노복합유체 제염제의 제조에 있어서, 사용된 실리카 나노입자의 구조적인 특성, 입자 크기 및 표면특성에 따른 거품 안정성에 영향을 주는 다양한 인자들에 대해 고찰하였다. 결국, 사용된 실리카 나노입자는 입자의 밀도와 크기가 작고 분산성이 좋을수록 높은 거품 안정성을 나타냄을 확인하였다. 이러한 결과로부터 거품 안정성에 영향을 주는 다양한 인자들을 고려하여 제조된 나노입자를 이용할 경우, 나노복합유체 제염제의 거품 안정성 및 제염 효율을 향상시킬 수 있을 것으로 사료된다.

## 4. 참고문헌

[1] S. B. Yoon, I.-H. Yoon, C. Kim, C.-H. Jung, S. Kim, W.-K. Choi and J.-K. Moon, " Morphological Control of Mesoporous Silica Nanoparticles and Their Application for Foam Stability", Asian Journal of Chemistry, 26(5), 1401-1404 (2014).

[2] I.-H. Yoon, S. B. Yoon, C.-H. Jung, C. Kim, S. Y. Park, J.-K. Moon and W.-K. Choi, " Decontamination Foam Containing Silica Nanoparticles of Various Structures", Asian Journal of Chemistry, 26(5), 1405-1407 (2014).

[3] 윤석본, 윤인호, 김초롱, 정종헌, 최왕규, 문제권, "Ultra-fine 메조다공성 실리카 나노입자의 합성", 한국방사성폐기물학회 2014 추계학술발표회 논문요약집, 12(2), 363-364 (2014).

# 무기-고분자 복합레진의 동력학적 세슘 흡착 연구

**박재일***, 김정석, 이유민, 강병만, 이승천
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jaipark@kaeri.re.kr

## 1. 서론

핵분열 반응의 주된 생성물인 방사성 세슘은 발전소를 포함한 원자력 관련 시설의 폐액에 다량으로 포함되어 있다. 특히, 후쿠시마 원전 사고 이후 대두된 광범위한 방사능 오염은 방사성 세슘의 제거 연구를 활발하게 하는 계기가 되었다 [1]. 용매추출법, 침전법 등의 초기 연구개발 과정을 거쳐 최근에는 흡착 공정을 단순화할 수 있는 무기 이온교환체의 합성 및 특성에 대한 연구가 각광받는 추세이다. 이러한 무기 이온교환체에는 결정성 실리코타이타네이트(crystalline silicotitanate), 제올라이트(zeolite)와 같은 미네랄 물질, 금속 페리시안착물 (metal hexacyanoferrate) 및 암모늄몰리브도포스페이트(ammonium molybdophosphate, AMP) 등이 있다[1]. 각각의 무기 이온교환체는 그 특성에 따라 특정한 물리화학적 조건하에서 높은 세슘 흡착 효율을 나타낸다. 이러한 무기 이온교환체 중 AMP는 방사화학 분석에서 널리 적용되는 산성조건에서 세슘이온에 대한 높은  흡착효율을 보인다. 그러나, AMP를 포함한 위에 언급된 이온교환물질은 작은 입자크기로 인해 컬럼과 같은 연속공정에 적용하기 어려워 불활성(inert)의 지지체(support)와 물리/화학적으로 결합된 복합체(composite)에 대한 연구가 활발히 진행되어 왔다. 이에, 기존 연구에서는 AMP-PES(polyethersulfone) 복합체 레진을 합성하여 방사성 세슘 및 세슘이온에 대한 선택적 흡/탈착 거동을 보고하였다[2]. 본 연구에서는 흡착거동에 대해 보다 깊이 있는 이해를 위한 목적으로 기존에 보고된 AMP-고분자 혼성레진의 세슘이온에 흡착에 대한 동역학적(kinetic) 해석 연구를 수행하였다.

## 2. 실험재료 및 실험 방법

### 2.1 시약 및 기구

Ammonium phosphomolybdate hydrate (Sigma), N,N-Dimethylacetamide (DMAc, Sigma), PES (BASF, Mw~75,000), Tween-80 (polyethylene glycol sorbitan monooleate, Sigma), concentrated nitric acid (Merck), Cesium standard solution (9,996 μg/mL, AccuStandard)이 사용되었다. 모든 시약은 특별한 정제과정 없이 사용되었다.

### 2.2 실험방법

직경 약 800 μm의 AMP-PES 레진은 기존에 보고된 논문에 따라 합성하였으며, 60°C 오븐에서 약 5시간 동안 건조하였다. 45, 55, 150, 250, 500 mg/L의 세슘 용액은 표준용액을 0.1M-$HNO_3$용액으로 희석하여 준비하였다. 약 0.05g의 건조된 레진을 준비된 세슘용액(15mL)과 섞은 후 wrist-shaker로 24시간동안 흔들어 주었다. 일정 시간 간격으로 용액의 일부분을 취한 후 용액 내 존재하는 세슘이온을 유도결합플라즈마 원자방출분광기(Inductively-coupled plasma atomic emission spectrometer, ICP-AES, Horiba)로 분석하였다.

## 3. 본론

### 3.1 세슘이온 흡착 거동

일반적으로, 흡착 동역학에 대한 연구는 흡착반응의 메카니즘 및 반응경로 규명에 중요한 역할을 한다[3]. Fig. 1은 합성된 레진의 시간에 따른 세슘이온의 흡착량($q_t$, sorption capacity, mg/g)을 나타낸다.

$$q_t = \frac{(C_i - C_t)V}{m} \qquad (1)$$

특정시간에서의 흡착량은 식(1)과 같이 표현되며, $C_i$는 초기 세슘이온농도(mg/L), $C_t$는 특정시간에서의 세슘이온농도, $V$는 용액의 부피(mL), $m$은 레진의 양(g)으로 표현된다.

초기 세슘이온 농도가 증가함에 따라 흡착량은 증가하며, 흡착평형은 초기 세슘이온 농도와 관계없이 3시간 후에는 이루어짐을 볼 수 있다.

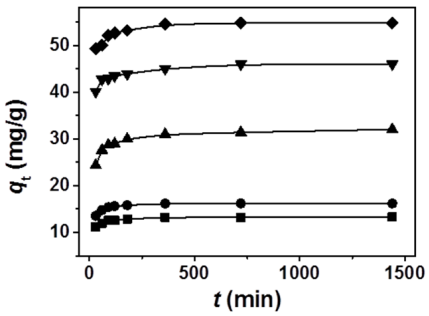



Fig. 1. Time-dependent change of Cs+-sorption capacity of the composite at different initial concentrations.(■: 45, ●: 55, ▲: 150, ▼: 250, ◆: 500 mg/L).

위의 결과를 토대로 유사일차(pseudo-first order, 식 2) 및 이차모델(pseudo-second order model, 식 3)을 통해 각각 모델의 속도상수를 계산하였다.

$$\log(q_e - q_t) = \log q_e - \frac{k_1}{2.303}t \qquad (2)$$

$$\frac{t}{q_t} = \frac{1}{k_2 q^{2}_{e}} + \frac{1}{q_e}t \qquad (3)$$

위 식에서는 $k_1$(min$^{-1}$)과 $k_2$(g/mg min$^{-1}$)는 유사일차모델과 이차모델의 속도상수를 나타낸다.
유사일차모델로 얻어진 속도상수 값의 상관계수($R^2$)에 비해 유사이차모델 속도상수 값의 상관계수 값이 1에 가까우므로 후자의 반응속도식의 적합도가 더 높음을 알 수 있었다. 또한, 세슘이온의 흡착과정은 흡착제 표면으로의 흡착속도에 주로 좌우되며 입자내 확산이나 외부에서의 이온 확산의 영향은 미미한 것으로 판단되었다.

## 4. 결론

본 논문에서는 기존에 합성된 무기-고분자 혼성레진을 이용하여 세슘이온 흡착과정을 동역학적 측면에서 살펴보았다.

## 5. 참고문헌

[1] A. Nilchi, H. Atashi, A.H. Javidc, R. Saberi, "Preparation of PAN-based adsorbers for separation of cesium and cobalt from radioactive wastes", Appl. Radiat. Isotopes, 65, 482-487 (2007).

[2] 박재일, 권혜정, 김정석, 박용준, "고분자레진을 이용한 세슘의 흡착 및 분리: 질산용액 농도 효과", 한국방사성폐기물학회 2014 추계학술발표회 논문요약집, 12(2), 419-420, 10.15~17, 2014, 여수.

[3] A.M. El-Kamash. "Evaluation of zeolite A for the sorptive removal of Cs+ and Sr+2 ions from aqueous solutions using batch and fixed bed column operations", J. Haz. Mat., 151, 432-445 (2008).

# IE96 zeolite에 의한 고방사성해수폐액에서 Cs의 흡착특성

**이일희***, 이근영, 김광욱, 김형주, 김익수, 정동용, 문제권, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nehlee@kaeri.re.kr

## 1. 서 론

고방사성해수폐액은 일본 후쿠시마의 원전사고와 같이 원자로 냉각계통의 고장으로 해수를 냉각수로 다량 주입하여, 단시간에 대량 발생한 것으로 이를 신속하게 대용량으로 처리할 수 있는 기술은 아직까지 충분히 개발되지 못한 상태이다. 원자력을 주 에너지원으로 사용하고 있는 우리나라의 경우 일본의 경우와 같은 비정상 중대사고 대처차원에서 이의 처리기술의 확보가 요구되고 있다. 따라서 본 연구는 고방사성해수폐액으로부터 IE96 zeolite에 의한 Cs이 흡착 제거특성을 고찰한다.

## 2. 본 론

### 2.1 실험

2.1.1 고방사성해수폐액

고방사성해수폐액은 Table 1과 같이 해수에 상업용 특급시약인 CsCl 및 $SrCl_2$를 각각 약 100 ppm 정도를 첨가하여 제조하였다. 그리고 IE96 zeolite의 물성은 Table 2와 같다

Table 1. High-radioactive seawater waste

| Element | Concentration (ppm) | Element | Concentration (ppm) |
|---|---|---|---|
| $Ca^{++}$ | 420 | $Cl^-$ | 19,700 |
| $K^+$ | 424 | $SO_4^{-2}$ | 2,610 |
| $Mg^{++}$ | 1,200 | $Cs^+$ | (100) |
| $Na^+$ | 10,675 | $Sr^{++}$ | (100) |
| $Br^-$ | 73 | | |

Table 2. Physical properties of IE96 zeolite

| | |
|---|---|
| Unit cell : $Na_4[(AlO_2)_4(SiO_2)_8]$ $13H_2O$, Si/Al=2 | |
| Average particle diameter, (㎛) | 210～297 |
| Specific surface area ($m^2/g$) | 364.21 |
| Average pore diameter, (nm) | 2.29 |
| Total pore volume, ($cm^3/g$) | 0.20810 |

2.1.2 실험방법

모든 실험은 25±1℃, 회분식으로 수행하였다. 각각의 실험조건에 맞추어 zeolite를 화학저울로 정확히 칭량한 후, 미리 준비한 고방사성해수폐액 40 mL에 첨가하여 온도, 교반속도 및 시간 등의 조절이 가능한 다중교반기를 이용하여 약 3시간 동안 교반한다. 그런 다음 원심분리기로 고-액 분리하여 여과 상등액 내 존재하는 금속이온의 농도를 분석하여 각 원소의 흡착율/분배계수를 측정하였다.

2.1.3 분석

고방사성해수폐액 및 흡착여과 상등액 내 함유되어 있는 Ca, Mg, Sr은 ICP-AES로, K, Na, Cs는 AAS로, 기타 $Cl^-$, $SO_4^{-2}$, $Br^-$ 등은 IC로 각각 농도를 분석하였다. 그리고 용액의 pH는 pH 측정기을 이용하여 측정하였다. Zeolite의 입자크기는 체분석법에 의해 각 실험조건에 맞게 선별하였으며, 비표면적 및 세공 크기/부피는 $N_2$ 가스 흡착에 의한 BET법으로 측정하였다.

### 2.2 결과 및 토의

Fig. 1은 V/m 비 변화에 따른 Cs과 Sr의 분배계수($K_d$)이다. Cs의 경우 V/m이 증가할수록 포화흡착량에 거의 도달하여 감소하고 있으며, $K_d$ 약 ～$10^3$ 이상을 갖기 위해서는 V/m의 비는 약 80 mL/g 이하에서 수행하는 것이 좋다. 그러나 V/m=80 mL/g에서는 흡착율이 약 90～92% 정도로, 흡착제 1 g 당 처리하려는 폐액 부피를 고려하고, 약 97% 이상을 흡착제거시키기 위해서는 V/m=40 mL/g 정도가 효과적일 것으로 보인다. 그리고 같은 chabazite형의 AW500과 비교하면 AW500이 다소 높으나 거의 비슷한 값의 범위이다. 한편 Sr의 경우는 V/m 비 증가에 따라 $K_d$가 12에서 7 정도로 감소하며, V/m=20 mL/g에서 약 39% 정도가 흡착되어 AW500 보다 더 많이 흡착되고 있다. 이로부터 IE96 흡착의 경우 Cs과 소량의 Sr이 함께 흡착됨을 알 수 있으며, Sr의 공흡착을 억제하기 위해서는 V/m의 비를 증가시키면 가능하지만 이 경우 Cs의 흡착도 같이 감소되므로 적절한 조건을 설정해야 한다.

Fig. 2는 용액의 pH 변화에 따른 Cs과 Sr의 $K_d$이다. Cs의 경우 pH 증가에 따라 서서히 증가하고 있으며, pH 6 이상에서 약 ～$10^3$ 이상 (약 93～

95% 흡착)을 얻었다. 반면에 pH 2 이하에서는 ~ $10^2$ 이하였다. 이는 pH 2 이하에서 IE96의 구조가 약간 파괴된데 기인하는 것 같으며, 통상 제올라이트의 내산성이 질산농도 0.1M 이상에서는 구조가 파괴되고, 0.01M 이하에서는 안정성이 유지된다고 한 보고와 유사하다. 그리고 pH 2에서도 $K_d$값 ~ $10^3$을 유지한 AW500 보다 내산성 측면에서 보다 취약함을 알 수 있다. 반면에 Sr의 경우는 pH에 관계없이 6~14의 $K_d$ 값으로 최대 15% 정도가 Cs과 함께 흡착되었다.

Fig. 3은 흡착시간 변화에 따른 Cs과 Sr의 $K_d$이다. Cs의 경우 1시간 경과 후부터 $K_d$가 거의 변화 없이 일정하였으며, V/m=80 mL/g에서는 $K_d$가 850~950 (약 89~91% 흡착), V/m=40 mL/g에서는 1,000 이상 (약 94~96%)이었다. 한편 Sr은 V/m=80 mL/g에서는 $K_d$가 10~15 (약 10~15%), V/m=40 mL/g 에서는 10~19 (약 20~30%)로 Cs과 다소 공흡착 됨을 알 수 있다. 이로부터 IE96 흡착은 약 2시간 정도면 충분할 것으로 보인다.

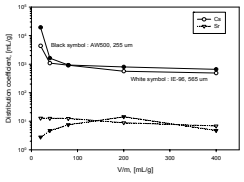



Fig. 1. Effect of m/V ratio.

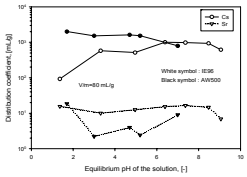



Fig. 2. Effect of solution pH.

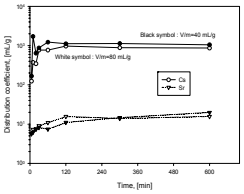



Fig. 3. Effect of adsorption time.

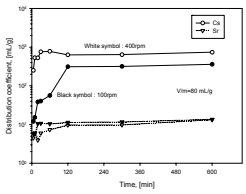



Fig. 4. Effect of agitation speed.

Fig. 4는 V/m=80 mL/g 에서 교반속도 변화에 따른 Cs과 Sr의 $K_d$이다. Cs의 경우 교반속도가 증가할수록 흡착속도 및 $K_d$가 증가하고 있으며, 100 rpm의 경우 IE96 제올라이트의 상당량이 교반되지 않고 그대로 침지되어 있어 흡착평형에 도달하기 위해서는 장시간이 소요될 것으로 보인다. 이는 100 rpm의 저속에서 교반할 때 흡착제 입자 경막 내 농도구배가 크게 존재함을 보여주는 것이며, 400 rpm의 경우 입자 경막 내 농도구배가 100 rpm의 보다 작아 흡착속도가 증가되었고, 100 rpm 보다 빨리 평형에 도달하였다. 한편 Sr의 경우 $K_d$ 가 거의 10 정도로 (약 15% 이하 흡착) 교반속도에 크게 영향을 받지 않는데 이는 IE96이 chabazite type의 제올라이트로 Cs에 보다 선택적으로 흡착하기 때문이다.

본고에는 나타내지 않았으나, 해수 및 증류수에서 V/m 비 변화에 따른 Cs 및 Sr의 $K_d$를 보면 다음과 같다. 증류수의 경우 Cs의 $K_d$는 V/m 비 증가에 따라 급격히 감소하나 V/m=200 mL/g 까지는 거의 ~$10^4$으로 (>99%) 매우 높은 값을 보이고 있으며, Sr 경우도 V/m=200 mL/g 이하에서는 ~ $10^2$이지만 V/m=400 mL/g에서는 20 까지 (약 5%) 급격히 감소하고 있다. 이는 V/m 비가 증가할 수록 흡착제의 량이 감소하여 Cs과 Sr의 흡착이 감소된 데 기인한다. 한편 V/m=40 mL/g에서는 흡착제 량이 다량으로 Cs을 흡착하고 난 후에도 IE96의 흡착 site가 여전히 남아 있어 IE96이 Cs의 선택적 제올라이트임에도 불구하고 Sr을 약 87% 까지 흡착시키고 있다. 반면에 해수의 경우 Cs의 $K_d$는 V/m 비 증가에 따라 ~$10^3$에서 ~$10^2$로 다소 감소하고 있으며, Sr은 약 10 이하이다. 이는 해수 내 함유되어 있는 염 농도가 높아 IE96 제올라이트의 흡착장소에 Cs, Sr 이외의 기타 염이온들이 흡착된데 기인하는 것 같다.

## 3. 결 론

IE96 zeolite로 고방사성해수폐액으로부터 Cs을 효율적으로 제거하기 위해서는 V/m=약 40 mg/L, 용액의 pH는 약 6 이상, 흡착시간은 약 2 시간 정도, 교반속도는 약 400rpm 정도에서 수행하는 것이 효과적이다. 이때 Sr은 IE96이 Cs에 선택적인 zeolite로 인하여 거의 흡착되지 않고 있다.

## 4. 감사의 글

연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기 계획사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

## 5. 참고문헌

[1] Report of Japanese government to the IAEA Ministerial Conference on nuclear safety, "The accident at TEPCO's Fukushima nuclear power stations", (June, 2011).

[2] 小山正史, "福島第一原子力發電所事故における放射性 汚染水の發生と處理 について", 電力中央研究所, July 22, (2013).

# 고방사성해수폐액에서 IE96 zeolite-Cs 계의 흡착속도

**이일희***, 이근영, 김광욱, 김형주, 김익수, 정동용, 문제권, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nehlee@kaeri.re.kr

## 1. 서 론

고방사성해수폐액은 일본 후쿠시마의 원전사고와 같이 원자로 냉각계통의 고장으로 원자로 냉가수로 해수를 다량 주입하여, 단시간에 대량 발생한 것으로 이를 신속하게 대용량으로 처리할 수 있는 기술은 충분히 개발되지 못한 상태이다. 특히 원자력을 주 에너지원으로 사용하고 있는 우리나라의 경우 일본의 경우와 같은 비정상 중대사고 시 대처차원에서 이의 처리기술개발이 필요하다. 본 연구는 이의 일환으로 고방사성해수 폐액으로부터 IE96 zeolite에 의한 Cs의 흡착속도를 고찰한다.

## 2. 본 론

### 2.1 실험

#### 2.1.1 고방사성해수폐액

고방사성해수폐액은 Table 1과 같이 해수에 상업용 특급시약인 CsCl 및 $SrCl_2$를 각각 약 100 ppm 정도를 첨가하여 제조하였다. 그리고 IE96 zeolite의 물성은 Table 2와 같다.

Table 1. High-radioactive seawater waste

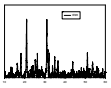
| Element | Concentration (ppm) | Element | Concentration (ppm) |
|---|---|---|---|
| $Ca^{++}$ | 420 | $Cl^-$ | 19,700 |
| $K^+$ | 424 | $SO_4^{-2}$ | 2,610 |
| $Mg^{++}$ | 1,200 | $Cs^+$ | (100) |
| $Na^+$ | 10,675 | $Sr^{++}$ | (100) |
| $Br^-$ | 73 | | |

#### 2.1.2 실험방법

모든 실험은 25±1℃, 회분식으로 수행하였다. 각각의 실험조건에 맞추어 IE96을 화학저울로 정확히 칭량한 후, 미리 준비한 고방사성해수폐액 40 mL에 첨가하여 온도, 교반속도 및 시간 등의 조절이 가능한 다중교반기를 이용하여 시간 변화에 따른 시료를 채취한다. 그런 다음 이를 원심분리기로 고-액 분리하여 여과 상등액 내 존재하는 금속이온의 농도를 분석하여 각 원소의 농도 및 흡착량을 측정하였다.

Table 2. Physical properties of IE96 zeolite

| $Na_4[(AlO_2)_4(SiO_2)_8]$ $13H_2O$, Si/Al=2 | |
|---|---|
| Average particle diameter, ($\mu m$) | 210～297 |
| Specific surface area ($m^2/g$) | 364.21 |
| Average pore diameter, (nm) | 2.29 |
| Total pore volume, ($cm^3/g$) | 0.20810 |



#### 2.1.3 분석

고방사성해수폐액 및 흡착여과 상등액 내 함유되어 있는 Ca, Mg, Sr은 ICP-AES로, K, Na, Cs는 AAS로, 기타 $Cl^-$, $SO_4^{-2}$, $Br^-$ 등은 IC로 각각 농도를 분석하였다. 그리고 용액의 pH는 pH 측정기를 이용하여 측정하였다. Zeolite의 입자크기는 체분석법에 의해 각 실험조건에 맞게 선별하였으며, 비표면적 및 세공 크기/부피는 $N_2$ 가스 흡착에 의한 BET법으로 측정하였다.

### 2.2 결과 및 토의

Fig. 1 (a), (b) 및 (c)는 각각 IE96-Cs 흡착 intraparticle diffusion 식(a), 유사 1차 속도식(b) 및 유사 2차 속도식(c)으로 400 rpm, V/m=80 mL/g에서 수행하였다. 용액의 초기 pH는 7.78이었으나, 흡착 1 시간이 경과된 후 최종 pH는 7.44～7.53으로 거의 일정하였다. Fig. 1 (a), (b)는 거의 직선성이 없어 이의 적용은 불가능하며, Fig. 1 (c)는 흡착량 $1/q_t$와 시간 t가 거의 직선식($r^2$=0.99)으로 IE96-Cs의 흡착이 유사 2차 속도식을 따라가고 있음을 알 수 있다. 이때 평형흡착량(qe)는 7.12 mg/g, $k_2$는 0.0785 g/(mg·min)이었다.

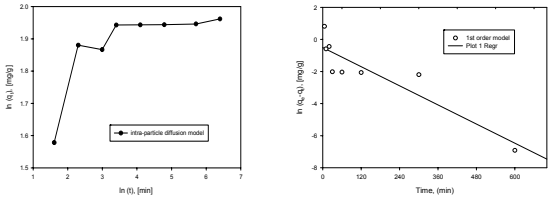



Fig. 1. (a) Intra particle diffusion, (b) Pseudo 1$^{St}$ order.

Fig. 2는 유사 2차식으로 초기 Cs 농도 변화에 따른 Cs의 흡착량 $1/q_t$와 시간 t와의 관계식으로

V/m=80 mL/g (400 rpm)에서 수행하였다. 각 직선식 ($r^2$>0.99)으로부터 얻어진 $q_e$와 $k_2$는 Table 3과 같으며 농도가 증가함에 따라 Cs의 평형 흡착능은 증가하고 있으나, 흡착 속도상수는 급격히 감소하고 있다.

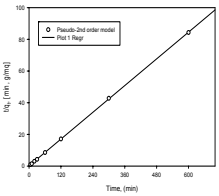



Fig. 1. (c) Pseudo 2nd order.

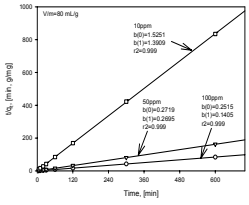



Fig. 2. Effect of Cs concentration.

Fig. 3은 V/m 변화에 따른 영향으로 각 직선식 ($r^2$>0.99) 으로부터 얻어진 $q_e$와 $k_2$는 Table 3과 같으며 V/m가 증가함에 따라 Cs의 평형 흡착능은 증가 (용액 내 평형 Cs 농도도 증가) 하는데 반하여 흡착 속도상수는 감소하고 있다. 이는 V/m 비 증가는 흡착제의 증가로 흡착 속도가 증가되었기 때문이다.

Table 3. Rate constant of IE96-Cs adsorption

| Concentration (mg/L) | $q_e$ (mg/g) | $k_2$ (g/mg · min) |
|---|---|---|
| 10 | 0.71 | 3.112 |
| 50 | 3.71 | 0.267 |
| 100 | 7.12 | 0.079 |
| Ratio of V/m, (mL/g) | | |
| 40 | 3.80 | 0.716 |
| 80 | 7.12 | 0.079 |
| 200 | 14.53 | 0.013 |
| Temperature, (℃) | | |
| 25 | 7.12 | 0.079 |
| 40 | 7.17 | 0.130 |
| 55 | 6.61 | 0.320 |

Fig. 4는 온도 변화에 따른 영향으로 각 직선식 ($r^2$>0.99) 으로부터 얻어진 $q_e$와 $k_2$는 Table 3과 같으며 온도가 증가함에 따라 평형 흡착능은 감소하는데 반하여 흡착 속도상수는 증가하고 있음을 알 수 있다.

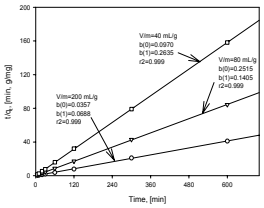



Fig.3 Effect of V/m ratio.

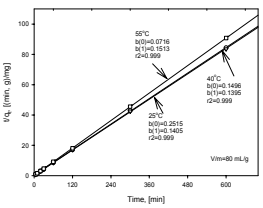



Fig.4 Effect of temperature.

또한 25℃, V/m=200 mL/g에서는 $q_e$=14.53 mg/g을 얻었는데 이는 같은 chabazite type의 zeolite인 AW500에 의해 얻어진 $q_e$=15.16 mg/g과 비교하여 볼 때 흡착능이 다소 감소되었으나(약 96% 수준), 실험오차 범위로 거의 비슷한 값을 지니고 있다.

Fig. 5는 ln $k_2$와 1/T 간의 상관식으로 ($r^2$= 0.965) 기울기 및 절편으로부터 $k_A$와 $E_a$를 다음과 같이 얻었다.

$$k_2 = 3.10 \times 10^5 \exp\left(\frac{-37.81}{RT}\right)$$

Ea의 값이 비록 40 KJ/mol 보다는 적지만 20 KJ/mol 보다 매우 커 IE96에 의한 Cs 흡착은 물리적 흡착보다는 화학흡착이 지배적임을 알 수 있다.

## 3. 결 론

고방사성해수폐액에서 IE96-Cs의 흡착속도는 용액 내 초기농도 및 V/m 비 증가에 따라서 속도는 급격히 감소하는데 반하여 흡착능은 증가하고 있다. 반면에 온도증가에 따라서는 속도는 급격히 증가하지만, 흡착능은 다소 감소하고 있어, IE96-Cs 흡착은 저온에서 수행하는 것이 고체폐기물의 발생량 감용 측면 등에서 보다 효과적이다. 한편 흡착거동은 물리적 흡착보다는 화학흡착이 지배적이었다.

## 4. 감사의 글

연구는 미래창조 과학부의 원자력연구개발 중장기 계획사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

## 5. 참고문헌

[1] M. Osamu, “Efforts for the restoration at Fukushima Daiichi Nuclear Powder Plants”, Toshiba Corporation, (2013).

[2] K. Volchek, M. Yusufmiah, W. Kuang, Z. Demaleki, and F. H. Tezel, J. Hazardous Mat., 194, 331-337 (2011).

[3] M.Y. Miah, K. Volchek, W. Kuang and F.H. Tezel, J. Hazard. Mat., 183, 712-717 (2010).

# 염소화 TGA 장치를 이용한 ZIRLO 피복관의 단면 개방 영향 분석

**전민구**[1,2*], 강권호[1], 허진목[1], 안도희[1,2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]과학기술연합대학원대학교, 대전 유성구 가정로 217
*minku@kaeri.re.kr

## 1. 서론

원자력연구원에서 수행중인 pyroprocessing은 사용후핵연료 대비 약 25wt%의 폐 피복관 폐기물을 발생시킨다. 폐 피복관 폐기물은 사용후핵연료가 완전히 제거되지 않을 뿐 아니라 방사화로 인해 높은 방사능을 가지기 때문에 별도의 관리 및 처분이 필요하다 [1, 2]. 폐 피복관 폐기물의 관리 방법 중 하나로 제시된 것이 염소화 공정으로 이 공정은 금속 지르코늄과 염소 기체를 반응시켜 휘발이 용이한 사염화지르코늄(331℃ 기화)을 합성하여 분리하는 방법이다 [3].

기존의 염소화 공정은 표면 산화를 고려하지 않은 피복관에 대한 연구가 주를 이루었으며, 산화된 피복관에 대한 연구는 거의 이루어지지 않았다 [4]. 하지만 피복관 소재는 원자로 운전기간 동안 표면이 산화되어 수 마이크로미터 두께의 산화막을 가지고 있으므로, 이가 염소화 반응에 영향을 미칠 수 있다. Pyroprocessing 공정도에 따르면, 집합체로부터 분리된 핵연료봉은 절단 과정을 거쳐 약 1 inch 길이로 절단된다. 따라서, 표면이 산화된 피복관이라고 할지라도 절단 과정에서 단면이 노출되므로 이에 대한 분석이 필요하다.

본 연구에서는 피복관 염소화 반응 연구를 위해 개발된 염소화 TGA 장치를 이용하여 단면 개방이 ZIRLO 피복관의 염소화 반응 속도에 미치는 영향을 분석하였다.

## 2. 실험방법

### 2.1 단면개방 시료 준비

ZIRLO 피복관 시료는 3가지 형태로 준비하였다. 첫 번째 시료(ZIRLO-I)는 3 cm 길이의 ZIRLO 피복관을 500도 공기 분위기에서 24 시간 동안 열처리하였다. 두 번째 시료(ZIRLO-II)는 5 cm 길이의 ZIRLO 피복관을 ZIRLO-I과 동일한 조건에서 산화시킨 뒤 3 cm와 2 cm 길이의 두 조각으로 절단하여 3 cm 길이의 시료를 사용하였다. 즉, 한 쪽 단면만 개방된 시료를 준비하였다. 세 번째 시료(ZIRLO-III)는 5 cm 길이의 ZIRLO 피복관을 ZIRLO-I과 동일한 방법으로 산화시킨 뒤 양 쪽 1 cm를 잘라내어 양 쪽 단면이 개방된 시료를 준비하였다.

### 2.2 염소화 반응

염소화 TGA 반응은 기존에 발표된 자료와 동일한 set-up을 활용하여 진행하였다 [5]. 간단히 설명하면, TGA 시스템의 맨 위에 아크릴 박스안에 저울을 넣고 Ar을 흘려주어 염소 기체로부터 저울을 보호할 수 있도록 하였다. 아크릴 박스는 석영 반응기와 수직으로 연결되어 있어서 바닥의 hook를 이용하여 피복관 시료를 반응기 중간에 위치하도록 하면서 무게를 측정할 수 있도록 하였다. Ar 기체는 저울이 있는 상부로부터 아래로 내려오면서 염소 기체와 혼합되고 피복관 시료가 위치해 있는 반응부에서 가열 및 반응된다. 저울은 RS-232C 케이블을 통해 컴퓨터와 연결되어 있어서 10 초마다 무게를 측정 및 기록할 수 있도록 하였다.

반응 조건은 400℃, 100 mL/min 유속 Ar, 20 mL/min 유속 $Cl_2$를 사용하였다.

## 3. 실험결과 및 논의

염소화 반응 실험 결과, 아래 그림과 같이 ZIRLO-I은 반응이 전혀 일어나지 않는 것을 확인할 수 있었다. 이는 500℃에서 열처리된 표면의 산화막이 염소 기체와 Zr이 반응하는 것을 방해하는 역할을 수행하고 있음을 의미한다.

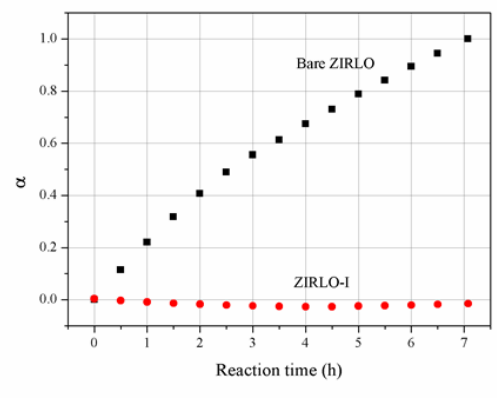



Fig. 1. Chlorination reaction behavior of bare ZIRLO and ZIRLO-I.

하지만 단면이 개방된 피복관의 경우 아래 그림처럼 염소화 반응이 잘 이루어지는 것을 확인할 수 있었으며, 특히 반응 속도에 큰 차이를 보이지 않았다.

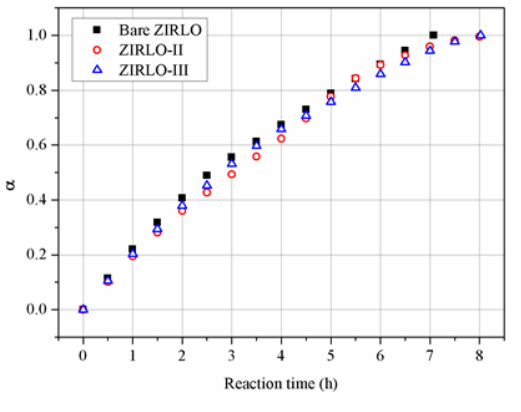



Fig. 2. Chlorination reaction behavior of bare ZIRLO-II and ZIRLO-III.

위 TGA 실험 결과를 분석하여 부피축소 모델이 단면 개방 ZIRLO 피복관의 반응속도 함수로 선정되었으며, 이를 통해 반응 속도식을 도출하였다.

## 4. 결론

단면이 개방된 3 cm 길이의 ZIRLO 피복관을 완전히 염소화 시키는데 걸리는 시간은 8시간으로 bare ZIRLO의 7 시간에 비해 14% 증가하였다. 실험결과 분석을 통해 아래와 같은 반응 속도식을 도출할 수 있었다 [6].

$$\alpha = 1 - (1 - 0.00579 \times pCl_2^{0.873} \times t)^3$$

(한쪽 단면 개방)

$$\alpha = 1 - (1 - 0.00623 \times pCl_2^{0.873} \times t)^3$$

(양쪽 단면 개방)

## 5. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부 원자력연구개발사업을 통해 수행 되었습니다 (No. 2012M2A8A5025697).

## 6. 참고문헌

[1] T.S. Rudisill, "Decontamination of Zircaloy cladding hulls from spent nuclear fuel", J. Nucl. Mater., 385(1), 193-195 (2009).

[2] M.K. Jeon, C.H. Lee, C.J. Park, J.H. Choi, I.H. Cho, K.H. Kang, H.S. Park and G.I. Park, "Effect of burn-up on the radioactivation behavior of cladding hull materials studied using the ORIGEN-S code", J. Radioanal. Nucl. Chem., 298(3), 1629-1633 (2013).

[3] M.K. Jeon, J.W. Lee, K.H. Kang, G.I. Park, C.H. Lee, J.H. Yang and C.M. Heo, "Simulation of chlorination reaction behavior of hull wastes by using the HSC code", J. Radioanal. Nucl. Chem., 289(2), 417-422 (2011).

[4] M.K. Jeon, K.H. Kang, C.M. Heo, J.H. Yang, C.H. Lee and G.I. Park, "Effect of oxidation conditions on chlorination reaction of Zircaloy-4 hulls", J. Nucl. Mater., 424(1-3), 153-157 (2012).

[5] M.K. Jeon, Y.T. Choi, K.H. Kang and G.I. Park, "A TGA study on the chlorination reaction kinetics of Zircaloy-4 cladding hulls", J. Nucl. Mater., 459(1), 175-182 (2015).

[6] 전민구, 최용택, 이창화, 강덕윤, 허진목, 안도희, "단면 개방이 ZIRLO 피복관의 염소화 반응 속도에 미치는 영향", 한국방사성폐기물학회지, In press.

# KRR-2 해체사업 작업절차서를 활용한 ISDC 코드선별 프로그램 설계

**송찬호***, 박희성, 진형곤, 박승국*
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*chanho@kaeri.re.kr

## 1. 서론

한국원자력연구원(KAERI)은 수명이 다한 연구용 원자로 2호기(KRR-2), 우라늄 변환시설(UCP)에 대한 해체를 수행했다. KAERI는 연구용 원자로를 해체한 경험을 바탕으로 원전(NPP)에 대한 해체작업의 예상 소요 시간 및 비용을 평가하기 위한 기초적인 해체 작업의 단위 생산성에 대한 계수 연구를 수행하고 있다. 현재 해체정보관리시스템 (DECOMMIS) 및 해체 시설특성 관리 시스템 (DEFACS), 해체 작업 단위 생산성 산출 시스템 (DEWOCS)과 같은 시스템들을 통하여 원자력 시설의 해체활동 경험 자료를 관리하고 해체비용 산출을 하는데 이용하고 있다[1]. 해체비용산출을 위한 노력은 국내뿐만 아니라 해외 원자력발전소 해체사업에서도 이루어지고 있다. 특히, OECD/NEA에서는 11개의주요 해체활동항목을 활용한 International Structure for Decommissioning Costing (ISDC)[2]를 개발하여 세계적으로 사용될 수 있도록 권장하고 있다. 이 ISDC 해체비용평가 항목을 선정하여 국내의 원자력시설 해체비용을 평가하고자 한다.

본 논문에서는 해체 대상시설에 해당되는 ISDC의 비용평가항목들을 도출하기 위해 KRR-2를 해체하면서 수행한 해체작업 절차의 내용과 핵심문장들을 이용하고자 한다. 이를 위해서 'KRR-2해체사업에서 '방사화 콘크리트의 제거'의 해체 작업 절차서를 이용하여 해체활동 항목에 대해 연관되는 ISDC코드를 선별하는 방법을 제시한다. '방사화 콘크리트의 제거'를 대상으로 한 이유는 방사성 폐기물의 양이 많은 주요 해체 대상항목이기 때문이다. 이것은 도출된 ISDC 항목에 대한 코드선별 후 비용평가에 활용할 것이다.

## 2. 해체작업절차서와 ISDC 활동

### 2.1 KRR-2의 해체작업 절차서

KRR-2의 해체작업절차서는 원자력안전 위원회에서 명시한 규칙에 의해 작성된다. 이 규칙은 원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙 '사업자는 원자로시설의 해체에 필요한 각종 해체작업절차서를 해체를 개시하기 전에 문서로 작성하여 비치하여야 한다.'에 의해서 해체작업 절차서를 작성하게 되어 있다. KRR-2의 해체작업 절차서는 해당 규칙에 의해서 작성되었다. KRR-2의 해체작업절차서는 '목적, 적용, 참조, 정의, 책임, 주의 및 제한사항, 주기, 초기 조건, 장비, 절차, 계통복구, 동작시험, 판정기준, 붙임'의 14가지 목차로 이루어져 있다. 다음은 몇 가지 주요 목차의 예다.

- 목적(Purpose): 실시하려는 해체작업에서 해체대상의 방사화정도를 포함한 자세한 주변환경 설명을 기술하여 대략적인 작업의 절차를 나타낸다.
- 적용(Work Scope): 작업범위에서는 작업 절차서 에서 기술되는 공사의 범위를 나타낸다.
- 정의(Define): 해체작업과 관련된 허용표면 오염도와 방사선 작업허가서에 대한 내용을 기술한다.
- 책임(Responsibility): 작업자, 작업책임자, 감독자 등의 해체작업을 실시함에 있어서 이해관계자들의 역할과 책임을 기술한다.
- 주의 및 제한사항(Cautions and Limitations): 해체작업을 실시하면서 발생할 주요 위험도에 관한 내용과 주의사항 및 해체작업 시 지켜야 할 일반적인 사항을 기술한다.
- 절차(Procedure): 준비작업, 인허가, 교육, 장비준비 및 점검, 환기계통 운전 확인, 임시격납설비와 환기·조명설비의 설치 및 시험 등의 기본적인 작업 준비절차들과 실제 실시하게 될 해체작업의 자세한 작업절차들을 나열하고 설명한다.

### 2.2 해체작업과 관련된 ISDC 코드

ISDC는 제염, 해체활동 작업뿐만 아니라 해체사업을 수행하는데 필요한 전략수립, 해체계획, 방사선안전, 현장관리, 산업안전 및 사업 관리 등 모든 해체사업에 필요한 활동에 대한 항목을 제시한다. 따라서 해체 대상물에 대한 가장 직접적인 제염, 해체 및 폐기물 관리 작업뿐만 아니라 해당되는 모든 해체사업 활동에 대해 항목을 도출하여 해체비

용을 평가하는데 활용하고자 한다.

ISDC는Level 1, 2, 3으로 나누어 정의되어있다. 각 Level은 주요 활동(Principal Activity), 활동 그룹(Activity Group), 일반적인 활동(Typical Activity)들로 이루어져 있다. 특히, '해체활동', '폐기물 처리·저장 및 처분' 항목 에서는 해체작업 절차서에 관련된 내용이 많다. 해체작업 절차서의 주요내용이 대상물에 대해 해체 장비를 준비하거나 제염을 하고 해체를 수행하고 용기에 담아 저장, 관리 작업을 주로 하기 때문이다. 또한 그밖에 인허가나 방사선 및 환경 감시 또는 지원 업무들이 해당될 수 있다.

### 2.3 해체작업과 관련된 ISDC 코드의 선별

ISDC 코드를 선별하기 위해서 ISDC코드와 가장 가까운 해체작업 절차서의 문장 내용을 관련시킨다. 이러한 내용은 주로 해체작업을 실시한 내용을 기술하는 '절차'부분에서 ISDC 코드가 선별될 수 있다.

다음은 해체작업과 관련된 ISDC코드를 선별하기 위한 방법의 예다. '방사화 콘크리트의 제거'의 해체작업 절차서에서는 '방사선작업허가서 신청'이라는 문장이 있고 이것은 ISDC에서 '인허가 신청 및 인허가 승인(01.0501)'과 관련되어 있다. 또한 작업자 교육은 '개인 관리 및 훈련(08.0305)과 '산업 안전(08.0402)와 관련되어 있다. 실제 작업과 관련된 내용 중에서 '빔포트 주변의 방사화 콘크리트를 제거'하는 활동에서는 ISDC 코드의 '건물 내장 요소 제거(04.0701)'와 일치한다. 이는 매립 배관 주위의 콘크리트 구조물 제거와 매립배관 제거를 포함하기 때문이다.

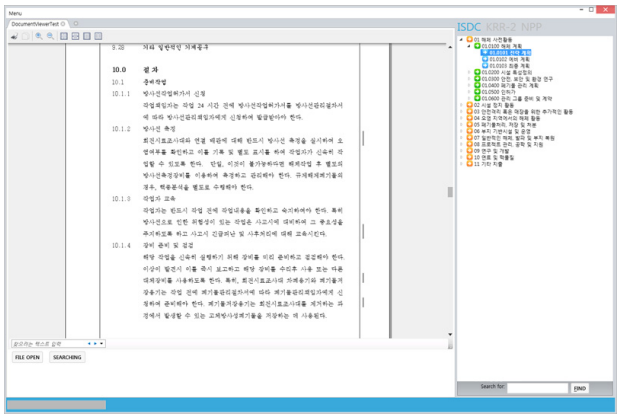


Fig. 1. Example of ISDC searching program.

이러한 일련의 과정을 해체작업절차서의 내용을 검색하고 적당한 ISDC코드를 찾아주는 방법을 Fig. 1과 같이 전산화하는 방법으로 수행할 수 있다. 먼저 프로그램에서 해체작업절차서의 내용을 읽어가면서 ISDC코드의 제목을 찾는다. 이때, 검색함수에서는 같은 내용의 스트링을 찾는다. 예를 들어, '방사화 콘크리트의 제거' 해체작업 절차서의 '인허가'는 ISDC코드에서 '인허가 신청 및 인허가 승인(01.0501)'의 '인허가'스트링과 일치한다. 이렇게 일치되는 내용은 검색의 질을 높이기 위하여 해체작업 절차서에서 문장검색 범위를 한 문단으로 정한 뒤 나오는 각종 단어들을 ISDC코드에서 찾는다.

## 3. 결론

각 국에서 해체 비용평가를 위해서 다양한 노력을 하고 있다. 특히, OECD/NEA에서는 ISDC를 이용하여 해체 비용평가 항목을 선정하도록 권장하고 있으며 IAEA에서는 Cost Estimation for Research Reactors in Excel(CERREX)[3]를 제작하여 해체 비용에서 제한된 경험을 가진 나라들을 대상으로 누구나 쉽게 해체비용평가를 할 수 있도록 제공하고 있다. 도출된 ISDC 해체활동 비용평가 대상 항목들을 연구로 해체 경험 자료인 해체작업 절차서에서 자동으로 선별해 주는 프로그램을 개발하고 있으며, 도출된 항목들에 대해 코드를 부여하여 해체 비용 평가 프로그램에서 활용할 수 있도록 하였다. 본 논문에서 제시된 이러한 방법론은 추후 확대 이용하여 원전 및 국내 원자력시설의 해체비용 평가에도 적용할 수 있도록 할 예정이다. 향후 연구에서는 검색기능을 좀 더 발전 시켜 검색되는 ISDC코드의 질을 향상시키기 위한 연구를 하고 있다.

## 4. 참고문헌


[1] 박승국, 조운형, 문제권, "원자력시설 해체작업에 필요한 유닛생산성 산출 시스템", 한국정보과학회, 9-12, 2011.

[2] OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, EUROPEAN COMMISSION, 'International Structure for Decommissioning Costing (ISDC) of Nuclear Installations' OECD/NEA Report No. 7088, (2012).

[3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Cost Estimation for Research Reactor Decommissioning, Nuclear Energy Series Report, IAEA, Vienna (2012).

# 콘크리트의 오염상태에 따른 효율적 처리방법 개발

**김승수***, 한규성, 구대서, 김계남, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nsskim@kaeri.re.kr

## 1. 서론

원자력 시설을 해체하였을 경우, 콘크리트 폐기물이 가장 큰 부피를 차지하는 것으로 예측되고 있다. 원자력연구원에서는 우라늄변환시설을 복원하는 과정에서 1500 드럼이상의 콘크리트 폐기물이 발생하였다. 이 콘크리트를 방사성폐기물 처분장에 모두 처분한다면, 막대한 처분비용 뿐 아니라 처분장의 효율성도 저하되게 된다.

방사성 원소로 오염된 콘크리트의 제염연구는 국내외적으로 지금까지 많이 수행되지 않았다. 다만, 방사성 물질 취급시설로부터 오염된 콘크리트를 물리적으로 분리하기 위한 pneumatic drilling, 혹은 laser ablation [1] 등이 연구되었다. 또한, 콘크리트 산업폐기물을 가열하여 시멘트 분말을 골재로부터 분리시키는 방법을 응용하여 방사성 콘크리트 폐기물로부터 방사성핵종을 많이 포함한 시멘트를 골재와 분리하여 콘크리트 폐기물의 부피를 줄이는 연구가 진행된 바 있다.

본 연구에서는 우라늄변환시설에서 채취한 콘크리트 폐기물을 보다 효율적으로 처리하는 방법을 개발하고자 하였다.

## 2. 실험

### 2.1. 콘크리트폐기물의 분류

우라늄으로 오염된 콘크리트 폐기물을 채취한 위치에 따라 그 조성과 오염정도가 다르므로 건물의 벽과 바닥면, 그리고 바닥 깊은 곳에서 채취한 시료로 나누었다. Fig. 1에서 보듯이 건물의 콘크리트 바닥 시편은 표면이 에폭시로 코팅되어 있으므로 다른 시편과 쉽게 구별되었다. 벽면 시편은 대부분 벽돌로 되어있어 자갈과 같은 큰 골재 없이 시멘트와 모래로 되어있다. 그 외에 콘크리트 폐기물은 대부분 건물의 기초 부분에 해당하므로 철근과 같이 섞여 있었다.



(a) (b) (c)

Fig. 1. Concrete wastes from (a) floor, (b) underfloor, and (c) wall.

### 2.2. 제염실험

건물의 콘크리트 바닥면에서 채취한 시편은 에폭시를 제거하기 위하여 600℃ 이상으로 가열된 소각로 1차 chamber에서 태웠다. 발생된 기체는 800℃ 이상으로 가열된 2차 chamber에서 완전연소 시켰으며, 이 배기가스는 냉각기를 통하여 150℃ 부근으로 냉각시킨 후 필터를 통하여 배출시켰다. 연소된 시편은 글러브박스에서 오염정도를 체크하면서, 표면을 그라인더로 제거하였다. 갈아낸 분말은 모아 2차방사성폐기물로 처리하였으며, 나머지 부분은 jaw crusher로 파쇄한 다음, 감마스펙트로미터를 측정하여 시편의 제염여부를 검사하였다. 벽에서 채취한 시편은 우라늄이 오염된 부분이 노란색 혹은 황색을 나타내었다. 따라서 글러브박스에서 이 부분을 제거한 다음, 가열과정이 없이 에폭시가 붙어있는 시편과 동일하게 처리하였다.

건물의 바닥 표면 아래에서 채취한 시편은 jaw crusher로 파쇄한 다음, 전동체로 쳐서 1 mm 이상의 시편은 볼밀에 넣었다. 콘크리트와 유사한 부피의 물을 넣고 질산을 넣어 pH를 약 0.5 정도로 맞춰 2회 세척하였다. 그 후 소량의 물로 씻은 다음, 감마스펙트로미터를 측정하여 시편의 제염 여부를 체크하였다. 만약, 이들이 자체처분 규제치를 넘었을 경우, 한 번 더 질산으로 세척하였다. 1 mm 이하의 시편은 세척조에 넣고 볼밀에서 나온 세척액으로 1차 세척하였다. 그 다음, 시편의 방사능을 측정하여 방사능이 매우 높을 경우는 동전기로, 그렇지 않은 경우는 세척조에서 자체처분 규제값을 이하에 도달할 때까지 수차례 세척하였다.

## 3. 결과 및 토의

방사선실험실의 바닥은 방사선 물질의 바닥에 스며드는 것을 방지하기 위하여 에폭시 혹은 우레탄으로 코팅되어야 한다. 그러나 실제 이 에폭시가 붙어있는 시편에서 고농도의 우라늄이 검출되었으므로 이를 제거하여야 한다. 경화된 에폭시는 용해가 거의 불가하므로 태우는 방법을 사용하였다. 600℃ 이상으로 가열되었던 콘크리트는 접속력이 약화되어 글러브박스에서 끌 등으로도 쉽게 표면을 제거할 수 있었다. 우라늄은 강염기 조건에서 쉽게 수산화물 침전을 형성하므로 시멘트 혹은 콘크리트와 같이 물과 접하여 pH를 강염기로 만드는 물질에 깊이 침투하지 못하였다. 따라서 에폭시를 태운 시편의 표면을 3 mm 정도 제거하였을 경우, 대분의 우라늄이 제거되었다.

벽면에서 채취한 시편은 우라늄으로 오염된 부분이 노란색 혹은 황색을 나타내므로 이 부분을 제거하였다. 특히, 벽면 시편은 바닥의 기초 콘크리트와 달리 많은 부분이 벽돌로 되어 있으므로 이를 산으로 세척하면 벽돌에서 많은 시멘트가 용해되어 2차폐기물의 양이 많이 증가하게 되므로 건물의 기초 콘크리트 시편과 달리 처리해야 한다.

건물의 바닥 아래 해당하는 부분에서 채취한 시편은 30 mm 이하로 파쇄 후 입자크기를 5 mm 이상, 1-5 mm, 1 mm 이하로 나누었는데, 이는 1 mm 이하의 입자가 볼밀에서 혼합되었을 경우, 우라늄의 농도가 높을뿐더러 용액이 겔 상태로 되어 고체/액체의 분리가 어렵다. 그러나 5 mm 이상과 1-5 mm 입자는 제염정도에서 차이가 크게 나지 않았고, 고체/액체의 분리에서도 큰 문제가 발생치 않으므로 같이 혼합하여 처리하였다.

이상의 실험결과들로부터 우라늄으로 오염된 콘크리트 폐기물의 제염방법을 종합하여 Fig. 2를 얻었다.

## 4. 결론

콘크리트 폐기물을 효과적으로 제염하기 위해서는 시료의 조성 및 시료채취 위치, 그리고 오염핵종의 특성 등에 따라 오염정도와 오염형태가 달라질 수 있다. 우라늄변환공장에서 발생한 우라늄으로 오염된 콘크리트를 Fig. 2와 같이 건물의 벽면과 바닥 미장부분, 바닥 기초부분으로 나누어 달리 처리할 경우, 2차폐기물의 발생량을 크게 줄일 수 있을 것이다.

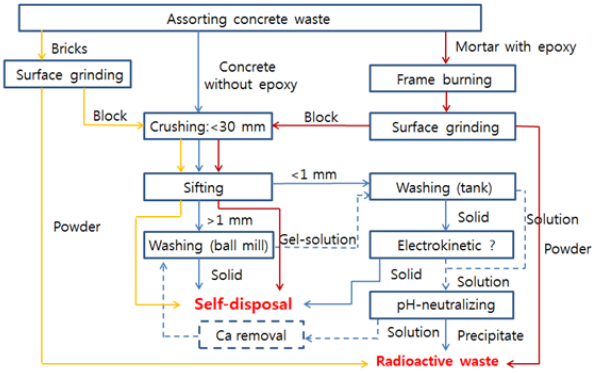



Fig. 2. Developed decontamination process for U-contaminate concrete.

## 5. 참고문헌

[1] Lippmann W, Knorr J, Wolf R, Reinecke A, Decontamination of silicate surfaces by laser ablation with simultaneous conditioning of waste products. Institute of Power Engineering, Chair of Nuclear Engineering, University of Technology Dresden, 2006.

# ITER 금속폐기물에 대한 원격 시편채취 기술개발

**홍권표***, 김성근, 오완호, 정상희, 안홍주, 박명철, 안상복, 전용범
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kp8452@gmail.com

## 1. 서론

ITER(국제열핵융합실험로)의 토카막 진공용기 구조부품들은 핵융합반응과정에서 방사성물질이 되며, 수리 및 교체 과정을 통해 중준위방사성폐기물(B형폐기물)로 된다. 이들 폐기물은 핫셀에서 원격으로 처리되는데, 현재 ITER에 구축되고 있는 폐기물처리공정은 부피감축을 위한 절단, 삼중수소제거, 샘플링 및 측정, 특성조사, 포장 및 저장 등이다. 샘플링은 폐기물내 삼중수소 함량을 알아내기 위한 것으로 폐기물로부터 소량의 시편을 채취하고 분석하는 것이다. 샘플링의 어려운 점은 주로 스테인레스스틸(SS)인 대형의 금속물체를 대상으로 그 표면에서 원격으로 소량의 샘플을 채취해야 하는 것이다. 또 그 과정에서 냉각수도 사용치 말아야 한다. 이러한 샘플링의 방법으로 코어샘플링, 칩샘플링, 웨지샘플링 등 세가지 샘플링 기술들이 개발 중에 있다.

## 2. 본론

### 2.1 샘플링의 요건 및 기술개발 항목

ITER에 발생되는 중준위 금속폐기물 재질은 주로 스테인레스스틸(SS)이다. 이 외에도 텅스텐(W), 구리합금(CuCrZr), 베릴륨 등이 있으나 베릴륨의 경우 독성으로 인하여 샘플링 대상에서 배제되었고, 텅스텐의 경우는 가공이 난이하다는 문제점이 있다. 또한 ITER 핫셀에서는 삼중수소의 오염확산을 억제하기 위해 핫셀 내에서 물이나 유기액체의 사용을 제한하고 있다. 따라서 이번 샘플링 기술개발에서도 공기냉각 방식을 적용하였다.

현재 개발하고 있는 샘플링 기술은 3종류인데, 그 각각은 코어샘플링(core sampling), 칩샘플링(chip sampling), 웨지샘플링(wedge sampling)으로서 Table 1과 같다.

Table 1. Items of sampling experiment

| Techniques | Objects | Sampling tools | Cooling method | Deuterium analysis |
|---|---|---|---|---|
| Core sampling | SS, Cu < 50 mm-th | Broach cutter | Air | No |
| Chip sampling | SS, Cu < 5 mm-th | Small drill | Air | Yes (by melting) |
| Wedge sampling | SS, Cu < 100 mm-th | Wheel saw (End mill) | Air | No |

이들 세가지 기술 중 코어샘플링은 대상체의 두께에 제한(약 100 mm 이하)이 있고, 나머지는 대상체 두께에 제한이 없으나 이번 연구에서는 실험을 위해 위 Table 1와 같은 시편을 준비하였다.

### 2.2 코어샘플링

코어샘플링은 평편한 금속표면에 수직으로 코어드릴링하여 코어샘플을 채취하는 것이다. 샘플이 모재로부터 분리되기 위해서는 모재를 관통하여야 하므로 두꺼운 물체에 대해서는 적용하기 어렵다. 이번 실험에서는 공기냉각 방식으로 샘플링할 수 있는 최대 두께를 확인할 예정이고, 가공조건, 드릴비트의 수명 등을 함께 확인할 예정이다. Fig. 1은 이번 실험에 사용될 가공장비이고 Fig. 2는 5 cm 정도를 코어링 할 수 있는 공구이다.

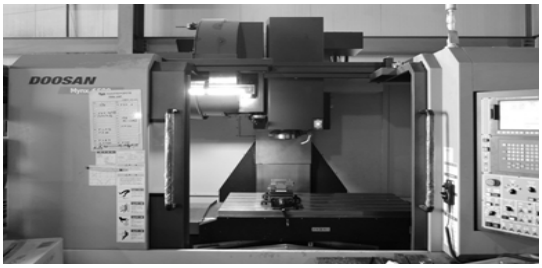



Fig. 1. Machining center (Mynx-6500).

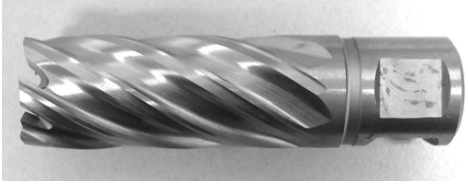


Fig. 2. Broach cutter(TnC Chark Co.)

또한 드릴링 중에 코어시편의 온도가 어느정도 올라가는지를 알기 위해 코어시편 중앙에 열전대를 삽입하여 드릴링 중에 온도를 측정할 예정인데, 그림 3은 core sample의 온도측정 개념도 인데, 10.5 mm의 내경을 갖는 코어드릴의 드릴링 위치와 열전대의 삽입위치를 볼 수 있다.

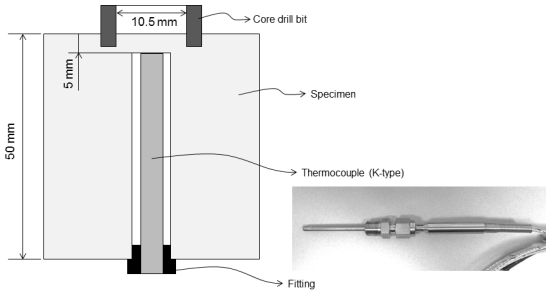



Fig. 3. Temperature measurement of sample.

### 2.3 칩 샘플링

칩 샘플링은 드릴링할 때 부수적으로 얻어지는 칩을 샘플로 채취하는 것이다. 샘플채취는 비교적 쉽게 가능하지만 샘플링 도중에 칩 속의 삼중수소가 유실되므로 수소함량 분석에는 어려움이 있다. 하지만 이 기술이 완성되면 핫셀 내에서 실시간으로 온라인 측정까지 가능하게 되므로 시편채취 후 분석실까지 이송하는 다른 기술에 비해 획기적인 기술이라 할 수 있다.

이번 실험에서는 칩샘플링 전후에 시편 및 칩의 수소함량의 변화를 측정하여 샘플링과정에서의 수소유실의 양상을 파악할 예정이다.

우선 시편준비 단계에서 시편의 크기는 수소함량 분석이 가능하도록 직경 4 mm, 높이 5 mm 인 원기둥 형태로 한다. 두 번째 단계로 수소 장입실험을 수행하는데 수소장입량은 다양하게 하여 함량에 따른 유실량 차이도 분석한다.

수소가 장입된 시편들은 드릴링하기 전에 수소함량을 측정하고 드릴링 후에 칩과 잔유시편의 함량을 측정한다. 이렇게 하면 드릴링 과정에서의 수소유실에 관한 정보를 얻을 수 있다. 수소함량 분석은 시편을 녹여서(melting) 분석하는데 LECO RH404 장비를 사용할 예정이다.

추가로 시편의 깊이별 수소함량 차이를 알아내기 위해 드릴링 시 깊이별로 칩을 수거하여 각각 수소함량을 측정할 계획이다.

### 2.4 웨지 샘플링

웨지 샘플링은 금속물체 표면 부위에서 관통없이 샘플을 채취하는 것으로 여기서의 핵심기술은 사면절단(slope cutting)기술이다.

스테인레스스틸의 표면을 사면절단하기도 어렵지만 이를 냉각수 없이 절단해 내기 위해서는 그에 맞는 강도를 가진 원형톱을 사용해야 한다.

Fig. 4는 웨지샘플링의 개념도이다.

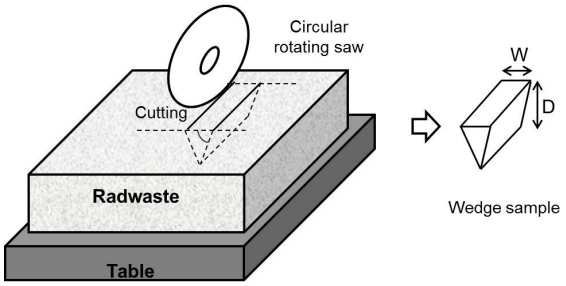



Fig. 4. Wedge sampling by circular saw.

이번 실험에서는 톱날을 수직으로 고정하고 물체를 기울여 사면절단 실험을 수행할 예정이다.

## 3. 결론

한 샘플링 기술을 정리, 소개하였다. 샘플링 기술은 세가지 방향으로 개발 중인데, 그 각각은 코어샘플링, 칩샘플링, 웨지샘플링이다.

코어샘플링 기술은 대상물을 관통해서 코어샘플을 채취하는 것이고, 약 50 mm 이하 두께의 대상물에 적용하여 실험 중이다. 칩샘플링은 드릴링할 때 생기는 칩을 샘플로 채취하는 것으로 칩 생성과정에서 시편속의 함유수소가 얼마나 유실되는지도 측정할 계획이다. 웨지샘플링은 원형톱을 이용한 사면절단(slope cutting) 방식으로 쐐기형태의 샘플을 채취하는 기술이다.

위의 세가지 기술은 모두 ITER B형 폐기물에 대해 적용하기 위한 것으로 냉각수 없이 샘플링이 가능하도록 개발하고 있다.

## 4. 참고문헌

[1] Type B radwaste treatment plan in ITER, 254, 2015 International Hanaro Symposium.

# 토양에서 용출된 우라늄오염 금속산화물 고화체 실험

**성현희***, 구대서, 김계남, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*shh414@kaeri.re.kr

## 1. 서론

원자력시설 운영 및 발전소의 수명 종료 후 시설의 해체과정에서 방사성물질로 오염된 토양이 부지내 존재하게 된다. 이에 따라 발생된 방사성물질이 함유된 토양을 제염하여 복원하는 방법으로 동전기제염기술을 개발하여 실험 중에 있다. 즉 오염토양을 세척하여 방사성물질을 약 50-60% 정도 제거하고 세척된 토양은 동전기장치에 투입시켜 방사성물질을 최대한 제거하여 오염된 토양을 복원시키는 기술이다. 이러한 공정과정에서 동전기 공정장치의 음극 내에서 pH의 상승에 의해 미세입자로 구성되어있는 금속산화물이 발생한다. 방사성물질을 완벽하게 제염 하는 기술은 연구 진행 중 이기에 추후 방사성 폐기물 저장고로 운반하기 위해서 해당 방사성 물질을 분류하여 금속산화물로 고화하여 준비 하여야 한다.

고화방법으로는 시멘트, 세라믹, 유리, 아스팔트, 폴리머, 복합매질 등으로 다양하게 있다. 그중에서 시멘트고화는 원자력 관련시설 및 핵연료주기 시설에서 발생하는 중·저준위 방사성 폐기물을 고화하는 기술로서 오래되고 많은 경험이 축적된 기술이다. 시멘트고화는 재료 및 기술이 잘 알려져 있고, 다양한 폐기물에 적용이 가능하며, 가격이 저렴하면서도 기계적인 강도가 우수한 고화방법이다. 따라서 고화방법으로 시멘트고화를 선택하였으며, 다음과 같이 수행하였다.

## 2. 본론

### 2.1 금속산화물 고화체 실험

방사성에 오염된 토양을 세척-동전기제염장치로 제염 시 음극에서 전해질들이 발생한다. 전해질들은 오염된 토양에 포함된 중금속이온을 함유하고 있으며, 다음과 같은 식으로 금속산화물로 변한다.

$$\begin{aligned} 2H_2O + 2e^- &\rightarrow 2OH^- + H_2 \\ Ca_2 + 2OH^- &\rightarrow Ca(OH)_2 \\ Ca(OH)_2 &\rightarrow CaO + H_2O \end{aligned} \quad (1)$$

토양에 포함된 Al, Fe, Ca, U, Si 또한 높은 pH로 인해 $Al_2O_3$, $Fe_2O_3$, $CaO$, $UO_2$, $MgO$, $SiO_2$로 변한다. 발생한 금속산화물들은 미세입자로 구성되어 있기 때문에 방사성 폐기물 저장고로 보내기 위해 고화하는 실험을 진행했다. 고화체 실험에 앞서 방사성 폐기물 건전성 시험을 실시할 수 있는 시험규격을 만족하는(직경 50mm 높이 100mm)몰드를 제작하였다. 금속산화물은 동일한 practical 크기를 위해 분쇄기에 갈은 후 1.4mm 채에 걸러 사용하였다. 고화에 사용될 시멘트는 포틀랜드시멘트 1종을 사용하였다.

### 2.2 최적의 혼합비 선정

먼저 물, 금속산화물, 시멘트의 고화체 제작에 최적 혼합비를 실험을 통하여 찾고자 하였다. Table 1에서 금속산화물의 밀도는 1.2 g/$cm^3$이었으며, 시멘트의 밀도는 3.15 g/$cm^3$이다. 최종부피($V_f$) / 시료의 부피($V_i$) * 100이 150%를 초과하지 않는 범위에서 압축강도가 가장 높은 값을 가지는 것을 목표로 한다. 실험결과, 시멘트의 비율이 높을수록 압축강도가 높게 측정되었으나, 부피비율 또한 증가하게 되므로 금속산화물, 시멘트 물의 적절한 혼합비를 찾는 것이 중요하다.

Table 1. The mixing ratio

| Number | Metal oxide (g) | Water (g) | Cement (g) |
|---|---|---|---|
| C-1 | 0.8 (131.4) | 0.45 (73.9) | 1 (164.3) |
| C-2 | 1.0 (147.2) | 0.45 (66.2) | 1 (147.2) |
| C-3 | 1.5 (175.2) | 0.45 (52.6) | 1 (116.8) |
| C-4 | 2.0 (193.6) | 0.45 (43.6) | 1 (96.8) |
| C-5 | 2.5 (206.63) | 0.45 (37.2) | 1 (82.7) |



Fig. 1. The mixing process (metal oxides size : smaller than 1.4mm).

### 2.3 압축강도 시험

고화체가 처분장의 수직하중에 견딜 수 있는지를 평가하는 시험으로 압축강도 시험을 진행하였다. 금속산화물의 비율에 따른 시멘트 고화체의 강도 변화를 평가하기 위하여 압축강도 측정 절차서(HCT-DC 50)에 따라 28 일 동안 경화된 고화체로 압축강도를 측정하였다. 압축강도시험기는 디지털로 하중 값이 표시되고, 전도유압식으로 구동되는 시험기를 사용하였다. 시험 조건들로는 시편의 단면적이 19.625 $cm^2$, 길이가 10 cm, 그리고 압축강도 측정 시 영향을 주는 인자로서 재하속도를 초당 3 $kgf/cm^2$로 설정하였다. 압축강도는 최대하중값에 단면적을 나누어 구하였다. 실험 결과 값은 ASTM C39 원주형 콘크리트 시편의 압축강도 표준시험기준에 따라 압축강도 34 $kgf/cm^2$, 500 psi, 0.098 N/$mm^2$이상의 범위를 만족하는 지를 확인하였다.

Table 2. Compression Test

| Namber | Force ($kgf/cm^2$) | $V_f/\ V_i \times 100$ |
|---|---|---|
| C-1 | 210.78 | 193 |
| C-2 | 182.33 | 172 |
| C-3 | 165.51 | 165 |
| C-4 | 131.43 | 154 |
| C-5 | 112.86 | 142 |

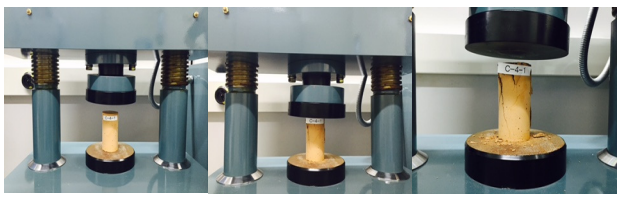


Fig. 2. Compression strength measuring process.

## 3. 결론

압축강도 측정결과 Table 2.에서 보듯이 시멘트의 비율을 높일수록 최종부피($V_f$) / 시료의 부피($V_i$) * 100의 값이 증가하여 인수기준에 미치지 못하였다. 하지만 시멘트 첨가에 따라 그 강도는 증가하는 경향을 보이고, 중·저준위방사성폐기물 인수기준에서 요구하는 경질 고화체에 대한 34 $kgf/cm^2$ 기준을 모두 만족하였다.

각각의 금속산화물, 물, 그리고 시멘트의 혼합비에 따른 압축강도 시험 결과는 금속산화물 양이 적을수록 그리고 이에 반하여 시멘트의 양이 많을수록 압축강도가 크게 나타남을 알 수 있었다.

0% 이하를 만족하는 값을 고려하여 처분장 인수기준에 적합한 비율은 금속산화물과 시멘트의 비 M/C가 2.0 ~ 2.5가 혼합비율로 적합함을 알 수 있었다.압축강도 제한 값 34 $kgf/cm^2$(500psi) 이상과 금속산화물의 초기 부피 대비 최종부피 비율 15

## 4. 참고문헌


[1] Choi, Yoon Suk, Yang, Eun Ik, "Characteristics of Pore Structures and Compressive Strength in the Radioactive Waste Repository Conrete Specimen exposed to Ground Water", Korea Concrete Institute Fall Society (2011).

[2] 김진만, 정지용, 최지호, 신상철, "중·저준위 방사성 폐기물 처리용 시멘트 고화체의 압축강도와 동탄성계수의 관계", 한국콘크리트학회 논문집 Vol. 25, No. 3, 321~329, June, 2013.

[3] 이윤지, 황두성, 이기원, 정경환, 문제권, "해체 콘크리트 폐기물 최종처분을 위한 시멘트 고화체 특성 평가", 한국방사성폐기물 학회 Volume 11 Number 4 (2013. 12), 271~280.

# 파이로 건식처리공정 발생 희토류 산화물 및 인산화물 고화를 위한 고화매질 개발

**최정훈***, 은희철, 이기락, 조인학, 이태교, 김나영, 박환서, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*mrchoijh@kaeri.re.kr

## 1. 서론

후행 핵연료주기에서 발생하는 방사성 폐기물은 고방사성, 고방열성 특징으로 인해 폐기물의 처분 방법에 관하여 활발히 연구가 수행되고 있다. 사용후핵연료로부터 U/TRU 등을 회수하여 SFR 등의 차세대 원자로의 연료로 재사용하고, 방사성 폐기물의 발생량 및 처분면적을 줄이기 위하여, 한국원자력연구원에서는 파이로 건식처리공정 (Pyrochemical process)을 개발 중에 있다.[1-3] LiCl 및 LiCl-KCl 용융염을 전해매질로 사용하는 파이로 건식처리공정은 전해환원, 전해정련 및 전해제련 공정으로 구성되며, 일련의 전기화학 공정처리 후 전해매질 내에는 방사성 핵종이 누적된다. 특히, 전해정련 및 제련공정에서는 LiCl-KCl 공융염이 염폐기물로 발생하게 되며, 공정이 진행됨에 따라 LiCl-KCl 공융염 내에는 방사성 희토류 핵종이 다량 농축되어 존재하게 된다. 이러한 희토류 염화물을 함유한 공융염 폐기물 감축을 위해서 희토류 핵종을 분리/제거한 후 정제된 공융염을 전해정련 공정에서 재사용하고, 분리된 희토류 핵종은 장기건전성이 확보된 형태의 고화체로 제조하여 최종 처분해야 한다.

공융염 폐기물 내 존재하는 희토류 핵종은 용융염 내 이온상태로 존재하고 있어 물리적인 방법으로 분리가 어렵기 때문에, 희토류 염화물을 공융염 내에서 불용성 화합물인 희토류 산화물 혹은 희토류 인산화물로 전환 후 제거하는 것에 관한 연구가 수행되고 있다. 희토류 염화물을 산소분산 혹은 산화제 투입을 이용하여 희토류 산화물로 전환하거나, $K_3PO_4$-$Li_3PO_4$ 인산화제를 이용하여 희토류 인산화물로 전환이 가능하게 된다. 이때 발생하는 폐기물은 희토류 산화물 및 희토류 인산화물이며, 각각의 공정에 대비하여 희토류 폐기물을 안정한 형태의 고화체로 제조하기 위한 고화매질을 개발할 필요가 있다.

본 연구에서는 파이로 건식처리공정에서 발생하는 희토류 산화물 및 인산화물을 안정한 형태로 고화하기 위하여, Alumino-borosilicate glass 및 Calcium phosphate glass계열의 유리매질을 이용하여 고화체를 제조하여 물리적 특성 분석을 수행하였다.

## 2. 본론

### 2.1 실험 방법

희토류 산화물을 고화하기 위하여 $SiO_2$-$Al_2O_3$-$B_2O_3$ system의 고화매질을 이용하였다. 구체적은 제조방법은 다음과 같다. 50wt%의 고화매질 ($SiO_2$-$Al_2O_3$-$B_2O_3$) 및 50wt%의 희토류 산화물을 mortar를 이용하여 grinding 및 mixing을 한 후, graphite 도가니에 tapping을 하며 충진하였다. 가열로에 도가니를 장입 후, 불활성 가스인 Ar으로 치환 후, 6 °C/min의 승온속도로 1,450°C까지 승온 후 4 시간 유지하였다. 상온으로 서서히 냉각한 후, graphite 도가니에서 희토류 산화물 고화체를 분리하였다. 희토류 인산화물을 고화하기 위하여 CaO-$P_2O_5$ 계열의 유리매질을 이용하였다. CaO, $NH_4H_2PO_4$, 및 고화대상 물질인 $NdPO_4$를 waste loading별로 혼합/미분쇄 후 500°C에서 두 시간 반응하여 $NH_4H_2PO_4$의 분해반응을 통해 $P_2O_5$를 공급하였다. 유리화를 위하여 1,100°C로 승온하여 용융 후, graphite plate에 decanting 후 급랭하여 희토류 인산화물 고화체를 제조하였다.

### 2.2 결과 및 고찰

파이로 건식처리공정의 공융염폐기물 핵종분리공정에서 발생하는 희토류 산화물 및 인산화물을 안정한 형태로 고화하기 위하여, 희토류 산화물의 경우 $SiO_2$-$Al_2O_3$-$B_2O_3$ system을 이용하여 희토류 산화물 고화체를 제조하였으며, 희토류 인산화물의 경우 CaO-$P_2O_5$ system의 유리매질을 이용하여 희토류 인산화물 고화체를 제조하였으며, 각 고화체의 제조특성 및 물리적 특성 분석을 수행하였다. Fig. 1 (a) 및 (b)에 나타낸 것처럼 각 고화매질을 이용하였을 경우, 희토류 산화물 및 인산화물 고화체는 거시적으로 상분리 없는 유리고화체를 형성하고 있는 것을 확인할 수 있었다. XRD 분석 결과, 각 고화체 모두 비정질 피크를 나타냄으로서 유리

화공정 중 결정질 생성 없이 비정질의 유리고화체를 형성한 것을 확인할 수 있었다. SEM분석에서도 상분리 및 특별한 geometric morphology가 관찰되지 않고, 균일한 상을 형성하고 있는 것을 확인할 수 있었다. 희토류 산화물 및 인산화물 폐기물의 waste loading에 따른 고화체 제조 특성을 확인한 결과, 희토류 산화물 고화체의 경우 50wt%까지 희토류 산화물을 고화할 수 있었다. 희토류 인산화물 고화체의 경우, 40wt%까지는 clear한 glass 상을 나타내는 것을 확인할 수 있었으나, 50wt%에서는 상분리가 일어나 glass phase를 형성하지 못하는 것을 확인할 수 있었다. XRD 결과로부터 0-40wt%까지는 특정 회절 피크가 관찰되지 않아 glass phase를 형성하고 있는 것을 확인할 수 있으나, 50wt%의 경우, 고화대상 물질인 $NdPO_4$가 고화매질과 용융되지 않고 원래의 상을 유지하고 있는 것을 확인할 수 있었다. 각 고화체의 밀도를  Archimedes 원리를 이용하여 측정하였다. 측정결과 희토류 산화물 고화체의 경우 3.6~4.0 g/cm$^3$이었으며, 희토류 인산화물 고화체의 경우, 2.6~3.1 g/cm$^3$의 밀도를 나타내었다. 또한 TMA 및 DSC 분석을 통하여 각 고화체의 유리전이 온도 분석을 수행하였다.

## 3. 결론

본 연구에서는 파이로 건식처리공정의 공융염폐기물 핵종분리공정에서 발생하는 희토류 산화물 혹은 인산화물을 고화하기 위하여, 각 고화매질을 이용하여 희토류 산화물 고화체 및 희토류 인산화물 고화체를 제조하였다. 희토류 산화물 고화체의 경우 waste loading 50wt%까지, 희토류 인산화물 고화체의 경우 waste loading 40wt%까지 유리고화체를 형성하는 것을 파악하였고, 밀도 및 유리전이온도 분석을 수행을 통하여 각 고화체의 물리적 특성 분석을 수행하였다.



(a) (b)

Fig. 1. (a) Rare earths oxide glass waste form, (b) Rare earths phosphate glass waste form.

## 4. 참고문헌


[1] H.S. Lee, J.M. Hur, J.G. Kim, D.H. Ahn, Y.Z. Cho and S.W. Paek, "Korean Pyrochemical Process R&D activities", Energy Procedia, 7, 391-395 (2011).

[2] H.S. Lee, G.I. Park, K.H. Kang, J.M. Hur, J.G. Kim, D.H. Ahn, Y.Z. Cho and E.H. Kim, "Pyroprocessing technology development at KAERI", Nucl. Eng. Technol., 43, 317-328 (2011).

[3] H.S. Lee, G.I. Park, J.W. Lee, K.H. Kang, J.M. Hur, J.G. Kim, S.W. Paek, I.T. Kim and I.J. Cho, "Current Status of Pyroprocessing Development at KAERI", Sci. Tech. Nucl. Install., 2013, 1-11 (2013).

# 2015 년 KAERI해체 프로젝트 관리 정보 시스템 개발 현황

**진형곤***, 박승국, 박희성, 송찬호,홍윤정
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jhg@kaeri.re.kr

## 1. 서론

다양한 정보관리시스템이 원전 해체 관리와 비용 추산, 그리고 프로젝트의 계획 및 기록 유지를 위해 해체 현장에서 개발되고 사용되어 왔다[1]. KAERI는 연구로 해체 경험을 가지고 있는 국내 단 하나의 전문가 그룹으로서, KRR-1 & 2 와 UCP (Uranium Conversion Plant)를 해체하는 동안 축적된 모든 데이터를 한 곳으로 모으는 컴퓨터 코드를 개발하기 위해 노력하고 있다. KRR-1 와 KRR-2는 세계적으로 건설된 연구용 원자로 TRIGA MARK 형식이다. 따라서, KAERI는 다른 TRIGA MARK 형식의 연구용 원자로를 해체할 때 사용 가능한 경험과 데이터를 이용할 수 있는 많은 기회를 가지고 있다. KAERI의 해체 관리 정보 시스템을 위한 DPMIS는 해체 경험 데이터를 효과적으로 재사용 하는데 목표를 두고 있다.

## 2. 본론

### 2.1 DPMIS 개발 계획 및 현황

DPMIS의 목표는 사용자의 특정 요구사항과 조건에 따라 사용자에게 알맞은 해체 계획서를 만드는 것이다. 예를 들어, 태국 및 인도네시아의 연구용 원자로는 TRIGA MARK 형식의 원자로이다. 그렇기 때문에 이들의 연구용 원자로 해체는 KRR-1 와 KRR-2의 해체와 공통된 많은 양의 경험과 데이터가 존재할 것이다. 해체의 기술과 절차적인 측면에서 재사용될 수 있는 많은 경험과 데이터들이 있지만, 국가의 해체정책에 의존하는 다양한 규정이 존재한다.

Fig. 1은 사용자의 요구에 따라 작동하는 방법을 보여주는 DPMIS의 계략도 이다. 최종제품의 더 나은 품질 및 정보를 해체에 재 사용하기 위해, DPMIS는 더 세분화되고, 재구성 되어야 한다. 최근 DPMIS를 사용하여 KRR-1 & 2의 해체경험 데이터를 성공적으로 변환하였고, DPMIS는 다른 연구용 원자로 해체의 경우에 대해서도 준비가 되어있다.

### 2.2 DPMIS의 주요 기능

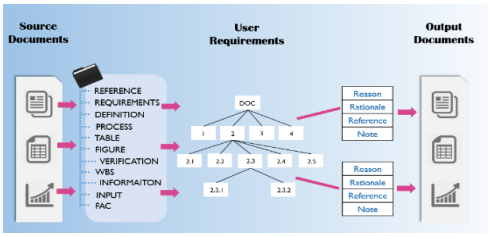



Fig. 1. KAERI DPMIS schematic diagram.

DPMIS는 다음과 같은 기능을 갖춰야 한다. 단기적으로, 데이터의 재구성과 재사용을 목표로 해야 하지만, 서버 - 클라이언트에 기반한 다중 사용자SE (system engineering) 기능을 구축하는 것은 오랜 시간이 소요될 것으로 보인다.

1. 템플릿 기능
2. 사용자 요구사항 구축
3. 요구사항 관리
4. 네트워크에 독립적인DBMS
5. 사용하기 쉬운 그래픽 인터페이스
6. 보고 및 인쇄

주요 기능의 세부 사항은 이 문서의 후면에서 설명 할 것이다.

### 2.3 DPMIS template

DPMIS의 템플릿 기능에서 가장 눈에 띄는 특징 중 하나는 전문가를 통해 주어진 시스템을 위한 사전에 정의된 해체 시나리오이다. 사용자는 그들의 특정 요구사항에 따라 시나리오를 시행하거나 수정할 수 있다. Fig. 2는 DPMIS를 실행했을 때의 첫 번째 화면을 보여주고 있다. DPMIS는 연구용 원자로 해체에 대한 일반 템플릿으로 시작된다. Fig. 3은 템플릿 화면을 자세히 보여주고 있다.

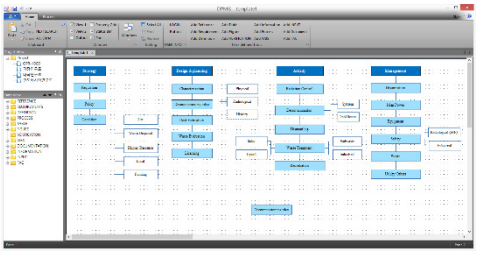


Fig. 2. Template view(1).

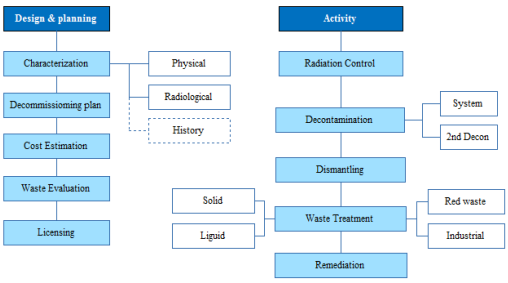



Fig. 3. Template view(2).

### 2.4 Data View Tree 구조

DPMIS는 세 가지 주요 views로 구성된다 : project view, data tree view, data manage- ment view. Project view는 템플릿을 기반으로 사용자에 의해 생성된 프로젝트 이름의 목록이다. DPMIS data view 12가지의 데이터 형식으로 구성되는데(reference, requirement, definition, process, table, figure, verification, WBS, documentation, information, input and FAC), 각각의 Item은 자신만의 data management view를 가지고 있다.

### 2.5 Decommission Planning View

해체 계획서 해체 과정의 가장 기본적인 문서로서 DPMIS의 최종 결과물이다. 각 장과 결합된 references, tables, figures 및 requirements는 view에서 관리할 수 있다. 사용자는 검색기능을 이용하여 WBS (work break-down structure)와 같은 정보와 참고문서 및 다른 문서들을 찾을 수 있고, 그것은 서로 링크될 수 있다. DPMIS에서 'drag & drop' 기능을 사용하여 두 Item을 연결할 수 있다.

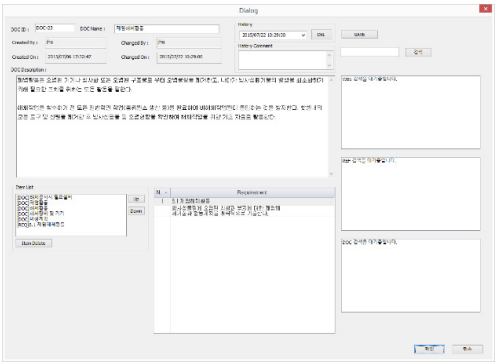


Fig. 4. DPMIS Planning view.

### 2.6 Reference, table 및 figure 관리

Reference와 table 및 figure는 해체 프로젝트에서 재사용 할 수 있는 대표적인 Item이다. 각 Item은 고유 ID를 가지고 있고, 어떠한 문서든지 참조 될 수 있다. DPMIS는 문서의 위치에 따라 각각 Item에 대한 고유 번호를 부여한다. Item이 수정되는 경우, 이력관리 기능을 통해 사용자는 수정되기 전의 항목을 찾을 수 있고, 수정된 Item은 자동으로 강조표시 된다.

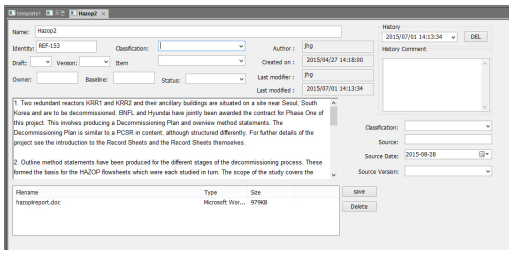


Fig. 5. Example of management view.

### 2.7 Process management view

DPMIS 는 2D 그래픽 프로세스 편집 기능을 제공한다. 사용자는 해체 절차를 구축할 수 있고, 일반적으로, DPMIS를 통해 검색할 수 있다. 각 절차의 설명은 더블클릭을 통해 수정할 수 있다.

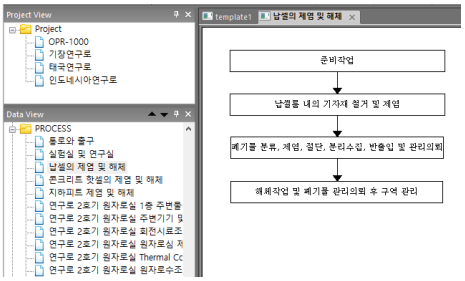



Fig. 6. Process management view.

### 2.8 DPMIS 개발의 향후 계획

KAERI DPMIS 개발 프로젝트는 2017년까지 완성하는 것으로 최종 예정되어있다. 현재 개발의 1단계는 완료되었고, field test는 진행 중이다. 다음 단계에서 진행될 서버 - 클라이언트에 기반한 다중 사용자 SE(system engineering) 기능 개발은 앞으로 지속적으로 업데이트 될 예정이다. 이것은 해체 계획에 적용할 수 있도록 DPMIS를 훨씬 더 실용적으로 만들어 줄 것이다.

## 3. 결론

한국의 해체 연구 분야의 책임있는 선도 그룹으로서, KAERI가 개발하고 있는 DPMIS 응용 프로그램은 한국의 해체산업의 중요한 결과물이 될 것이다. 사용하기 쉬운 그래픽 인터페이스와 많은 양의 해체 관련 정보는 원자로 해체사업을 이해하는데 많은 도움을 줄 것이고, 이를 위해 지속적인 노력과 자금이 연구에 전달될 것으로 예상된다.

## 4. References

[1] S. K. Park, S. B. Hong, et. al., "A Decommissioning Information Management System," the Korean Nuclear Society Spring Meeting Vol.1 (2007).

# 증기발생기 세정로봇의 분사장치 노즐 높이가 미치는 영향

**박병목***, 채경선, 신경욱, 정정남, 김일현, 민윤기, 김영국, 장희곤
세안기술(주), 서울특별시 금천구 가산디지털2로 184, 910호(가산동, 벽산디지털밸리 2차)
*pbm@sae-an.co.kr

## 1. 서론

원자력발전소 증기발생기 2차측 내부 튜브시트 상단 및 튜브표면에는 운전 경과 년 수에 따라 슬러지(Sludge)가 축적되어 증기발생기 전열관의 열효율 저하를 초래하게 된다. 슬러지의 성분으로는 산화철, 산화구리와 같은 부식생성물이며 이러한 부식생성물은 튜브시트 상단 및 튜브표면에 응집, 고착되어 열전달에 따른 열효율 저하 및 열응력 등의 문제를 발생시키므로 세정로봇을 이용하여 증기발생기 튜브시트 상단 및 튜브표면의 슬러지를 제거한다[1].

국내 원자력발전소에서 사용되어지는 세정로봇은 KALANS, OLAS 및 CECIL 등이 있다. 증기발생기 침적물제거(Lancing) 작업 시기는 원자력발전소 가동중에는 수행이 불가능함으로 원자력발전소 계획예방정비 기간에 이루어진다. 그러므로 정해진 계획예방정비의 기간 내에 증기발생기 2차측 내부 튜브시트 상단 및 튜브표면에 응집, 고착된 슬러지를 효율적으로 제거해야만 한다.

본 연구에서는 세정로봇의 분사장치에 천공된 노즐높이(Nozzle height)가 랜싱작업에 미치는 영향을 분석함으로써 현재보다 더 효율적인 슬러지 제거 방안을 제시하고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 분사노즐이 동일한 높이에 천공된 경우

KALANS Ⅲ 세정로봇의 분사노즐은 분사장치 측면 하단 좌우측에 각각 5개씩 동일한 높이에 천공되어져있어 세척수의 도달거리(Arrival distance)는 일정하며 세척수가 도달하는 지점에서의 세척수 압력 또한 동일하다[2].

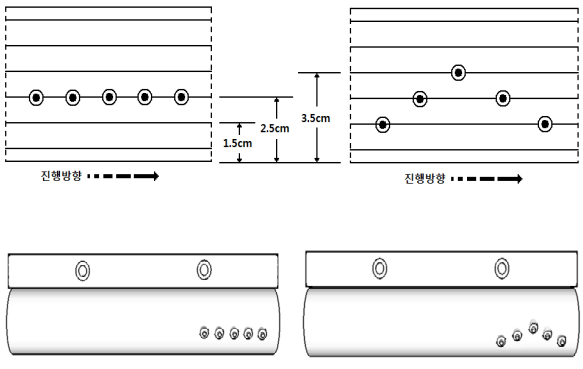
현재 KALANS Ⅲ 세정로봇을 이용하여 증기발생기 2차측 튜브시트 상단 및 튜브표면에 응집, 고착된 슬러지 제거시 세척수 도달거리는 분사장치의 각도 조절을 통해 근거리에서 원거리까지 세정하고 있다.

### 2.2 분사노즐이 상이한 높이에 천공된 경우

세정로봇의 분사장치에 노즐을 동일한 높이로 천공하지 않고 단계적으로 높이를 달리하여 노즐을 천공할 경우 분사장치의 각도가 일정하더라고 분사노즐을 통해 분사되는 세척수의 도달거리, 세척수 비거리(Driving distance of washing water), 분사각도(Jetting angle), 슬러지에 닿은 세척수의 압력이 달라질 것이다. 뿐만 아니라 노즐 높이를 낮은 쪽에서 단계적으로 높여 천공하게 되면 세척수에 의해 세정된 슬러지가 대각선 모양으로 밀려남으로 제거된 슬러지가 증기발생기 환형 공간 방향으로 원활하게 밀려나게 된다.

### 2.3 천공 노즐 높이에 따른 세척수 도달거리

Fig. 1은 동일한 높이에 천공된 현재의 노즐과 단계적인 높이를 가지고 천공된 개선된 천공 노즐을 도식화 한 것이며, Fig. 2는 위치별 명칭, Fig. 3.는 분사장치의 각도는 75.964°로 동일하지만 노즐 천공의 높이가 높아질수록 세척수의 도달거리는 증가함을 나타낸 것으로 천공 노즐의 높이가 1.5 cm 이고 분사장치의 각도가 75.964°인 경우 세척수의 도달 거리는 6 cm 이며, 이때 동일 각도의 분사장치이지만 노즐의 높이가 2.5 cm로 1.5 cm 보다 1 cm 높일 경우 세척수의 도달 거리가 4 cm 증가함을 알 수 있다.(단, 실제 분사장치는 튜브시트와 일정 높이를 두고 장착되어진다.)




[Equivalent nozzle] [Stepwise nozzle]

Fig. 1. Height of nozzle.

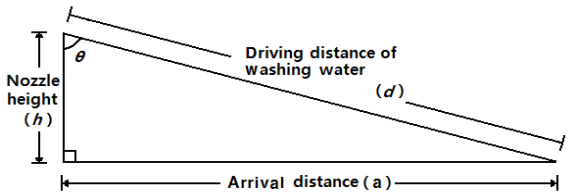



Fig. 2. Designation for position.

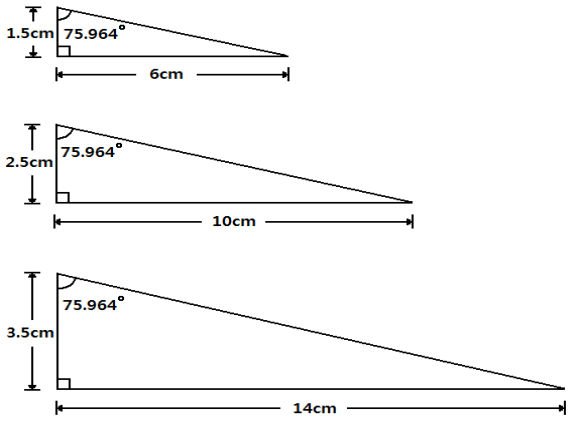



Fig. 3. Arrival distance for nozzle height.

### 2.4 노즐 높이에 따른 분사 각도 변화

세정로봇 분사장치에 천공된 노즐의 높이가 1.5 cm, 2.5 cm 및 3.5 cm로 각각 상이한 경우 각각의 분사노즐을 통해 분사되는 세척수의 도달거리가 10 cm가 되는 지점에서 분사노즐의 분사각도(Jetting angle)를 보면 모두 상이하게 된다. 또한 분사각도는 세척수 비거리에 영향을 미치며 그 값은 Table 1과 같다.

도달거리가 10 cm인 세척수는 노즐 분사각도가 큰 값을 가질수록 세척수의 비거리가 짧아져 슬러지를 타격하는 세척수의 속도가 빨라지고 슬러지에 입사하는 세척수의 각도는 작아지게 된다.

원자력발전소 증기발생기 2차측 내부 튜브시트 상단 및 튜브표면 슬러지를 제거함에 있어 슬러지의 형상 및 고착정도에 따라 세척수의 분사 압력외 분사각도도 슬러지 제거 효율에 영향을 주는 요인이 된다.

Table 1. Driving distance of washing water for nozzle height in the arrival distance 10 cm

| Nozzle height | Arrival distance | Jetting angle | Driving distance of washing water |
|---|---|---|---|
| 1.5cm | 10cm | 81.470° | 10.112cm |
| 2.5cm | 10cm | 75.964° | 10.308cm |
| 3.5cm | 10cm | 70.709° | 10.595cm |

### 2.4 식

분사장치의 노즐이 갖는 각도는 세척수 도달거리를 노즐높이로 나눈 공식 (1)에 의해 계산되어지며, 세척수 비거리는 공식 (2)에 의해 구해진다.

$$\tan\theta = \frac{a}{h} \qquad (1)$$

$$d = \sqrt{(h)^2 + (a)^2} \qquad (2)$$

- Jetting angle : $\theta$
- Nozzle Height : $h$
- Driving distance of washing water : $d$
- Arrival distance : $a$

## 3. 결론

원자력발전소 증기발생기 2차측 내부 튜브시트 상단 및 튜브표면에는 운전 경과 년 수에 따라 슬러지가 축적되어 증기발생기 전열관의 열효율 저하를 초래한다. 이러한 문제 해결을 위해 수행되는 랜싱작업은 계획예방정비 기간 내에 수행되어져야 함으로 랜싱작업의 효율적 운영을 통해 최적의 슬러지 제거가 이뤄져야 할 것이다. 본 연구에서 제시한 세정로봇 분사장치 분사노즐 높이를 단계적으로 달리하여 천공할 경우 슬러지 제거, 슬러지 Suction 및 랜싱작업의 시간단축 등에 영향을 줄 것이다.

또한 본 연구의 결과는 방사성물질에 의해 표면이 오염되어 제염이 필요시 되는 방사성폐기물 표면제염 분야에도 적용이 가능한 기술로 특히, 자동화된 제염장치의 분사노즐 위치, 분사각도, 세척수의 분사속도 등에 활용이 가능할 것으로 보이며, 차후 본 연구에서 다루지 않은 세척수의 온도 및 기타 인자 등에 따른 슬러지 제거 향상 연구 등 원자력발전소 증기발생기의 효율 향상에 필요한 기술개발은 계속 수행되어져야 할 것이다.

## 4. 참고문헌

[1] 배용한, "증기발생기 튜브시트 전구간 세정용 세정로봇", 특허, 2012.05.11 등록. 등록번호 10-1147356.

[2] 한빛 1,2호기 증기발생기 2차측 침적물제거(Lancing), 세안기술(주) 정비절차서, 2013.

# 원전 해체 시 오염 콘크리트에 적용되는 제염기술의 비교

**신경욱***, 채경선, 박병목, 전상환, 정두성, 정도영
세안기술(주), 서울 금천구 가산디지털2로 184, 910호
*and9211@sae-an.co.kr

## 1. 서론

국내 원전은 1978년 고리 1호기 상업운전을 시작으로 최근 신월성 2호기 상업운전까지 총 24기의 원전이 상업운전 중에 있다. 이 중 월성 1호기는 2012년 11월 운영허가기간 만료로 발전을 멈춘 이래 최근 발전을 재개하였고, 고리 1호기는 1차 계속운전이 종료되는 2017년 6월 이후 영구정지 될 예정이며, 원자로 냉각기간 5년을 거쳐 원전 해체가 이루어질 전망이다. 원전 해체는 즉시해체(Immediate dismantling) 및 지연해체(Deferred dismantling), 영구밀봉(Entombment) 하는 방식이 있으며, 해체 수행은 해체준비, 제염, 절단/철거, 폐기물 처리, 부지복원의 단계로 진행된다. 이 중 제염단계에서 제염기술의 선정 및 적용은 작업자의 방사선 피폭 및 방사성폐기물 발생에 중요한 영향을 준다.

## 2. 본론

### 2.1 The generation of radioactive waste

원전 해체폐기물은 비방사성폐기물과 방사성폐기물로 구분할 수 있고, 비방사성폐기물은 일반폐기물처럼 매립 또는 재활용으로 처리하며 방사성폐기물은 영구처분 또는 제염을 통해 비방사성폐기물처럼 처리할 수 있다. 다음은 원전 해체로 인한 방사성폐기물의 예측 발생량이다[1].

Table 1. Typical radioactive material generation from decommissioning

| Radioactive material generation | GCR (250MWe) | PWR (900~1300MWe) |
|---|---|---|
| Irradiated carbon steel | 3000 | - |
| Activated steel | - | 650 |
| Graphite | 2500 | - |
| Activated concrete | 600 | 300 |
| Contaminated ferritic steel | 6000 | 2400 |
| Steel likely to be contaminated | - | 1100 |
| Contaminated concrete | 150 | 600 |
| Contaminated lagging | 150 | 150 |
| Contaminated technological waste | - | 1000 |

### 2.2 Concrete decontamination techniques

원전 해체 시 제염기술은 크게 원자로 냉각재계통을 화학적인 방법으로 제거하는 계통제염 기술과 절단된 기기 또는 배관 표면을 물리적.화학적인 방법으로 제거하는 기기제염 기술 및 건물 표면을 물리적 방법으로 제거하는 제염기술로 구분할 수 있다. 이 중 건물표면 등의 콘크리트 제염에 적용하는 물리적 제염기술은 다음과 같다.

#### 2.2.1 Scarifying techniques

코팅 또는 비코팅된 콘크리트 표면을 물리적으로 연마하는 기술로 오염되지 않는 깊이까지 다층의 오염된 표면을 제거할 수 있으며 이와 같은 기술의 종류로는 Needle Scaling, Scabbling, Shaving /Milling 등이 있으며, 손에 쥐고 사용할 수 있는 소형장비를 통한 Scarifying techniques은 다음과 같다[2].

Table 2. Comparison of Scarifying Techniques

| Technique | Advantage | Drawbacks |
|---|---|---|
| Needle scaling (hand held) | • Flexible handing<br>• Suitable for hard to reach areas<br>• No secondary waste<br>• Light weight tool | • High vibration level<br>• Low yield(limited surface area coverage) |
| Scabbling (hand held) | • Flexible handing<br>• Suitable for hard to reach areas<br>• No secondary waste<br>• Light weight tool | • High vibration level<br>• Rough finishing<br>• Low yield(limited surface area coverage) |
| Shaving/ Grinding (hand held) | • Very good finishing<br>• High yield<br>• High performance<br>• Low vibration level<br>• Collection of dust and debris by default<br>• No secondary waste | • Fine dust<br>• Not suitable for surface<br>• Sensitive to metal inserts<br>• High consumable cost |

#### 2.2.2 Abrasive blasting techniques

표면의 유리성 또는 고착성 오염물질을 제거하는 대표적인 방법이며 연마재는 플라스틱, 유리, 스틸비드, 스틸 그리트 및 산화 알루미늄 등을 사용하고 연마재의 선택은 물질이나 표면 등에 따라 달라질 수 있다. 장점으로는 표면의 페인트, 코팅제거

등 표면처리에 효과적이고 다양한 기하학적 구조를 갖는 노즐을 사용 손이 닿기 힘든 코너의 표면의 처리가 가능하다. 주의 할 사항은 이차폐기물이 발생하므로 연마재의 재순환을 항상 고려하고 재순환된 연마재는 표면의 상호오염을 발생시킬 수 있으므로 연마재의 재사용을 위한 효율적인 연마재의 오염 분리 시스템이 필요하다. 또한 미세 먼지가 발생하므로 필터가 장착된 환기시스템과 공기 중 오염 감시 등도 필요하다. 대표적인 Blasting 기술은 다음과 같다[2].

Table 3. Comparison of Abrasive Blasting Techniques

| Technique | Advantage | Drawbacks |
|---|---|---|
| Grit Blasting | • High to very high yield<br>• Suitable for hard to reach areas<br>• Collection of dust and debris by default<br>• Low abrasive cost<br>• Continuous recycling of abrasive possible | • Secondary waste<br>• Risk of cross-contamination (abrasive recycling)<br>• High personal safety<br>• High dust formation<br>• Deep abrasion produce rather rough surface finish |
| Sponge Blasting | • Low safety requirements<br>• Flexible handling<br>• Suitable for hard to reach areas<br>• Insensitive to metal inserts<br>• Suitable for rough surface | • Secondary waste<br>• Continuous recycling of abrasive not possible<br>• High dust formation<br>• Blasting media has to be collected manually<br>• High abrasive cost<br>• Low performance |

2.2.3 Other Decontamination Techniques

2.2.3.1 High pressure water jetting

콘크리트 표면의 청결과 오염 콘크리트 제거에 매우 효과적인 방법으로 한 번의 작업으로 수 cm의 콘크리트층 제거가 가능하다. 하지만 제염 시 분사된 물은 오염 콘크리트에 의해 일부 오염되고 오염된 물은 콘크리트 경계면에 확산되어 오염이 확산의 우려가 있다. 이때 사용한 물은 수집 장치 및 필터를 활용 재순환하여 사용함으로서 이차폐기물량을 최소화할 수 있다. 이 기술은 금속표면에 더 효과적으로 적용할 수 있다.

2.2.3.2 $CO_2$ Ice Blasting

영하 78℃로 동결된 드라이아이스 펠렛을 가속하기 위해 압축공기를 이용한다. 핫셀이나 글로브박스 내부에서 얼룩진 오염제거에 이용되며, 이는 $CO_2$ 펠렛과 표면의 연마작용이 아니라 높은 온도차에 의해 작은 폭발에 기인한 것이다. 다른 블라스팅 기술과 비교하면 드라이아이스는 즉시 증발하기 때문에 이차폐기물의 발생이 없지만 현재 기술로는 콘크리트의 고착성 오염이나 코팅을 연마하기에는 충분하지 않다.

2.2.3.3 Liquid Nitrogen Jetting

고압 액체질소 분사기술은 노즐 타입과 연마재 첨가에 따라 페인트 제거, 물질의 두꺼운 층 제거 및 연마재 첨가 시 절단작업을 수행할 수 있다. 이차폐기물 발생이 없고 자동화라는 장점이 있지만 오염 확산 방지 및 질소증발로 인한 충분한 환기, 산소결핍 등의 안전적 측면을 고려해야 한다[2].

Table 4. Comparison of Other Decontamination Techniques

| Technique | Advantage | Drawbacks |
|---|---|---|
| $CO_2$ Ice Blasting | • Suitable to remove smearable contamination<br>• Preserve substrate<br>• No secondary waste | • Not aggressive enough to strip coating or fixed contamination<br>• High safety requirement<br>• Risk of anoxia<br>• Ventilation requirement |
| Liquid Nitrogen Jetting | • Versatile(coating stripping, removal of thick concrete layer)<br>• High yield<br>• Suitable for hard to reach areas<br>• Suitable for rough surface<br>• Insensitive to metal inserts<br>• No secondary waste | • High safety requirement (personal & facility)<br>• Ventilation requirement<br>• High investment cost<br>• Process components implantation<br>• Complex technology |

## 3. 결론

원전 해체 시 발생되는 콘크리트 폐기물의 표면을 제거하면 상당량의 콘크리트를 재활용 할 수 있고 콘크리트 폐기물 감용 효과도 얻을 수 있다. 본 내용에서 기술한 콘크리트 제염기술은 단순한 기술뿐만 아니라 복잡한 기술도 있다. 그러므로 상황에 맞는 적절한 제염기술을 선택함으로써 방사선작업 종사자의 피폭저감 및 방사성폐기물 발생량의 저감에 도움이 될 것이다.

## 4. 참고문헌


[1] Managing Low Radioactivity Material from the Decommissioning of Nuclear Facilities-IAEA TECHNICAL REPORTS SERIES no. 462.

[2] DECONTAMINATION AND DISMANTLING RADIOACTIVE CONCRETE STRUCTURES (NEA/RWM/CPD(2010)3.2011).

[3] 서범경,"국내외 제염해체 시장 및 기술개발현황", 제16회 원자력안전기술정보회의, 1-30(2012).

# 이미다졸륨계 이온성 액체의 우라늄 용해특성

**권수민***, 김익수, 정동용, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sumin@kaeri.re.kr

## 1. 서론

저농축 우라늄 핵연료를 사용하는 경수로에서 얻어지는 사용후 핵연료에는 약 96%의 우라늄(95%의 $U^{238}$ 과 1%의 연소되지 않은 $U^{235}$)이 포함되어 있으므로[1] 사용후 핵연료 재처리에서 $U_3O_8$의 용해특성에 대한 자료는 매우 중요하다. $U_3O_8$은 물에 녹지 않으나 질산 용액에는 잘 용해되며, 질산의 농도, 온도 및 교반속도를 증가시키면 $U_3O_8$의 용해정도가 향상된다는 것은 이미 잘 알려져 있다.[2] 이온성 액체는 낮은 휘발성, 열적 안정성 등과 같은 독특한 물리화학적 특성을 가지고 있어서 전기화학, 분리, 합성, 효소반응, 촉매 등 다양한 분야에서 이에 대한 연구가 활발히 진행되고 있다. 이온성 액체를 사용후 핵연료 재처리에 도입할 여지는 충분하지만 연구는 아직 미비한 실정이므로 이온성 액체에서 $U_3O_8$의 용해특성을 알아보기 위한 실험을 수행하고 평가하였다.

## 2. 본론

### 2.1 실험

이온성 액체(ionic liquid, IL)는 이미다졸륨계 이온성 액체인 1-alkyl-3-methylimidazolium trifluoromethanesulfonate ($[C_nmim][TfO]$)와 1-alkyl-3-methylimidazolium tetrafluoroborate ($[C_nmim][BF_4]$) (Aldrich, USA), (n=2, 4)를 사용하였으며 별도의 정제과정 없이 그대로 사용하였다. 이온성 액체와 $U_3O_8$ 파우더 (20 g/L as U)를 유리바이얼(Wheaton, USA)에 넣은 뒤 vortex로 잘 섞어, 25℃, 250 rpm에서 24 시간 동안 교반하였다. 이온성 액체에서 $U_3O_8$의 용해정도를 비교하기 위하여 동일한 조건에서 UNH ($UO_2(NO_3)_2{\cdot}6H_2O$, Uranyl nitrate hexahydrate)를 이온성 액체에 용해시키는 실험을 수행하였다. 또한, $U_3O_8$의 용해정도를 향상시키기 위하여 이온성 액체의 질산농도가 0.1, 0.3, 0.5 M이 되도록 5 M의 질산용액을 이온성 액체에 첨가한 뒤, $U_3O_8$ 파우더를 넣고 25℃, 250 rpm에서 24 시간 동안 교반하였다. 교반 후 시료를 원심분리(25℃, 4500 rpm)하여서 이온성 액체와 용해되지 않은 $U_3O_8$ (또는 UNH) 파우더를 분리하였다. 우라늄화합물을 용해시킨 이온성 액체의 U 농도는 UV-Vis spectrometer (Agilent, USA)를 이용하여 흡광광도법으로 분석하였다.

### 2.2 결과 및 고찰

질산의 농도가 0, 0.1, 0.3, 0.5 M인 이온성 액체에 $U_3O_8$ 용해시켰을 때 U의 농도 및 질산을 첨가하지 않은 이온성 액체에 UNH를 용해시켰을 때 U의 농도를 Fig. 1에 나타내었다. 이온성 액체 $[C_2mim][TfO]$, $[C_4mim][TfO]$, $[C_4mim][BF_4]$, $[C_4mim][BF_4]$에 $U_3O_8$을 용해시킨 시료의 U 농도는 질산의 농도가 0 M일 때 각각 302, 88, 232, 334 ppm이고, 질산의 농도가 0.1 M일 때는 870, 2534, 3007, 3202 ppm, 질산의 농도가 0.3 M일 때는 16401, 9131, 8528, 11324 ppm, 질산의 농도가 0.5 M일 때는 50763, 15922, 15089, 12351 ppm으로 나타났다. 이온성 액체의 질산 농도가 증가함에 따라 용해된 우라늄의 농도가 증가하였으며, 질산의 농도가 0.5 M일 때는 4 종의 이온성 액체 중 친수성이 가장 큰 $[C_2mim][TfO]$에 용해된 U의 농도가 50763 ppm으로 가장 높게 나타났다.

본 실험에서 사용한 이온성 액체는 친수성이며 모두 UNH를 잘 용해시키는 것으로 나타났다.

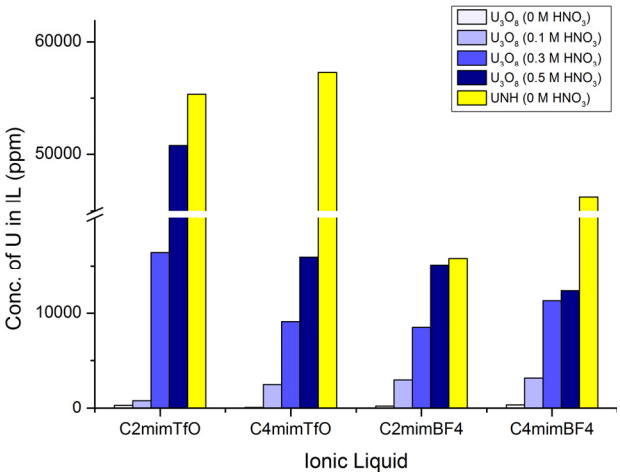



Fig. 1. Concentrations of U in ionic liquids after dissolving $U_3O_8$ in ionic liquids with 0.1, 0.3 and 0.5 M of nitric acid, and UNH in ionic liquids without nitric acid.

질산을 첨가하지 않은 이온성 액체에 UNH를 용해시켰을 때, $[C_2mim][TfO]$와 $[C_4mim][TfO]$에 용해된 U의 농도는 각 57300과 57273 ppm으로 나타났으나 초기에 이온성 액체에 넣어준 UNH가 모두 녹았으므로 그 이상의 U이 녹을 것으로 사료된다. 따라서 $[C_2mim][TfO]$와 $[C_4mim][TfO]$에는 57300 ppm 이상의 U이 용해되고, $[C_4mim][BF_4]$와 $[C_4mim][BF_4]$에는 각각 15794와 46300 ppm의 U이 용해되는 것으로 나타났다. UNH는 $[TfO]^-$가 음이온인 이온성 액체에서 더 많은 양이 용해되는데, 이는 $[TfO]^-$의 친수성이 $[BF4]^-$ 보다 더 크기 때문인 것으로 추론된다.

$U_3O_8$을 이온성 액체에 용해시킬 때, 질산의 농도를 달리하기 위하여 이온성 액체에 5 M의 질산을 첨가하면 이온성 액체의 수분함량도 증가하게 된다. 이온성 액체에 금속이온을 녹이는데 수분함량이 큰 영향을 미칠 수 있으므로 첨가한 5 M 질산의 양에 근거하여 이온성 액체, 질산, 수분의 함량을 계산하여 중량백분율(weight percent, wt.%)로 Table 1에 나타내었다. 질산의 농도가 0.1, 0.3, 0.5 M으로 증가함에 따라 이온성 액체계의 질산과 수분의 함량이 증가하기는 하나, 이온성 액체의 양이 모두 90% 이상으로 지배적인 것으로 나타난다. 질산을 첨가함으로써 이온성 액체 내의 수분함량은 증가하였으나, 용액 내 이온성 액체의 양이 여전히 지배적이고 $U_3O_8$은 물에서 불용성이기 때문에 5 M 질산의 첨가에 따른 $U_3O_8$의 용해정도 증가는 수분함량으로 인한 영향으로 보기는 어렵고, 질산 농도의 증가에 따른 것으로 사료된다.

Table 1. Contents of IL, $HNO_3$ and water in solution for $U_3O_8$ dissolution

| Conc. $HNO_3$ (M) | Contents (wt.%) | | |
|---|---|---|---|
| | IL | $HNO_3$ | Water |
| 0.1 | 98.25 | 0.53 | 1.22 |
| 0.3 | 94.73 | 1.59 | 3.68 |
| 0.5 | 91.17 | 2.66 | 6.17 |

## 3. 결론

4 종류의 친수성 이온성 액체에 UNH와 $U_3O_8$을 용해시키는 실험을 통하여 UNH와 $U_3O_8$의 용해정도 및 이온성 액체에서 질산의 농도가 $U_3O_8$의 용해에 미치는 영향을 확인하였다.

## 4. 감사의 글

이 논문은 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임(원자력연구개발사업, No. NRF-2012M2A8A5025658, NRF-2012M2B2B1055500).

## 5. 참고문헌

[1] 김시환, 알기쉬운 원자력공학, 한국원전수출산업협회.

[2] A. Inoue and T. Tsujino, “Dissolution Rates of $U_3O_8$ Powders in Nitric Acid”, Ind. Eng. Chem. Process Des. Dev., 23, 122-125 (1984).

# 경막 용융결정화를 이용한 LiCl-KCl 공융염 내 핵종분리특성

**이태교***, 최정훈, 은희철, 박환서, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*tklee@kaeri.re.kr

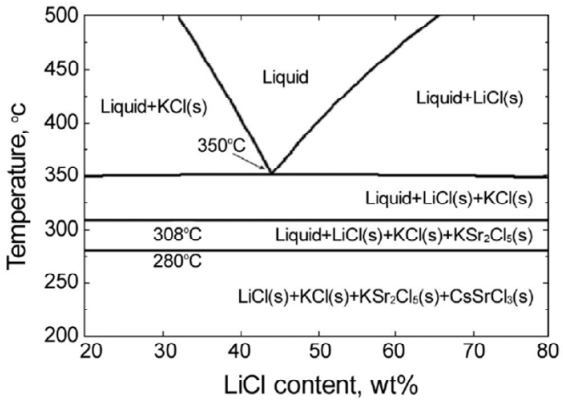
## 1. 서론

산화물 핵연료를 에너지 자원으로 재사용하기 위한 방법으로 고온의 용융염을 전해매질로 사용하는 파이로 공정은 전해환원, 전해정련 및 전해제련 공정으로 구성되어있다. 공정운전을 통해 핵종의 누적으로 인해 발생되며 전해환원에서는 LiCl이 전해정련 및 제련공정에서는 LiCl-KCl 공융염 폐기물이 발생한다. 전해환원 공정에서 발생하는 LiCl 염폐기물 내에는 고방열서 I, II 족 핵종을 포함하고 있기 때문에 모두 안정한 형태로 고화처리 되어야 하므로 이로 인한 최종 처분 대상 폐기물의 양이 크게 증가하게 된다. 따라서 LiCl 염폐기물 내 포함되어 있는 고방열성 핵종을 분리 한 후 분리된 핵종만을 고화처리 한다면 최종 처분대상 폐기물의 양을 획기적으로 줄일 수 있으며 정제된 염의 재사용을 통해 파이로 공정의 경제성 또한 증대시킬 수 있다. 이러한 목적으로 한국원자력연구원에서는 경막 용융결정화 (Layer Melt Crystallization) 방법을 이용하여 고방열성인 I/II족 핵종을 포함하는 LiCl 염폐기물의 재생에 대한 연구를 수행하고 있다[1]. 기존 연구에서 LiCl 염 폐기물 내 I, II 족 핵종이 경막결정화를 통해 효과적으로 분리/농축이 가능함을 확인하였으며 본 연구에서는 LiCl 뿐 아니라 다양한 염 내 방사성 핵종이 존재할 시 경막결정화를 통한 핵종분리특성을 살펴보고자 하였으며 우선 LiCl-KCl 공융염 내 I, II 족 핵종이 존재할 경우 결정화를 통한 핵종의 분리/농축 특성을 살펴보았다.

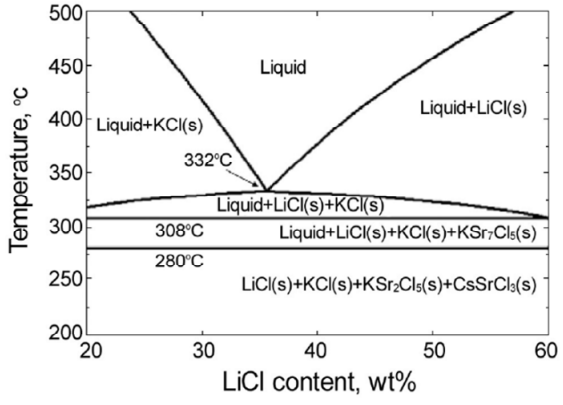
## 2. 본론

### 2.1 실험 및 결과

본 연구에 사용된 2 Kg/batch lab-scale 경막결정화 장치는 두개의 결정판이 장착되어 있으며 냉각매체로 Ar을 이용하여 결정판 내부로 유입함으로서 결정판 외벽에 결정을 성장시켜 용융상태의 공융염폐기물로부터 고체상의 LiCl-KCl 공융염으로 분리하는 장치이다. 공융염 결정화 실험에 앞서 LiCl-KCl 공융염내 I, II 족 핵종이 존재할 시 결정화 공정이 가능한 온도영역의 확인을 위하여 Factsage를 이용하였으며 상평형도를 Fig. 1에 나타내었다. Fig. 1(a)에 보이는 바와 같이 공융염내 Cs과 Sr이 염화물로 각 1wt% 존재할 경우 308-350°C의 온도영역에서 LiCl-KCl 공융염을 결정화를 통해 분리가 가능함을 알 수 있으며 공융염 결정의 형성으로 인해 결정화 공정 중 공융염 내 핵종의 농도가 높아지더라도 Fig. 1(b)와 같이 308-332°C의 결정화 가능 온도영역이 존재함을 알 수 있다.




(a) Eutectic(LiCl-KCl) salt(98wt%)-CsCl(1wt%)-$SrCl_2$(1wt%)




(b) Eutectic(LiCl-KCl) salt(80wt%)-CsCl(10wt%)-$SrCl_2$(10wt%)

Fig. 1. Phase diagram of LiCl-KCl-CsCl-$SrCl_2$ system.

결정화 공정에서 결정성장속도에 따라 생성되는 결정은 결정 내 핵종 불순물의 분포가 달라지며 이러한 결과로 성장속도에 따른 분리효율의 차이 및 회수된 결정의 순도차이를 보이게 된다. 이러한 결정성장 속도에 따른 공융염 결정화의 분리 특성을 살펴보고자 LiCl-KCl 공융염(45.2:54.8) 2Kg을 이용하여 결정화 공정을 수행하였으며 투입된 핵종은 $BaCl_2$, $SrCl_2$, CsCl 각 1wt%씩 투입되었다. 냉각매체로 이용한 Ar의 유량증가율을 0.1, 0.05, 0.025L/min으로 달리하여 결정화 공정을 수행하였으며 자세한 실험조건과 결정생성량, 결정성장속도를 Table 1에 나타내었다. 각 공정마다 생성되는 결정생성량을 비슷한 수준으로 유지하기 위하여 결정판 사이에 설치된 thermocouple을 모니터링하여 결정화 공정을 종결하였다. 유량증가율이 낮을수록 전체 공정시간 및 결정성장시간이 길게 주어지며 이로 인해 결정성장속도는 점차 낮아지게 된다. 이러한 결정성장속도 차이는 핵종분리효율의 차이를 발생시키며 결정성장속도가 낮을수록 더 높은 핵종분리효율을 보였다.

Table 1. Crystal growth condition of layer-melt crystallization for LiCl-KCl eutectic salt purification

| Cooling condition | # | Operation Time [min] | Growth time [min] | Recovery Amount [g] | Growth rate [g/min] |
|---|---|---|---|---|---|
| 1 min → 5 L/min<br>300 min →35L/min<br>Cooling intensity :<br>0.1 L/min | 1st | 128 | 58 | 356.68 | 6.15 |
| | 2nd | 140 | 63 | 379.23 | 6.02 |
| 1 min → 5 L/min<br>300 min →20L/min<br>Cooling intensity :<br>0.05 L/min | 1st | 205 | 87 | 377.46 | 4.34 |
| | 2nd | 211 | 91 | 354.12 | 3.89 |
| 1 min → 5 L/min<br>600 min →20L/min<br>Cooling intensity :<br>0.025 L/min | 1st | 343 | 141 | 314.73 | 2.23 |
| | 2nd | 359 | 148 | 329.30 | 2.23 |

## 3. 결론

경막 용융 결정화를 이용한 LiCl-KCl 공융염 결정화 공정을 통해 기존의 LiCl 뿐 아니라 LiCl-KCl 공융염 내 I, II 족 핵종이 포함된 염폐기물 조건에서도 핵종 농축 및 정제된 공융염의 회수가 가능함을 확인하였다. 세부적인 공정조건 도출을 통해 고순도의 공융염 회수 및 안정적인 핵종 분리 기술을 확보할 수 있을 것이라 판단된다.

## 4. 참고문헌

[1] Y. Z. cho, J. S. Jung, H. S. Lee, I. T. Kim, "Reuse technology of LiCl salt waste generated from electrolytic reduction process of spent oxide fuel", J. Kor. Rad. Waste Soc., Vol. 8(1), 71-77, 2010.

# 금속시료 중 베타선 방출핵종 분리를 위한 예비실험

**최광순***, 서경원, 권혜정, 이신경, 안홍주
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nkschoi@kaeri.re.kr

## 1. 서론

경주에 방사성폐기물 처분장을 건설하기 위하여 2008년 7월 착공하여 2015년 8월말 준공하였다. 방사성폐기물 처분장이 완공되었으므로 우리연구원에서 임시로 보관하고 있는 중·저준위 방사성폐기물은 처분장으로 운반하여 영구 처분하게 된다. 원자력안전위원회는 고시 2012-53에서 중·저준위 방사성폐기물을 이동할 때 10개 핵종($^{3}$H, $^{14}$C, $^{60}$Co, $^{137}$Cs, $^{129}$I, $^{94}$Nb, $^{59}$Ni, $^{63}$Ni, $^{90}$Sr 및 $^{99}$Tc) 및 전알파 핵종의 방사능 농도를 규명하도록 요구하고 있다. 이들 10개 핵종 중에서 베타선 방출핵종($^{55}$Fe, $^{94}$Nb, $^{59,63}$Ni, $^{90}$Sr 및 $^{99}$Tc)은 X선 분광기, LSC 및 GPC와 같은 방사능계측기로 측정하기 전에 먼저 화학적 방법으로 순수하게 개별 핵종을 분리한 다음 측정하여야 한다. 중·저준위 방사성폐기물 시료 중에서 현재까지 개별핵종 분리 방법을 확립한 시료는 잡고체, 슬러지, 폐수지, 농축분말, 보온재 및 폐필터이다.

앞의 5개 핵종을 순차적으로 순수하게 분리하기 위하여 침전법과 이온 교환 및 추출 크로마토그래피를 이용한다. 개별핵종 분리를 위하여 확립한 방법은 철과 니켈의 함량이 각각 20 mg과 2 mg에 적용이 가능하다. 그러나 탄소강이나 스테인리스강은 시료를 녹일 때 희석배수에 따라 다르나 철과 니켈은 최대로 각각 1400 mg과 120 mg으로 약 65배 많이 있으므로 이미 확립한 분리방법을 적용할 수 없었다. 그 이유는 5개 핵종을 개별 분리할 때 사용하는 이온 교환 수지의 용량에 제한이 있기 때문이다.

따라서 탄소강이나 스테인리스강과 같이 철이나 니켈 함량이 많은 금속시료에서 앞의 베타방출핵종을 순수하게 분리하기 위한 방법을 검토하였다. 문헌조사 결과 금속을 용해한 용액에 암모니아 용액을 가하여 철을 $Fe(OH)_3$ 침전으로 제거하는 방법이 가장 효과적인 것으로 판단되었다. 그러나 철이 침전될 때 함께 있는 $^{4}$Nb, $^{59}$Ni, $^{90}$Sr 및 $^{99}$Tc 핵종이 철과 함께 공침하지 않아야 한다. 그러므로 철을 수산화물 침전으로 제거할 때 다른 핵종은 가능한 공침이 적게 일어나는 최적의 pH를 찾은 다음, 그 pH에서 5 개 원소의 회수율을 ICP-AES로 측정하여 금속시료에 적용이 가능한지 확인하고자 하였다.

## 2. 본론

### 2.1 실험

탄소강이나 스테인리스강 약 3 그램을 PFA 재질의 비커에 넣고 질산과 염산 각각 15 mL를 3 mL씩 5회로 나누어서 비커에 가하였다. Nb를 녹이기 위하여 추가로 불산 0.1 mL 가하고 가열하였다. 완전히 녹으면 가열판에서 가열하여 부피를 줄이고 20 mL 이하가 되면 가열을 멈추고 식은 다음 묽은 질산으로 20 mL로 맞추었다. 이 용액 8 mL를 취하여 PVC 재질의 비커에 넣고 탄소강인 경우 용액에 Nb, Ni, Sr 및 Re을, 그리고 스테인리스강인 경우 Nb, Sr 및 Re을 일정 양 가하고 잘 섞이도록 자석 젓게로 섞어 주었다. 증류수를 100 mL 가한 다음 섞어 주고 진한 암모니아를 가하여 pH 변화에 따라 철 침전물을 얻었다(Fig. 1). 침전물과 용액을 진공여과 또는 원심분리기를 이용하여 분리하였다. 침전물과 용액을 분리한 다음 용액에 남은 Co, Cr, Fe, Nb, Ni, Sr 및 Re을 ICP-AES로 측정하여 회수율을 구하였다.

### 2.2 결과 및 논의

철 침전물을 용액과 분리할 때 진공여과와 원심분리 방법을 검토하였다. 진공여과 방법은 시간이 많이 걸릴 뿐만 아니라 가끔 침전물이 여과지를 통과하므로 재현성 있는 결과를 얻기 어려웠다. 반면에 원심분리 방법은 용액과 침전물을 분리할 때 시간이 짧게 걸렸으며, 원심분리용 튜브에 있는 침전으로부터 용액을 부을 때 철 침전물에 거의 따라 들어가지 않았으므로 더 좋은 방법이었다.

탄소강이나 스테인리스강을 염산, 질산, 불산으로 녹인 다음 과량의 철을 선택적으로 제거하기 위하여 pH 변화에 따라 Co, Fe, Nb, Ni, Re, Sr의 회수율을 ICP-AES 표준용액으로 실험하였다. 용액의 pH가 5와 14 이상일 때 침전 후 용액에 남은 원소

의 회수율을 Table 1에 나타내었다. Table 1에서 알 수 있듯이 pH가 5일 때 Fe과 Nb는 0.5% 이하로 그리고 Ni, Re, Sr는 70% 이상 용액에 남았다. 반면에 pH가 14 이상일 때 Fe과 Nb는 0.1% 이하로, 그리고 Sr는 8.3% Ni과 Re는 각각 38.5%와 96.7%가 용액에 있었다. 즉 pH가 14 이상일 때 철 침전물에 니오븀과 스트론튬이 90% 이상 함께 공침되었으며, 니켈의 회수율도 낮으므로 실험 목적에 맞지 않았다.

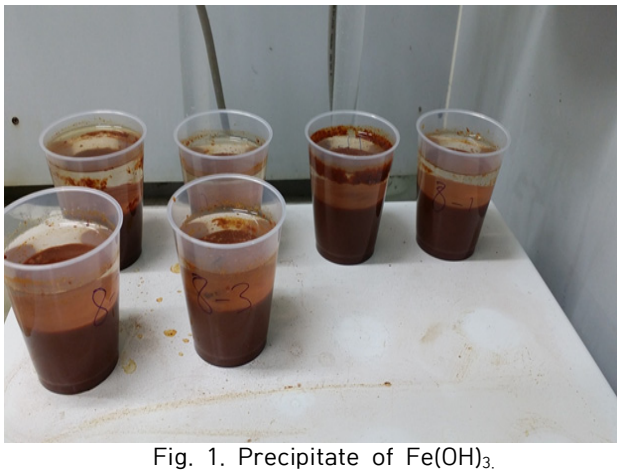


Fig. 1. Precipitate of $Fe(OH)_3$.

Table 1. Recovery of 6 elements depending on pH

| Nuclide | pH=5 | | pH >14 | |
|---|---|---|---|---|
| | Added (mg) | Recovery (%) | Added (mg) | Recovery (%) |
| Fe | 900 | 0.25 | 900 | 0.04 |
| Co | 5.5 | 68.5 | NT | NT |
| Nb | 20 | 0.26 | 20 | 0.07 |
| Ni | 2 | 70.4 | 2 | 38.5 |
| Re | 3 | 95.3 | 3 | 96.7 |
| Sr | 3 | 93.6 | 3 | 8.3 |

따라서 철을 제거하기 위한 용액의 pH는 14 이상보다 pH 5가 실험목적에 맞았다. 최적의 pH 조건을 찾기 위하여 실험한 결과 pH 4와 5가 실험목적에 잘 맞았다. 각각의 pH에서 철, 니오븀은 용액에서 회수율이 0.1% 이하이었으며 니켈은 60% 이상 그리고 레늄과 스트론튬은 각각 88% 및 82% 이상 용액에서 검출되었다. 스테인리스강 주성분인 크롬은 대부분 철과 함께 공침되었으며, 코발트는 pH가 4와 5일 때 각각 58.0%와 56.4%가 용액에서 측정되었다. 따라서 철을 철수산화물침전으로 제거하면 탄소강이나 스테인리스강과 같은 금속시료 중의 베타선 방출핵종은 기존의 확립한 방법을 적용하여 분리할 수 있을 것으로 판단한다.

## 3. 결론

탄소강이나 스테인리스강과 같이 철이나 니켈의 함량이 높은 금속시료에서 $^{94}Nb$, $^{59,63}Ni$, $^{90}Sr$ 및 $^{99}Tc$와 같은 베타핵종을 순수하게 분리하기 위하여 암모니아 용액을 가하여 철을 $Fe(OH)_3$로 침전으로 제거하였다. 최적의 pH는 4와 5이었으며 용액에 남아 있는 $^{59,63}Ni$, $^{90}Sr$ 및 $^{99}Tc$은 기존의 분리방법을 적용하면 개별 핵종분리가 가능할 것으로 판단한다. 그러나 $^{94}Nb$는 거의 대부분이 철과 함께 공침되므로 철로부터 다시 분리한 다음 계측하여야 한다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 미래부 출연금 주요사업의 일환으로 수행하였습니다.

## 5. 참고문헌

[1] Annual Book of ASTM Standard, ASTM E 352-93, 2006

# LiCl-KCl 용융염에서 퇴역 증기발생기 전열관(Alloy-600) 전해정련 전산해석

**김평화***, 손성준, 황일순
서울대학교, 서울특별시 관악구 관악로1
*peace8082@snu.ac.kr

## 1. 서론

국내 가압경수로(PWR) 한울 5,6호기 이전의 원전에는 건설 당시 증기발생기의 전열관 재료로 Alloy-600이 사용되었다. 가동년수 증가에 따라 Alloy-600 증기발생기 전열관에 1차측 응력부식균열(PWSCC)이 발생하였고, 균열부에 $^{60}Co$ 등의 방사성 핵종이 침적되었을 경우 표면제염으로 제거가 힘든 문제점이 있다.

스웨덴의 Ringhals 퇴역 증기발생기 제염해체 사례를 보면, 증기발생기 총 방사능의 95%가 증기발생기 전열관에, 5%가 water chamber에 존재하였다. sand blasting의 표면제염과 용융제염(체적제염) 처리하여 약 310 톤의 증기발생기 폐기물 중 260톤의 금속을 재활용하도록 규제해제 받았다. 하지만 폐기물로 분류된 대부분이 증기발생기 전열관이었다. sand blasting은 표면제염이라는 한계가 있으며, 용융제염은 휘발성 방사성핵종들의 제거는 용이하지만 가장 중요한 방사성 핵종인 Co 핵종이 폐기물에 균일하게 분포하여 남아있는 한계를 가지고 있다는 연구결과가 있다.[1]

따라서 방사성 증기발생기 전열관을 재활용 또는 자체처분하기 위해서는 전열관에서 Co 핵종을 제거해야 한다. 본 연구에서는 서울대학교에서 개발한 1D 전산코드인 REFIN을 이용한 전해정련 전산모델링을 통하여 alloy-600에서 코발트핵종을 분리해 낼 수 있는지를 알아보고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 고리1호기 퇴역 증기발생기 전열관 Modeling

일반적으로 방사능을 나타내는 식은 다음과 같다.

$$\text{방사능}(Bq) = \text{원자 수} \times \ln 2 / \text{반감기}(\sec) \quad (1)$$

1998년에 교체된 고리1호기 퇴역 증기발생기의 제원은 Table 1과 같으며, 전열관의 방사선량에 대한 선행연구를 보면 Table 2과 같이 나타난다[1][2].

Table 1. Retired S/G Tube features of Kori-1[1]

| 전열관수 (개) | 외경 (cm) | 두께 (cm) | U-bend 최소반경 (cm) | U-bend 최대반경 (cm) |
|---|---|---|---|---|
| 3,388 | 2.2 | 0.127 | 5.6 | 152.0 |

Table 2. The activity for the composition of crud in U-tube region[2]

| Nuclide | Half life | Ratio (%) | Activity (μCi) |
|---|---|---|---|
| Co-58 | 70.88d | 55.81 | 4.996E+7 |
| Co-60 | 5.271y | 31.54 | 2.823E+7 |
| Cr-51 | 27.70d | 8.53 | 7.632E+6 |
| remainder | - | 4.12 | 3.698E+6 |
| Total | - | 100 | 8.952E+7 |

Table 2에서 전열관의 총방사능량에서 방사성 핵종인 Co가 차지하는 비율은 87% 이상이고, 그 다음 핵종인 Cr은 비율이 8.53%이고, 반감기가 27.7일로 짧으므로 본 연구에서는 방사성핵종으로 Co 핵종만을 고려하였다. 식(1)과 Table 1, Table 2의 값을 이용하여 전열관의 $^{58}Co$와 $^{60}Co$ 총 질량을 구하면 각각 1.6E-3g, 2.45E-2g이 된다. 전열관과 방사성 Co 핵종의 질량비는 8.41E-10이 되고, 이 질량비를 전산해석 모델링에 반영하였다. 모델링 시 Alloy-600 조성은 선행연구의 자료를 사용하였고 Co를 제외한 불순물은 없다고 가정하고 불순물의 분율은 Ni에 포함시켰다[3].

Table 3. Chemical compositon of the Tube[3]

| Compisition | Ni | Cr | Fe | Co |
|---|---|---|---|---|
| Wt% | 74.61 | 15.36 | 9.98 | 0.05 |

### 2.2 Alloy-600 전해정련 REFIN 전산 해석

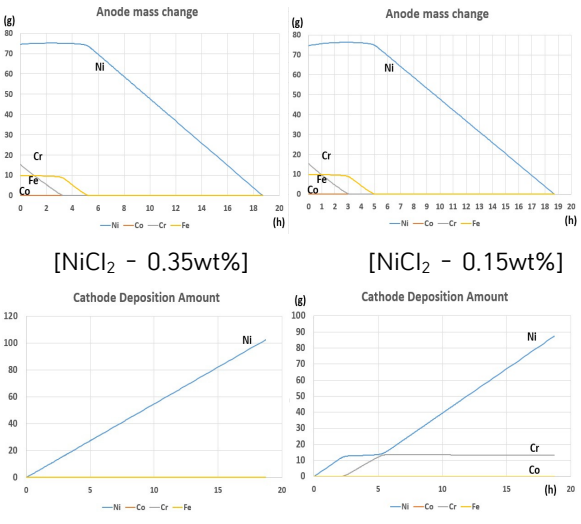
REFIN은 전류값을 이용해서 전극표면의 전위차를 계산하고, 전위차값을 이용하여 이온의 농도를 계산한다. 본 연구에서는 LiCl-KCl 용융염계에서 초기 $NiCl_2$농도(0.35wt%, 0.30wt%, 0.25wt%, 0.20wt%, 0.15wt%)에 따라 Co 핵종의 음극전착 거동을 확인하는 전산해석을 수행하였다. 전산해석을 위한 REFIN 입력 값은 Table 4와 같다. 표준

환원전위 및 확산계수는 문헌조사를 하였으며 교환전류밀도 및 이동도 계수는 가정을 하였다.

Table 4. Input data for REFIN simulation[4]

| Variables | | Value |
|---|---|---|
| Standard redution potential vs $Cl_2/Cl^-$(V) | Ni | -1.011 |
| | Co | -1.207 |
| | Cr | -1.641 |
| | Fe | -1.388 |
| Diffusion Coefficient in molten salt ($cm^2/s$) | Ni | 3.81E-5 |
| | Co | 4.95E-5 |
| | Cr | 2.5E-5 |
| | Fe | 2.5E-5 |
| Exchange Current density($A/cm^2$) | | 1.0E-6 |
| Transfer coefficient | | 0.5 |
| Anode / Cathode area ($cm^2$) | | 100 |
| Current density ($A/cm^2$) | | 0.05 |
| Anode mass (g) | | 100+8.41E-10 |
| LiCl-KCl Molten-salt mass (g) | | 20000 |
| $NiCl_2$ concentration in Molten salt (wt%) | | 0.35~0.15 |

전산해석 결과, LiCl-KCl 용융염 내 $NiCl_2$ 농도에 따라 양극 전해거동은 차이가 없었으나, 음극의 경우 $NiCl_2$의 농도에 따라 음극에 전착되는 Co 거동이 다르게 나타났다. 음극에 전착되는 핵종은 표준환원전위에 따라 Ni이 가장 먼저 전착되었으나, 용융염내 Ni이온이 충분하지 않으면, Co 핵종이 전착되는 결과가 나타났다. $NiCl_2$ 0.35wt%에서 양극 및 용융염의 Ni이 대부분 음극에 전착되는 결과가 나타났으며, Co 핵종은 음극에 전착되지 않음을 알 수 있다. 그 이외의 농도에 대해서는 Co가 음극에 전착되는 결과나 나타났다. Co 전착 시점은 $NiCl_2$의 용융염 내 농도가 작을수록 빨리 나타났다.




[$NiCl_2$ - 0.35wt%] [$NiCl_2$ - 0.15wt%]

[$NiCl_2$ - 0.35wt%] [$NiCl_2$ - 0.15wt%]

Fig. 1. element dissolution at anode and deposition at cathode during Electrorefining Alloy-600.

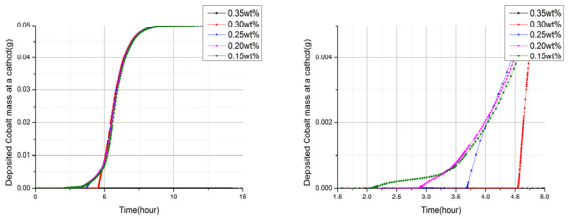



Fig. 2. Cobalt deposition at cathode during Electrorefining Alloy-600.

## 3. 결론

본 연구에서는 LiCl-KCl 용융염에서 퇴역증기발생기 전열관(Alloy-600)의 전해정련 전산해석을 수행하였다. REFIN 전산해석 결과, 전해정련시 용융염 내의 Ni이온이 충분하면, Co의 음극전착 없이 순수 니켈을 음극에 전착시킬 수 있음을 확인 할 수 있었다. Lab-scale의 실험을 통한 실증이 필요하지만, 이 기술이 상용화 된다면 퇴역 증기발생기 전열관 폐기물을 상당량 자체 처분할 수 있고, 회수되는 니켈 금속을 재활용 할 수 있을 것이다.

## 4. 감사의 글


이 논문은 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행한 연구입니다.
(NRF-2011-0031839)


## 5. 참고문헌


[1] 한국원자력연구원, "S/G 등 원전 발생 대형 금속성 폐기물의 감용 및 자체처분 기술개발", 지식경제부, KAERI/RR-3478/2010, 2014.

[2] 이춘식, 이재기, "증기발생기 수실의 방사선장 특성 및 작업자 유효선량의 평가", 방사성방어학회지, Vol.24 No.4, 209-217(1999).

[3] G.P.AIREY, "The Effect of Carbon Content and Thermal Treatment on the SCC Behavior of Inconel Alloy 600 Steam Genrator Tubining", National Association of Corrosion Engineers, Vol.35 No.3(1979).

[4] 박재영, "LiCl-KCl 용융염 기반 사용후 핵연료 방사화 지르칼로이-4 피복관 전해정련", 박사학위논문, 2014.

# 초임계 이산화탄소와 추출제의 양에 따른 토양 내 금속 제염 효율

**박지혜**, 박광헌*
경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 덕영대로 1732
*kpark@khu.ac.kr

## 1. 서론

원자력발전소 사고로 발생할 수 있는 토양오염은 오염원과 오염지역의 특성에 따라 오염의 형태가 달라지기 때문에 제염이 어렵다[1]. 기존의 제염 방법은 화학 용제를 사용하기 때문에 2차적인 폐기물이 발생하며, 이를 처리하기 위하여 추가적인 공정이 필요하다. 따라서 화학 용제 사용을 줄이면서도 효과적인 제염을 위한 새로운 제염 방법으로써 초임계 이산화탄소를 이용하는 방법이 연구되고 있다[3]. 본 연구에서는 초임계 이산화탄소와 합성 Catechol Amine을 추출제로 이용하여 추출제 양에 따른 토양 내 금속의 제염 효율을 연구하였다.

## 2. 본론

### 2.1 추출제

초임계 이산화탄소를 이용하여 금속 이온을 추출하기 위해서는 초임계 이산화탄소에 용해되면서 금속 이온과 결합할 수 있는 추출제가 필요하다. 기존의 Catechol은 초임계 이산화탄소 내에서 전혀 용해되지 않기 때문에 본 연구에서 사용할 수 없다. 따라서 초임계 이산화탄소 내에서 용해성을 지니는 새로운 추출제의 합성이 필요하였고, 경희대학교 응용화학과에서 다양한 유도체를 합성하여 용해도 테스트를 하였다. 본 연구에서는 그 중에서 높은 Cs 추출율을 보인 Catechol Amine를 선택하였다. 또한 비극성인 이산화탄소는  극성 물질인 금속 이온을 추출할 수 없기 때문에 이산화탄소의 비극성을 상쇄시킬 수 있는 co-ligand가 필요하다 [4]. 본 연구에서는 co-ligand로  Net4pFOSA (perfluoro-1-octanesulfonic acid tetramethylammonium salt)를 사용하였고, 금속 이온이 물에 잘 녹는점을 이용하여 추출효율을 높이기 위하여 $H_2O$를 함께 사용하였다. 다음 Fig. 1은 본 연구에서 사용한 ligand와 co-ligand의 분자구조를 나타낸다.

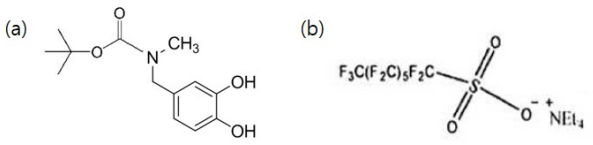



Fig. 1. Molecular structure of reagent used in this experiments (a) ligand, (b) co-ligand.

### 2.2 실험 방법 및 실험 조건

seasand 20 g에 증류수 15 ml, 추출하고자하는 금속 이온(Li, Cs, Sr)의 표준용액 5 ml를 넣었다. 초음파 세척 1 시간, 상온 건조 1 시간, 90℃ 오븐 건조 20 시간을 거쳐 최종적으로 토양 내에 금속 이온만 남게 하였으며, 이 때 토양의 오염도는 250 ug/1g-soil 이다. 길이 7 cm, 직경 0.7 cm의 원통형 파이프 용기에 오염 토양을 넣고, 양 끝을 유리솜으로 막아 토양의 유출을 방지하여 시편을 제조하였다. Mixing cell 내부에 실험조건에 따른 reagent를 넣고, 시편을 장착하였다. Immersion heater와 stirrer를 사용하여 수조의 온도를 40℃로 유지시켰으며, 실험 전 $CO_2$ gas를 장치 내부로 흘려주어 flushing 하였다. Syringe pump를 이용하여 실험 압력 210bar로 가압하고 유지하였다. 다음 Fig. 2는 본 연구에서 사용된 실험 장치의 개략도이다.

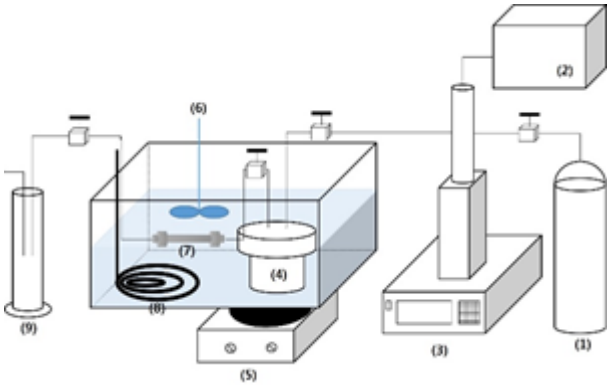



Fig. 2. Equipment for Extraction Test; (1) CO2 Cylinder (2) Chiller (3) Syringe pump (4) Mixing cell (5) Magnetic stirrer (6) Stirrer (7) Specimen (8) Immersion heater and (9) Bubbler.

추출실험은 두 단계로 진행하였다. 먼저 정적추출과정을 통해 초임계 $CO_2$를 만들어 ligand와 초임계 $CO_2$를 섞어준 뒤, 동적추출을 통하여 초임계 $CO_2$와 섞인 ligand가 오염토양과 직접 반응하여 토양 내 금속 이온을 추출하도록 하였다. 각각의 과정은 30분씩 진행하며, 총 추출실험 시간은 1 시간 동안 진행하였다.

추출제 양에 따른 추출 효율을 확인하기 위하여 $H_2O$의 양을 0.1ml로 고정한 뒤, ligand, co-ligand의 양을 1:0.5, 1:1, 1:2의 몰수 비율에 따라 변화시키며 추출실험을 진행하였다. Table 1은 본 연구에서 진행한 추출실험의 조건을 보여준다.

Table 1. Condition of extraction experiments

| Experiment number | Amount of reagent | | |
|---|---|---|---|
| | Catechol Amine (mg) | Net4pFOSA (mg) | $H_2O$ (ml) |
| E-1 | 5.0658 | 6.2937 | 0.10 |
| E-2 | 15.1974 | 18.8811 | 0.10 |
| E-3 | 25.3290 | 31.4685 | 0.10 |
| E-4 | 5.0658 | 12.5874 | 0.10 |
| E-5 | 15.1974 | 37.7622 | 0.10 |
| E-6 | 25.3290 | 62.9370 | 0.10 |
| E-7 | 5.0658 | 25.1748 | 0.10 |
| E-8 | 15.1974 | 75.5244 | 0.10 |
| E-9 | 25.3290 | 125.8740 | 0.10 |

추출실험 후 Microwave Acid Digestion System (MARS 5, CEM Corporation. Matthews, NC, USA)로 시료의 전처리를 진행하고, Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometer(ICP-MS, LEEMAN ABS. INC, U.S.A)를 이용하여 잔류 금속이온의 정량분석을 시행하였다.

### 2.3 실험 결과

추출 효율은 추출제의 양에 따라 비례함을 보였다. 또한 ligand의 양을 고정한 채 co-ligand의 사용량을 ligand와 co-ligand의 몰수 비에 따라 1:0.5, 1:1, 1:2로 증가시키며 추출 실험을 진행한 결과, 다소 증가하는 경향은 보였으나 크게 차이를 보이지는 않는 것으로 확인되었다. 특히 1:1과 1:2 비율의 추출 실험에서는 오히려 1:2 비율일 때 다소 감소하는 모습을 볼 수 있는데, 이는 실험 오차 이내로 판단되므로 큰 영향은 끼치지 않는 것으로 판단된다. 가장 많은 양의 추출제를 사용한 E-9에서 100%에 가까운 추출율을 보였으며, 그보다 co-ligand의 양을 반으로 줄였을 경우 역시 95%의 높은 추출율을 보였기 때문에 ligand와 co-ligand를 1:2 비율로 사용하였을 경우보다 1:1 비율로 사용한 경우가 더 효율적이라고 생각된다. 금속 이온의 종류에 따라서는 큰 차이를 보이지 않았으므로 본 연구에 사용된 Catechol Amine ligand로는 금속 이온 별 선택적인 추출은 불가능할 것으로 보인다.

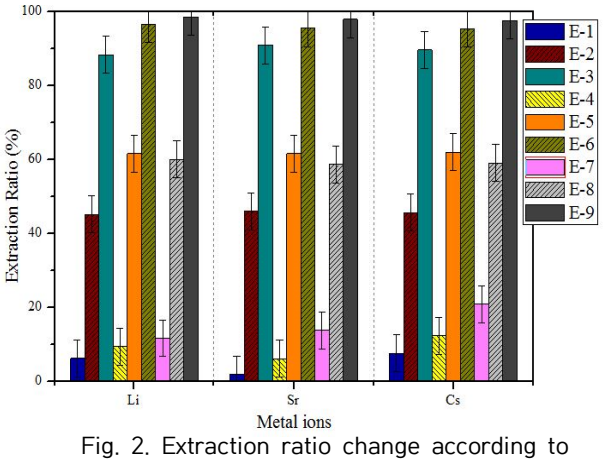



Fig. 2. Extraction ratio change according to amount reagent.

## 3. 결론

본 연구를 통하여 추출제의 양에 따라 추출 효율이 비례함을 확인하였으며, 최적의 추출제 사용량은 ligand 25mg, co-ligand 62mg으로 확인하였다. 추출제의 양을 ligand와 co-ligand의 몰수 비율을 1:1로 사용하였을 때 추출 효과가 가장 크고 본 연구의 목적인 2차 폐기물 감소에 기여할 수 있을 것으로 생각된다. 또한 금속 이온의 종류에 따른 특이성은 발견되지 않았으므로 본 연구에 사용한 ligand에는 한계가 있음을 확인하였다.

## 4. 참고문헌


[1] K.H. Park, J.K. Lee, and J.H. Sung, "Metal extraction from the artificially contaminated soil using supercritical $CO_2$ with mixed ligands", Chemosphere, 91(5) 616-622 (2013).

[2] K.H. Park, H.W. Kim, H.D. Kim, M.S. Koh, J.D. Ryu, Y.E. Kim, B.S. Lee, and H.T. Park, "Application of $CO_2$ Technolgy in Nuclear Decontamination", Journal of the Korean Institute of Surface Engineering, 34(1) (2001).

[3] J. McHardy, P.S. Samuel, "Supercritical fluid cleaning: fundamentals, technology, and applications, Materials science and process technology series", William Andrew (2008).

# 무 착화성 화학제염 폐기물 저감화기술 개발

**원휘준***, 정준영, 박상윤, 김선병, 최왕규, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nhjwon@kaeri.re.kr

## 1. 서론

원자력 발전소 일차 냉각계통 내부의 방사능은 화학 제염 용액을 사용하여 제거한다. 계통 제염을 위해 유기산 착화제를 사용하며 이들은 분해 혹은 이온교환법에 의해 제거된다. Oxalic acid를 제외한 유기산 착화제는 완전 분해되지 않는다. Oxalic acid 자체도 계통 재질에 부식 문제를 야기하기 때문에 해체 전 제염을 제외하고는 가압 경수로 형 원전의 계통 제염에 적용시킨 적이 없다. 한국원자력연구원에서는 유기산을 완전 배제한 저 농도 무착화성 화학제염제를 개발하였다. 제염제의 조성은 히드라진, 금속이온 및 pH 조절용 무기산이고 전체 1wt% 이하 농도로 사용하며 금속 재질의 부식에 미치는 악 영향이 거의 없다는 특징이 있다. 제염에 의해 발생되는 2차 폐기물을 줄이기 위하여, 무착화성 화학제염제의 주 성분인 히드라진과 무기산 제거방법의 타당성 연구를 수행하였다.

## 2. 본론

### 2.1 Hydrazine 분해

Hydrazine 분해를 위해 30% $H_2O_2$ 용액을 사용하였다. 0.044 M $N_2H_4$ 용액 100 ml 용액 내 $Cu^+$ 이온 농도를 각각 0 및 5 X $10^{-4}$ M 첨가한 상태에서 분해실험을 수행하였다. 분해 반응 온도는 50 ~ 80℃ 범위, 수용액 pH는 2 ~ 5 범위에서 조절하였다. 반응 개시 초기에 $H_2O_2$ 용액 0.4 ml 를 첨가하였으며 이후 $H_2O_2$ 용액 0.3 ml 를 매 10 분 간격으로 첨가하였다. Hydrazine 농도는 p-dimethyl benzaldehyde를 지시약으로 UV spectrometer (Hach DR 5000)에 의해 455 nm 에서 측정하였다.

$H_2O_2$를 첨가함에 따른 누적 부피에 대해 $[N_2H_4]$의 변화를 pH=3 에서 측정하였으며 이를 Fig. 1에 도시하였다. $N_2H_4$ 분해 효율은 온도 상승에 따라 증가함을 보여 준다. $Cu^+$ 이온이 존재하지 않는 조건에서 $N_2H_4$와 $H_2O_2$ 사이의 반응을 Graham은 다음 식과같이 두 단계로 진행한다고 보고하였다 [1].

$$2H_2O_2 \rightarrow O_2 + 2H_2O \quad (1)$$

$$N_2H_4 + O_2 \rightarrow N_2 + 2H_2O \quad (2)$$

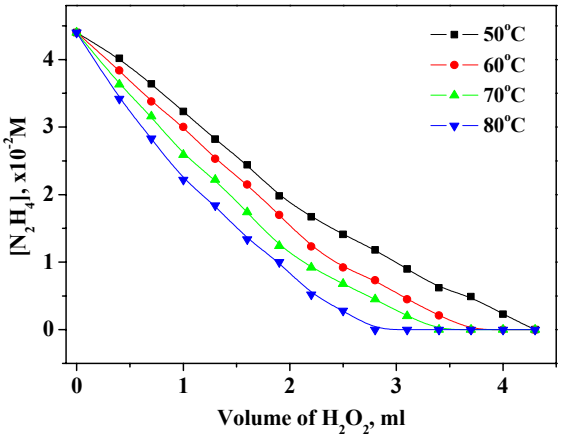



Fig. 1. Variation of $[N_2H_4]$ against the Accumulated $H_2O_2$ Volume under Different Temperature, No $Cu^+$, pH = 3.0.

$H_2O_2$를 첨가에 따른 $[N_2H_4]$ 의 변화를 60℃ 에서 측정하였으며 이를 Fig. 2에 도시하였다.

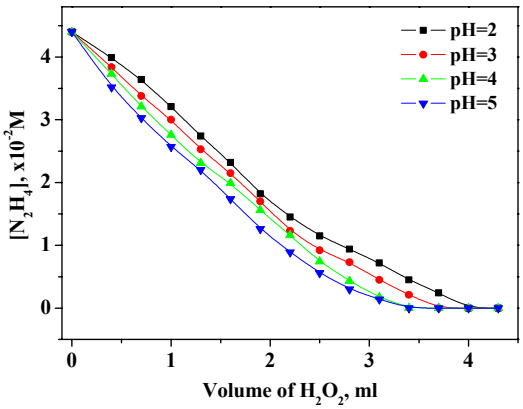



Fig. 2. Variation of $[N_2H_4]$ against the Accumulated $H_2O_2$ Volume under Different pH, No $Cu^+$, 60℃.

히드라진의 분해에 미치는 과산화수소의 영향은 용액의 pH가 높아짐에 따라 높아졌다. 히드라진의 표준 산화전위는 1.17 V 이며 이 산화전위는 용액의 pH 상승에 따라 높아진다고 보고되었다 [2]. $H_2O_2$를 첨가함에 따른 $[N_2H_4]$ 의 변화를 pH = 3

에서 측정하였으며 이를 Fig. 3에 도시하였다. Lin 등 [3]은 $N_2H_4$와 $H_2O_2$ 사이의 반응이 두 단계로 진행되는데 구리이온과 히드라진 사이의 배위화합물이 다음과 같이 반응을 개시한다고 보고하였다.

$$Cu^{+}N_2H_4 + H_2O_2 \rightarrow Cu^{+} + N_2H_2 + 2H_2O \quad (3)$$

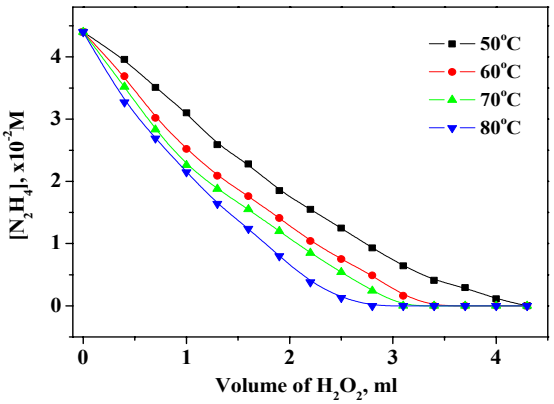



Fig. 3. Variation of $[N_2H_4]$ against the Accumulated $H_2O_2$ Volume under different Temperature, $[Cu^{+}]$ = 5 X $10^{-4}$ M, pH = 3.

세 조건 모두에 대해, 히드라진은 과산화수소를 소량씩 계속 첨가함에 의해 완전히 분해된다.

### 2.2 Sulfate 이온 침전

황산이온은 $Ba^{2+}$ 이온과 반응하여 다음 식과 같이 침전되어 진다.

$$H_2SO_4 + Ba(OH)_2 \rightarrow BaSO_4\downarrow + 2H_2O \quad (4)$$

$BaSO_4$의 시간 경과에 따른 입자분포를 표 1에 수록하였다. 입자가 커짐에 따라 침강속도도 증가하였으며 3시간 내에 $BaSO_4$ 침전물은 완전 침강되었다. UV 분석결과 황산이온은 $Ba^{2+}$ 이온과 반응하여 수용액 내에 존재하지 않음을 확인할 수 있었다.

Table 1. Size Distribution of $BaSO_4$

| Time (min) | Size (μm) |
|---|---|
| 5 | 2.55 |
| 35 | 2.71 |
| 65 | 2.90 |

## 3. 결론

무착화성 제염제인 $N_2H_4$-$Cu^{+}$-$H_2SO_4$계의 2차 방사성 폐기물 저감을 위한 타당성 평가 연구를 수행하였다. 제염 용액 중 화학제의 총 함량을 1wt% 미만으로 사용하기 때문에 제염제 자체의 2차 폐기물 양이 타 제염제에 비해 적게 발생한다. 그리고 제염제의 주요 성분인 hydrazine을 과산화수소와 소량씩 계속 반응시킴에 의해 비 독성 물질인 물과 질소로 분해시켜 완전 제거가 가능함을 알 수 있었다. 수산화바륨을 첨가하여 pH 조절제인 황산이온을 완전 침전시킬 수 있었다. 침전물은 여과계를 사용함에 의해 수용액으로부터 완전 분리되는 양호한 결과를 얻었다. 제염 폐액 중에 존재하는 금속이온에 대한 제거 연구를 수행 중에 있다.

## 4. 감사의 글


본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발 중장기 연구사업의 일환 (계약번호: NRF-2012M2A8A5025655) 으로 수행되었습니다.


## 5. 참고문헌


[1] D. P. Graham, "Promoter in Reactions of Oxidation Concomitant with Catalytic Decomposition of Hydrogen Peroxide 1. The Oxidation of Hydrazine", J. Amer. Chem. Soci., 52 (4), 3035-3045 (1930).

[2] J. P. Chen, L. L. Lim. "Key Factors on Chemical Reduction by Hydrazine for Recovery of Precious Metals". Chemosphere, 49, 363-370 (2002).

[3] X. Lin, O. P. Garry, L. Rempel, "Cupric Ion Catalyzed Diimide Production from the Reaction between Hydrazine and Hydrogen Peroxide", Applied Catalysis A: General, 263(1), 27-32(2004).

# The Synthesis of $SiO_2$ Particles with CTAB as Surfactant and Its Foam Stability for Decontamination Process

**Mansoo Choi***, Chorong Kim, In-Ho Yoon, Han-Bum Yang, Jei-Kwon Moon, Chong-Hun Jung, and Wang-Kyu Choi
Korea Atomic Energy Research Institute, 989-111 Daedeok-daero, Yuseong-gu, Daejeon, Korea
*teracms@kaeri.re.kr

## 1. Introduction

The decontamination and decommission technology have been considered as one of the controversial issues in the nuclear society. For the decontamination, chemical decontamination method was widely employed to remove the surfaces contaminated by radionuclides such as radio active Co, and Cs. However, a large amount of liquid waste can be generated when the chemical method was used. Recently, the decontamination foam consisting with surfactant and nanoparticle has been regarded as an another method to remove the contaminated surface. Because the foam could reduce the volume of secondary waste. However, foam is actually a thermodynamically unstable system. Therefore, foam stability is key factor for decontamination. The foam stability can be tuned by mixing surfactants and nanoparticles. Our group reported that the foam stability of surfactant was improved with silica nanoparticle as a foam stabilizer. Thus, it is desirable when the surfactant or nanoparticle can be reduced for foam generation.

In this work, we synthesized silica particle with low surfactant for decontamination foam by using co-condensation method based on sodium hydroxide catalyzed reactions of tetraethoxysilane (TEOS) with the cetyltrime- thyammonium bromide (CTAB) as a surfactant. Its foam stability of as-synthesized silica was investigated as a function of different synthesis conditions.

## 2. Experimental

For the $SiO_2$ preparation, CTAB and 2 M NaOH solution were added in DI water and heated at 80°C. After 1 h, TEOS was added to the above solution followed by stirring for 2 h. The $SiO_2$ particles were washed by water and methanol, and dried under vacuum oven. The morphology and structure of $SiO_2$ were analyzed by FE-SEM and XRD, respectively. Thermogravimetric analysis (TGA) was carried out to measure the amount of CTAB in $SiO_2$ under flowing nitrogen with a heating rate of 5°C $min^{-1}$.

The foam stability and liquid volume of foam were analyzed with commercially available Foamscan instrument (Teclis/IT Concept, France). In order to measure the foam properties, the $SiO_2$ souition that $SiO_2$ particles (1 wt.%) are dispersed in 100 ml of deionized water at pH 2 was prepared. The solution was poured into cylinder glass column and bubbled by sparging nitrogen gas at a folw rate of 200 ml/min through the $SiO_2$ solution. After the foam volume was achieved at 200 ml, its foam and liquid volume were recorded by monitoring the change in foam volume and liquid volume using CCD camera and measuring the conductivity as a function of time. For comparison, 1 wt.% fumed silica nanoparticle with 1 wt.% Elotant™ Miloside 100 as a surfactant was also dispersed in 100 ml deionized water. All the measurements were carried out at room temperature.

## 3. Results and discussion

Fig. 1a shows the small-angle XRD patterns of as synthesized $SiO_2$ particles. The $SiO_2$ samples show an intense (100) peak and three (110), (200), and (210) peaks (except for NaOH-10). The main peak (100) of $SiO_2$ particle was slightly shifted toward higher 2 $\Theta$ angles with increasing to the NaOH amount, indicating the creation of larger *d*-spacing. The amount of CTAB in $SiO_2$ particle was less than 40% as shown in Fig. 1b.

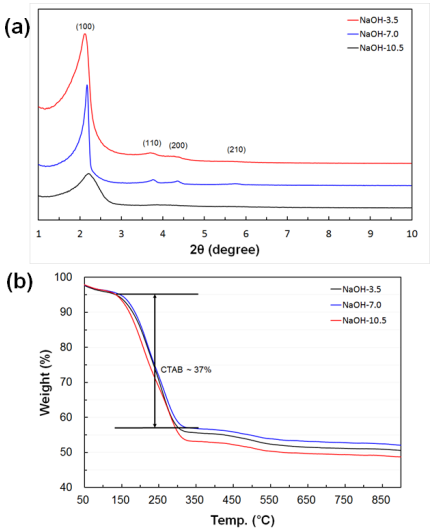



Fig. 1. Small-angle XRD patterns (a) and TGA profiles (b) of as-synthesized $SiO_2$ particles.

The morphology of $SiO_2$ particles are observed by FE-SEM and shown in Fig. 2. It is clearly reveal that the particle size of $SiO_2$ increased as a function of NaOH amount. The particles exhibited tubular shape (Fig. 2a), but the other samples show irregular and micron-sized particles. The particle size was increased from 400 nm to 2 μm.

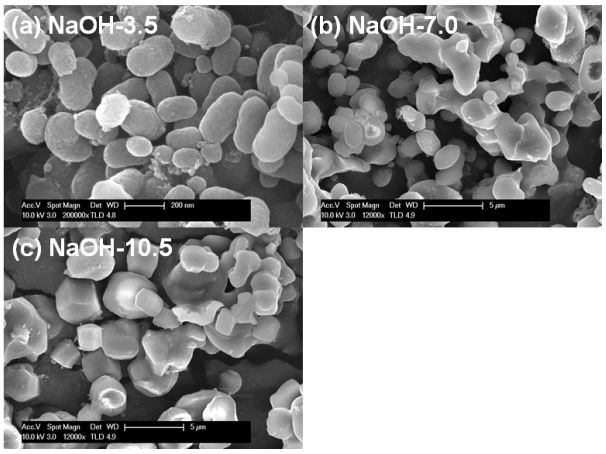



Fig.2. SEM images of $SiO_2$ particles according to the amount of NaOH.

For the foam stability measurement, the aqueous foam was generated and its stability was recorded by using Foamscan analyzer. Fig.3 shows the foam volume of $SiO_2$ particle (M-5, 1-5wt%) with surfactant (1wt% EM-100) at pH 2. The foam volume of $SiO_2$ nanoparticle with surfactant retained at 165 ml until 50 min, but dramatically decreased after 60 min due to the liquid drainage during foam ageing. However, the foam stability of as -synthesized $SiO_2$ particle was improved (except for NaOH-3.5). As the amount of NaOH and CTAB increase, the foam stability retained at highest foam volume retention during foam scanning, idicating that the higher amount NaOH leads to improve the foam stability of as-synthesized $SiO_2$ particles.

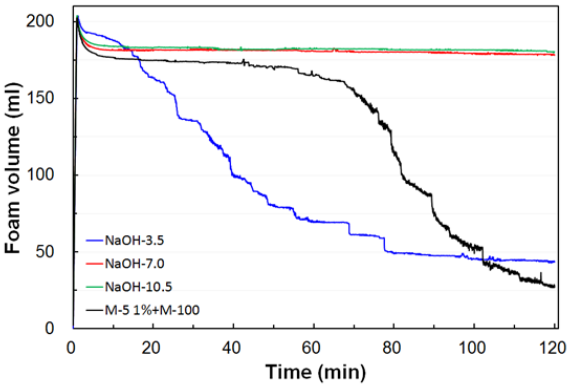



Fig. 3. Foam stability of $SiO_2$ nanoparticles containing surfactant (1wt% M-100) with different NaOH amount.

## 4. Conclusions

In this work, we have synthesized the $SiO_2$ particles based on sodium hydroxide catalyzed reactions. The structure and morphology of $SiO_2$ particle were depending on the NaOH amount. In the foam measurement, the amount of $SiO_2$ played critical role in the foam stability. We also investigated the foam stability of $SiO_2$ particles according to different synthesis conditions.

## 5. Acknowledgements

This work has been carried out under the Nuclear R&D Program (2012M2A8A5025655) funded by Ministry of Science, ICT & Future Planning.

## 6. Reference

[1] I.-H. Yoon, C.-H. Jung, S.B. Yoon, S.Y. Park. J.-K. Moon, W.-K. Choi, Effect of silica nanoparticles in the stability of decontamination foam and their application for oxide dissolution of corroded specimens, Ann. Nucl. Energy, 73 (2014) 168-174.

# 사용후핵연료 소내저장시설(AR storage) 및 소외저장시설(AFR storage) 경제성 비교

**정철욱***, 김태룡, 이기현
한국전력국제원자력대학원대학교, 울산광역시 울주군 서생면 해맞이로 658-91
*pawky@naver.com

## 1. 서론

현재 국내에서는 사용후핵연료를 원자력발전소 부지 내에서 임시저장 중에 있으나 2025년 한빛원전을 시작으로 순차적으로 임시저장 시설의 포화가 예상되고 있다. 하지만 중장기 관점에서의 관리대책은 아직 수립되지 않았으며 방안에 대한 논의가 진행중인 상황으로 그 대책 마련이 시급한 상황이다.

사용후핵연료의 재활용/재처리 및 최종 처분은 당장 적용하기 어려운 방법이며 현실적으로 고려되는 방안은 최종처분 전까지 별도의 저장시설에 중장기적으로 저장, 관리하는 방안이다. 본 방안은 저장시설의 위치에 따라 소내 저장방식(AR storage) 및 소외 집중저장방식(AFR storage)으로 구분할 수 있며, 본 논문에서는 해당 두 방안 중 경제적인 관점에서 더 유리한 대안은 무엇일지 살펴보고자 한다.

## 2. 방법 및 결과

### 2.1 소내 저장시설 및 소외 저장시설

소내 저장시설 및 소외 저장시설을 건설/운영하는 두 경우를 대상으로 경제성 비교를 수행하며 두 시설은 다음과 같은 특징이 있다.

소내저장시설의 경우 사용후핵연료를 원전 부지 내 저장을 하여 부지, 운반비용 등이 절감되며 운송과정에서의 위험 노출이 적으나, 각 원전 지역주민 및 시민 단체의 수용성 문제, 원전 해체 시 안전성 문제 및 각 원전부지 분리 저장관리로 인한 관리효율 저하 등의 우려가 있을 수 있다.

반면에 소외저장시설은 집중관리가 가능하고 관리가 효율적이나 별도 부지확보를 위한 비용이 소요되고 부지조사, 인허가 절차 등을 수행해야 하며 경주 중저준위 방폐장 건설 시 겪은 난관을 미루어 볼때 많은 시간이 소요 될 수 있다.

### 2.2 적용된 가정

저장시설은 안전관리 관점에서 습식보다 선호되는 건식저장시설을 고려할 것이며, 건식저장 시설 중 경제성, 저장밀도가 상대적으로 우수해 2000년대 이후 선호되고 있는 콘크리트 저장용기 방식으로[1] 경제성 비교를 수행하고자 한다. 추가적으로 금속용기 저장방식 관련 비용을 도출하여 콘크리트 용기 방식과의 금액비교를 실시하였다. 각 시나리오별 대상 사용후핵연료의 양과 저장시설 부지 면적은 참조자료[2]를 참조하여 Table 1과 같이 정하였다.

Table 1. Amount of spent fuel and storage area for both scenarios.

| | AR storage | | AFR storage |
|---|---|---|---|
| Amount of Spent fuel (MTU) | Kori | 2,500*4 | 40,000 (5,000*8) |
| | Hanbit | 2,500*2 | |
| | Hanul | 2,500*4 | |
| | Wolsung | 2,500*4 | |
| | **Total** | **35,000** | |
| Storage Area($m^2$) | Kori | 85,868 | 208,838 |
| | Hanbit | 67,226 | |
| | Hanul | 85,261 | |
| | Wolsung | 82,663 | |
| | **Total** | **321,018** | |

저장시설의 건설준비 및 건설은 약 6 년, Loading은 약 10 년, 운영은 2059년까지 하고 Unloading은 약 10 년 그리고 해체는 약 5 년이 소요되는 것으로 적용하였으며, AR은 각 원전에서 2,500MTU 용량의 저장시설을 순차적으로 건설하고 AFR의 경우는 한 번에 일괄적으로 건설하는 것으로 설정하였다.

각 시나리오별 금액산출을 위해 건설준비기간부터 저장시설 해체까지 전 수명기간에 대한 비용을 고려하였다.[3][4][5] 또한 기타 적용된 가정사항은 아래와 같다.

- Loading 시 AR storage의 경우 매년 250~500 MTU, AFR의 경우 매년 4,000 MTU 까지 가능한 것으로 적용하였다.
- 콘크리트 용기당 24다발(약 10.8 MTU)의 PWR 사용후핵연료 저장이 가능한 것으로 계산하였다.
- 월성의 중수로에서 발생된 사용후핵연료량은 경수로용 사용후핵연료로 간주하여 적용하였다.
- Decommissioning 비용은 저장시설 설비비 건

설비 및 기자재비의 20%를 적용하였다.[3]

- 산출된 Overnight cost를 현재가치로 변환하기 위해 할인율 5%를 적용하였다.

### 2.3 평가 결과

콘크리트용기 방식을 적용한 소내 저장시설과 소외 저장시설 및 참조를 위해 금속용기 방식의 소외 저장시설 시 총 소요비용 및 수명주기에 걸친 비용 배분곡선을 Table 2, Fig. 1 와 같이 도출하였다.

Table 2. Estimation of total costs for each scenarios

| Period＼cost | AR(conc.) | AFR(conc.) | AFR(metal) |
|---|---|---|---|
| Preparation & Construction | 327.7 | 356.4 | 955.8 |
| Loading | 1,893.4 | 2,187.7 | 7,681.0 |
| Operation | 10.3 | 7.6 | 7.6 |
| Unloading | 1.7 | 0.2 | 0.2 |
| Decommissioning | 428.2 | 491.7 | 1,710.2 |
| **Total** | **2,661.4** | **3,043.7** | **10,355.0** |

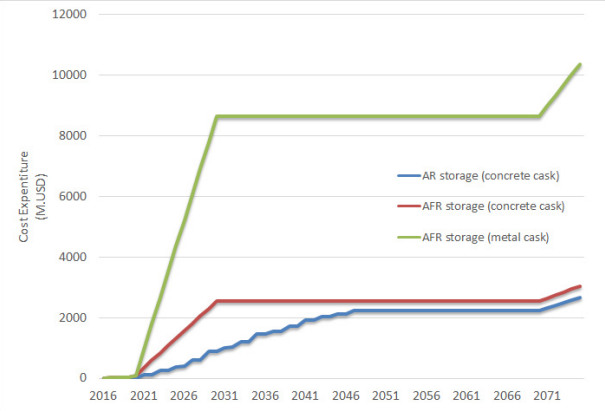



Fig. 1. Cost expenditure S-curve throughout life cycle.

도출된 총 예상비용을 현재가치로 변환하고 각 시나리오별 단가를 비교하기 위해 NPV(Net Present Value)를 아래 수식을 이용하여 구하였으며, 대상 사용후핵연료 중량당 단가로 각 시나리오별 금액을 비교하였다.

$$NPV = \sum \frac{C_i}{(1+d)^i} \quad (1)$$

상기 수식에서 i는 현재시점으로부터 년수, d는 할인율, 그리고 C는 해당년도 건설비를 의미하며, 할인율 5%를 적용한 결과는 Fig. 2와 같다.

추가적으로 단가계산에 영향을 주는 용기자재비, 할인율, 각 단위 저장시설의 건설시기 등의 입력변수 변화에 따른 민감도 분석을 실시하였다.

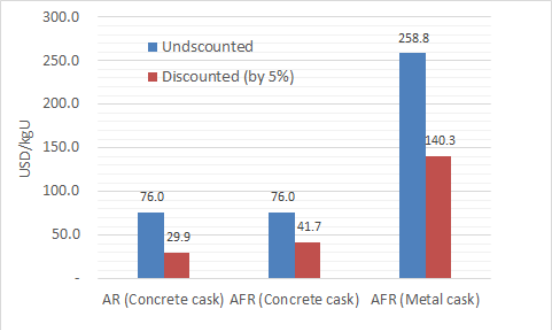



Fig. 2. Comparison of undiscounted and discounted unit cost.

## 3. 결론

소내저장시설 및 소외저장시설의 두 시나리오에 대한 총 소요비용을 산출하고 현재가치로 환산하여 단위비용을 분석하였으며, 분석 결과 민감도 분석이 이뤄진 전반적인 구간에서 소내저장시설의 경쟁력이 더 우위에 있는 것으로 분석되었다. 본 논문은 향후 사용후핵연료의 중장기적 저장 방안 수립하고 가장 유리한 방식을 결정하는데 기여할 수 있을 것이다.

## 4. 참고문헌


[1] 윤정현, 조천형, 정인수, 김태만, 김지희, "사용후핵연료 건식저장저장동향 및 전망", 한국방사성폐기물학회 2010 추계학술대회 논문요약집, 421-422, (2010).

[2] 사용후핵연료 공론화위원회, "사용후핵연료 관리방안에 대한 잠재 시나리오 및 공론화프로그램 논의 주요내용", 66-86, (2014).

[3] J. Kessler, "Cost Estimate for an Away-From-Reactor Generic Interim Storage Facililty (GISF) for Spent Nuclear Fuel", Part2 1-19, 1018722, EPRI (2009).

[4] 코네스코퍼레이션, "사용후핵연료 수송/저장 핵심 설계기술개발, 건식저장방식별 평가결과", 1-9, (2010).

[5] Chun-Hyung Cho, Tae-Man Kim, Ki-Yeol Seong, Hyung-Jin Kim, Jeong-Hyoun Yoon, "Cost Comparison of wet and dry interim storage facilities for PWR spent nuclear fuel in Korea", Annals of Nuclear Energy 38 (2011) 971-981.

# 실감형 원격절단 시뮬레이터의 조작성 확장을 위한 가상현실 기반 사용자 인터페이스의 설정

**이종환***, 김익준, 현동준, 김근호, 강신영, 정관성, 최병선, 문제권, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jhl@kaeri.re.kr

## 1. 서론

실감형 원격절단 시뮬레이터는 가상환경 하에서 원자력 시설의 해체 시뮬레이션을 수행 할 수 있는 환경을 제공함으로써, 사용자가 효과적으로 절단해체 공정을 수립하고 검토할 수 있도록 지원한다[1]. 시뮬레이터의 조작 편의성은 작업 효율성과 생산성에 직결되는 문제로, 특히 3차원 디지털 목업으로 구성된 가상환경 내에서 이루어지는 해체 시뮬레이션의 사용자 조작성 제고는 필수적이다. 본 논문은 실감형 원격절단 시뮬레이터의 조작 편의성 및 확장성 제고를 위하여, 다양한 가상현실 조작 장치를 적용할 수 있는 디바이스 인터페이스 프레임워크의 기본 설정에 대하여 소개한다.

## 2. 본론

### 2.1 사용자 조작 인터페이스를 위한 사전 검토

실감형 원격절단 시뮬레이터의 기본적인 사용자 조작 환경은 Fig. 1과 같다. 사용자는 전면에 준대형 가시화 시설과 측면에 보조 모니터를 두고 전용 의자에 앉아 키보드/마우스와 같은 일반 사용자 인터페이스 및 햅틱 장치와 같은 가상현실 전용 인터페이스를 이용하여 시뮬레이터를 조작한다.

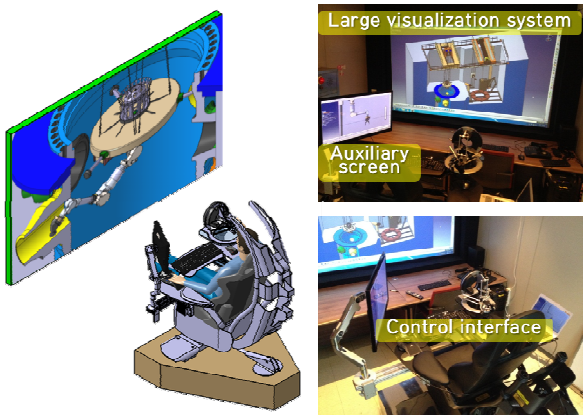



Fig. 1. User interface of the simulator.

원격절단 시뮬레이션 소프트웨어의 기본적인 조작 방법은 마우스 클릭이나 키보드 입력과 같은 일반적인 2차원 사용자 인터페이스 방법과 3차원 디지털 공간에서 가상 객체를 공간상에서 직접 조작하기 위한 3차원 사용자 인터페이스 방법을 포함한다. 특히 3차원 사용자 인터페이스는 조작 편의성을 높이기 위하여 6자유도 공간좌표 입력이 가능한 입력 장치를 사용한다.

#### 2.1.1 가상현실 기반 사용자 조작 장치의 검토

3차원 공간상에서 사용자 조작성 확장을 위해서 고려될 수 있는 가상현실 기반 조작 장치는 공간좌표의 측정 및 출력 방법에 따라 다양하다. Table 1은 대표적인 3차원 공간 기반 조작 장치의 대표적인 사례이다. 각 장치는 3자유도 이상의 공간좌표 입력이 가능하며, 그 공간좌표 측정 방법에 따라 상이한 특성을 가진다.

Table 1. Virtual reality devices for the spatial input

| Device name | Tracking method |
|---|---|
| Space Mouse | - Direct measurement by optical sensor |
| Multi-joint device | - Direct measurement by multi-linkage |
| Tracker | - Vision sensor<br>- Electro-magnetic sensor<br>- Ultrasonic sensor<br>- Inertia sensor<br>- Hybrid sensor (combination of above two or more methods) |

실감형 원격절단 시뮬레이터의 사용자 환경은 작업자를 중심으로 각종 입출력 기구가 위치하고 있는 환경이다. 조작성 확장을 위해서 추가될 수 있는 입력 도구는 기본 입력도구인 키보드/마우스 및 6자유도 햅틱 장치의 사용을 저해하지 않아야 한다.

#### 2.1.2 원격절단 시뮬레이션 도구와의 호환성 검토

원격절단 시뮬레이션 소프트웨어는 Dassault Systemes사의 DELMIA 솔루션 기반에서 작동된다[2]. 따라서 조작성 확장을 위해서 고려될 3차원 조작 기구가 이를 지원해야 한다. 또한 가시화 특

화 기능과 같은 시뮬레이터의 기능 확장을 고려하여 여타 다른 도구에 대한 호환성도 보장해야 한다.

### 2.2 사용자 조작 인터페이스의 기본 설정

실감형 원격절단 시뮬레이터를 위한 사용자 조작 인터페이스는 적용 플랫폼에 따라 2가지 방식으로 나누어 설정하였다.

- 시뮬레이션 플랫폼 전용 프레임워크
- 가시화 특화 플랫폼 지원 프레임워크

이는 시뮬레이션 기능을 우선으로 하는 DELMIA 기반 도구와 가시적 효과를 우선한 도구에 대한 적용을 나누어 접근하였기 때문이다. 가시화 특화 도구는 시뮬레이터의 기능 확장을 위한 별개의 도구로, DELMIA 기반 도구와 그 플랫폼이 다르기 때문에 하나의 도구로 통합되기 어렵다.

#### 2.2.1 적용 3차원 조작 도구

본 연구에서는 스페이스 마우스와 비젼 방식의 트랙커를 우선 고려하였다. 이는 시뮬레이션 소프트웨어 플랫폼의 특성상 필요한 키보드/마우스 및 6자유도 햅틱 장치에 기반을 둔 조작방식을 저해하지 않는 범위에서, 사용자에게 추가적인 조작 인터페이스를 제공할 수 있기 때문이다. 또한 앞서 고려한 두 가지 대상 플랫폼에 사용자의 요구에 따라 조작 방식을 수정하여 적용할 수 있다.

#### 2.2.2 디바이스 인터페이스 프레임워크의 설정

시뮬레이션 플랫폼을 지원하기 위한 디바이스 인터페이스 프레임워크는 상용 도구인 IPSI 및 RTID의 사용을 고려하였다[3]. Fig. 2와 같이 트랙커에서 입력되는 공간좌표 정보를 IPSI 서버를 거쳐 DELMIA에 플러그-인 형태로 병합된 RTID를 통해 DELMIA로 전달된다. IPSI 및 RTID는 각종 햅틱 장치 및 트랙커를 비롯한 비교적 다양한 가상현실 디바이스를 지원하여, 향후 DELMIA 플랫폼에서 사용자 조작성 확장이 가능하다.




Fig. 2. VR-device interface framework for DELMIA.

가시화 특화 플랫폼을 지원하기 위해서는 Fig. 3와 같이 VRPN을 이용한 디바이스 인터페이스 프레임워크를 고려하였다. VRPN은 공개용 도구의 특성상 여타 관련 범용 가시화 도구에 직접 적용이 가능하다[4]. 또한 향후 있을 조작 기구의 확장 및 변경에도 유연하게 대처할 수 있다.

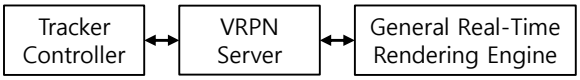



Fig. 3. VR-device interface framework for a general real-time engine.

## 3. 결론

실감형 원격절단 시뮬레이터의 사용자 조작 인터페이스를 확장하기 위한 프레임워크를 제시하였다. 본 사용자 인터페이스 프레임워크는 다양한 가상현실 기반 조작 기구의 적용을 고려하여 설정되었으며, 시뮬레이터의 조작성 확장을 담보할 것으로 기대된다. 설정된 프레임워크는 향후 원격절단 시뮬레이션에 적합하게 구현되고 검증될 것이다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발 중장기 연구사업(NSF-2012M2A8A5025657)의 일환으로 수행되었습니다.

## 5. 참고문헌

[1] 이종환, 현동준, 김익준, 김근호, 서재석, 정관성, 최병선, 문제권, "실감형 원격절단 시뮬레이터를 위한 준대형 가시화 시스템의 구축", 한국방사성폐기물학회 2015 춘계학술발표회 논문요약집, 13(1), 189-190, 5.27~29, 2015, 인천.

[2] D. Hyun, S.-U. Lee, Y.-C. Seo, G.-H. Kim, J. Lee, K.-S. Jeong, B.-S. Choi, J.-K. Moon, "Seamless remote dismantling system for heavy and highly radioactive components of Korean nuclear power plants", Annals of Nuclear Energy, 73, 39-45, 2014.

[3] Haption SA, "Haption SA - Software" http://www.haption.com/site/index.php/en/products-menu-en/software-menu-en

[4] R. M. Taylor II, T. C. Hudson, A. Seeger, H. Weber, J. Juliano, A. T. Helser, "VRPN: A Device-Independent, Network-Transparent VR Peripheral System", Proc. of VRST01, 55-61, Nov. 2001, Banff, Canada.

# 원자력시설의 수명주기 동안 방사선학적 특성평가 체계 분석

**김종화***, 이종철, 전호민, 한경호, 서장수
세안기술(주), 서울특별시 금천구 가산디지털2로 184 (가산동), 벽산디지털밸리2차 910호
*jhkim4198@sae-an.co.kr

## 1. 서론

방사선학적 특성평가는 정보 수집, 현장 측정, 시료채취와 분석 그리고 이론적 계산 및 입증된 코드를 통해 해당 원자력시설의 해체 시 방사성물질의 종류, 분포, 방사능량 및 방사성오염의 정도를 결정하는 것이다. 이는 해체 수행 옵션과 작업자들의 방사선방호 방법을 결정하는 데에 이용되며, 해체 완료 이후에는 부지개방 결정을 위해 이용된다. 방사선학적 특성평가는 해체 전체 과정에 대해 수행되어야 하고, 해체 옵션 결정부터 수행 완료 시까지 방사선학적 특성평가는 합리적으로 수행되어야 한다. 본 논문에서는 원자력시설의 수명주기 동안 방사선학적 특성평가를 효과적이고 체계적으로 관리하기 위한 전략으로 국내외 해체와 관련한 방사선학적 특성평가 체계를 설명하고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 원자력안전법령의 해체계획서

원자력안전법 제10조(건설허가), 제20조(운영허가) 및 제28조(발전용원자로 및 관계시설의 해체)에 발전용원자로 및 관계시설을 건설, 운영, 해체를 할 경우 각 단계별로 해체계획서와 해체완료보고서 등을 원자력안전위원회에 제출하도록 규정하고 있다. 또한 제92조의2(해체계획서의 주기적 갱신)에 발전용원자로운영자는 해체계획서를 주기적으로 갱신하여 원자력안전위원회에 보고하도록 규정하고 있다. 한편, 부칙 제2조(해체계획서의 승인에 관한 조치)에 발전용원자로 및 관계시설을 건설 또는 운영 중에 있는 사업자는 2018년 1월 20일까지 원자력안전위원회에 해체계획서를 제출하여 승인을 받아야 한다[1].

### 2.2 원자력시설 수명주기의 다양한 단계에서 방사선학적 특성평가의 적용

원자력시설의 수명주기(life cycle)는 계획수립, 건설단계, 운영단계, 전환단계, 해체단계 및 부지복원으로 이어지는 다양한 단계로 구성된다. 방사선학적 특성평가는 특별히 전환단계와 해체를 수행하는 단계만 해당되는 것이 아니라, 이들 모든 단계에 걸쳐 서로 다른 목적과 다양한 기법을 필요로 한다. 이는 Fig. 1에 개략적으로 도시되어 있다[2].

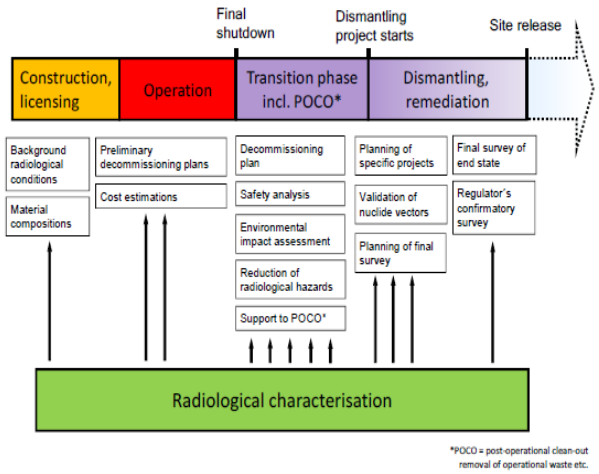



Fig. 1. Radiological characterisation efforts as needed during all stages of a nuclear facility's life cycle, in order to plan and perform decommissioning in a safe and efficient manner[2].

### 2.3 원자력시설의 다양한 단계에서 방사선학적 특성평가 사이의 연결과 시너지 효과

Fig. 2는 원자력시설의 다양한 단계에서 방사선학적 특성평가 사이의 연결 고리와 시너지 효과를 나타낸다. 안전과 시기, 비용을 고려한 효율적인 해체를 목표로 하는 특성평가 활동을 위한 계획은 원자력시설의 수명주기 초기에 초안이 작성되어야 한다. 이 계획은 각 단계에서 무엇을 하고, 어떻게 하는지 뿐만 아니라 이전 단계에서 얻은 정보가 이후 단계에서 사용될 수 있도록 다양한 측면에서 연결되고 시너지 효과를 포함해야 한다. 예를 들어, 운영단계의 방사선학적 특성평가는 주기적인 방사선방호 관리 활동에서 얻은 정보와 정상 운영 데이터(예, 환경모니터링 데이터와 운영허가 조건에 따라 규정된 정상적인 배출) 뿐만 아니라 유출이나 비정상적 누설과 같은 사건의 정보를 제공하는데 주로 초점을 맞추어야 한다. 영구정지 전 운영 기간의 후반부 단계에서 해체 관점에서 볼 때 보다

정확한 정보는 특별한 계획수립 목적을 위해 필요할 것이다. 방사선학적 특성평가 단계와 원자력시설 수명주기 단계 사이에 고유의 시너지 효과가 있다는 점은 분명하다. 원자력시설의 전체 수명주기에 많은 양의 정보를 원자력시설 수명주기 전체에 걸쳐 수집해야 하며, 해체 특성평가 체계를 뒷받침하기 위해 적절한 기록 유지를 통해 가능하다는 점이 일반적으로 인식되고 있다. 이러한 정보는 합리적으로 분석되고 철저하게 관리되어야 한다[2].

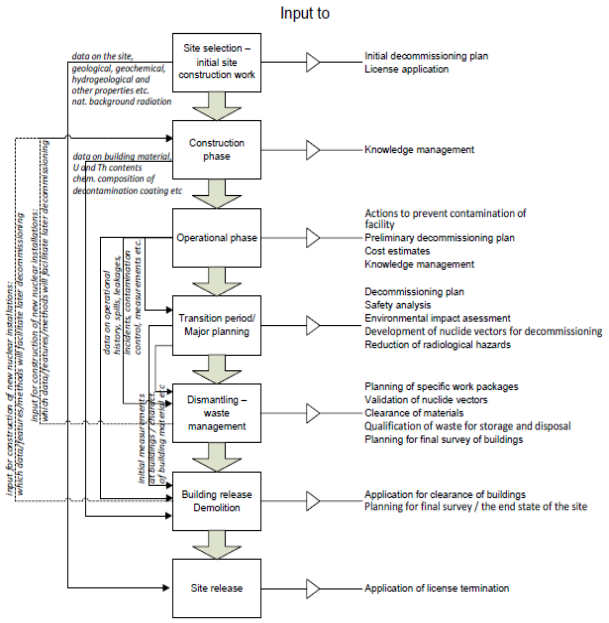



Fig. 2. Radiological Characterisation - phases in a plant life cycle perspective[2].

성공적인 해체 프로젝트는 초기 단계에서 어느 정도의 중요한 결정을 필요로 한다. 이들은 해체 옵션의 평가, 기술의 선정과 평가(제염과 해체, 방사화물질의 조절 등), 건물과 방사성물질 그리고 부지개방에 대한 규제해제 조건의 확립, 방사성폐기물 처리 옵션의 탐구, 전환단계(운영과 해체 사이의 중간 단계)를 위한 계획, 개념적인 비용 평가와 일정 수립, 방사성폐기물의 발생과 처분 평가, 작업자와 일반인의 선량평가를 포함하여야 한다[2].

## 3. 결론

원자력시설의 수명주기 동안 방사선학적 특성평가는 반드시 합리적인 방법과 절차를 따라야 한다. 방사선학적 특성평가 프로그램은 다음과 같이 과거정보의 수집 및 검토, 방사성핵종 재고량 평가, 현장 측정 수행, 시료채취와 분석, 수집된 데이터의 검토 및 평가, 계산 결과와 측정 데이터 간의 비교를 포함함으로써 최종적으로 신뢰성이 있는 결과가 도출된다[2,3]

- 과거정보의 수집 및 검토: 원자로 운전과 사고 처리에 대한 문서는 오염의 확산 범위와 사고 중에 발생한 작업자의 방사선피폭을 평가하는데 사용된다.
- 방사성핵종 재고량 평가: 건설 자재의 종류와 질량에 대한 수집자료에 근거하여 인증된 최신의 코드 또는 다른 이론적 방법으로 방사성핵종 재고량을 평가하여 작업자의 피폭선량을 계산한다.
- 현장 측정 수행: 최신의 측정장비를 사용하여 'hot spots'을 발견하고 시료채취 지역을 설정하기 위하여 방사성핵종 및 방사능 분포도를 파악하는 철저한 모니터링을 수행하여야 한다.
- 시료채취와 분석: 특성평가에서 시간과 비용을 절감하고 작업자 피폭을 줄이기 위하여 철저한 모니터링을 통해 최적의 장소에서 최소량의 시료를 채취하여야 한다. 시료채취와 분석은 특성평가를 위한 최선의 방법이다.
- 수집된 데이터의 검토 및 평가: 특성평가의 과정에서 데이터는 가능한 한 빨리 평가되고 분석되어야 한다.
- 계산 결과와 측정 데이터의 비교: 계산의 정확성을 입증하고 추가적인 해체 프로젝트에서 인증 코드 적용의 신뢰도를 높이기 위하여, 계산 결과는 측정 데이터와 비교되어야 한다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 산업통상자원부의 「원전해체 설계를 위한 냉각재계통 및 기기 재활용 제염 상용기술 개발」 과제의 일환으로 수행 중에 있습니다.

## 5. 참고문헌

[1] 원자력안전법, 법률 제13078호, 2015.1.20.
[2] OECD/NEA, Radiological Characterisation for Decommissioning of Nuclear Installations, NEA/RWM/WPDD(2013)2, OECD/NEA, Paris (2013).
[3] IAEA, Radiological characterization of shut down nuclear reactor for decommissioning purposes, Technical Report Series No. 389, Vienna, 1998.

# Maine Yankee 원전의 초기 방사선학적 특성평가 사례 분석

**김종화***, 이종철, 전호민, 한경호, 서장수
세안기술(주), 서울특별시 금천구 가산디지털2로 184 (가산동), 벽산디지털밸리2차 910호
*jhkim4198@sae-an.co.kr

## 1. 서론

한국수력원자력(주)는 2015년 6월 16일 국내 최초 원전인 고리1호기의 2차 계속운전 신청을 하지 않기로 결정하였다. 이와 함께 한국수력원자력(주)는 1차 계속운전 시한인 2017년 6월 18일까지 고리1호기의 안전한 정지와 원활한 해체준비를 위해 다양한 기술개발을 수행하고 있다. 본 논문에서는 원자력안전위원회 고시 제2015-8호 "원자력시설 해체계획서 등의 작성에 관한 규정"에 기술된 방사선학적 특성평가 카테고리와 기술내용을 살펴보고, 미국의 Maine Yankee 원전의 초기 방사선학적 특성평가 사례를 조사 분석하였다.

## 2. 본론

### 2.1 원자력안전위원회 고시 제2015-8호의 방사선학적 특성평가 카테고리 및 평가항목

원자력안전위원회 고시 제2015-8호 "원자력시설 해체계획서 등의 작성에 관한 규정"의 별표 2에 기술된 방사선학적 특성평가 카테고리와 기술내용은 다음과 같다[1].

- 해체대상 시설과 부지에 존재하는 방사성물질의 종류, 양, 분포 등을 조사하기 위한 방법과 절차를 기술한다.
- 해체대상 구조물, 계통 및 기기에 존재하는 방사성물질의 종류, 방사능량, 분포 및 방사성오염의 정도를 제시하고 여기에 사용된 근거, 방법 및 가정사항을 기술한다.
- 해체대상 시설과 부지의 토양과 지하토양에 존재하는 방사성물질의 종류, 방사능량, 분포 및 방사성오염의 정도를 제시하고 여기에 사용된 근거, 방법 및 가정사항을 기술한다.
- 해체대상 시설과 부지의 지표수와 지하수에 존재하는 방사성물질의 종류, 방사능량, 분포 및 방사성오염의 정도를 제시하고 여기에 사용된 근거, 방법 및 가정사항을 기술한다.

### 2.2 Maine Yankee 원전의 초기 방사선학적 특성평가 카테고리

Maine Yankee 원전의 초기 방사선학적 특성평가를 위한 조사 카테고리는 발전소의 오염 가능성을 기반으로 '방사선의 영향을 받은 구역'과 '방사선의 영향을 받지 않은 구역'의 표면과 구조물, 계통 및 주변지역(토양, 지하토양, 침전물과 지하수)으로 GTS Duratek에 의해 지정되었다. 이와 같은 지정은 자료 비교의 정확성과 용이성을 위해 사용되었다[2,3].

#### 2.2.1 표면과 구조물

이 카테고리는 구조물과 관련된 건물의 내부와 외부를 포함하며, 필요한 경우 발전소 계통과 기기의 외부 표면을 포함하였으며, 구조물 재료의 자연방사선 준위에 대한 측정도 이 카테고리에 포함하였다. 전체적으로 조사 카테고리는 '방사선의 영향을 받지 않은 구역'에서 약 7,900회의 측정과, '방사선의 영향을 받은 구역'에서 약 6,400회의 측정을 포함하였다. '방사선의 영향을 받은 구역'의 구조물에 대한 조사는 18개의 콘크리트 코어 시료들을 포함하였다.

#### 2.2.2 계통

이 카테고리는 공정 배관과 기기, 환기 덕트 및 배수관과 배수조의 내부 표면을 포함한다. 본래 발전소 계통과 기기의 내부 표면에서 방사능농도는 공정의 운전이력에 의존한다. 따라서 이 조사 패키지들은 표면 조사 패키지와 구조물 조사 패키지로 세분화하였다. 이 조사 카테고리는 '방사선의 영향을 받지 않은 구역'의 계통에 대해 약 3,800회의 측정과, '방사선의 측정을 받은 구역'의 계통에 대해 약 1,050회의 측정을 포함하였다.

#### 2.2.3 주변지역

부지 구역은 토양 오염의 본질과 정도를 파악하기 위해서 시료채취와 측정를 수행하였으며, 전체 820에이커 부지의 약 1/3 정도 감마 스캔을 하였다. 전체 부지에 대한 측정은 조사 지점을 적절히 위치시키기 위해 그리드 시스템을 사용하였다. 이 조사 카테고리는 약 300개의 토양 시료를 수집하였고, 그 중 180개는 '방사선의 영향을 받지 않은 구역'에서 수집되었다. 한편, 침전물과 지하수 및 지표수 역시 이 카테고

리에 포함하였으며, 토양 표면 위의 식물에 존재하는 방사능의 양을 측정하기 위한 연구를 수행하였다.

### 2.3 Maine Yankee 원전의 방사선학적 특성평가 조사 설계

방사선학적 특성평가 조사의 모든 단계는 방사성 오염원의 존재 여부에 대해 발전소의 모든 구조물, 계통 및 주변지역에 대해 시료채취를 하도록 설계하였다. '방사선의 영향을 받지 않은 구역'의 계통, 구조물 및 주변지역에 큰 비중을 두었으며, 2,750건 이상의 조사가 '방사선의 영향을 받지 않은 구역'의 계통에서 수행되었고, 1,500건 이상의 조사가 '방사선의 영향을 받지 않은 구역'의 표면과 구조물에서 수행되었다. 또한, 18건의 조사는 '방사선의 영향을 받지 않은 구역'의 주변지역에서 수행되었고, 7건은 '방사선의 영향을 받은 구역'의 주변지역에서 수행되었다. 이로써 오염의 전체 본질과 정도를 식별하고 특성을 규명하고자 하였다. 초기 방사선학적 특성평가 조사는 5개 그룹, 127개 패키지 중 하나로 구성, 수행 및 기록하였다. 해당 그룹 내 매개체에 대한 오염원 잠재 가능성은 일반적으로 '방사선의 영향을 받는 구역'과 '방사선의 영향을 받지 않는 구역'으로 분류하였다. '방사선의 영향을 받는 구역'은 오염원을 포함할 가능성이 높은 매개체를 갖는데 반해, '방사선의 영향을 받지 않는 구역'은 오염원을 포함할 잠재 가능성이 낮거나 없는 구역이다. '방사선의 영향을 받는 구역' 또는 '방사선의 영향을 받지 않는 구역'의 지정은 최종 조사 분류 상태를 지정하고자 고안된 것이 아니라, 오염원의 잠재 가능성을 전반적으로 기술하고자 고안한 것이다. 각 그룹은 운전이력 또는 구조물, 계통 및 기기의 물리적 위치에 따라 각 발전소 구역에 해당하는 조사 패키지로 더 세분화하였다. 전체 발전소 구역이 조사 그룹/패키지 중 하나에 포함되며, 5개 그룹은 다음과 같다[2,3].

- 그룹 A: '방사선의 영향을 받은 구역'의 표면과 구조물
- 그룹 B: '방사선의 영향을 받지 않은 구역'의 표면과 구조물
- 그룹 C: '방사선의 영향을 받은 구역'의 계통
- 그룹 D: '방사선의 영향을 받지 않은 구역'의 계통
- 그룹 E: '방사선의 영향을 받은 구역' 또는 '방사선의 영향을 받지 않은 구역'의 주변지역

이러한 그룹핑은 조사 패키지 식별을 위해 연속 특성평가 조사 중에도 사용되었다. 한편, 방사화분석 계산은 원자로용기, 원자로 내부 및 원자로 주변 차폐벽 등에 대해 수행하였다.

## 3. 결론

Maine Yankee 원전의 초기 방사선학적 특성평가를 위한 조사 카테고리는 전체 발전소 부지의 오염의 잠재 가능성을 기반으로 '방사선의 영향을 받은 구역'과 '방사선의 영향을 받지 않은 구역'으로 분류한 후, 표면과 구조물, 계통 및 주변지역에 따라 총 5개 그룹으로 나누었다. 그리고 건물별, 물리적 위치 등에 따라 각 구역에 해당하는 조사 패키지로 더 세분화하여 초기 방사선학적 특성평가를 수행하였음을 알 수 있었다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 산업통상자원부의 「원전해체 설계를 위한 냉각재계통 및 기기 재활용 제염 상용기술 개발」 과제의 일환으로 수행 중에 있습니다.

## 5. 참고문헌

[1] 원자력안전위원회 고시 제2015-8호 "원자력시설 해체계획서 등의 작성에 관한 규정", 2015.7.23.
[2] MYAPC, License Termination Plan(Rev. 4), February 28, 2005.
[3] GTS DURATEK, Characterization Survey Report for the Maine Yankee Atomic Power Plant, Vol. 1: Characterization Survey Description, June 1998.

# 원전 해체 시 방사선안전관리 방안 고찰

**이종철***, 김종화, 전호민, 한경호, 서장수
세안기술(주), 서울특별시 금천구 가산디지털2로 184 (가산동) 벽산디지털밸리2차 910호
*teamster@sae-an.co.kr

## 1. 서론

원자력시설의 해체는 방사성폐기물의 발생량 및 해체에 직접 참여하는 작업자의 방사선피폭 정도에 따라 성공여부를 가늠할 수 있을 정도로 경제적 측면뿐만 아니라 기술적 측면 및 작업자 보호 측면에서 매우 중요하다. 원자력시설 해체는 작업자가 고준위의 방사성물질과 직접 접촉하여 작업할 가능성이 매우 높기 때문에 경상 시 이루어지는 작업과는 다른 상당한 부담감 및 심리적 위축 반응을 일으킬 수 있다. 경상 시 방사선안전관리 활동은 주기적인 방사선(능) 측정, 작업 전·후 방사선(능)측정 및 평가, 작업형태에 따른 방호 장구류 지급 및 고준위 방사선작업 전 반복훈련(Cold-run or Mock-up)이 필요한 작업으로 분류할 수 있다. 작업자의 방사선피폭을 최소화할 수 있는 기법으로는 ALARA에 기반한 최적화뿐만 아니라, 작업절차, 공학적 지원시스템 및 보호장구 사용 등으로 작업자의 피폭 저감에 기여하고 있으나, 해체 시에는 철저한 계획과 준비로 작업자의 안전과 피폭 저감을 위한 자동화 기술, 다양한 차폐체 등의 개발을 통해 혼재된 작업조건에서 작업자의 방사선피폭을 최소화할 수 있는 시스템 개발 및 최적의 방사선안전관리 기법이 필요할 것으로 판단되어 국내·외 방사선안전관리 사례를 검토하였다.

## 2. 본론

### 2.1 ALARA 프로그램

불필요한 방사선피폭 및 방사성물질들로부터 작업자들을 보호하는 것은 방사선방호 프로그램의 기본이다. 최고 수준의 방사선방호 프로그램으로 ALARA(As Low As Reasonably Achievable) 개념의 이행을 위한 지원 활동은 원전 해체에 참여하는 작업자의 방사선안전관리 활동을 보장하기 위한 필수요건이다. 이에 대한 효과를 극대화하기 위해서는 ALARA 개념을 시설 해체의 계획단계에서 가능한 한 빨리 적용해야 하고, 작업자와 일반인의 피폭을 모두 고려해야 한다. ALARA는 방사선방호에 대한 철학적 접근과 시간, 거리, 차폐, 선원감소 및 수용할 수 있는 비용으로 최소한의 방사선피폭을 유발하는 균등 평가 원리를 통합하여 운영해야 한다.

### 2.2 해체 시 방사선안전관리

해체 시에도 경상 시 방사선안전관리 기법을 적용하되, 작업장의 혼재정도가 심할 것으로 판단되므로 작업자의 외부피폭뿐만 아니라 내부피폭에도 상당한 주의를 기울여야 할 것이다. 이에 따라 선원 및 방사선의 종류, 방사선(능) 측정계획, 공학적 Tool 및 ALARA 계획수립 등의 치밀한 사전준비가 필요하다[1].

#### 2.2.1 선원 및 방사선의 종류

해체활동 동안 접하는 방사선원은 반드시 규명되어야 한다. 원자로 운전 분석 및 정확한 방사선 특성조사와 관련된 설비의 운전이력 검토는 이러한 정보를 제공하기 위해 사용되어 진다. 방사선원의 정보는 알파, 베타, 감마 또는 중성자와 같은 방사선의 종류, 구성 및 방사성물질의 물리적 및 화학적 형태를 포함해야 한다. 이러한 정보는 방사선 (능) 측정장비 선택, 측정기술, 차폐요건, 제염방법 선택 및 오염 관리 방법 그리고 적절한 개인선량계를 개발하기 위해 필요하다.

#### 2.2.2 방사선(능) 측정계획

방사선(능) 측정계획을 필요로 하는 해체 프로젝트에는 많은 단계가 있다. 방사선(능) 측정은 일반적으로 계획단계 측정, 운영단계 측정 및 해제단계 측정의 세 가지 범주로 나누어진다. 각각의 측정계획은 측정지점을 어디로 할 것인지, 그것들을 어떻게 측정할지(직접 또는 시료채취), 그리고 무엇을 측정할지(토양, 채소, 공기, 표면 등)를 포함해야 한다.

- 계획단계 측정 : 적절한 해체 옵션을 선택하기 위한 공학적 평가를 허가하도록 세부정보 수록
- 운영단계 측정 : 작업 시작 전 방사선피폭관리 프로그램의 입력자료 제공, 분진이 발생하는 작업의 방사선환경 감시 제공 및 해체 작업의 진행을 평가하기 위한 측정
- 해제단계 측정 : 해체 프로그램의 목표와 목적이 충족되는지 확인

2.2.3 해체 시 방사선방호를 위한 장비

해체 시 방사선방호를 위한 장비는 Fig. 1과 같다.

- 방사선 차폐체, 개인오염 방지 및 방사성물질 내부흡입 최소화를 위한 장비(예, 현장 공기정화장치 제공 등)
- 작업자의 개인선량을 기록하기 위한 선량계
- 제염, 해체 및 조작 동안 구성품과 자재 검사를 위한 모니터링 장비(작업장에서 사용하는 외부선량률 및 표면오염 측정)
- 작업장의 공기 중 방사성 부유물 측정을 위한 적절한 모니터링 장비
- 고선량 지역의 원격 또는 로봇측정 장비



이동용 공기정화 장비 | 개인경보 선량계 | 고준위 방사선량률 측정기 | 이동형 공기오염 감시기 | 로봇측정 장비

Fig. 1. Monitoring equipments for radiological conditions in the workplace/workers of decommissioning activities.

2.2.4 공기오염구역 작업의 방사선안전관리

해체는 절단 또는 그라인딩 등으로 작업장의 공기오염을 일으켜 작업자의 내부피폭을 유발할 수 있다. Fig. 2와 같이 내부피폭 방지를 위해 마스크, Air-harness 등의 방호 장구류를 착용하여 작업을 수행하고 있으나, 착용이 불편하고, 장시간 작업을 하기에는 다소 무리가 있다. 또한, Fig. 3과 같이 공기오염 유발을 원천봉쇄하는 공학적 장비들이 지원된다면 추가적인 방호복이나 호흡방호 장비의 착용없이 작업할 수 있으며, 작업시간 증가로 공정단축의 효과 및 동일 공간에 다른 작업을 제한하지 않고 작업자를 투입할 수 있다[2].



Fig. 2. Protective clothing and protective equipment.



Fig. 3. Covering the reactor pool against airborne activity(Germany).

## 3. 결론

국내에서는 상업용 원자로에 대한 해체 경험이 없지만 외국의 사례 등을 검토해본 결과, 대부분의 해체 경험을 가진 원전에서는 경상 시 방사선안전관리 기법을 토대로 작업관리를 수행하였다. 작업장의 공기오염 확산 방지를 위한 작업구역 격리 및 작업자의 내부피폭 방지에 중점을 두고 작업관리를 수행한 경우 작업자의 심리적 부담감을 상당부분 해소할 수 있었으며, 이에 따라 작업시간 단축 등 방사선피폭과 관련한 요인들이 제거됨에 따라 작업효율 개선에 영향을 미쳤다. 따라서 해체의 다양한 분야에서 원격해체 로봇장비 등이 이용될 경우 작업자의 피폭은 최소화될 것으로 판단되나, 여전히 공기오염의 확산 등을 방지하는 공학적 장비의 개발 및 적용이 필요할 것으로 사료된다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 산업통상자원부의「원전해체 설계를 위한 냉각재계통 및 기기 재활용 제염 상용기술 개발」과제의 일환으로 수행 중에 있습니다.

## 5. 참고문헌

[1] ASTM Designation; E1167-87: Standard Guide for Radiation Protection Program for Decommissioning Operations, 2002.

[2] Work Management to Optimise Occupa-tional Radiological Protection at Nuclear Power Plants, NEA No. 6399, OECD/NEA, Paris (2009).

# 사용후핵연료 금속저장용기 하부 보조 차폐체 설계를 위한 차폐평가

**도호석***, 김태만, 조천형
한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 가정로 168
*ehghtjr@korad.or.kr

## 1. 서 론

사용후핵연료 금속저장용기는 건식환경에서 장기간 저장되는 동안 저장용기 및 사용후핵연료의 건전성이 유지되며, 방사선량률이 저장시설의 설계기준을 초과하지 않도록 고려되어야 한다. 사용후핵연료 건식저장시설은 정상, 비정상 및 사고조건에서 적절한 방사선 방호를 위한 차폐설계가 이루어져야 하며 또한, 차폐평가 및 방사선방호등에서는 ALARA(As Low As Reasonably Achievable) 요건이 반드시 고려되어 방사선작업종사자 및 일반인을 불필요한 방사선피폭으로부터 보호해야 한다.

본 연구에서는 미국연방규정 10 CFR 72의 기술기준과 미국 NRC의 표준 심사지침인 NUREG-1536에서 제시한 평가방법에 따라 하부에 보조 차폐체를 설치한 단일 저장용기 측면 하부 표면 선량률을 계산하여 자체 기준(0.5 mSv/h)을 충족하는 보조 차폐체의 규격을 도출하였으며, 주요 내용은 다음과 같다[1][2].

## 2. 본 론

### 2.1 금속 저장용기

금속저장용기의 전체높이는 5,335 mm이며, 측면의 탄소강 본체 및 중성자차폐체인 레진의 두께는 각각 215 mm 및 110 mm로 구성되어 있다. 또한 저장용기의 방열을 위하여 원주방향으로 구성된 사선형 조합 형상의 열전달 핀과 용기의 인양 및 회전을 위한 상하부 트러니언을 해석 모델에 포함하였다. 전산해석을 위해 저장용기 내에 장전 되는 사용후핵연료는 초기농축도 4.5wt%, 최대 연소도 4500 MWd/MTU, 최속 냉각기간 10 년인 WH 17×17 OFA 를 대상으로 가정하였다. 정상조건에서 단일 저장용기에 대한 방사선량률 평가 시, 용기 측면하부에는 별도의 차폐체를 설치하지 않으므로 높은 방사선이 방출될 것으로 예상된다. 그리하여 작업자의 일상적인 근무(육안검사, 모니터링 및 유지보수 등) 시 피폭 저감을 위한 보조 차폐체의 설계가 필요하다. 이에 탄소강 재질의 50 mm, 70 mm 및 90 mm 두께를 가지는 Ring형 보조 차폐체를 설계하여 각 두께에 대한 방사선량률 민감도분석을 수행하였다.(Fig. 1.)

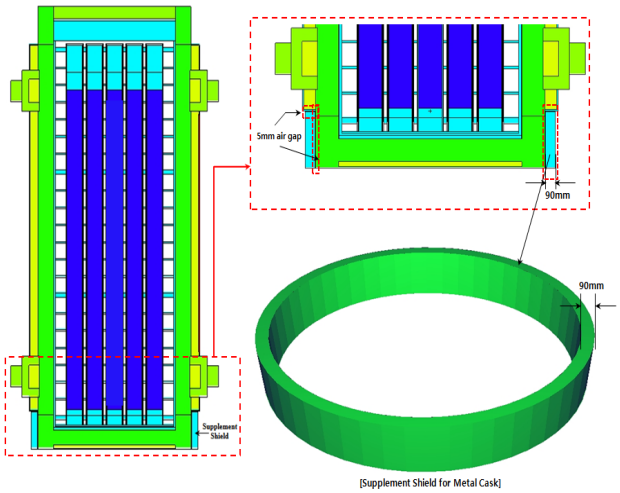



Fig. 1. Supplement Shield of Metal Storage Cask.

### 2.2 차폐평가

금속저장용기의 차폐평가는 MCNP5 전산코드를 이용하여 수행하였으며, 해석모델을 구성하는 각 물질의 구성핵종에 대한 반응단면적은 연속에너지에 대한 ENDF-VI 라이브러리를 기반으로 하였다[3]. 감마선속 및 중성자속은 SCALE5.1 전산코드의 SAS2H/ORIGEN-S 모듈을 이용하여 평가하였다. 사용후핵연료 저장용기 외부에서의 방사선량률을 계산하기위하여, 선속-선량률 환산인자(Flux to Dose Conversion Factor)는 ICRP-74의 자료를 사용하였다[4].

사용후핵연료 저장조건에서 단일 저장용기를 대상으로하는 국내 방사선 안전성 기술기준은 정량적으로 명확하게 정해진바가 없으므로 작업자의 일상적인 근무환경을 고려하여 용기표면의 방사선량률을 평가하였다. 저장용기 표면선량률의 경우, 10CFR72의 저장용기 선량률 제한치를 적용하여 시간당 평균 0.5 mSv로 설정하였다.

## 3. 해석결과

사용후핵연료 금속저장용기 정상조건에서 단일

저장용기에 대한 방사선 안전성 평가결과, 저장용기 측면의 평균 표면선량률은 0.4132 mSv/hr로 도출되었으며, 보조 중성자 차폐체를 설치하지 않은 저장용기 하단부(용기 바닥 ~ 측면 중성자차폐체 밑단)에서의 최대 선량률은 2.2683 mSv/hr로서 높게 평가되었다. (Fig. 2)

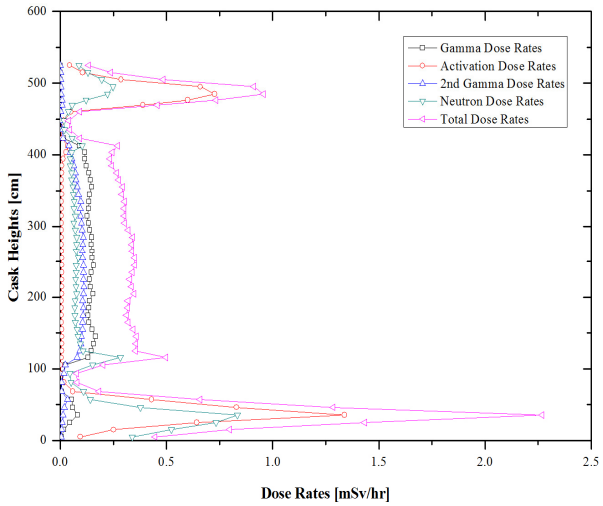



Fig. 2. Dose Rate at the External Surface of Metal Cask without Supplement Sheild.

특히 이 부위는 핵연료집합체 하단 구조재의 방사화로 인하여 생성된 Co-60의 붕괴로 인한 감마선에 의한 영향과 용기측면 중성자차폐체 부재위치에서 기인하는 중성자선의 영향이 동시에 발생하는 부분인 것으로 파악된다. 50 mm, 70 mm 및 90 mm의 보조 차폐체를 설치한 경우의 선량률 결과는 Fig. 3 과 같다.

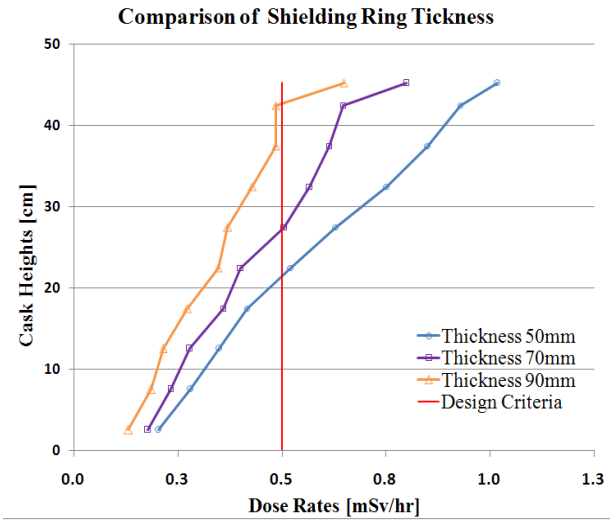



Fig. 3. Dose Rates at the External Surface of Metal Cask with 50, 70 and 90mm Supplement Shield.

결과에 따라보조 차폐체는 두께에 대한 방사선량률 민감도분석을 통하여 90 mm의 스테인리스강으로 보조 차폐체를 설치하므로서 해당위치의 선량률은 0.4847 mSv/hr로 도출되어 상당한 차폐효과를 나타내었다.

## 4. 결 론

금속저장용기 하부의 표면선량률을 저감시키기 위한 하부 보조 차폐체의 규격을 도출하기 위해 3가지 두께의 Ring 형 보조 차폐체에 대한 선량률을 평가하여 90 mm 의 두께에서 만족함을 확인하였다. 이러한 평가결과를 토대로 금속저장용기의 운영절차 및 방사선방호 와 관련한 ALARA 요건에 부합하는 작업시간, 작업절차, 작업자 수 등의 결정에 활용 할 수 있을 것이다.

## 5. 감사의 글

본 연구는 산업통상자원부 방폐물관리기술개발 중장기 기획과제 일환으로 수행되었음.

## 6. 참고문헌

[1] 10 CFR Part 72, Title 10, Chapter I, of the Code of Federal Regulations, "Licensing Requirement for The Independent Storage of Spent Nuclear Fuel, High-level Radioactive Waste, and Reactor-Related Greater than Class C Waste", 2012.

[2] NUREG-1536, "Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at a General License Facility", Revision 1, July 2010.

[3] MCNP - A General Monte Carlo N Particle Transport Code, Version 5, LA-UR-03-1987, Release 1.40, 2005.

[4] "Conversion Coefficients for the Use in Radiological Protection against External Radiation", Annals of the ICRP Publication 74, 1996.

# 스테인리스강 제염공정 폐액중 Ce(III) → Ce(IV)의 오존 산화반응 특성

**양한범***, 정종헌, 윤인호, 김초롱, 최만수, 최왕규
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nhbyang@kaeri.re.kr

## 1. 서론

원자력 시설의 해체 또는 대규모 보수공사에서 발생되는 금속재질의 대용량 탱크, 기기 및 대면적 설비를 기존의 화학제염 기술로 제염할 경우, 다량의 제염폐기물 이 발생되는 문제점을 해결하기 위하여 2차 폐기물 발생량을 80 ~ 90% 감소시킬 수 있는 나노 복합유체를 이용한 거품제염 기술개발 연구를 수행하고 있다. 나노복합유체 제염기술은 제염 거품중 기체 함유량이 90%, 제염제 용액은 10%를 차지하므로 제염폐액 발생량이 상당히 감소되어 제염폐액 발생량 최소화의 관점에서 장점을 가진 제염기술로 향후 원전해체 및 보수와 같은 원자력산업 분야에서 기술수요가 지속적으로 증가될 것으로 판단된다. 원자력시설에 사용되는 금속재질 중 스테인리스강이 많이 사용되고 있으며, 스테인리스강 표면오염을 제염하기 위하여 $HNO_3$ 용액에 Ce(IV)를 첨가시키면 스테인리스강 용해속도가 상당히 증가된다. 실제적으로 Ce(IV)이 함유된 제염용액을 방사성물질로 오염된 금속표면의 제염공정에 적용하여 높은 제염효과를 얻었다 [1-5].

본 연구에서는 스테인리스강 표면오염을 제염하기 위하여 산화제 Ce(IV)을 사용한 나노복합유체 제염 기술개발 실험을 수행하고 있으며, 스테인리스강 표면제염공정에서 발생한 나노입자 복합유체 폐액에 함유되어 있는 스테인리스강 표면부식을 위해 산화제로 첨가한 Ce(IV)은 제염공정을 거치면 Ce(III)로 환원되므로 Ce(III)를 Ce(IV) 시켜 재사용하기 위한 재생특성 실험에 대해 고찰하였다.

## 2. 실험재료 및 방법

### 2.1 시약

$Ce(NO_3)_3.6H_2O$(Alfa Aesar), $(NH_4)_2Ce(NO_3)_6$ (Alfa Aesar), $HNO_3$(OCI Chemical), NaOH(Jin Chemical), NaOH(DC Chemial),Phenolphthalein (Junsei), KI (Showa chemical Co.), 0.1N Sodium thiosulfate(대정화금), Soluble starch (Showa chemical Co.), $O_2$ 가스(99.9%)를 사용하였다.

### 2.2 분석기기 및 실험장치

분광광도계(HACH, Model: DR-5000), 전자저울 (Mettler, Model: Toledo), 초순수 제조기 (Millipore, Model: Direct-Q), Ozone Generator (Ozonetech, Co. Model: LAB-1)를 사용하였다.

실험장치는 유리컬럼으로 만든 기체-액체 반응기를 사용하였다. Ce(III) 용액은 $Ce(NO_3)_3.6H_2O$와 질산으로 제조하였으며, 오존은 오존발생기에 산소를 공급하여 오존을 발생시켜 사용하였다. 오존 발생기에서 생성된 기체는 기체-액체 반응기의 하단에서 공급되어 상단으로 흐르게 하였다 [Fig. 1]. 반응물의 시료는 반응시간에 따라 일정한 시간별로 채취하여 Ce(IV) 농도를 분광광도계로 측정법 [6], ORP(산화환원전위) 분석법[7]을 적용하였다.

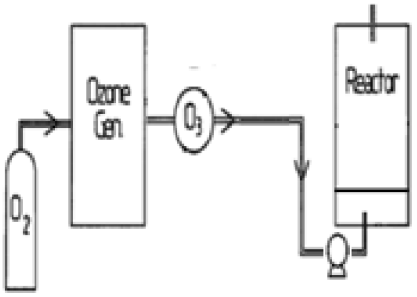



Fig. 1. Schematic diagram of cerium redox process.

## 3. 결과 및 논의

### 3.1 Ce(IV)/$HNO_3$에 의한 SS의 산화제염 특성

Ce은 강력한 산화제로서 $Ce^{4+}$는 스테인리스강 (SS: Stainless Steel) 합금성분인 Fe, Co, Ni 성분과 다음 반응식과 같이 반응하여 오염된 스텐리스강 표면막을 용해하여 제염을 용이하게 한다.

$$* \quad 3Ce^{4+} + Fe \Rightarrow Fe^{3+} + 3Ce^{3+}$$
$$* \quad 2Ce^{4+} + Ni \Rightarrow Ni^{2+} + 2Ce^{3+}$$
$$* \quad 6Ce^{4+} + Cr \Rightarrow Cr^{6+} + 6Ce^{3+}$$

### 3.2 Ce(Ⅲ) → Ce(Ⅳ)의 오존 산화반응 특성

오염된 스텐인리스강 표면의 오염된 스텐인리스강 표면제염을 용이하게 하기 위하여 사용되는

Ce(IV)는 스테인리스강 합금성분인 Fe, Co, Ni와 반응하여 Ce(III)이 생성된다. 질산 또는 황산과 같은 산성의 제염용액에 함유되어 있는 Ce(III)을 재사용하기 위하여 오존을 사용하여 Ce(III)을 Ce(IV)로 재산화 시킬 수 있으며, 반응식은 다음과 같다.

$$* \ 2Ce^{3+} + O_3 + 2H^+ \Rightarrow 2Ce^{4+} + O_2 + H_2O$$

초기 Ce(III) 농도, 실험온도 및 반응기에 공급되는 오존 공급유속이 일정한 조건에서, 오존화 반응에 의한 Ce(III)→Ce(IV) 산화반응에 대한 질산농도(2M, 4M, 8M) 영향에 대한 실험결과를 보면 질산농도가 증가할수록 반응속도는 증가하였다 [Fig. 2]. 오존화 반응에 의해 Ce(III)→Ce(IV) 변환 반응이 진행될수록 무색의 Ce(III) 용액은 붉은색의 반응생성물로 변하였으며 오존화 반응이 진행될수록 붉은색은 점점 더 진한 붉은색으로 변하였다.

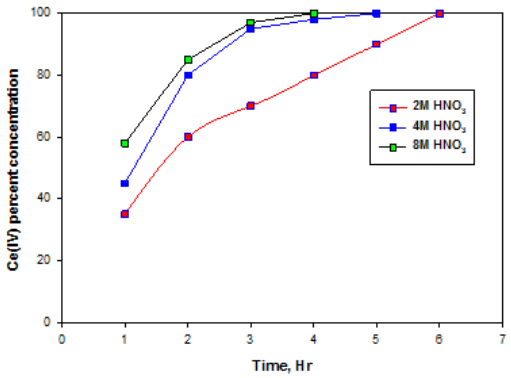



Fig. 2. Kinetic study of Ce(III)→Ce(IV) conversion by ozonisation process : Effect of acidity ($HNO_3$).

## 4. 결론

원자력시설에서 발생되는 오염된 스테인리스강 표면제염하는데 효과적인 산화제 Ce(IV), 그리고 $HNO_3$ 용액, 나노입자, 계면활성제를 혼합하여 거품제염제를 만들어 제염대상 방사성 핵종으로 선정한 Co로 오염된 스테인리스강 표면제염을 재순환 방식으로 처리하기 위한 공정을 개발하기 위한 Ce(III)→Ce(IV)의 오존화 산화반응 특성에 대한 기초실험을 하였다. 현재 Ce(III)의 오존화 산화반응 뿐만 아니라 Ce(IV)와 계면활성제 상호반응에 대한 실험이 진행되고 있으며, 향후 방사성물질로 오염된 스테인리스강 표면제염을 위한 나노복합유체를 이용한 제염공정 실험을 통하여 최적화된 제염공정을 확립하고자 한다.

## 5. 참고문헌


[1] V. P. Shilov, A. V. Gogolev, A. M. Fedoseev, and V. P. Perminov, "Mechanism of Cerium(Ⅲ) oxidaton with ozone in sufulic acid solutions", Radiochemistry, 56(4), 400-403, (2014).

[2] J. G. Shah, P. S. Dhami, P. M. Gandhi, P. K. Wattal, "Decontamination of Alpha Contaminated Metallic Waste by Cerium IV Redox Process, BARC Newsletter, Issue No. 328, 56-61, Sep.-Oct., (2012).

[3] M. Manickam, S. Balaji, Sang Joon Chung, IL Sick Moon, "Oxidation of cerium(III) in nitric acid medium by ozone for destruction of organic compounds", Theories and Application of Chem. Eng., 12(2), 2229-2232, (2006).

[4] Xian Wen Ren, Yuan Zhang, "Loop cleaning with redox decontamination technique", 51-63, China.

[5] J.P. aire, S. Cullie, F. Dalard, J.M. Fulconis, H. Delagrange, "AISI 304L stainless steel decontamination by a corrosion process using cerium(IV) regenerated by ozone, Part II: Process Optimization", J. Applied Electro., 33, 709-715, (2003).

[6] H. Sanke Gowda, K. N. Thimmaiah, "Spectro- photometeric determination of cerium(IV), arsenic(III), and nitrite with promazine hydrochloride", Microchemical J., 23, 291-296 (1978).

[7] P. Trinidad, C. Ponce de Leon, F.C. Walsh, "The use of electrolyte redox potential to monitor the Ce(IV)/Ce(III) couple", J. Environment Management, 88, 1417-1425 (2008).

# 원자력발전소 해체절차 요구사항관리 시스템 개념 설계

**박희성***, 진형곤, 송찬호, 박승국, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*parkhs@kaeri.re.kr

## 1. 서론

원자력 발전소 폐로가 결정되면서 원자력 산업계는 해체 전략부터 부지복원까지 원전 시설 제염/해체 및 해체 정보와 관련하여 많은 관심을 기울이고 있다. 한국원자력연구원의 원전 제염해체 기술개발부에서는 TRIGA 연구로의 해체 설계를 위한 엔지니어링 시스템과 해체 경험을 기반으로 해체 사업 관리의 지속적이고 신뢰성을 보증할 수 있는 해체 사업 정보관리 시스템을 개발하고 있는 중이다. 해체사업 정보관리 체계를 확립하기 위해 해체 사업에 필요한 WBS 항목들이 도출되고 있으며, 시스템 엔지니어링 기술의 한 축을 이루고 있는 해체 요구사항 관리 연구가 진행되고 있다.

본 논문에서는 해체 사업관리 시스템에서 시스템 엔지니어링 기술을 이용한 새로운 형태의 해체절차 요구관리 시스템을 소개한다.

## 2. 본론

### 2.1 해체 시스템엔지니어링

해체정보 사업관리 시스템을 성공적으로 구축하기 위한 전략으로 시스템 엔지니어링 기술과 해체 사업 관리 기술을 융합하여 시스템을 설계하고 있다. 해체 사업은 비용관리, 일정관리, 폐기물관리, 방사선안전관리, 품질관리, 위험관리 등을 고려하고 있다. 해체 시스템 엔지니어링은 이들 해체 사업 관리들의 요구사항들과 인터페이스를 체계적으로 관리하기 위한 기술로써 "시스템의 성공적인 구현을 위한 학제간 (interdisciplinary)의 접근방법"으로 정의한다. 여기서 학제간(interdisciplinary)이라는 말은 복잡한 시스템의 경우 각 공학 분야 및 비 공학 분야의 전문가와 기능조직들이 통합된 환경에서 시스템의 구조적인 문제점이 가지고 있는 해법을 찾는 것을 말한다. 시스템엔지니어링 기술은 항공우주[1] 및 핵융합발전소[2], 그리고 원자력 건설[3]과 같은 분야에서 널리 사용되고 있다.

시스템엔지니어링은 사용자요구사항을 최하위 단위인 컴포넌트 레벨로 변환시키는 작업을 해야 한다. 시스템 컴포넌트 모델을 원래의 사용자 요구사항대로 만족시키기 위해서는 요구사항을 분석하여 시스템의 기능이나 성능을 기술하는 동작 시스템 모델로 변환한 후, 이를 시스템의 컴포넌트로 배치시키는 작업이 필요하다. Fig. 1은 해체사업 정보관리 시스템에 적용하게 될 해체 시스템엔지니어링의 절차를 보여주고 있다. 해체 시스템엔지니어링의 설계 프로세스로는 해체 시스템 분석과 최적화를 위한 요구사항 분석, 기능분석, 조합으로 구성된다. 이 단계는 요구 루프, 설계 루프, 그리고 검증 루프를 통해 반복적인 과정을 거치게 된다. 이러한 단계가 해체 시스템엔지니어링의 상위 요구사항으로부터 하부 시스템의 요구사항에 이르기까지 상호 보완적으로 작용하여 해체에 필요한 작업지침서 등을 최종 산출물로 작성하게 된다(Fig. 2).

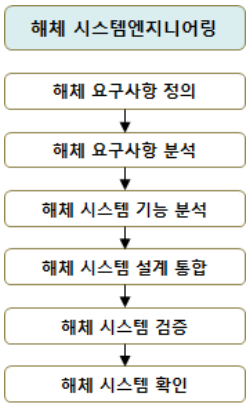



Fig. 1. Procedure of decommissioning system engineering.

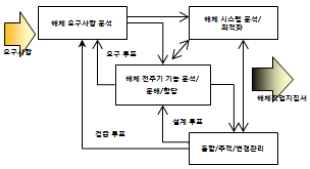


Fig. 2. Design process of decommissioning system engineering.

### 2.2 해체절차 요구사항 관리

일반적인 사업관리 프로세스에 의하면, 초기 단계에서 이해당사자들의 요구사항을 정의하고 문서를 만든 후 사업관리의 범위와 목표 및 인수 기준들을 정의한 상세한 기술서 들을 작성한 후 WBS(Work Breakdown Structure)를 작성하게 된다. 요구사항관리에는 연구로 해체 데이터와 원전 시설 해체비용을 위한 ISDC 데이터 그리고 OECD/NEA 데이터를 사용하였다. 해체절차 요구사항 관

리는 해체전략 및 계획, 시설특성, 제염 및 해체 활동, 방사성폐기물관리, 방사성 방호, 그리고 부지 복원 등과 같은 내용을 포함하고 있다. Fig. 3은 해체절차 요구사항 관리에 필요한 항목들을 보여주고 있다.

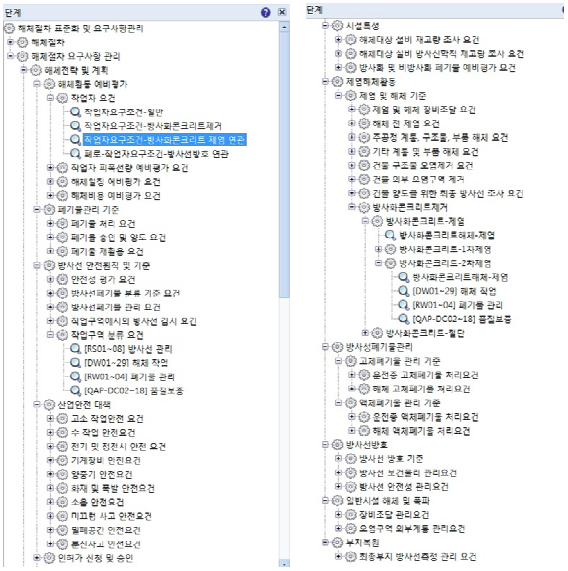


Fig. 3. Items of decommissioning procedure requirements management.

원전시설 해체 시 작업자의 개인피폭선량과 집적선량은 ALARA 개념을 준수하도록 되어있다.

해체 전략 단계에서 작업자의 잠재사고에 대한 검토가 이루어져야 한다. 대표적인 사고 사례는 작업자가 원자로수조 및 저장탱크에 빠지는 사고, 콘크리트 분진 발생으로 인한 피폭 사고를 들 수 있다. 이러한 사고를 방지하기 위해서는 작업자들에 대한 요구조건들이 해체 단계별로 갖추어져야 한다. 해체활동의 예비평가는 해체전략 및 계획 단계에서 수행하게 되어있다. 이 때 필요한 작업자 요건은 "해체공사에 참여하는 작업자는 관리구역 일반작업절차와 비상절차를 준수해야 한다." 라고 정의하고 있다. 방사선방호 중 방사선 방호 기준은 "ALARA원칙에 따라 작업자 및 주민의 피폭선량을 최소화하고 방사성폐기물량을 최소화 해야 한다" 라고 정의하고 있으며, 방사선 안전성평가 분야의 작업자 피폭선량 요구조건은 "작업자의 연간 피폭 목표치는 15mSv를 넘어서는 안되며, 작업자의 피부, 손, 발의 연간 피폭 목표치는 300mSv를 넘어서는 안된다" 라고 정의하고 있다. Fig. 4는 설계된 스키마에 단계별 작업자 요구조건 자료를 입력한 사례를 보여주고 있다.

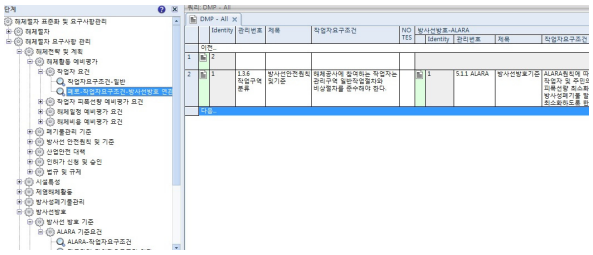


Fig. 4. Input sample of worker requirements each phase.

이상과 같이 해체절차 요구사항 관리를 활용하면 원전 시설 해체 시 해체 전략 및 방법에서 정의된 요구조건들이 단계별로 충족시키고 있는지를 확인함으로써 작업자의 안전뿐 만 아니라 해체 비용평가와 일정 수립에 최적화를 보증할 수 있다.

## 3. 결론

고도의 안전성과 경제성이 요구되는 원전 해체 사업을 성공적으로 완수하기 위해서는 초기단계부터 체계적인 사업관리가 필요하다. 이를 위하여 시스템엔지니어링 기술의 한 분야인 요구사항 관리 기술을 이용하여 해체절차 요구사항 관리 시스템의 프레임을 설계하였다. 이 시스템은 원전시설의 해체 전략부터 부지복원까지 필요한 모든 요구조건들을 관리함으로써 원전 해체 사업에 유용한 도구로 활용이 될 것이다.

## 4. 참고문헌


[1] NASA Systems Engineering Handbook, NASA/SP-2007-6105 Rev1.

[2] S. Chiocchio, E. Martin, P. Barabaschi, Hans Werner Bartels, W. Spears, "System engineering and configuration management in ITER," Fusion Engineering and Design 82 (2007) 548-554.

[3] Edward J. Gorski, Charles V. Park, Finis H. Southworth," A Systems Engineering Framework for Design, Construction and Operation of the Next Generation Nuclear Plant," INCOSE 2004 - Systems Engineering, Managing Complexity and Change, INEEL/CON-04-01751, June 21-26, 2004.

# 국내 우라늄 변환 시설의 해체 사례 분석을 통한 북한의 핵주기 시설 해체 전략 고찰

**백예지***, 허주연, 이정현, 황용수
한국원자력통제기술원, 대전광역시 유성구 유성대로 1534
*byj8712@kinac.re.kr

## 1. 서론

운전 정지된 핵연료주기 시설의 제거 및 해체는 핵연료주기에 있어서 매우 중요한 부분이다. 원전 중심의 우리나라와 달리 북한은 정련, 변환, 농축, 재처리 등 다양한 핵연료주기 시설을 갖추고 있다. 북한의 핵연료주기 시설은 주로 1980년 이전에 구축되어 노후화가 심각한 상태이고 무기 급 핵물질 생산을 위해 소규모로 구축되어 경제성도 떨어지기 때문에 궁극적으로 해체가 필요한 상태이다. 이에 본 논문에서는 국내 우라늄 변환 시설의 해체 시 큰 비중을 차지하는 요인 중 입수 가능했던 정보인 인력, 관련 규제 및 폐기물 처리에 대한 분석을 통해 북한의 핵주기 시설 해체 전략에 대해서 고찰해 보았다.

## 2. 본론

### 2.1 국내 우라늄 변환 시설의 개요

우라늄 변환 시설은 1980년대 중수로용 핵연료 국산화 사업의 일환으로 건설되어 약 10 여 년간 운영되었다. 시설은 작은 규모에 기인하는 경제성 악화 및 1992년 핵연료 생산 공정이 한국핵연료(주) (현 한전원자력연료)로 일원화됨에 따라 1993년 휴지상태에 들어갔다. 이후 시설 및 설비의 유지 관리를 수행하여왔지만 시간이 지남에 따라 노후로 인해 점차 관리가 어려워지고 이에 따른 각종 방사능 유출의 위험이 초래되었다. 한국원자력연구원은 우라늄 변환 시설을 해체 후 청정구역으로 변환하는 환경복원사업의 일환으로 2002년 해체계획서 제출을 시작으로 2012년 최종해체 완료하였다. 해체 공사 일정은 당초 4~5 년으로 계획했으나 최종 수행 기간은 7년 정도 소요되었다. 해체 총 예산은 120 억 원이 사용되고, 해체 공사에 투입된 평균 인력은 연도별 10-20명 내외였다. 해체 시 발생된 해체 폐기물로는 방사성 폐기물이 2,949.8 ton, 자체처분대상 폐기물이 10,770 ton 으로 총 3,093.1 ton 으로 폐기물의 각 특성에 맞게 처리, 처분 되었다. 이 후 부지는 규제 해제되어 사용후 핵연료 재활용 기술을 실증 시험하는 프라이드시설로 재사용 중이다.

### 2.2 국내 우라늄 변환 시설 해체 사례 분석

2.1.1 관련 규제 및 기준

2000년대 초반 우라늄 변환 시설 해체 당시 원자력법 55조에 의거 핵연료주기시설을 해체하고자 할 때에는 그 시설 해체계획서를 작성하여 과학기술부장관의 사전 승인을 얻어야 했다. 이 외에 법적 요건에는 원자력 시설 건설 및 운영과 달리 인허가 문서 작성에 필요한 구체적인 지침이 없어서 연구용원자로 해체 업무를 수행하면서 작성된 보고서를 토대로 계획서를 작성하고 해체를 수행하였다. 현재 관련 법률에 있어서 변환 시설 해체 당시보다는 추가적으로 개정되었고, 관련 정책 및 안전규제에 관한 절차 등도 계속 확립 중에 있는 것으로 사료된다.

2.1.2 해체 인력

변환시설 해체 당시 사업의 주체인 원자력연구원 내에는 시설의 해체에 대한 전문 엔지니어링 인력을 보유하지 못했다. 따라서 해체작업에 있어서 절단 제염 폐기물 등 단계별 측면에서 전문회사와 별도 계약을 통하여 분야별로 작업 인력을 공급받게 되었다. 이때 행정업무의 최소화, 적절한 작업자의 확보 및 해체 운영자의 기술관리 용이성 등 유리한 점도 있지만 우라늄 변환 시설과 같은 소규모 해체 현장에서는 분야별 공급인력과 필요량의 차이에서 오는 인력의 부족과 과잉에 관한 어려움이 따랐다. 우라늄 변환 시설에 대한 해체는 국내에서 최초 수행된 해체 사업이었기 때문에 철거에 필요한 인력을 계산하는 기준이 확립되지 않아 일반 화학공장의 철거에 필요한 인력의 계산 방식을 적용하였다.

Table 1. The status of workforce in 2009

| 소속 | 인원 | 수행업무 |
|---|---|---|
| 연구소 | 4 | 기술관리<br>사업관리<br>방사성폐기물관리 |
| 한국전력기술 ㈜ | 2 | 엔지니어링기술지원<br>현장관리총괄 |
| 한국방사선기술연구소 | 3 | 방사선안전관리<br>방사선, 능 측정, 분석 및 평가<br>방사선방호 |
| 하나원자력 | 4 | 시설 내 기기 해체 및 철거<br>금속성폐기물 제염<br>건물내부 제염 |
| 한일플랜트서비스 ㈜ | 5 | 라군슬러지 폐기물처리<br>방사성폐기물관리<br>품질관리 |

2.1.3 폐기물 처리

해체를 수행하면서 발생된 폐기물은 특성 및 용기별로 구분했다. 고체폐기물 중 방사성폐기물은 재질 및 방사능준위에 따라 분류하여 원자력연구원 내 임시 저장 되었고 자체처분대상폐기물도 따로 반출 되었다.



Fig. 1. Radioactive waste (up) and self-disposal waste (down).

원자력 관련 시설에서 발생되는 대부분의 중·저준위 폐기물은 경주 방폐장으로 이송, 저장되고 극저준위 폐기물은 사후처리를 통해 규제치 이하로 방사능을 떨어뜨려 규제해제 되면 일반폐기물로 처리될 수 있다. 변환 시설에서 발생한 폐기물들은 주로 중·저준위 폐기물로 원자력연구원내 임시 저장되어있고 향후 경주 방폐장으로 이송예정이다. 그러나 처분장으로 이송될 때 운송에 관해 어떠한 방법으로 운송이 되는지에 대한 방법과, 운반 시 안전관리에 있어서는 법적 기준 확립이 필요할 것이다.

## 3. 결론

변환 시설의 해체를 경험으로 콘크리트 및 금속 절단 기술, 제염 기술, 폐기물처리 기술 등 각종 핵심적인 해체 기술은 보유한 상태로 판단된다. 각 시설의 효과적인 해체를 위해서는 적절한 법적 기준 및 안전규제에 관한 절차가 확립되어야 하고, 공사 및 전반적인 해체 단계에 있어서 해체시설의 주체인 내부 인력과 외부 인력을 전략적으로 이용하여야 한다. 폐기물 처리 측면에서도 국내 기술은 대부분 확립이 된 상태이지만 저장고에서 처분시설까지의 운송에 있어서 적절한 전략을 확보할 필요가 있겠다. 이 외에 계획 시 철저한 시설의 특성 및 현장에 관한 현황조사가 이루어져야 할 것이다. 이를 바탕으로 국내 해체 선례를 적용하여 북한 핵주기 시설 해체 전략 수립에 활용할 수 있을 것이다.

## 4. 참고문헌


[1] 한국원자력연구원, 정기정 외 20, “연구용 원자로 폐로사업”, KAERI/RR-2182/2001, (2002).

[2] R. AraujodaSilva, M. Dunn, D. Deroubaix, P.C. Florido, A. Grigoriev, J. Hatter, Y. Hosokawa, K. Kawabata, K. Koyama, D.S. Shukla, M.J. Smith, J.H. Yoo, Zang Fubao, “COUNTRY NUCLEAR FUEL CYCLE PROFILES”, Technical reports series No. 425 (2005).

[3] 한국원자력연구원 정운수 외 11, “연구로 제염해체사업”, KAERI/RR-2969/2008, (2009).

# 세슘 분리용 Prussian blue 나노복합체의 one-pot 합성 및 전기화학적 특성

**조영진**, 배상은, 박태홍*
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*parktae@kaeri.re.kr

## 1. 서론

원자력에너지는 에너지 생성과정에서 공기 중으로 이산화탄소를 방출하지 않는 유용한 그린에너지 중 하나이다. 그러나, 원자력발전으로 생성되는 방사성 원소의 누출 사고는 광범위하게 심각한 문제를 야기한다. 원전사고 관련 방사성 오염시료 및 고방사선 시설의 방사성 폐기물을 처분하기 위하여, 해당 방사성 원소에 대한 화학분석 수요가 급증하고 있는 실정이다. 그러므로, 신속하고, 정밀한 화학분석이 필요하고, 이를 위해 방사화학 분리의 효율성 증대가 요구되고 있다. 기존의 방사화학 분리용 소재들은 조건에 따라 복잡한 분리과정을 수행해야 되고, 이에 따른 과다한 방사성 폐기물들이 발생하는 등의 한계를 드러낸다. 따라서, 본 연구에서는 Prussian blue 유도체를 포함한 전도성 복합체를 합성하고, 세슘 (Cs) 등을 비롯한 방사성 원소의 흡착과 탈착을 위해 전기화학적인 방법으로 접근하여, 더 효율적으로 화학분리 및 분석을 할 수 있는 복합소재를 개발하고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 Prussian blue 나노복합체 합성 및 전극제조

Prussian blue (PB) 나노복합체 합성: 40 mL의 graphene oxide (GO) 콜로이드 용액 (0.65 mg/mL)을 제조한다. 0.15 mmol의 $K_4Fe(CN)_6$와 0.2 mmol의 다양한 질산염금속 수화물 [$Fe(NO_3)_3{\cdot}9H_2O$, $Co(NO_3)_2{\cdot}6H_2O$, $Ni(NO_3)_2{\cdot}6H_2O$, $Cu(NO_3)_2{\cdot}3H_2O$]을 각각 GO 콜로이드 용액에 첨가하고, 10분간 ultrasonication으로 분산 시킨다. 원심분리를 통해 PB-GO 나노복합체 입자를 반응용액에서 분리하고, 증류수로 여러번 헹군다. 40 $^0$C에서 12시간동안 감압건조 시켜서, 최종적으로 PB-GO 나노복합체 (FePB-GO, CoPB-GO, NiPB-GO, CuPB-GO)를 각각 얻었다 (Fig. 1).

전극 제조: 3 mL의 GO, FePB-GO, CoPB-GO, NiPB-GO, CuPB-GO 용액 (0.5 mg/mL)을 각각 제조하였다. 그리고, GO (대조군) 와 PB-GO 나노복합체 용액을 indium-doped tin oxide (ITO) 전극 표면위에 떨어뜨려 필름을 만든 후, GO와 PB-GO 나노복합체로 각각 코팅된 ITO 전극을 80$^0$C에서 1시간 동안 annealing 하였다.

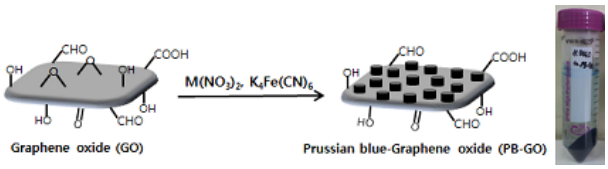



Fig. 1. Synthesis of Prussian blue-graphene oxide nanocomposite.

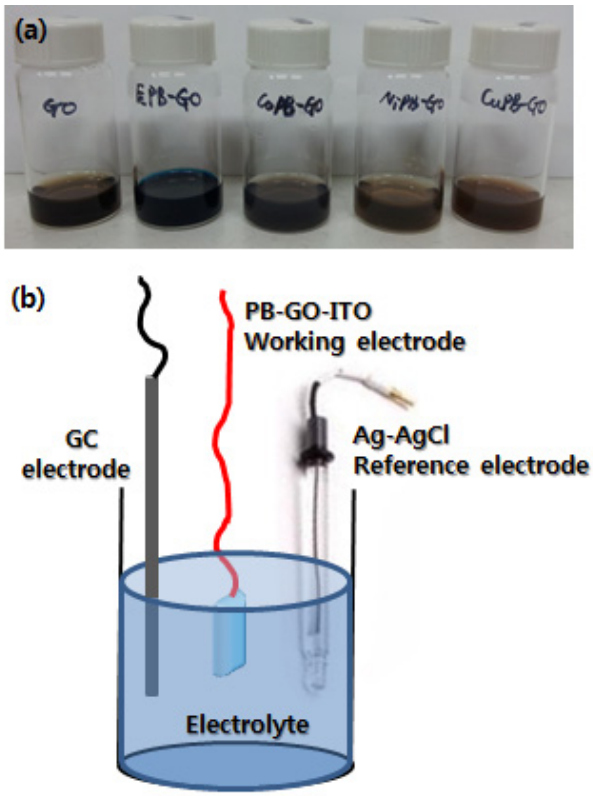



Fig. 2. (a) GO and PB-GO nanocomposite solutions for the coated ITO electrode (b) Schematic illustration for set up of electrode.

### 2.2 결과 및 고찰

전이금속과 헥사사이아노퍼레이트로 구성되어 있는 무기고분자인 PB는 전기화학적인 특성을 갖고

있기 때문에 전기화학센서 및 촉매를 비롯하여 다양한 분야에서 사용되고 있다 [1]. 또한, PB는 세슘 흡착에 뛰어난 선택성을 갖고 있다 [2]. 이는 본 연구에서 목표로 하고 있는 세슘의 흡착 및 탈착을 위한 전도성을 띤 분리소재로 이용할 수 있으리라 예상된다. 특히, 다공성을 갖고 있는 전극을 제조하면, 전기화학 기반의 분리용 소재로 그 활용 가치가 더 높아질 수 있다.

이에 본 연구에서는 다양한 전이금속과 GO를 활용하여 one-pot에서 PB-GO 나노복합체를 합성하였다 (Fig. 1). GO (대조군)와 전이금속을 포함한 PB-GO 나노복합체를 물에 재분산시켜 코팅용액을 제조하고 (Fig. 2a), ITO 표면에 떨어뜨려 코팅하여, GO 및 PB-GO 나노복합체로 유도된 ITO 전극을 만들었다. Fig. 2b는 전기화학적 특성을 알아보기 위하여, 본 연구에서 사용한 전극의 모식도를 보여준다. GC 전극, 기준전극으로 Ag/AgCl, PB-GO-ITO 작업전극, NaCl 전해액으로 구성하였다.

Fig. 3a는 PB 입자의 SEM 이미지이고, Fig 3b는 PB-GO 나노복합체의 이미지를 보여준다. 복합체 합성과정에서 PB입자가 GO에 잘 분산되어 PB-GO 나노복합체가 형성되었음을 보여준다. NiPB-GO의 전형적인 cyclic voltammogram (CV)은 Fig. 4에서 보여준다. 특히, 사이클 횟수에 따라 안정된 redox CV 패턴을 보여주었다. 이 결과는 PB가 합성되면서 GO에 안정적으로 잘 분산되어 결합되어 있음을 증명해준다. 따라서, PB-GO 나노복합체는 세슘의 흡착 및 탈착을 전기화학적으로 효과적으로 제어 할 수 있을 것으로 예상된다.

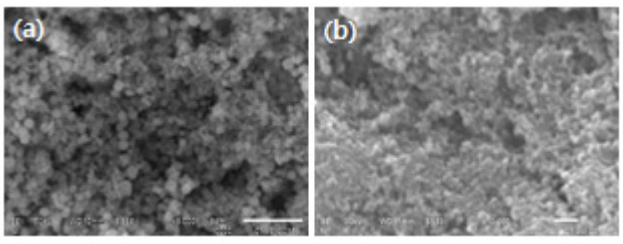



Fig. 3. SEM images of (a) Prussian blue, (b) Prussian blue-Graphene oxide nanocomposite.

## 3. 결론

다양한 PB-GO 나노복합체를 one-pot에서 합성하고, ITO 전극표면에 PB-GO 나노복합체 필름을 만들어, 전기화학적 특성을 평가하였다. 이를 기반으로 향후, 세슘을 흡착 및 분리할 수 있는 특성을 전기화학적으로 평가 할 예정이다.

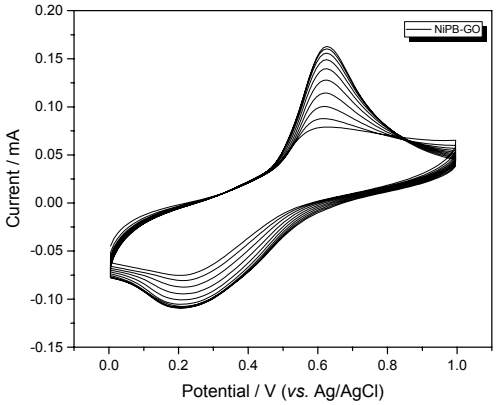



Fig. 4. Cyclic voltammograms of Prussian blue-Graphene oxide nanocomposite modified ITO electrodes.

## 4. 감사의 글

본 연구는 정부(미래창조과학부) 재원을 지원 받아 한국원자력연구원 창의연구사업의 일환으로 수행하였습니다.

## 5. 참고문헌

[1] N.R. de Tacconi and K. Rajeswar, "Metal hexacyanoferrates: electrosynthesis, in situ characterization, and applications", Chem. Mater., 15, 3046-3062 (2003).

[2] A.K. Vinpin, B. Hu and B. Fugetsu, "Prussian blue caged in alginate/calcium bead as adsorbents for removals of cesium ions from contaminated water ", J. Hazard. Mater., 258, 93-101 (2013).

# 초음파/초임계 설비를 이용한 한빛1발전소 증기발생기 취출수계통의 폐수지 감용 연구

**김대성**[1], 송종순[2*]
[1]한국수력원자력(주) 한빛원자력본부, 전라남도 영광군 홍농읍 홍농로 846
[2]조선대학교, 광주광역시 동구 필문대로 309번지
*kds00765@khnp.co.kr

## 1. 서론

원자력발전소 증기발생기 취출수계통에서 발생되는 폐수지 일부에서 미량의 방사성핵종을 함유한 폐수지가 발생되어 처분하지 못하고 발전소내에 임시보관 하고 있다. 이미 폐수지를 물리 화학적 방법으로 방사성핵종을 분리.추출 하는 기술이 개발 되어 왔으며, 증기발생기 취출수(Blow Down)계통 탈염탑은 증기발생기 세관누설 시 방사성물질을 제거하여 2차계통의 오염확산을 방지하기 위한 수질정화 계통으로서 호기 당 연간 약 5,000 ℓ 정도의 폐수지가 발생되고 있다. 한빛 1발전소에서 보관중인 폐수지 시료에 대한 핵종분석결과, $^{60}$Co와 $^{14}$C 핵종의 방사능 농도가 규제기관에서 제시하는 자체처분 규제기준값과 절차서상의 기준값인 0.1 Bq/g과 1 Bq/g을 약간씩 초과하고 있는 것으로 나타났다. 이들 방사성폐수지 내에 함유된 $^{60}$Co 핵종 제거를 위해 초음파와 초임계 장치를 이용한 분리, 추출기술을 적용하였으며, 증기발생기 취출수계통에서 발생한 폐수지의 자체처분을 위한 공정 확립과 초음파/초임계 설비를 도입하여 한빛1발전소 취출수계통에 적용하여 공정별 시운전 및 실험 결과에 대해 기술하였다.

## 2. 본론

### 2.1 초음파 처리장치 주요공정

수지저장탱크의 용수와 폐수지가 초음파처리탱크로 이송이 완료되면 교반기(600 rpm)를 작동시키고 용수펌프를 이용해 용수저장탱크의 용수를 초음파처리탱크로 이송하여 각종 필터를 거쳐 다시 용수저장탱크로 투입된다. 초음파처리탱크의 용수 순환이 확인되면, Push-Pull 초음파 장치를 작동하여 폐수지 중 이물질을 탈착 시키고 이물질은 용수와 함께 초음파처리탱크를 빠져나와 필터로 걸러진다. 초음파 처리는 60 분간 조사하였고, 10 분 간격으로 처리된 폐수지를 채취하여 감마 핵종을 평가 하였다. 초음파 제염처리장치 공정도를 Fig. 1 에 정리하였다.

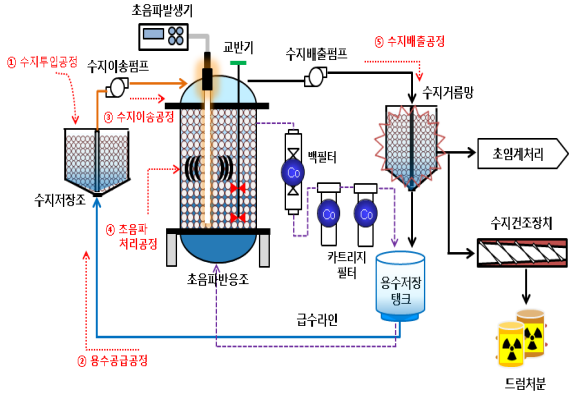



Fig. 1. Ultrasonic decontamination apparatus process.

### 2.2 폐수지를 이용한 초음파 제염결과

한빛 제1발전소에서 보관중인 폐수지를 초음파 처리장치를 이용하여 제염을 실시한 결과를 Table 1 에 나타내었다.

Table 1. Major nuclear decontamination classification results ultrasonic treatment device

| 핵 종 | 비방사능(Bq/g) | | 비고 |
|---|---|---|---|
| | 처리 전 | 처리 후 | |
| $^{60}$Co | 0.211 | 0.015 | 분석시간 : 10,000초 |
| | | 0.0068 | |
| | | 0.016 | |
| $^{137}$Cs | 0.0137 | 0.011 | |
| | | 0.013 | |
| | | 0.0065 | |

제염결과 $^{60}$C0의 검출값이 7,200 초에서 MDA 미만으로 나왔으며 계측시간을 10,000 초로 늘려 분석한 결과 0.0063~0.0065 Bq/g으로 거의 완벽하게 처리되었다. $^{137}$Cs의 경우 오염농도가 0.0137 Bq/g으로 IAEA 규제해제 허용농도값(0.1 Bq/g)의 1/10수준으로 자체처분 기준치를 만족하였다. 또한, 폐수지에 부착되어 있는 이물질이 제거되어 폐수지의 형상이 Fig. 2 및 Fig. 3 와 같이 새수지의 형상으로 복원됨을 확인 할 수 있었다.

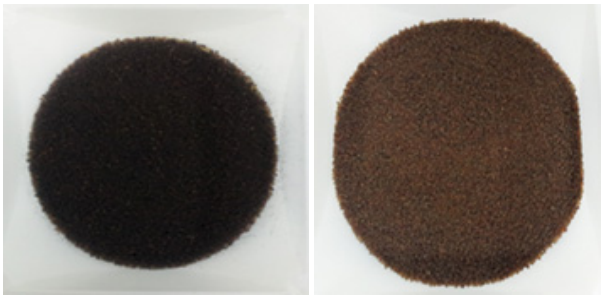


Fig. 2. Ultrasonic treatment before/after waste resin look.

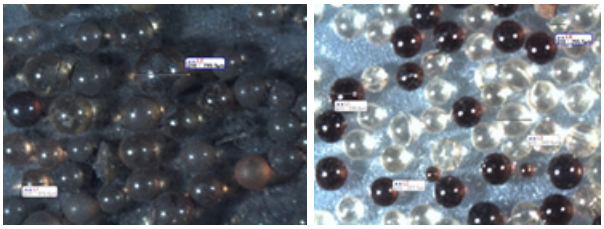


Fig. 3. Ultrasonic treatment before/after waste resin microscope magnification look.

### 2.3 초임계 처리장치 주요공정

초임계 유체란 뚜렷한 액상과 기상이 존재하지 않은 임계 이상의 온도와 압력에서 존재하는 어떤 물질로, 기체처럼 고체속으로 쉽게 확산되며 액체처럼 물질에 쉽게 용해되는 특징을 지니고 있어 빠르게 대용량의 용질을 추출할 수 있음. 이산화탄소가 초임계 유체로 주로 사용되며, 킬레이트 리간드를 이용하여 수용액 내에서 금속이온과 착화물을 형성하여 금속이온을 유기용매로 추출, 제거하는 기술이다. 초임계 공정은 이산화탄소를 공급하여 초임계를 만들고 폐수지를 추출반응조로 투입 후 설정압력을 유지하고 리간드가 추출반응조에 투입되면서 오염물질을 분리/추출하는 공정을 한다. 초임계 제염처리장치 공정도를 Fig. 4에 정리 하였다.

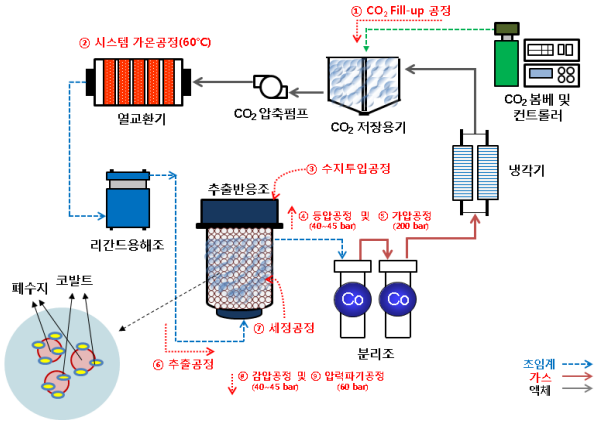



Fig. 4. Supercritical decontamination apparatus process.

### 2.4 초임계 처리장치 제염결과

폐수지에 대한 초임계 시스템을 이용한 제염실험 결과는 Table 2에 나타내었다.

Table 2. Non-radioactive Co decontamination efficiency of supercritical apparatus using a pilot device

| 시료량 (ml) | 리간드량(ml) | 추출 전 (ppm) | 추출 후 (ppm) | 효율 (%) |
|---|---|---|---|---|
| Co 수용액 500ml | C-272 : 25ml DEA : 25ml | 55.2 | 0.592 | 98.9 |
| | | 60 | 11.2 | 81.3 |
| | | 60 | 4.1 | 93.2 |

Table 2의 이온상태로 존재하는 비방사성 Co의 경우 C-272, DEA와 같은 추출제를 사용하면 수용액 속의 Co를 거의 완벽하게 제거할 수 있음을 나타내어 비방사성 Co 물질을 이용한 제염성능 실험은 매우 우수한 것으로 나타났다.

## 3. 결론

본 장치는 소형화 및 자동화 개념을 도입하여 장치 운영의 편리성과 효율적 운영을 위한 발전소의 공간적 한계를 극복하는데 초점을 맞추어 개발하였다. 연구를 진행하는 과정에서 제염장치의 운전 편의성과 안전성을 제공하기 위해 최적화된 제염공정 절차서를 작성하였으며 자동연속처리가 가능한 상용 제염시스템 설계자료를 확보하였다. 향후 본 제염기술을 잘 활용 한다면, 원전에서 발생되는 극미량의 오염 폐수지에 완벽한 제염을 수행하게 되어 방사성폐기물 발생량 저감화와 처분비용 저감화에 크게 기여할 수 있을 것으로 기대된다.

## 4. 참고문헌


[1] 인산암모늄과 초음파 복합공정을 이용한 오염수지중의 $^{14}C$ 제거실험, 한국방사성폐기물학회 2015 춘계학술대회.

[2] 오염수지의 초음파 제염에 따른 물성평가, 한국방사성폐기물학회 2013 추계학술대회.

[3] 마이크로버블 및 초음파를 이용한 오염폐수지 제염연구, 한국방사성폐기물학회 2013 춘계학술대회.

[4] 초임계 이산화탄소를 이용한 방사성 폐수지 중의 $^{60}Co$ 추출기술, 한국방사성폐기물학회 2012 춘계학술대회.

# 이온성 액체에서 백금족 원소의 전기화학적 거동

**김익수***, 권수민, 정동용, 문제권, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*niskim@kaeri.re.kr

## 1. 서론

최근 이온성 액체를 이용하여 핵연료주기분야의 관련 기술을 진보시키기 위한 연구들이 주목을 끌고 있다. 이온성 액체는 100℃ 이하에서 액체로 존재하는 이온성 염으로서, 낮은 증기압, 열적 안정성, 높은 전기전도성, 유기물과 무기물에 대한 높은 용해성 등과 같은 독특한 성질을 갖고 있어서 신개념의 매체로 주목을 받고 있다. 이온성 액체는 화학반응이나 분리공정, 유기합성 매체, 촉매반응, 각종 전자장치의 전해액, 기타 기능성 액체용매 등에 이용되고 있으며 점차 그 쓰임새를 넓혀가고 있다. 원자력 분야에서는 주로 우라늄을 비롯한 악틴족 원소와 Cs, Sr, 그리고 기타 핵분열 생성물의 추출 및 상호 분리에 이온성 액체를 이용하기 위한 연구들이 수행되었으며[1,2], 후행 핵연료주기 분야의 습식공정과 건식공정에서 기존에 사용 중인 휘발성 유기용매와 고온 용융염을 이온성 액체로 대체 사용하기 위한 연구도 활발히 진행되고 있다[3,4].

본 연구에서는 이온성 액체를 이용한 백금족 원소의 전해 환원반응에 대한 계통적 연구의 일환으로, 순환 전압전류법(Cyclic Voltammetry, CV)을 이용하여 전기화학적 거동을 조사하고 이온성 액체의 활용가능성을 평가하였다. 이온성 액체로는 이미다졸리움 계열의 bmimNTf$_2$와 bmimPF$_6$, bmimCl 등을 사용하였고, 기초자료로서 이온성 액체의 전기화학창을 측정하고 전해환원에 적합한 전극을 선정하였으며, 온도, 주사 속도와 같은 변수들이 전해환원에 미치는 영향을 살펴보았다.

## 2. 본론

### 2.1 실험

실험에 사용한 모든 화학약품은 AR급으로서, Aldrich의 $RuCl_3 \cdot 3H_2O$, $RhCl_3 \cdot 3H_2O$, 그리고 $PdCl_2$를 구입하여 별도의 정제과정 없이 그대로 사용하였다. bmimCl은 TCI의 제품을, 그리고 bmimPF$_6$, bmimTf$_2$N, bmimTfO 등의 이온성 액체는 Aldrich 제품을 구입하여 95℃의 진공 오븐에서 5 시간동안 건조시켜 수분을 제거한 후 사용하였다. 이온성 액체 내의 수분 함량은 Karl Fischer 수분분석기 (Metrohm 831KF Coulo- meter)를 이용하여 측정하였다.

백금족 원소의 전기화학적 실험을 위해서 약 5 g의 이온성 액체에 농도 50 mM이 되도록 단일성분, 또는 2, 3성분의 백금족 원소 염화물($PdCl_2$, $RuCl_3$, $RhCl_3$)을 넣고 용해하여 시료를 준비하였다. 시료가 담긴 vial을 90℃로 유지되는 oil bath에서 5 시간 동안 250 rpm으로 진탕하여 용해시키고, 이를 다시 진공 오븐에서 5 시간동안 건조시킨 후 시료를 전해조 셀에 옮겨 실험하였다. ㈜원아테크의 ZIVE SP2를 사용하여 순환 전압전류곡선(cyclic voltammogram)을 측정하고 기록하였으며, Smart Manager 프로그램에 의해 전기화학적 특성을 분석하였다.

이온성 액체의 전기화학창과 백금족 원소들의 산화/환원 전위를 측정하기 위한 CV 실험을 위해서 작업전극으로는 glassy carbon (GC), Pt, 또는 Au를, 상대전극으로는 Pt를, 그리고 기준전극(quasi-reference)으로는 Pt 또는 Ag wire를 사용했다.

### 2.2 결과 및 고찰

Fig. 1은 온도 20℃에서 주사속도(scan rate)를 100 mV/s로 했을 때 이온성 액체 bmimTf$_2$N의 cyclic voltammogram으로, bmimTf$_2$N의 전기화학

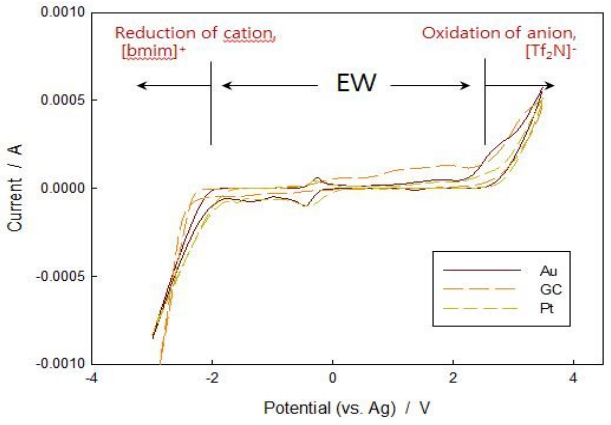



Fig. 1. Electrochemical window of bmimTf$_2$N.

Table 1. Water content and electrochemical window of ionic liquids used

| Ionic Liquids | Water content (ppm) | | Electrochemical window (V) | |
|---|---|---|---|---|
| | before drying | after drying | Au 전극 | GC 전극 |
| $bmimPF_6$ | 4,447 | 701 | 4.5 | 4.4 |
| $bmimTf_2N$ | 4,003 | 378 | 4.1 | 4.2 |
| bmimTfO | 4,390 | 483 | 4.1 | 4.2 |
| bmimCl | 4,766 | 903 | 2.4 | 2.4 |

창은 약 4 V로 측정되었다. 다른 이온성 액체들에 대해서도 동일한 조건에서 전기화학창을 측정하여 그 결과를 Table 1에 요약해 놓았다. 이온성 액체 내에 불순물로 존재하는 수분은 이온성 액체의 물리화학적 성질, 특히 voltammetry에 심오한 영향을 미치므로[5] 이온성 액체의 voltammetric data에는 수분 함량이 기술되어야 한다. 따라서 이온성 액체를 95℃의 진공 오븐 내에서 고온 감압에 의해 건조시키고, 건조 전후의 수분함량을 Table 1에 함께 나타내었다.

적합한 전극의 선정을 위해 GC, Pt, Au 등의 작업전극을 사용하여 실험한 결과, GC 작업전극이 비교적 안정한 전압전류곡선을 나타냈다. Au 전극은 이온성 액체 내에 미량 존재하는 수분과의 반응에 의해 낮은 전위에서 불안정한 전류값을 나타냈고, Pt 전극은 80℃ 이상의 고온에서 쉽게 파손되었다. 기준전극으로는 Ag와 Pt 전극을 사용하였는데, ferrocene을 이용한 CV 실험에서 두 전극에 대하여 산화/환원 피크의 전류는 비슷한 값을 보인 반면에 전위값은 0.7 V 정도 차이가 났다. 다양한 조건에서 CV 실험을 통해 전극 건전성을 평가한 결과, 작업전극으로는 GC를 그리고 기준전극과 상대

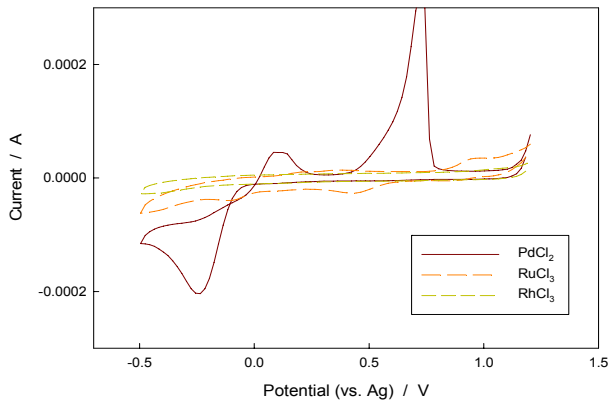



Fig. 2. Cyclic voltammograms of platimum group metals in bmimCl at 100℃.

전극으로는 Pt wire를 사용하는 것이 안정한 것으로 판명되었다.

Fig. 2는 100℃의 50 mM 백금족원소-bmimCl 용액에서 주사속도를 100 mV/s로 하였을 때 백금족 원소인 $PdCl_2$, $RuCl_3$, $RhCl_3$의 각각에 대한 순환 전압전류곡선(cyclic voltammogram)이다. Ru과 Rh에 대해서는 산화/환원 피크가 아주 작아서 모액인 bmimCl의 voltammogram과 거의 차이가 없을 정도로 전류값이 작다. 따라서 이온성 액체 bmimCl을 이용하여 전해환원에 의해 이 두 금속을 회수하는 것은 어려울 것으로 보인다. Pd의 경우에는 -0.22 V에서 환원피크가, 0.10 V와 0.69 V에서 산화피크가 뚜렷이 나타난다. -0.22 V와 0.10 V의 피크는 $Pd^{+2}+2e \leftrightarrow Pd$의 환원/산화를 나타내는 피크이고, 0.69 V의 산화 피크는 환원과정에서 금속 Pd 표면에 흡착된 화합물이 산화되며 나타나는 것으로 추정된다. 50 mM $PdCl_2$-bmimCl 용액에 대하여 주사속도와 온도를 변화시키며 CV 실험을 수행한 결과, 두 변수 모두의 증가에 따라 환원피크전류는 증가하고 환원 피크전위는 음의 방향으로 증가하는 것이 관측되었으며, 이는 GC 전극에서 Pd(II)의 환원이 비가역적임을 나타낸다.

이상과 같은 bmimCl 이온성 액체 내에서 $PdCl_2$, $RuCl_3$, $RhCl_3$의 단일 성분에 대한 전해환원 특성실험을 2, 3성분계로 확장하여 수행하려고 하며, 이들 결과를 바탕으로 이온성 액체를 이용한 전해환원(electrodepostion)에 의해 백금족 원소를 회수하고자 하는 연구가 계속 진행될 예정이다.

## 3. 감사의 글


이 논문은 정부 (미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (원자력연구개발사업, No.NRF-2012M2A8A5025658,NRF-2012M2B2B1055500).


## 4. 참고문헌


[1] S. Dai, Y. H. Ju, C. E. Barnes, J. Chem. Soc. Dalton Trans. (1999) 1201-1202.

[2] A. E. Visser, R. P. Swatloski, Ind. Eng. Chem. Res. (2000) 39 : 3596-3604.

[3] A. Rout, et al., J. Radioanal Nucl Chem (2011) 290 : 215-219.

[4] M. L. Dietz, D. C. Stepinski, Talanta (2008) 78 : 598-603.

# 반응증류공정에서 첨가제 주입조건에 따른 LiCl-KCl 공융염 내 $LaCl_3$ 분리특성

**은희철***, 최정훈, 이태교, 조인학, 김나영, 한승엽, 이기락, 박환서, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ehc2004@kaeri.re.kr

## 1. 서론

제한적인 원자력 원료물질을 보다 효율적으로 활용하고 방사성폐기물에 대한 환경적 부담을 최소화하기 위해서는 사용후핵연료(spent nuclear fuel)의 재활용이 대안으로 활용될 수 있다[1]. 사용후핵연료 재활용 기술의 하나로서 파이로프로세싱(pyrochemical process)은 고온의 용융염(LiCl or LiCl-KCl)을 전해질로 활용하여 전기화학적 방법으로 U 및 TRU 금속을 회수하는 공정이며, 현재 원자력기술을 보유한 많은 국가에서 연구가 활발하게 진행되고 있다[2,3]. 그러나 파이로프로세싱에서는 핵분열생성물 중 상당부분을 차지하는 희토류(rare earths) 핵종을 함유한 LiCl-KCl 공융염이 방사성폐기물로서 발생되며, 이러한 파이로프로세싱에서 발생되는 방사성폐기물을 감축하고 안정한 형태로 처분하기 위해서는 비방사성 물질인 공융염 내 핵종을 산화물 형태로 분리하고 공융염은 재활용이 가능한 형태로 정제하는 것이 가장 효과적이다. 이를 위해 한국원자력연구원에서는 산소분산을 이용한 공정을 활용하여 공융염의 조성을 변화시키지 않는 조건에서 희토류 염화물을 산염화물(oxychloride) 또는 산화물(oxide) 형태로 분리할 수 있는 기술을 개발하였다[4]. 그러나 이 산소분산 공정은 높은 운전온도에서 실온의 산소를 상당량 주입하게 되어 산소의 열팽창에 따른 열정변형이 가중되고 부식이 심화될 수 있는 문제점을 보유하고 있으며, 생성된 희토류 산염화물 또는 산화물을 공융염에서 분리하기 위해서 절단과 이송 및 증류 등의 부가공정 및 부가장치들이 수반되어야하기 때문에 희토류 핵종을 분리하기 위한 공정이 복잡해지는 단점을 보유하고 있다. 이러한 문제점 및 단점을 해결하기 위해 본 연구팀에서는 공융염 내 희토류 핵종 분리에 적합한 형태의 반응증류공정을 도안하였으며, 이 반응증류공정을 이용하여 첨가제 주입조건에 따른 공융염 내 $LaCl_3$의 분리특성을 살펴봄으로써 공정을 크게 단순화하고 공정장치의 운영상 안정성을 개선할 수 있는 공융염 내 희토류 핵종분리공정기술을 제시하고자 한다.

## 2. 실험방법 및 결과

본 연구에서 반응증류공정을 위해 사용된 장치의 개략도는 Fig. 1에 나타내었다. 반응증류의 목적으로 활용한 장치는 휘발챔버와 응축챔버가 하나의 몸체로 구성된 감압증류장치(2 kg/batch)로 휘발된 공융염을 대부분 회수하는데 초점을 맞추어 공융염 증기가 한 위치에서만 고체상으로 응축될 수 있도록 제작하였다. 이 장치는 독립적으로 제어할 수 있는 네 개의 전기히터(최대 1,100 ℃) 가 설치되어 있으며, 이를 통해 영역별 온도제어 및 장치 내부의 온도구배 조성이 가능하며, 감압장치(진공펌프, 540 L/min)를 이용하여 장치 내부를 $10^{-3}$Torr까지 감압할 수 있다.

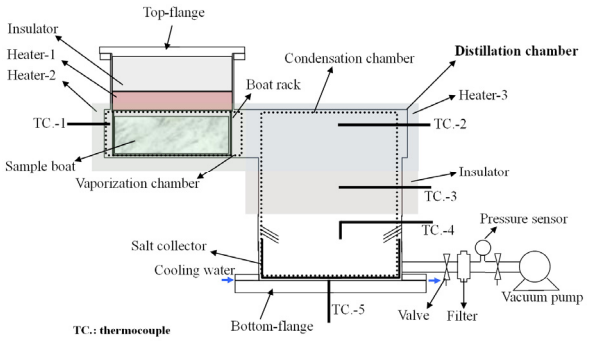



Fig. 1. Schematic diagram of the experimental equipment used in this study.

반응증류실험은 LiCl-KCl 공융염(Alfa Aesar, 99%, LiCl 몰비: 0.59)과 공융염과의 혼합한 무게기준으로 5wt%의 $LaCl_3$(Alfa Aesar, 99.9%)을 함유한 모의 공융염폐기물에 첨가제($Li_2CO_3$: Alfa Aesar 99%, $K_2CO_3$: Alfa Aesar 99%, $Li_2O$:Alfa Aesar, 99.99%)를 $LaCl_3$에 대한 일정 몰비로 주입한 시료를 이용하여 수행하였다. 세부운전방법은 다음과 같다. 먼저, $LaCl_3$를 함유한 모의 공융염폐기물 시료를 알루미나 도가니에 담아 Fig. 1에 표기된 시료보트에 넣은 후 휘발챔버 내부에 장입한다. 휘발챔버 내부의 온도를 약 500℃까지 가열한 후 $LaCl_3$과 탄산화물의 반응이 진행되도록

약 1시간 온도를 유지하며, 이와 함께 장치 내부를 약 100 Torr로 감압하여 반응 중 발생되는 가스($CO_2$)가 장치 외부로 원활히 배출될 수 있도록 한다. 1시간의 반응시간이 종료되면 장치 내부를 영역별로 운전조건(휘발챔버: 880-900℃, 응축챔버: 50-700℃)을 달리하여 가열함으로써 장치 내부에서 공융염의 휘발 및 응축이 진행될 수 있도록 온도구배를 조성하고, 장치 내에서 휘발/응축되어 침적된 공융염의 분리를 용이하게 하기 위해 회수용기 바닥면에 냉각수를 순환시키며, 이 때 장치 내부의 압력이 1 Torr가 초과되지 않도록 감압하여 공융염을 증류하는 과정에서 잔류하는 $LaCl_3$와 탄산화물의 반응진행에 따라 발생되는 가스의 배기와 공융염의 증류가 잘 진행될 수 있도록 한다. 실험을 종료한 후 반응증류에 의한 $LaCl_3$의 전환형태를 관찰하고자 증류잔류물의 회절분석(XRD)을 실시하였다.

LiCl-KCl 공융염 내 $LaCl_3$의 반응증류실험을 수행하기에 앞서 반응에 대한 자유에너지(Gibbs free energy)를 기반으로 열역할적 평형계산이 가능한 HSC-Chemistry 프로그램을 이용하여 첨가제와 $LaCl_3$와의 반응에 있어 온도 및 첨가제 주입조건에 따른 자유에너지를 이론적으로 산출함으로써 $LaCl_3$와 첨가제와의 반응특성을 예측하였다. $LaCl_3$에 대한 $K_2CO_3$의 반응몰비가 1.5인 경우가 1일 경우보다 자유에너지가 낮아 탄산화물의 주입량을 조절함으로써 $LaCl_3$를 산화물 형태로 분리할 수 있을 것으로 사료되며, 탄산화물 중 이온화에너지가 낮은 $K_2CO_3$가 $Li_2CO_3$에 비해 $LaCl_3$와의 반응이 훨씬 활발한 것으로 나타났다. $LaCl_3$과 $Li_2O$와의 반응은 $K_2CO_3$의 반응몰비가 1인 경우와 거의 유사한 자유에너지 값을 보였고, $Li_2CO_3$를 주입하는 경우보다 반응이 훨씬 활발히 진행되는 것으로 예상되었다. 반응증류공정에서 첨가제를 이용한 LiCl-KCl 내 $LaCl_3$의 산화분리는 이론적인 평형계산과 상이한 경향을 보였으며, $LaCl_3$와 반응할 첨가제가 부족하거나 첨가제가 과잉상태로 잔류물과 함께 존재하는 결과가 나타날 것으로 판단되었다. 이러한 문제점을 방지하기 위해서는 반응조건에서 첨가제와 희토류 염화물이 충분히 반응이 진행될 수 있도록 운전조건을 조성을 하는 것이 필요할 것으로 사료되며, 온도를 증가시키는 경우에는 공융염이 휘발될 수 있기 때문에 적절한 교반조건을 도출하여 반응효율을 증진시키는 것이 효과적일 것으로 판단된다.

## 3. 결론

첨가제를 이용한 반응증류공정은 공융염 내 희토류 핵종을 분리하는데 효과적일 것으로 판단되며, 공융염 내 희토류 염화물의 산화물로의 전환효율을 향상시켜 과잉의 첨가제의 잔류량을 최소화하기 위해서는 적절한 교반조건을 도출하여 LiCl-KCl 공융염 내 $LaCl_3$ 대비 첨가제가 일정몰비로 균일하게 조성되는 것이 필요할 것으로 사료된다.

## 4. 참고문헌


[1] B. J. Riley, B. T. Rieck, J. S. McCloy, J. V. Crum, S.K. Sundaram, J. D. Vienna, J. Nucl. Mater., 424, 29-37 (2012).

[2] M. Matsumiya and H. Matsuura, J. Electroanal. Chem., 579, 329-336 (2005).

[3] J.H. Yoo, B.J. Lee, H.S. Lee and E.H. Kim, J. Korean Radioactive Waste Society, 5(4), 283-295 (2007).

[4] Y. J. Cho, H. C. Yang, H. C. Eun, E. H. Kim and I. T. Kim, J. Nucl. Sci. Technol., 43(10), 1280-1286 (2006).

# 의료기관 저류조 자체 폐기 방사능 측정 시간에 따른 농도 비교

**김근모***, 허성강, 정혜윤
유니테코, 경기도 광주시 초월읍 선동길 77
*uniteko@uniteko.co.kr

## 1. 서론

현재 의료 분야에서 방사성 물질을 사용하여 진단 및 치료에 많은 부분 이용이 되고 있다. 이에 방사성 폐기물은 이용하는 과정에서 불가피하게 발생하는 것으로써, 방사성폐기물이 인간과 환경에 미치는 영향을 최소화하도록 안전하게 관리하는 것은 원자력의 지속가능한 발전을 위한 아주 중요한 과제 중 하나이다. 최근 핵의학 기술의 발달로 의료기관에서의 방사성폐기물이 늘어나는 현상을 보이고 있다. 또한 방사성폐기물에 대한 폐기시 방사능 측정 시간에 대한 관련 기준이 없는 것으로 알려져 있으며, 따라서 방사성폐기물의 해당핵종에 대한 사용시점 및 폐기시점에서의 방사능 측정은 자체처분의 정확한 시행을 위하여 매우 중요한 사항으로 대두된다.

본 연구는 방사성폐기물의 폐기시 중요요소인 방사능 핵종 농도 측정 시간에 대하여 제시 하고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 시료 선정 및 방법

이 연구에서는 병원에서 진료 목적으로 사용하는 방사성동위원소와 관련된 방사성폐기물의 자체처분을 결정하기 위하여 방사성폐기물에 대한 방사능의 측정 방법 및 절차에 대한 연구를 진행하였다.

의료기관에서 사용하고 있는 방사성핵종인 F-18, Tc-99m, I-131를 선정 하였고, 폐기물은 의료기관 저류조 탱크 3곳에서 채취 하였다. 또한 당사에 보유중인 High Purity Germanium (고순도방사선게르마늄검출기)를 이용하여 국가표준기관(Primary Standard Institution)인 한국표준과학연구원에서 제시하는 국제적으로 인증된 표준물질(Certified Reference Material)을 사용하여 교정 완료된 감마선 핵종 검출기를 사용하여 채취된 시료는 원통형 플라스틱 비커 (80 mL)에 교정 선원과 동일한 양을 만들어 300 초, 10,000 초 기준으로 2회씩 측정하고 30,000 초 기준으로 1회 측정 하였다. 측정 시간의 변화를 통해 검출값을 도출 하였다.

### 2.2 결과

당사의 검출 효율 20%인 감마 핵종 분석기를 이용하여 방사능을 정확하게 측정하기 위해 균일한 시료 및 균질화 된 비커를 사용하였다. 측정 및 분석 후 얻은 결과는 아래의 표와 같다.

Table 1. 300seconds 1st measurement results

| 핵종 | 검출값(Bq) | 비고 |
|---|---|---|
| F-18 | 3.3616E+01 | <MDA |
| Tc-99m | 4.4116E+01 | <MDA |
| I-131 | 2.0543E+01 | <MDA |

Table 2. 300seconds 2st measurement results

| 핵종 | 검출값(Bq) | 비고 |
|---|---|---|
| F-18 | 3.4833E+01 | <MDA |
| Tc-99m | 4.4131E+01 | <MDA |
| I-131 | 2.0766E+01 | <MDA |

Table 3. 10,000seconds 1st measurement results

| 핵종 | 검출값(Bq) | 비고 |
|---|---|---|
| F-18 | >12 Halflives | <MDA |
| Tc-99m | 2.2567E+00 | <MDA |
| I-131 | 1.1781E+02 | <MDA |

Table 4. 10,000seconds 2st measurement results

| 핵종 | 검출값(Bq) | 비고 |
|---|---|---|
| F-18 | >12 Halflives | <MDA |
| Tc-99m | 2.2567E+00 | <MDA |
| I-131 | 1.1781E+02 | <MDA |

Table 5. 30,000seconds 1st measurement results

| 핵종 | 검출값(Bq) | 비고 |
|---|---|---|
| F-18 | 1.6652E+00 | <MDA |
| Tc-99m | 7.5836E-01 | <MDA |
| I-131 | 5.7247E-01 | <MDA |

## 3. 결론

시료의 측정 및 분석결과 모두 MDA으로 검출이 되었지만, 측정 시간에 따른 MDA값은 많은 차이를

보이고 있다. 아래의 스펙트럼을 비교하여 보면 측정시간에 따른 스펙트럼의 변화를 알수 있다.

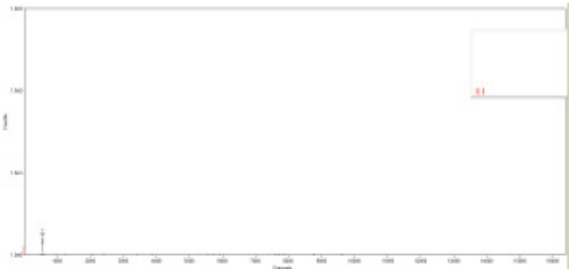


Fig. 1. 300sec spectrum.

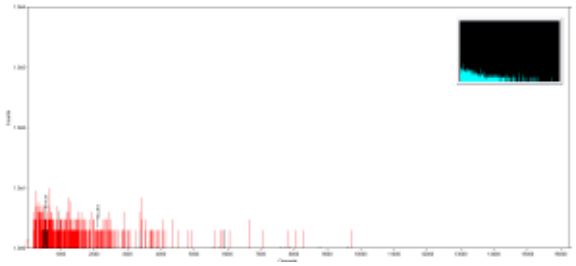


Fig. 2. 10,000sec spectrum.

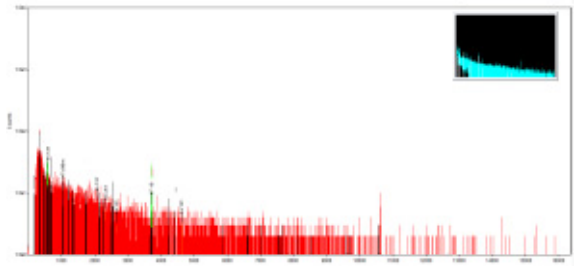


Fig. 3. 30,000sec spectrum.

모두 검출값이 MDA미만으로 도출되었지만, 측정시간에 따라 높은 MDA값 및 스펙트럼의 에너지 영역이 무의미한 수준이다. 하지만 30000만 측정시 검출값 및 스펙트럼의 영역이 자체폐기 기준에 만족하는 수준으로 결과값이 도출되었다. 방사능폐기물 자체 폐기시 핵종별 농도값을 기준으로 정확한 방사능 값을 측정 하는 것이 중요한 요소이다. 본 연구는 측정시간을 정립 하는 것이며, 이에 따라 여러 종류의 장갑, 주사기, 필터 등 다양한 시료의 선정으로 자체 폐기시 이루어지는 방사능 측정 시간 및 결과에 대하여 고찰 및 연구를 할 예정이다. 또한 의료용 방사성폐기물에 대한 측정 방법 및 절차에 대하여 많은 부분 보완하고자 한다.

## 4. 참고문헌


[1] 김창범, 정규환, 전국진, 김기섭, 박민석, 안희용, 이화형, 최근석, 손명성, "의료방사성폐기물 처분 측정", 한국방사성폐기물학회 2013 추계학술발표회 논문요약집, 559-560 (2013).

[2] 강세식, 최석윤, 김정훈, "의료방사성폐기물 관리방안에 대한 인식 분석 : 부산, 경남을 중심으로", 대한방사선과학회지, 37(1), 29-36 (2014).

[3] 원자력안전위원회 고시, 방사성폐기물의 자체처분에 관한 규정

# 복합유체 제염제 내 개질된 실리카 나노입자의 거품안정성 평가

**김초롱***, 정종헌, 윤인호, 최왕규, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*chorong@kaeri.re.kr

## 1. 서론

방사성 물질 취급시설의 가동 이력이 경과함에 따라 노후화 시설의 유지·보수 및 해체가 필요하며, 이러한 작업 시 작업자의 피복저감 및 방사성 물질의 확산을 막기 위한 목적으로 제염기술이 개발되어 왔다. 현재 대표적인 제염기술로는 화학적 용해나 산화·환원 반응을 통해 높은 제염 효과를 지닌 화학용액 제염기술이 사용되고 있지만 이는 화학제염 후 다량의 방사성폐액을 발생시키기 때문에 이차폐기물의 양을 줄일 수 있는 제염 공정이 필요하다. 복합유체 제염 (Foam decontamination) 공정은 90% 이상이 기체로 구성되어 있어 제염 후 발생하는 방사성 폐액의 양을 저감할 수 있는 장점을 가지고 있으며, 구조적으로 적용하기 어려운 대형기기나 대면적 시설의 제염에 사용될 수 있다.

따라서 복합유체 제염제의 제염효율을 높이기 위해서는 거품을 오랫동안 안정하게 유지시키는 것이 중요한데, 이러한 안정성을 향상시키기 위해 계면활성제에 고분자 물질 또는 무기물질인 나노입자 등이 첨가된다. 본 연구에서는 나노복합유체 제염제의 안정성을 증가시키기 위해 실리카 나노입자 표면을 개질하였으며, 이를 사용하여 거품 안정성을 평가하였다.

## 2. 본론

### 2.1 실험방법

본 연구에 사용된 표면개질된 실리카 나노입자의 합성과정은 다음과 같다. 암모니아수와 양이온 계면활성제인 cetryltrimethylammonium bromide (CTABr)을 사용하여 tetraethylorthosilicate (TEOS)와 유기 amino 기능기를 가진 (3-aminopropyl) trimethoxysiliane(APTMS), N-[3-(trimethoxysilyl) propyl]ethylenediamine(AAPTMS), N1-[3-(trimethoxysily)lpropyl)]diethylenetriamine(AEPTMS)을 넣고 혼합하여 표면개질된 실리카 나노입자를 합성하였다[1-2]. 합성 시, 유기 amino기능기의 함량은 Si source [TEOS+유기 amino기능기]의 질량 대비 5wt%로 하였다. 이때 유기기능기가 함유되지 않은 실리카 나노입자를 KAERI-1으로 나타냈으며, APTMS를 이용하여 합성된 나노입자를 K-N, AAPTMS으로 합성된 나노입자는 K-N2, AEPTMS으로 합성된 나노입자는 K-N3로 나타내었다.

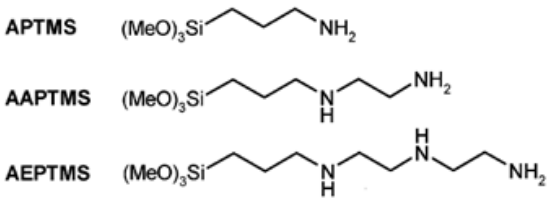



Fig. 1. Silane coupling agents with various.

표면개질 된 나노입자가 포함된 나노복합유체의 거품안정성 평가를 위해 Foamscan (TECLIS, France)을 사용하여 광학적 이미지 분석과 전기 전도도를 측정하였다. 나노복합유체의 제조는 계면활성제인 Elotant™ Milcoside 100(EM100, LG Household & Health Care)과 표면개질 된 나노입자를 전체 용액 부피 대비 1wt%로 하여 제조하였으며 이 때, 용액의 pH를 2로 맞추기 위해 1N $HNO_3$와 1N NaOH을 사용하였다. 제조 된 나노복합유체 30 mL을 유리 Column에 주입한 후 질소가스를 60 mL/min의 유량으로 공급하여 180 mL까지 거품을 발생시켜 실시간으로 거품안정성 및 전기전도도를 측정하였다.

### 2.2 결과

실리카 나노입자 표면 개질에 의해 생성된 유기기능기의 결합유무를 확인하기 위해 열중량분석 (thermogravimetric analyzer system, TGA, Q600, TA Instruments, Japan)을 수행하였으며, 이를 Fig. 2에 나타내었다. 이때, $N_2$ 분위기 하에서 온도범위를 25~1000℃로 하였으며 온도상승속도는 10℃/min으로 하였다. KAERI-1의 경우 유기기능기가 존재하지 않아 weight loss가 3.54wt% 밖에 발생하지 않은 반면, K-N, K-N2 및 K-N3의 경우 각각 12.20, 17.62, 및 18.05wt%의 weight loss를 나타내었다. 이 결과를 통해 기능기의 길이

가 증가함에 따라 유기기능기 내의 유기물 함량이 증가하므로 weight loss 값이 증가하는 것으로 사료되며, 또한 K-N2와 K-N3의 경우 weight loss 값이 비슷하게 나타나는데 이는 AEPTMS가 KAERI-1 나노입자 표면에 제대로 결합되지 않은 것으로 사료된다.

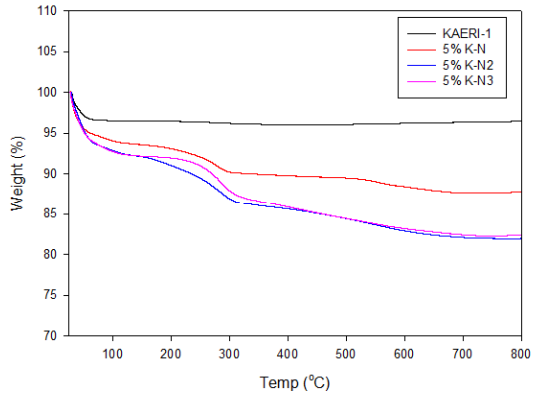



Fig. 2. TGA analysis of KAERI-1, K-N, K-N2, K-N3.

나노복합유체의 거품안정성 실험결과를 Fig. 3에 나타낸 결과 실리카 나노입자가 포함되지 않은 1% EM100의 거품부피가 138 mL로 가장 낮게 나타났으며, K-N3(157 mL) < KAERI-1(162 mL) < K-N2 (169 mL)의 순으로 높게 나타났다. KAERI-1과 개질된 나노입자를 비교해 보았을 때 거품부피가 근소한 차이를 보이는 것으로 보아 유기기능기의 개질이 거품안정성에 영향을 끼치지 않는 것으로 판단된다. 거품부피를 기준으로 하면 유기 기능기를 사용한 나노입자의 개질은 거품안정성에 큰 영향이 없는 것으로 사료된다.

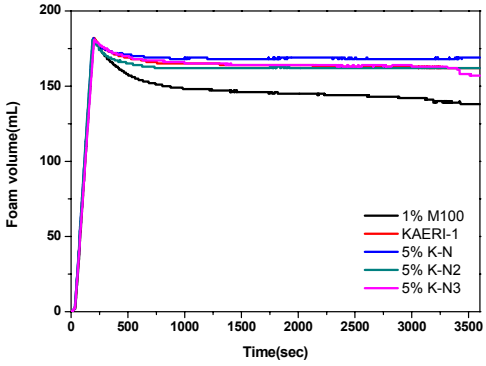



Fig. 3. Variation of foam volume of KAERI-1, K-N, K-N2, K-N3

개질된 실리카 나노입자가 포함된 복합유체의 거품 내 액체량 측정결과를 Fig. 4에 나타내었다. 그 결과 초기에는 1% EM100과 K-N2의 거품 내 액체량이 가장 높게 나타났으나 시간이 지속됨에 따라 K-N의 거품 내 액체량이 가장 높게 나타났으며 K-N3 > K-N2 > KAERI-1 순으로 높게 나타났다. 이를 통해 실리카 나노입자 표면에 기능기가 결합됨에 따라 거품 내 액체량이 증가하는 것을 확인할 수 있다.

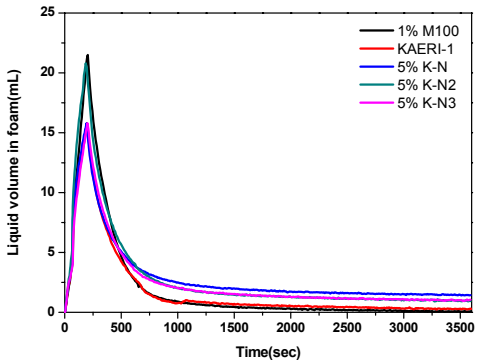



Fig. 4. Variation of liquid volume in foam.

## 3. 결론

본 연구에서는 나노복합유체 제염제의 안정성을 증가시키기 위해 실리카 나노입자 표면을 개질하였으며, 이를 사용하여 거품 안정성을 평가하였다. 열중량 분석을 통해 실리카 나노입자 표면에 유기기능기가 결합되어 있음을 확인할 수 있었다. 거품안정성 실험결과 거품내 액체량 측정값을 기준으로 하면 실리카 나노입자가 포함되지 않았을 때보다 나노입자가 포함되었을 때 거품안정성이 더 높게 나타났으며, 실리카 나노입자 표면은 기능기로 개질하였을 때가 개질하지 않았을 때보다 거품안정성이 향상된 것으로 나타났다.

## 4. 참고문헌

[1] Q. Cai, Z.-S. Luo, W.-Q. Pang, Y.-W. Fan, X.-H. Chen, and F.-Z. Cui, Dilute Solution Routes to Various Controllable Morphologies of MCM-41 Silica with a Basic Medium, Chem. Mater., 13, 258, 2001.

[2] L. Bois, A. Bonhomme, A. Ribes, B. Pais, G. Raffin and F. Tessier., Functionalized silica for heavy metal ions adsorption, Colloids and Surfaces A: Physicochem. Eng. Aspects 221, 221-230, 2003.

# 처분안전성 확보를 위한 $^{14}C$ 함유 중수로 폐수지 혼합물 처리기술 개발

**박규태***, 안승건, 김대환, 최영구
(주)선광티앤에스, 서울시 관악구 관악로 120(봉천동, 우주빌딩) 6층
*paradoxno1@hanmail.net

## 1. 서론

국내 중수로 원전 운영중 발생되는 폐이온교환수지(폐수지)는 발전소내 저장탱크에 저장하고 있으며, 저장된 폐수지는 향후 원전해체 계획에 맞춰서 처리할 계획이다. 최근 원자력안전위원회로부터 수명 연장이 승인된 월성 1호기의 경우 약 2022년 이후 원전해체가 예상되고 있으며, 향후 5년 이내에 해체계획서를 작성해야 한다.

중수로 원전에서 발생되는 폐수지는 다양한 방사성핵종을 포함하고 있다. 특히, 장반감기 핵종인 $^{14}C$의 농도가 높기 때문에 중준위 방사성폐기물로 분류되며, 개정된 방사성폐기물 분류기준에 의하여 동굴처분을 해야 한다. 중수로 원전 폐수지의 처분 물량 저감 및 처분비용 절감을 위해서 다양한 방식의 처분 시나리오 개발 및 평가가 필요하다.

영국과 독일 등에서는 $^{14}C$ 감시 및 선량평가에 관한 연구를 수행함으로써 폐수지 처리기술에 대한 기초연구가 진행 중이며, 캐나다 Ontario Hydro에서는 폐수지내 $^{14}C$ 제거기술을 개발 중이나 초기단계이고, AECL을 중심으로 중수로 원전 폐수지 처리기술 선점을 위한 $^{14}C$ 제거기술 연구가 진행되고 있다. 국내에서는 원전 사업자인 한국수력원자력과 한국원자력연구원이 함께 2004년도에 산업자원부의 전력산업연구개발사업으로 "원전폐수지 처리기술($^{14}C$ 제거) 개발" 과제를 수행하였으나, 중수로 원전 폐수지 처리를 위한 요소 기술 개발 위주의 기초적인 연구가 수행되어졌다. 현재 중수로 원전 폐수지 처분을 위한 종합적인 연구는 수행되지 않고 있으며, 한수원은 2016년도에 관련 연구를 수행하기 위해서 준비하고 있다.

따라서, 중수로 원전 폐수지혼합물 처분을 위해서 활성탄과 제올라이트 혼합물을 분리하여 규제해제 타당성을 검토하고, 중준위 폐기물에 해당하는 폐수지로부터 저준위 또는 극저준위 기준 이하로 방사성 핵종을 제거하고 제거된 방사성 핵종은 화학적으로 안정한 형태로 포집/처리하여 처분부피를 감용하여 처분안전성을 확보하기 위한 기술 개발이 필요하다.

## 2. 본론

### 2.1 폐수지처리 시나리오

중수로 원전 폐수지혼합물(활성탄, 제올라이트, 폐수지 혼합물)의 경우 활성탄과 제올라이트 혼합물이 약 20%, 혼상수지가 약 80% 비율로 저장되어 있기 때문에 처분물량저감 및 처분비용절감을 위해서 다양한 방식의 처분 시나리오 개발 및 평가가 필요하다. 중수로 원전 폐수지혼합물 처분을 위해서 활성탄과 제올라이트를 분리하여 규제해제 타당성을 검토하고, 중준위 폐기물에 해당하는 폐수지로부터 저준위 또는 극저준위 기준 이하로 방사성 핵종을 제거할 계획이다. 제거된 방사성 핵종은 화학적으로 안정한 형태로 포집/처리하여 처분부피를 감용하고, 처분안전성을 확보하기 위한 기술을 개발하고자 한다. 또한, 고가 자원에 해당하는 $^{14}C$을 처분하기 보다는 폐수지로부터 회수하여 재활용할 수 있는 방안에 대해서 타당성 검토를 수행할 것이다.

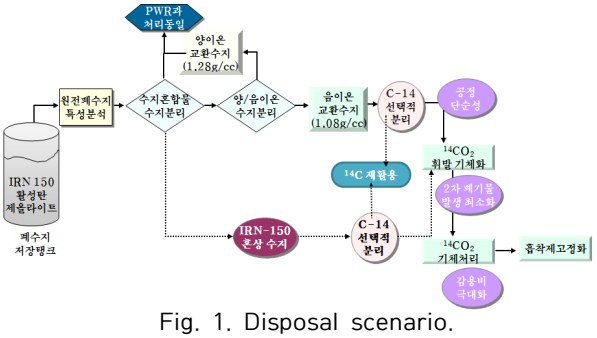


Fig. 1. Disposal scenario.

### 2.2 마이크로웨이브(Microwave)를 활용한 $^{14}C$ 탈착

마이크로웨이브(Microwave) 가열 탈착은 마이크로웨이브 영역에서 극성 분자나 이온이 쌍극자회전 및 이온전도를 일으켜 분자들 사이의 결합이 끊어진 후 다시 연결되면서 내놓는 에너지로 용액을 가열한다.

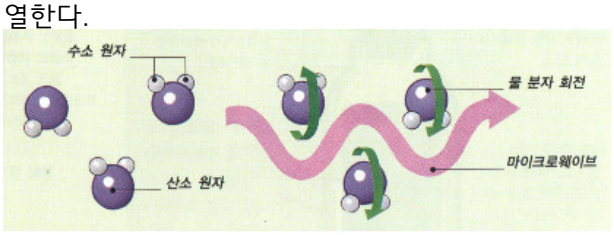


Fig. 2. Principles of Microwave.

Table 1. Comparison with Microwave and Simple -heating

| 구분 | 마이크로웨이브 | 단순 가열 |
|---|---|---|
| 특징 | - 시료 내 분자 직접가온 | 간접가온 (열전도) |
| 장점 | - 빠른가온 - 선택가열<br>- 균질가온 - 온도제어<br>- 고효율(80%) - 조작용이<br>- 소음/열기/배기가스 없음 | 범용성 |
| 단점 | - 화학적 구조에 따른 적용성 제한 | 비선택성 |
| 비고 | - MW Power On/Off에 의한 조절<br>- 물 1.2L/hr 증발가능 (전력 1kW) | 가온/냉각 Delay Time 존재 |

기존기술은 탈착용액을 이용함으로서, 폐수지 외에 양이온 및 음이온 물질이 폐수지 내에 잔존하게 되므로, 탈착처리 후 잔류물과 2차 폐기물이 발생되나, 마이크로웨이브를 이용한 가온탈착은 빠른 시간 내에 가온이 가능하며, 탈착과정 중에 추가적인 물질투입이 없어 2차 폐기물의 발생이 없고, 수지를 건조할 수 있는 일석 삼조의 탈착기술이다.

탈착 용액과 관련된 장치가 필요가 없어, 마이크로웨이브 가온장치, 포집탑, 응축조 및 가압탱크의 4가지 용기 외에 유지보수가 어려운 구동장치가 불필요하며, 압력제어에 의해서 가스흐름이 이루어지는 단순화된 공정 시스템으로 구축할 수 있다. 탈착잔류물은 규제해제 및 극저준위 방사성폐기물로 처분안전성을 확보하고 산업적 활용목적을 검토를 통하여, $^{14}C$의 농축공정의 분산물/생성물의 재활용이 가능할 것으로 예상된다. 폐수지 이송부터 분리, 탈착 및 흡착 등 일괄공정 실증을 통해서 처분부피 감용과 처분안전성을 확보하고, 기초적인 인허가 자료를 생산할 수 있다.

### 2.3 $^{14}C$ 흡착 및 재활용

폐수지처분 시나리오의 공정에 적합한 다공성 알칼리토($^{14}C$ 회수용) 흡착제를 개발하여 최적효율의 다공성 CaO 흡착 공정의 시험/검증 할 계획이다.

또한, $^{14}C$는 교육연구 및 신약개발 등의 분야에서 주로 추적자로 사용하고 있기 때문에 처리과정을 통해 발생한 $^{14}C$ 핵종을 재활용 기준에 따라서 재활용 타당성을 평가하고 재활용이 가능한 방안을 검토할 것이다. $^{14}C$ 표지화합물의 원료가 되는 물질은 주로 러시아에서 생산하고 있으며, 국내에서는 (주)한국표지화합물연구소와 (주)큐라켐이 $Ba^{14}CO_3$을 수입하여 표지화합물로 합성한 후 일본, 미국 등 해외에 수출하고 있다. $^{14}C$ 재활용 기준 검토는 상업용 기준으로 50 mCi/mmol 이며, (주)한국표지화합물연구소 제작기준으로는 30 mCi/mmol 이고 최저하한치는 20 mCi/mmol 이다.

### 2.4 기대효과

원전 폐수지 처분기술 확보로 원전 안전성 향상이 기대된다. 또한, 처분비용을 50% 이상 절감할 수 있는 제품을 개발하여, 원전 운영 및 방사성폐기물 관리 정책 수립에 유연하게 대처가 가능 하다. 나아가 원전해체를 위한 기반기술 확보로 해체산업에 대국민 신뢰도 향상 시킬 수 있으며, 원전폐수지 처분안전성 확보로 안전적인 처분장 운영에 대한 기대도 상승될 것이다.

## 3. 결론

중수로 원전 폐수지 혼합물의 처분 시나리오를 도출하고 원전 폐수지 내 $^{14}C$ 제거기술 최적화 및 실증을 통해서 처분 안전성 확보 기술을 개발하고자 한다. 중준위폐기물인 중수로폐수지혼합물의 50%이상을 극(저)준위폐기물로, 10%는 규제해제, 나머지는 중준위폐기물로 처분안전성을 확보하기 위한 기술 개발로, 원전해체를 위한 기반기술 확보로 경수로 폐수지 및 원전 폐공기정화제 처리기술에도 적용 가능 할 것으로 사료된다.

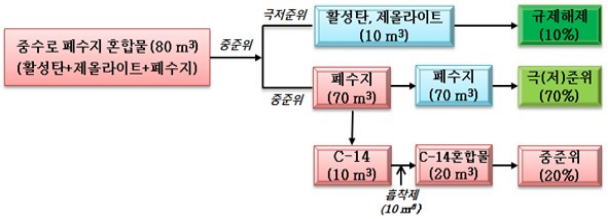



Fig. 3. Final objective of Technology Development.

## 4. 감사의 글

본 연구는 산업통산자원부의 2015년 원자력핵심기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

## 5. 참고문헌

[1] 한국수력원자력(주) 원자력환경기술원, 원전 폐수지 처리기술(C-14제거) 개발, 2006.

[2] "Analysis of $^{14}C$ in the Spent Resin from Wolsong NPP", Young-Ku Choi외 5인, the Symposium on KNS, 제주, May., 2015.

[3] "$^{14}C$ Removal Technology for the Treatment of Spent Resin from Nuclear Power Plants : A Review", Young-Ku Choi외 5인, the Symposium on KNS, 태백, Oct., 2014.

# 칼슘산화물을 이용한 파이로 전처리공정 $^{14}CO_2$ 포집

**박장진***, 신진명, 양재환, 조용준
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jjpark@kaeri.re.kr

## 1. 서론

한국원자력연구원은 경수로 사용후핵연료 파이로 공정에 대하여 연구하고 있다. 이 중 전처리 공정에서는 전해환원공정에 사용될 원료 입자를 제조하기 위해 경수로 사용후핵연료 집합체를 해체, 인출, 절단, 탈피복, 분말화, 전해환원 원료물질 제조가 수행된다. 이 과정에서 Cs-137, Tc-99, I-129 등 상온에서 고체상으로 존재하는 준휘발성 핵종과 Kr-85, Xe, C-14($^{14}CO_2$), H-3 등 휘발성핵종이 방출된다[1].

C-14는 반감기가 5,730년으로 매우 길며 약한 β 선을 방출하고 (최대 0.156 MeV), 생물체내로 흡수가 쉽게 일어나기 때문에 인체의 위해도가 크다고 할 수 있다. 따라서, C-14이 환경으로 방출되지 않도록 해야한다. 또한, 조일훈 등[2]은 C-14의 발생원, 발생형태, $CO_2$의 포집방법 등에 대하여 조사하여 보고하였다. DUPIC공정의 사용후핵연료 산화공정시 C-14이 $CO_2$ 형태로 방출된다고 가정하여 발생가스를 NaOH 용액에 흡수 포집하고, 이를 액체섬광계수기로 측정하여 C-14 방출 형태를 성공적으로 실험하였다. 파이로 전처리공정에서도 사용후핵연료 물질을 분말화하기위하여 산화공정이 수행될 예정이다. 따라서, DUPIC 산화공정과 마찬가지로 파이로 전처리 산화공정시 C-14이 $CO_2$ 형태로 방출된다고 보아도 타당하다고 사료된다.

따라서, 본 보고서에서는 C-14이 $CO_2$ 형태로 방출된다고 보고 방출되는 $CO_2$을 포집하기 위하여 3가지 CaO 포집제에 대하여 실험하였다. 즉, 포집제별 $CO_2$ 최적 포집온도 결정을 위해 전기로에서 알루미나 도가니를 이용한 실험을 수행하였다. 이 실험에서 구한 최적성능의 포집재와 최적온도에서 two-zone furnace를 이용 $CO_2$ 포집실험을 수행 하였다.

## 2. 본론

### 2.1 도가니를 이용한 최적 포집온도 결정 시험

알루미나 도가니를 이용하여 공기분위기 전기로에서 최적 포집온도를 결정하기위한 실험을 수행하였다. 50cc 알루미나 도가니를 이용하여 400℃, 500℃, 600℃, 700℃에서 실험하였다. $CO_2$ 공급원으로 $(MgCO_3)_4{\cdot}Mg(OH)_2{\cdot}5H_2O$ 약 5 g을 이용하여 10℃/min로 승온하여 4 시간 유지하였다. $(MgCO_3)_4 \cdot Mg(OH)_2{\cdot}5H_2O$ 중 $CO_2$, $H_2O$가 모두 휘발한다고 가정했을 때 대비 온도별 $CO_2$, $H_2O$ 휘발율은 400℃에서 92.9%, 500℃ 97.3%, 600℃ 98.1%, 700℃ 98.5% 였다. 실험에 사용한 $CO_2$ 포집 매질 시료는 3가지로 우선 CaO 분말, CaO fragment, CaO 그래뉼 3종이다. CaO 분말은 Aldrich-Sigma 사 시약용 제품이고, CaO fragment는 (주)충무화학의 경소 생석회 약 25 mm 덩어리를 입수해 이를 2~3 mm 정도로 분쇄하여 사용하였다. CaO 그래뉼은 본 연구에서 제조한 것을 이용하였다.

각 시료의 온도별 $CO_2$ 포집 실험결과를 Fig. 1에 나타내었다. 그림과 같이, CaO 분말, CaO 그래뉼, CaO fragment 순으로 포집량이 많았다. 그러나, CaO 분말의 경우 분진 확산, 취급 불편 등 실제 사용에 있어 문제가 있다. 시료 종류에 관계없이 포집온도에 있어서는 500℃가 가장 포집량이 높았다. 이때 CaO 그래뉼의 포집량은 0.13 g-$CO_2$/g-filter 였다. 실험후에는 약간 검은 빛깔을 띠었다.

### 2.2 Two-zone furnace를 이용한 성능시험

도가니를 이용한 예비실험결과 가장 높은 포집능력을 갖는 온도인 500℃에서 내경 5 cm 알루미나 튜브가 장착된 two-zone 관형로에서 $CO_2$ 포집 성능실험을 수행하였다. 이 전기로는 $CO_2$를  휘발하는 휘발존과 휘발된 $CO_2$를 장착된 매질로 포집하는 포집존 두영역으로 이루어져있다. 실험 분위기 가스는 향후 전처리 공정의 고온 열처리로가 아르곤분위기하에서 이루어짐을 감안하여 아르곤가스 분위기하에서 수행하였다. 유량은 1.3 liter/min 이었고, $CO_2$ 공급원으로는 $CaCO_3$를 이용하였으며 $CaCO_3$ 분해 휘발 온도는 950℃, $CO_2$ 포집온도는 500℃, 필터 단수는 10단이었다. 가열은 우선 포집존의 온도를 분당 10℃로 가열하였으며 500℃에 도달후 휘발존의 온도를 분당 10℃로 950℃까지 가열하여 2 시간 유지하였다. 실험에 사용된 $CaCO_3$

는 30그램을 이용하였으며, $CO_2$로는 13.2 그램에 해당한다. $CO_2$ 13.2 그램은 초기U-235 농축도 4.5%, 연소도 55,000MWD/MTU, 10년 냉각 가압경수로 사용후핵연료 37.5 kg에 해당한다.

CaO 그래뉼 매질은 특수 링 콘테이너를 제작하여 실험하였다. 이 링 콘테이너는 알갱이가 빠지지 않도록 아랫부분에 mesh 를 깔았으며 링과 링도 안정적으로 연결이 되어 그래뉼 필터 장착 및 탈착 시 시료가 쏟아지는 것을 방지하도록 설계하였다. 재질은 1000℃ 고온에 견디도록 또한 1회 실험인 점을 감안하여 SUS 304로 하였다. 실험에 사용한 $CaCO_3$ 양은 30 그램으로 $CO_2$ 공급가능량은 13.2 그램이다. 실험후 무게감량이 13.04 그램으로 이론치의 98.8%가 $CO_2$로 공급되었다고 사료된다. $CO_2$를 포집한 매질부분은 검은색을 나타내었다. 각 단별 포집량을 Fig. 2에 나타내었다. $CO_2$는 대부분 셋째단 이내에 포집되었다. 첫째단에는 0.217 g-$CO_2$/g-filter 만큼 포집되었고, 둘째단에는 0.213 g-$CO_2$/g-filter, 셋째단에는 0.095 g-$CO_2$/g-filter 만큼 포집되었다. 이 포집특성 곡선은 칼슘그래뉼을 이용한 레늄 포집특성곡선과 비슷하였다. 즉 세슘에 비해 반응속도가 빠르지 않고 Re과 반응속도가 비슷하다고 사료된다.

본 연구의 $CO_2$ 흡착 공정 특성은 일반 산업체의 $CO_2$ 흡착공정 특성과는 다르다. 일반적인 $CO_2$ 흡착공정은 배기가스를 흡착층에 여러번 순환시켜 $CO_2$ 흡착율을 높이고 나머지 $CO_2$는 환경으로 방출되어도 무방하다. 그러나, $^{14}CO_2$ 와 같은 방사선가스의 경우는 외부로의 방출이 거의 용납되지 않는다. C-14의 방출기준은 $10^4$ Bq/$m^3$로 Kr-85의 $10^5$ Bq/$m^3$ 보다 더 엄격하다. 따라서 본 연구와 같이 $CO_2$가 외부로 나가지 않도록 필터를 거치는 동안 빠르게 포집되어야 한다.

## 3. 결론

파이로 전처리공정의 사용후핵연료 산화공정에서 발생되는 $^{14}CO_2$ 를 고온 CaO법으로 포집하기 위하여 CaO 분말, CaO fragment, CaO 그래뉼 별로 도가니에서 포집 특성 실험을 한 결과 CaO 분말, CaO 그래뉼, CaO fragment 순으로 포집량이 많았다. 포집 최적온도 결정 실험을 수행한 결과는 500℃에서 포집량이 제일 많았다. CaO 분말은 실제 사용하기 불편하기 때문에 CaO 그래뉼을 이용 two-zone furnace에서 포집실험을 수행하였다. 발생한 $CO_2$는 3단 이내의 필터에 모두 포집되었다.

## 4. 감사의 글

이 논문은 미래창조과학부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

## 5. 참고문헌

[1] J.J. Park, J.M. Shin, G.I. Park, J.W. Lee1, J.W. Lee2 and K.C. Song, "An Advanced Voloxidation Process at KAERI", Global 2009, Paris, 2009.

[2] 조일훈 등, "$C^{14}$를 포함한 산업폐가스 처리를 위한 다공성물질 제조기술 개발", KAERI/RR-2087/2000, 한국원자력연구원, 2001.

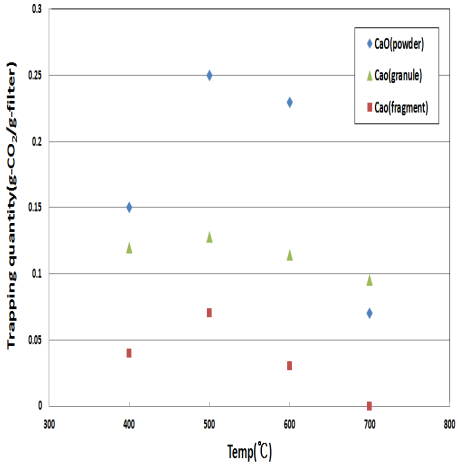



Fig. 1. Effect of temperature on $CO_2$ trapping quantity.

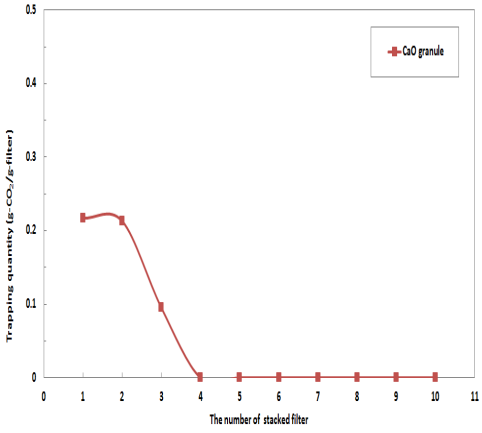



Fig. 2. $CO_2$ trapping curve of CaO granules.

# Empirical Modeling of Metal Oxides Dissolution

**Seon Byeong Kim***, Hui Jun Won, Sang Yoon Park, and Wang Kyu Choi
Korea Atomic Energy Research Institute, 989-111 Daedeok-daero, Yuseong-gu, Daejeon, 303-353, Korea
*sbkim@kaeri.re.kr

## 1. Introduction

There have been tons of studies to examine the dissolution of metal oxides in terms of dissolution kinetics, type of reactants, geometry, etc. [1-4]. However, most of previous studies is the observation of macroscopic dissolution characteristics and might not provide the atomic scale characteristics of dissolution reactions. Even the analysis of microscopic structure of metal oxide with SEM, XRD, etc. during the dissolution does not observe the microscopic characteristics of dissolution mechanism. Computational analysis with well-established dissolution model is one of the best approaches to understand indirectly the microscopic dissolution behaviour. Therefore, the authors utilized the computational modelling of metal oxide, specifically for magnetite, $Fe_3O_4$, and the interpretation of the dissolution characteristics is proposed in the present study. The relevant reaction path ways are postulated with the reaction rate constants obtained by batch experiments and provided with the plausible pretexts.

The approximated dissolution model and its computation are expected to alternate the time-consuming experimental dissolution tests and sophisticated interpretation of dissolution mechanism with limited experimental data. Even though the model discrimination is not included in this study, the proposed deterministic model representations could be a useful tool for the systematic understanding of metal oxide dissolution. In addition, metal oxide was assumed stationary during the acidic and reductive dissolution and the spatial information by the effect of diffusion was not considered in the present study. Though the dissolution experiment could not be a homogenous system, we assumed it as a well-stirred system.

The dissolving solution we used in the present study is composed of hydrazine as a strong reducing agent and sulphuric acid as a hydrogen donator. This solution is prepared in lieu of oxalic acid or EDTA based organic acid solution to prevent the further treatment problems by the use of those chemical agents. Furthermore the dissolution study could be applied especially for the development of decontamination agents to remove radioactive material formed in the vicinity of nuclear reactors.

## 2. Methods and Results

### 2.1 Interpretation of metal oxides dissolution characteristics

Iron oxide dissolution is occurred by three different pathways simultaneously or competitively; i) acidic dissolution, ii) reductive dissolution, and iii) chelation activated surface complexation with the presence of chelating ligands. An acidic dissolution that is equivalent to a non-reductive dissolution is a simple desorption process of metal ions at higher activation energy. Therefore the more active sites on the reacting surface could be released into the solution and the temperature increase could raise the probability of this reaction due to the increased active sites. On the other hand, the reductive dissolution is characterized by induction and autocatalytic dissolution. During the induction period, the release of readily soluble ions such as ferrous ions can take place. Unless the soluble ions exist in the lattice of oxide, electron transfer to the metal ion to be soluble in reductive fashion must precede the release to the solution.

### 2.2 Dissolution mechanism

As described earlier, both acidic and reductive dissolution may occur in $N_2H_4/H^+$ solution. Ample hydrogen ion is offered in acidic mood initially and may be additionally provided during the dissolution by oxidation of $N_2H_5^+$ since $N_2H_4$ is known mostly existed as $N_2H_5^+$ in acidic condition. The overall mechanism is described as follows.

$$Fe(\mathrm{II})Fe(\mathrm{III})_2O_4 + 2H^+ \xrightarrow{k_1} Fe(\mathrm{II}) + Fe(\mathrm{III})_2O_3 + H_2O \quad (1)$$

$$Fe(\mathrm{III})_2O_3 + 6H^+ \xrightarrow{k_2} 2Fe(\mathrm{III}) + 3H_2O \quad (2)$$

$$3Fe(\mathrm{II})Fe(\mathrm{III})_2O_4 \xrightarrow{k_3} 4\gamma Fe(\mathrm{III})_2O_3 + Fe(\mathrm{II}) + 2e^- \quad (3)$$

$$N_2H_5^+ \xrightarrow{k_4} N_2H_4 + H^+ + e^- \quad (4)$$

$$N_2H_4 \xrightarrow{k_5} N_2H_3 + H^+ + e^- \quad (5)$$

$$Fe(\mathrm{III}) + e^- \underset{k_7}{\overset{k_6}{\rightleftarrows}} Fe(\mathrm{II}) \quad (6)$$

Regarding the slow acidic dissolution by protonation and relatively fast reductive dissolution, kinetic rate constants for reactions (1) to (6) were set. The further oxidation of hydrazine to $N_2H_3$ as own in eqn. (5) could be as low as it may not be significantly associated to the dissolution of magnetite. Also the conversion of magnetite to maghemite in eqn. (3) is negligible in the reductive dissolution due to the fast oxidation of hydrazinium to hydrazine in eqn. (4) accommodates the fast reductive dissolution of magnetite.

### 2.3 Deterministic model of dissolution

In deterministic model, interpreting the microscopic behaviour between solutes and reactants relying on the surface geometry is delegated by macroscopic ODE reaction rate equations derived by continuous concentration changes. The law of mass action as an empirical rule of thumb was used to determine the equations. The reaction rates of key players for the dissolution are listed below. Using MATLAB non-stiff ODE solver, all reaction rate equations was solved simultaneously.

$$\frac{d[Fe(\mathrm{II})]}{dt} = k_1[Fe_3O_4][H^+] + k_3[Fe_3O_4] + k_6[Fe(\mathrm{III})][e^-] - k_7[Fe(\mathrm{II})] \quad (7)$$

$$\frac{d[Fe_2O_3]}{dt} = k_1[Fe_3O_4][H^+] - k_2[Fe_2O_3][H^+] \quad (8)$$

$$\frac{d[Fe(\mathrm{III})]}{dt} = k_2[Fe_2O_3][H^+] - k_6[Fe(\mathrm{III})][e^-] + k_7[Fe(\mathrm{II})] \quad (9)$$

$$\frac{d[N_2H_4]}{dt} = k_4[N_2H_5^+] - k_5[N_2H_4] \quad (10)$$

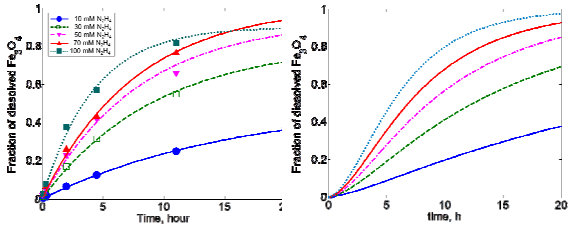
### 2.4 Model Validation

To validate the model we proposed, experiments of magnetite were performed under the following experiment condition (see Table 1). Varied concentrations of hydrazine are set in experiments to account for the effect of hydrazine oxidation for the reductive dissolution. Other conditions such as pH and temperature were followed the typical dissolution experiment. Dissolved ferrous ions sampled at time by time were analyzed by Atomic Absorbance Spectroscopy.

Table 1. Experimental condition of magnetite dissolution

| | $[N_2H_4]$,M | pH | Temp., °C | $[Fe_3O_4]$, M | Time, h |
|---|---|---|---|---|---|
| Value | 0 – 0.1 | 3 | 95 | 2.15e-4 | 20 |

Fractions of dissolved magnetite at different hydrazine concentrations from experiments and ODE solutions are shown in Fig. 1 (a) and (b) respectively.




(a) (b)

Fig. 1. Comparison of magnetite dissolution between experiment (a) and model prediction (b).

## 3. Conclusions

In-vitro dissolution profiles of magnetite were obtained by solving reaction equations and its validation was performed by comparison with experimental results in the present study. The empirical modeling by solving reaction rate equations could predict the dissolution profile well-matched to the experimental observations. Moreover, various designs of experimental conditions are applied to the in-vitro methods interpreting the dissolution characteristics controlled by each influencing parameter.

## 4. References


[1] R.M. Cornell and R. Giovanoli, Acid dissolution of hematites of different morphologies, Clay Minerals, 28. 223-232 (1992).

[2] R.M. Cornell and U. Schwertmann, "The Iron Oxide", Wiley-VCH (2004).

[3] P.S. Sidhu, R.J. Gilkes, R.M. Cornell, A.M. Posner, and J.P. Quirk, "Dissolution of iron oxides and oxyhydroxides in hydrochloric and perchloric acids", Clays and Clay Minerals, 29. 269-276 (1981).

[4] E.B. Brown, D. Dollimore, and A.K. Galwey, "Reactions in the solid state", Comprehensive chemical kinetics. 141-156, (1980).

# 원전제염 기술 개발을 위한 PWR 원전 1차 계통 부식 산화막 모사

**김동연***, 이현규, 최정원, 이승원, 오원진, 최상준
경북대학교, 대구광역시 북구 대학로 80
*east.kite@knu.ac.kr

## 1. 서론

후쿠시마 원전사고 이후 노후 된 원자력 발전소 뿐만 아니라 원자력 시설의 안전성에 대한 관심이 증가되고 고리 1호기가 영구정지 예정으로 결정됨에 따라 원자력 발전소의 가동 중 또는 해체 시 발생하는 방사성 물질에 대한 제염기술이 요구 되고 있다. 하지만 제염 기술을 개발함에 있어서 방사성 물질로 오염된 시편을 구하기가 쉽지 않고 보관에 있어서도 힘든 부분이 많아 원전 내부 계통 부식을 모사하여, 제염실험을 위한시편의 제조가 필요하다.

본 연구에서는 PWR 원전 1차 계통의 화학 및 전해 제염 기술 개발을 위해 계통 내부의 재질 부식을 모사한 시편을 제조하였다. PWR 원전 1차 계통의 산화막은 고온, 고압의 분위기에서 매우 긴 시간에 걸쳐 생성 되지만 제염 기술을 개발함에 있어서는 단기간에 부식 산화막을 제조될 필요가 있다. 이에 따라 부식을 가속화시키기 위해 $H_4EDTA$, $Na_2H_2EDTA$를 사용하여 산성 분위기를 형성 하여 부식 반응을 촉진 시켰고 계통수와 유사한 용존산소(DO) 농도를 적정하기 위해 $N_2H_4$로 DO를 10 ppb 이하로 조절하였다. 부식 실험 시 사용한 시편으로는 SUS304을 사용하였고 모사시편 표면의 결정구조 및 산화막의 두께와 조성을 확인하였다.

## 2. 본론

### 2.1 실험

SUS304 시편을 20 mm×20 mm× 2 mm로 절단한 후 연마기를 사용하여 연마지 #1200와 #2000으로 표면을 연마 하였다. 부식용액은 $H_4EDTA$와 $Na_2H_2EDTA$를 질량비에 따라 혼합하여 4가지 조건으로 제조 하였으며, 각 조건별 용액에 $N_2H_4$를 0.08 mM로 동일하게 주입하여 DO를 10 ppb로 조절하였다. 제조한 부식용액의 조성은 Table1에, DO와 pH는 Table2에 나타내었다.

부식반응기는 autoclave를 이용하였고, 내부의 $O_2$는 $N_2$ gas로 제거 하였으며, 각 용기에 연마한 SUS304 시편을 2개 투입하여 furnace로 280℃에서 84 시간 동안 반응시켰다.

부식실험 후 각 시편을 초음파 세척하여 60℃에서 건조시키고, 그로우 방전 분광 분석기(GDS)와 회절분석기(XRD)로 분석 하였다. 부식시편에서 용출된 Fe, Cr, Ni의 농도는 ICP-OES로 분석하였다.

Table 1. Chemical composition of the corrosion solutions

| Samples | $H_4EDTA$ | $Na_2H_2EDTA$ | $N_2H_4$ |
|---|---|---|---|
| S1 | 0.05 M | 0.05 M | 0.08 mM |
| S2 | 0.05 M | 0.1 M | 0.08 mM |
| S3 | 0.1 M | 0.05 M | 0.08 mM |
| S4 | 0.1 M | 0.1 M | 0.08 mM |

Table 2. Concentration of pH and DO in corrosion solutions

| Samples | pH | DO |
|---|---|---|
| S1 | 4.00 | 10 ppb(0.01 mg/L) |
| S2 | 4.09 | 10 ppb(0.01 mg/L) |
| S3 | 3.98 | 10 ppb(0.01 mg/L) |
| S4 | 4.08 | 10 ppb(0.01 mg/L) |

### 2.2 결과

S1 부식용액으로 부식시킨 모사시편은 3 ㎛ 두께의 산화막이 생성 되었고, 나머지 부식용액(S2, S3, S4)으로 부식시킨 모사시편은 모두 8 ㎛ 두께의 산화막이 생성되었다. XRD 분석을 통해 S1, S2, S3, S4 부식용액으로 부식시킨 모사시편의 표면에서 모두 $Fe_3O_4$(magnetite)가 생성되었음을 확인하였다.

모사시편의 두께 별 원소의 성분비를 GDS분석으로 확인한 결과, S4 부식용액으로 부식시킨 모사시편은 inner layer에서 Cr성분이 높게 나타나고, 표면으로 갈수록 Fe성분이 높게 나타났다. 이는 재질 부식 시 금속이온의 확산율에 의한 결과이다. 부식 과정 중 금속이온의 확산율은 $Mn^{2+}$ > $Fe^{2+}$ > $Co^{2+}$ > $Ni^{2+}$ >> $Cr^{3+}$의 순으로 나타나며[1], 이에 따라 inner layer는 Cr-enrich하고, outer layer는 Fe-enrich한 특성을 띄게 된다. 한편 S1, S2, S3

부식용액으로 부식 된 모사시편은 inner layer에서 Cr보다 Fe성분이 더 높게 나타났다. 일반적으로 PWR 1차 계통 부식산화물은 inner layer는 Cr-enrich하며, outer layer는 Fe-enrich한 특성을 나타낸다. 따라서 S4 부식용액으로 부식시킨 모사시편은 S1, S2 S3 부식용액으로 부식시킨 모사시편보다 실제 원전 1차 계통 산화막과 유사한 형태로 부식되었다고 판단된다.

S4 부식용액으로 부식시킨 모사시편에서 용출된 Fe, Cr, Ni의 농도를 확인한 결과 Fe 5.33 ppm, Cr 0.18 ppm, Ni 30.8 ppm 으로 측정되었다. 이 결과는 EDTA complexes의 열적 안정도가 Ni-EDTA > Fe-EDTA > Cr-EDTA 순으로 높게 나타나기 때문인 것으로 판단된다[2].

Tabel 3. Oxide layer thickness of Coupons

| Samples | Oxide layer thickness |
|---|---|
| S1 | 3 ㎛ |
| S2 | 8 ㎛ |
| S3 | 8 ㎛ |
| S4 | 8 ㎛ |

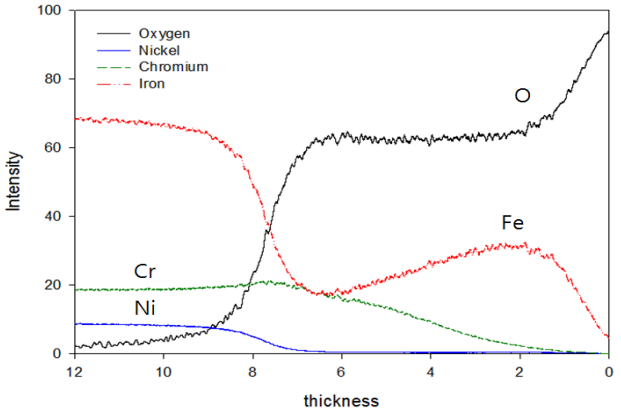



Fig. 1. GDS result of for coupon in S4 solution.

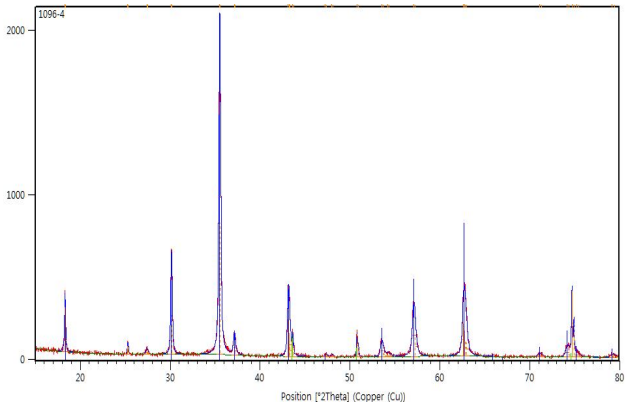



Fig. 2. XRD result of for coupon in S4 solution.

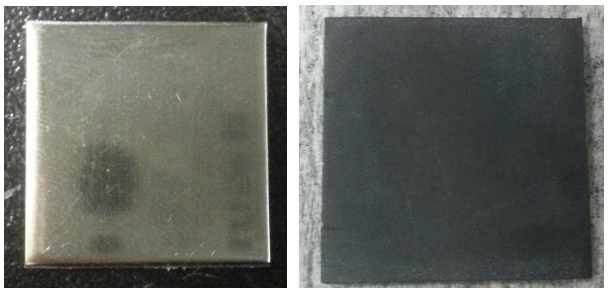


Fig. 3. Before corrosion and after corrosion of Coupons.

## 3. 결론

본 연구에서는 $H_4EDTA$과 $Na_2H_2EDTA$, $N_2H_4$의 혼합물을 부식용액으로 사용 하여 SUS304 시편에 대해 원전 1차 계통 산화막을 모사하였다. GDS 분석결과 네 가지 조건의 부식용액 모두 양호한 부식산화막이 형성 된 것을 확인하였다. 그 중 0.1 M $H_4EDTA$ , 0.1 M $Na_2H_2EDTA$ , 0.08 mM $N_2H_4$ 혼합용액에서 PWR 원전 1차계통의 산화막과 가장 유사한 두께와 성분비의 산화막이 생성된 것을 확인할 수 있었으며, XRD 분석을 통하여 표면 입자가 $Fe_3O_4$ 인 것으로 나타났다. 따라서 본 연구에서 제조한 모사시편은 실제 PWR 원전 1차 계통의 부식시편을 대체하여 화학 및 전해 제염에 사용 할 수 있을 것으로 판단된다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 2014년도 산업통상자원부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다(No.20141510300310).

## 5. 참고문헌

[1] J.Robertson, The Mechanism of high temperature aqueous corrosion of stainless steels, Corrosion Science, 443-465 (1991).

[2] J.H.Carter, Corrosion and passivation on PWR primary materials to reduce corrosion product activity, Nucl. Energy, 45-52 (1985).

# 원자력 시설 해체용 고출력 레이저 절단 헤드 설계

**신재성***, 정진만, 박현민, 최병선, 문제권, 정도영
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jsshin12@kaeri.re.kr

## 1. 서론

원자력 시설 해체를 위한 금속재 절단에는 기계적 절단 공법, 플라즈마 절단 공법, AWJ(Abrasive water jet) 절단 공법, 레이저 절단 공법 등 다양한 공법들이 개발되고 있다. 그 중 레이저 절단 공법은 타 공법에 비해 커프 폭(kerf width)이 작기 때문에 이차폐기물 발생량이 적게 발생한다. 또한 비접촉식 절단이므로 반력이 없고, 다른 복잡한 전기장치 없이 광섬유 전송 레이저 헤드만 작업공간에 놓이게 되므로 원격 절단에 매우 유리하다. 레이저 절단은 수중 절단에 적용 가능하다는 장점도 있다. 이러한 이유로 전 세계적으로 원자력 시설 해체를 목표로 레이저 절단 연구를 수행하고 있다 [1-3].

원자력 시설 중 해체에 가장 큰 어려움을 겪고 있는 부분이 고방사성의 원자로 본체이다. 원자로의 경우 다양한 두께의 금속재로 구성된 복잡한 구조로 이루어져 있다. 얇은 금속재의 경우 저출력 레이저를 통해 고속으로 쉽게 절단 가능하나, 수백 mm 수준의 두꺼운 금속재에 대해서는 수십 kW 이상의 고출력 레이저와 고도의 절단 기술이 요구된다. 전 세계적으로 레이저를 이용해 현재까지 발표된 최대 절단 두께는 스테인레스 강 100 mm 이다 [1,2].

한국원자력연구원(KAERI)에서는 원자로 해체를 최종 목표로 하여 레이저 절단 연구가 수행되고 있으며, 수년 내 200 mm 이상의 탄소강 절단을 목표로 하고 있다. 일반적으로 고출력 레이저를 이용하면 kW 당 10 mm 두께로 절단된다고 알려져 있으며[1], 원자로 내 200 mm 이상의 탄소강 절단을 위해서는 20 kW 이상의 고출력 레이저가 필요하다. 이러한 20 kW 급 고출력 레이저는 열적 문제로 인해 일반 산업에서 사용되고 있는 상용 레이저 헤드를 적용할 수 없다. 따라서 본 연구에서는 20 kW 급 고출력 레이저에 적용 가능하고 두꺼운 금속판재를 절단할 수 있는 레이저 헤드를 설계하였다.

## 2. 본론

### 2.1 집속 광학계 설계

레이저 절단 헤드는 광섬유로부터 방사되는 빔을 모으기 위한 시준기(collimator)와 시준된 빔을 한 점에 집속시키기 위한 집속기(focusing object)로 구성된다. 시준기의 경우 상용 시준기를 활용하도록 설계하였고, 집속기에 대한 설계를 주로 수행하였다. 일반적으로 저출력 헤드의 경우 렌즈를 활용한 투과형 집속기를 사용한다. 투과형 집속기를 사용할 경우 그 구조가 단순하고, 렌즈의 가격이 저렴하며 가볍기 때문에 소형 헤드 제작에 유리하다. 그러나 20 kW 급 고출력 구동 시에 렌즈 내 흡수열 부하에 의해 굴절률 변화가 생기고 이로 인해 초점 거리가 변동하는 문제가 발생하게 된다. 또한 열 부하가 크게 발생할 경우 렌즈 자체가 열적 스트레스에 의해 깨질 수 있는 위험성이 있다. 그러므로 20 kW 급 고출력 레이저 구동 시에는 광원 흡수가 거의 없고, 소자 냉각이 쉬운 반사형 집속기가 유리하다. 이러한 이유로 집속기 형태는 반사형 집속기로 결정하였다.

Fig. 1은 설계된 반사형 고출력 집속 헤드의 개념도이다. 헤드의 소형화를 위해 집속경과 평면경을 조합하여 Z자 형태로 광경로를 구성하였다.

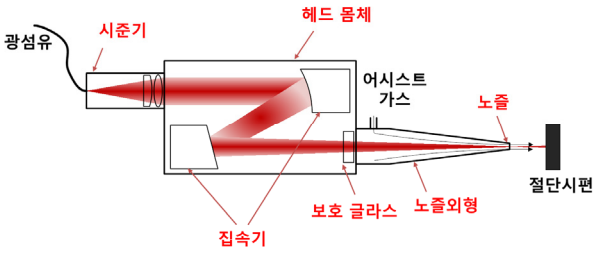



Fig. 1. Conceptual scheme of the reflective high power laser cutting head.

#### 2.5.1 집속 광학계 구성

앞서 언급된 것처럼 집속 광학계는 시준기와 집속기로 구성된다. 시준기의 경우 광섬유로부터 시준된 빔의 직경이 집속경 사이즈를 벗어나지 않도록 초점거리 160 mm로 구성하였다. 집속기는 집

속경과 평면경으로 이루어져 있는데, 집속경의 경우 두꺼운 금속재 절단에 유리하도록 초점 깊이(depth of focus)가 큰 초점거리 600 mm의 장초점으로 구성하였다. 집속경 형상은 수차가 없도록 포물경으로 선정하였고, 수냉식으로 구성하여 20 kW 급의 고출력에서 열적 손상 없이 동작하도록 설계하였다. Z자 형태의 광경로를 위해 사용되는 평면경 또한 수냉식 금속경으로 구성하였다. 각각의 금속경은 유전체(dielectric) 막으로 반사율 99.5% 이상의 고반사 코팅하여 광 손실에 의한 열 발생을 최소화하였다.

설계된 집속 광학계에서 초점거리 160 mm의 시준기와 초점거리 600 mm의 집속기를 조합하였을 때 배율은 3.75가 된다. 이때 레이저 빔 전송 과정에서 코어 직경 100 μm의 광섬유를 사용하게 되면 빔 크기는 375 μm가 된다. 이 조합으로 광선 추적 시뮬레이션을 수행한 결과, Fig. 2와 같이 초점 위치에서 빔 크기가 375 μm로 계산한 결과와 일치함을 확인하였다.

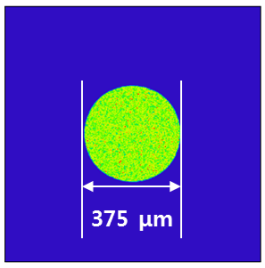



Fig. 2. Focused beam profile.

2.5.2 보호 글라스

절단 헤드에는 집속 광학계 뿐 아니라 절단 시편에서 발생하는 오염원으로부터 광학 소자를 보호하기 위한 보호 글라스가 필요하다. 보호 글라스(protection glass)는 광원 흡수가 적은 퓨즈드 실리카(fused silica) 재질로 선정하였고, 20 기압의 어시스트 가스 압력으로부터 견딜 수 있도록 두께 9 mm 이상으로 설계하였다.

### 2.2 헤드 몸체 설계

헤드 몸체는 집속 광학계가 위치하고 있는 기구부를 의미하며, 열전도율이 높고 가벼운 알루미늄 합금으로 설계하였다. 또한 유일한 투과형 광학소자인 보호 글라스를 냉각시키기 위한 유로를 내부에 구축하였다. 헤드 몸체는 전체 길이 약 240 mm, 세로폭 160 mm, 가로폭 80 mm를 갖도록 설계되었고, 시준기와 노즐부를 포함하게 되면 약 600 mm 길이를 갖는다.

### 2.3 노즐부 설계

노즐부는 기본적으로 어시스트 가스가 레이저 빔과 같은 경로로 진행하도록 설계하였다. 노즐 외형은 절단 시편과 초점 위치 간 거리, 스탠드오프(stand-off) 거리를 조절할 수 있도록 여러 단으로 분리 장착할 수 있도록 하였으며, 노즐은 여러 가지 노즐 크기, 다양한 노즐 형태 등으로 교체 적용 가능하도록 설계하였다.

## 3. 결론

본 연구에서는 원자력 시설 해체용 고출력 레이저 헤드를 설계하였다. 설계된 레이저 헤드는 20 kW급 고출력 레이저를 적용하여 200 mm 이상의 두꺼운 탄소강 절단을 목표로 하고 있으며, 이를 위해 장초점 거리를 가진 수냉식 반사형 광학 소자로 구성되었다. 절단 헤드는 소형화를 위해 Z자형 광경로로 레이저 빔이 집속되도록 구성하였으며, 설계된 헤드의 전체 길이는 약 600 mm이다. 향후 이 레이저 헤드가 제작되면 6 kW 광섬유 레이저에 적용되어 절단 시험 연구가 진행될 예정이다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 원자력기술개발사업 "해체공정 통합평가 및 원격 제어기술 개발" 과제의 일환으로 수행되었습니다.

## 5. 참고문헌

[1] C. Chagnot, G. de Dinechin, and G. Canneau, "Cutting performances with new industrial continuous wave ND:YAG high power lasers: For dismantling of former nuclear workshop, the performance of recently introduced high power continuous wave ND:YAG lasers are assessed", Nucl. Eng. Des. 240, 2604-2613, 2010.

[2] N. Mori, and H. Iwai, "Current status of the decommisioning of FUGEN," 52nd Metting of the technical advisory group, 2012.

[3] http://www.lasersnake.co.uk/

# 오염수 내 세슘 제거를 위한 자성복합체의 제조

**황규선**[1,2], 박찬우[1], 이근우[1], 서범경[1], 박소진[2], 양희만[1*]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 99
*hmyang@kaeri.re.kr

## 1. 서론

원전사고가 발생하면 많은 양의 방사성 물질들이 환경으로 유출되어 환경오염을 발생시킨다. 사고 후 초기에 빠른 처리가 이루어지지 않았을 경우, 오염이 광범위하게 확대될 수 있고, 시간이 경과할수록 지하수, 지표수, 토양 오염과 같은 2차 오염을 발생시켜 인체 및 생태계에 치명적인 영향을 끼친다.[1] 특히, 방사성 물질로 오염된 토양 및 주거지 시설의 복원 시 많은 양의 워싱용 물이 사용되어 방사성 세슘으로 오염된 대량의 오염수가 발생한다.[2] 위와 같은 오염수에 포함된 방사성 세슘은 반감기(30.2년)가 길고, 고에너지 감마선을 방출한다. 또한, 생체 내에서 포타슘과 생물학적 거동이 유사하여 세포까지 흡수가 될 수 있어 가장 위험한 방사성 물질로 알려져 있다.[1] 따라서, 본 연구에서는 방사성 세슘을 선택적으로 제거하고, 포집하여 자기장을 이용해 쉽고, 빠른 회수가 가능한 흡착제 개발을 위한 실험을 진행하였다. 표면적이 넓고, 초상자성을 가지는 자성나노입자를 기반으로 입자의 표면에 Polyethyleneimine(PEI)을 코팅하고, PEI의 amine group에 Copper를 결합시킴으로써 자성나노입자에 Copper-ferrocyanide를 부착시켰다. 메탈페로시아나이드로 인해 방사성 세슘의 선택적 제거가 가능하며, 자기장을 이용해 쉬운 회수가 가능한 흡착제를 제조, 특성을 분석하였고, 비방사성 세슘에 대한 흡착 능력을 평가하기 위한 실험을 진행하였다.

## 2. 본론

### 2.1 실험방법

자성나노입자를 합성하기 위해 $FeCl_3 \cdot 6H_2O$등의 물질들을 용매에 녹여 교반을 시키며 균질한 용액으로 만들어 Teflon-lined stainless-steel autoclave에 옮겨 담는다. 200℃에서 8 시간 동안 반응을 시킨다. 반응이 완료되면 자석을 이용해 입자만 남기고, 용매를 제거한다. 그 후, 물과 에탄올을 번갈아가며 첨가하여 워싱한다. 워싱하는 과정에서 미반응물 등의 불순물을 제거하고, 자석을 이용해 제조된 산화철만을 회수하여 건조시킨다. 산화철에 PEI를 코팅하고 PEI가 코팅된 입자를 물에 분산시키고, 과량의 Cu를 첨가하여 교반시킨 후, 물을 첨가하며 자석을 이용하여 과량의 Cu와 미반응물을 제거하여 건조시킨다. 위 혼합물을 물에 분산시키고, 적절한 양의 Sodium ferrocyanide를 첨가해 교반시킨 후, 워싱하여 건조시키면, Copper-ferrocyanide가 코팅된 자성나노입자 흡착제를 얻을 수 있다. 제조한 흡착제는 Transmission electron microscopy(TEM), Zeta potential analyzer, Dynamic light Scattering, Fourier transform infrared(FTIR), Thermo gravimetry analysis(TGA), Vibrating sample magnetometer(VSM), Inductively-coupled plasma atomic emission spectrometer (ICP-AES)를 이용해 특성과 형태, Cu의 함량 등을 분석하였다.

### 2.2 실험결과 및 고찰

copper-ferrocyanide가 코팅된 자성나노입자 흡착제를 제조하였다. TEM, FTIR, VSM 등의 분석을 통해서 흡착제가 성공적으로 제조되었음을 확인하였다. Fig. 1은 나노입자의 TEM 이미지로 27.03 ± 8.62 nm의 크기를 갖는 구 형태의 나노입자의 모습을 보여준다. Fig. 2에는 FT-IR spectra를 나타내었다. 598 $cm^{-1}$에서 산화철의 특징적인 peak가 나타나 자성나노입자가 잘 만들어진 것을 확인할 수 있고, 3727 $cm^{-1}$, 1565 $cm^{-1}$, 1465 $cm^{-1}$, 1100-1010 $cm^{-1}$등의 PEI의 특징적인 peak가 나타나 자성나노입자에 PEI가 잘 코팅된 것을 확인할 수 있으며, 2100 $cm^{-1}$에서 ferrocyanide의 cyanide group의 peak가 나타나 copper-ferrocyanide가 코팅된 자성나노입자 흡착제의 성공적인 제조를 확인하였다.

마지막으로, 제조된 자성흡착제의 자성 성질을 확인할 결과, 물상에서 외부자석에 의해 수분내로 분리되는 것을 확인하였으며, 비방사성 세슘 흡착

특성 실험 결과, 매우 우수한 세슘 제거 효율을 보여주었다.

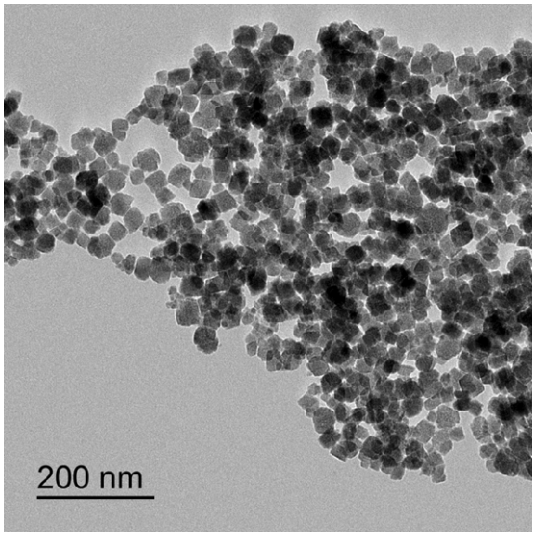



Fig. 1. TEM image of $Fe_3O_4$@HMD.

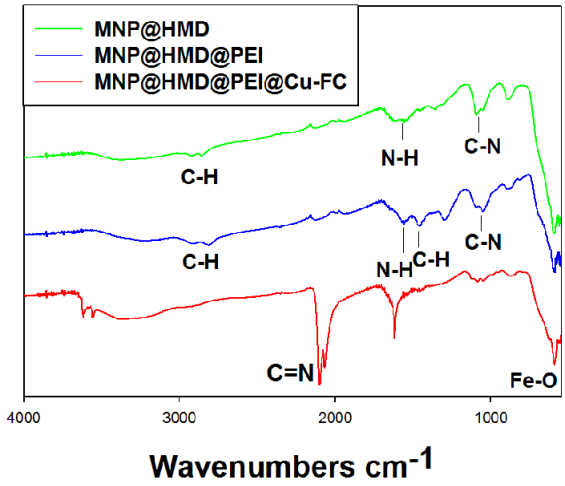



Fig. 2. FTIR spectra of $Fe_3O_4$@HMD, $Fe_3O_4$@HMD@PEI, and $Fe_3O_4$@HMD@PEI-CuFC.

## 3. 결론

본 연구에서는 방사성 세슘의 선택적 제거와 흡착제의 효율적인 회수를 위해 자성나노입자 기반의 구리-페로시아나이드가 접목된 흡착제를 제조하였다. 제조한 흡착제는 비방사성 세슘에 대해 우수한 흡착 성능을 보여주었으며, 원전 사고 시 방사성 물질의 유출로 인해 방사성 세슘으로 오염된 오염수 처리에 이용할 수 있다.

## 4. 감사의 글

This research was supported by the Korea Ministry of Education, Science, technology Grant funded by the South Korean government (No.2012M2A8a5025996)

## 5. 참고문헌

[1] Manolopoulou, M, Vagena, E., Stoulos, S., Loannidou, A.,Papastefanou, C., J. Environ. Radioact. 2011, 102, 796-797.

[2] H.-M Yang, K-W. Lee, B.-K Seo and J-K. Moon, "Copper ferrocyanide-functionalized magnetic nanoparticles for the selective removal of radioactive cesium", *J.* Nanosci. Nanotechnol., 2015, 15, 1695-1701.

# PWR 1차 계통 해체제염을 위한 $HMnO_4$ 용액의 분해특성

**이현규***, 김동연, 최정원, 이승원, 오원진, 최상준
경북대학교, 대구광역시 북구 대학로 80
*lhk7933@knu.ac.kr

## 1. 서론

노후 원전의 해체 시 발생하는 해체폐기물을 처리하는데 가장 중요한 문제 중 하나는 작업자 피폭이다. 일반적으로 가압경수로 등 원자력 시설의 가동 중 발생하는 방사능물질이 부식 산화물 내에 집적되어 작업자에게 피폭되게 된다. 작업자 피폭을 저감하기 위해 이 부식 산화물을 용해하기 위한 연구가 계속되어왔다. 가압경수로 계통내 부식산화막은 여러 형태의 금속산화물로 구성되어 있으며, 이 부식산화막의 제일 안쪽 층에는 크롬성분이 높게 나타나는 것이 특징이다. 상대적으로 치밀하게 조성된 크롬산화물의 제염방법으로는 과망간산칼륨 용액을 사용하여 산화적인 방법으로 용해시키는 NP (Nitric acid/Permanganate)방법이 가장 대표적이다[1].

한편 제염공정기술은 기술개발 초기 단계에서 고농도 제염제를 사용하였는데, 이때 폐액이 대량 발생하여 처리 부담이 매우 큰 단점을 가지고 있었다. 이에 따라 제염 후 발생하는 폐기물의 양을 줄이기 위한 연구가 진행되어 왔다. 특히 크롬산화물을 용해시키기 위해 과망간산칼륨 용액을 사용 시 크롬의 산화적 용해 반응이 일어나기 위해서는 수소이온이 필요하다. 수소이온의 공급을 위해 질산을 주로 사용하는데, 과망간산칼륨의 양이온을 수소이온으로 교환시키면($HMnO_4$), 수소공급뿐만 아니라 최종적으로 처리해야 될 폐액의 양도 줄일 수 있게 되며, 이 방법을 사용하는 공정이 HP/CORD이다. 하지만 $HMnO_4$는 과망간산이온이 수소이온과 함께 자발적인 산화-환원 반응이 일어나 자연분해 될 수 있다. 따라서 본 연구에서는 다양한 농도의 $HMnO_4$ 용액의 시간에 따른 과망간산이온의 농도를 측정하여 $HMnO_4$의 분해특성을 확인하였다.

## 2. 본론

### 2.1 분해특성 및 안정성평가

초기농도 0.003, 0.03, 0.3 M의 $HMnO_4$ 용액은 pH meter로 수소이온농도를 측정하여 실제농도를 확인하였다. $HMnO_4$ 용액의 분해특성을 확인하기 위해 각 농도별 $HMnO_4$ 용액을 갈색 유리병에 넣어 실온에서 보관하였다. 보관한 샘플의 시간에 따른 농도변화는 $HMnO_4$ 용액 중 과망간산이온의 농도를 흡광도분석으로 측정하여 확인하였다.

### 2.2 실험결과

초기농도 0.003, 0.03, 0.3 M의 $HMnO_4$ 용액의 수소이온농도는 각각 2.47, 1.51, 0.50으로 나타났으며, 각 용액의 농도별로 이론적인 pH값은 0.52, 1.52, 2.52이므로 $HMnO_4$ 용액이 농도별로 잘 제조되었음을 확인하였다.

시간에 따른 과망간산이온의 농도는 $HMnO_4$ 용액의 초기농도가 높을수록 더 빠르게 감소하는 것으로 나타났다(Fig. 1). 한편 보관온도는 과망간산이온의 농도감소에 큰 영향을 주지 않는 것으로 나타났다.

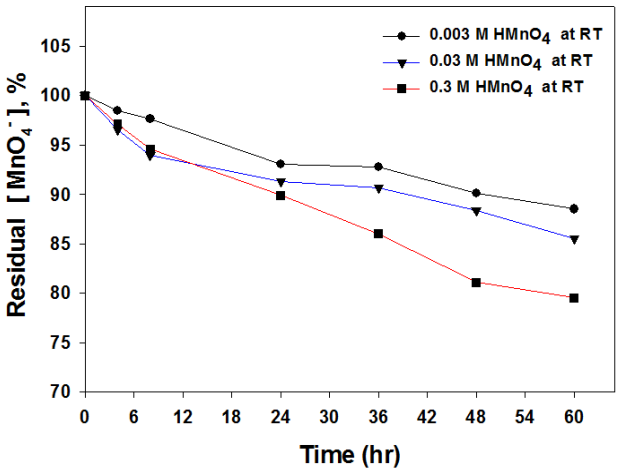



Fig. 1. Effects of concentration of $HMnO_4$ on the residual $MnO_4^-$ at the room temperature.

과망간산이온이 $Mn^{2+}$로 환원될 때 수소이온이 소모되며, 이론적인 반응비는 1 : 3 ($MnO_4^-$ : $H^+$)이다. 이에 따라 0.3 M의 $HMnO_4$ 용액을 실온에서 보관하였을 때 경과시간에 따른 과망간산이온과 수소이온의 농도변화는 Fig. 2와 같이 나타났다.

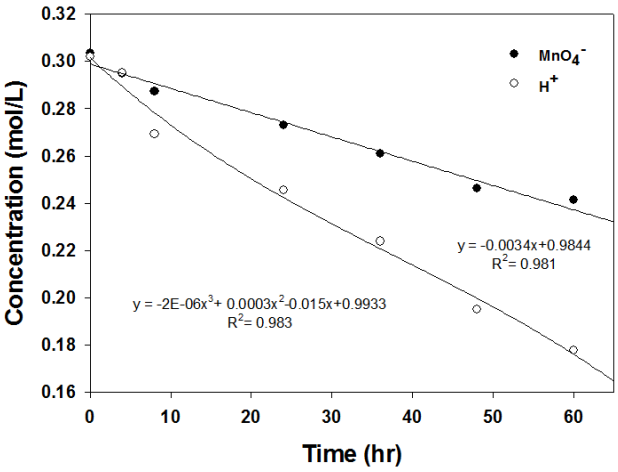



Fig. 2. The comparison of residual concentration of the $MnO_4^-$ and $H^+$.

$HMnO_4$ 용액의 분해는 과망간산이온과 수소이온간의 산화-환원반응에 의한 것이며 전체 반응식은 아래 식과 같다.

$$3H^+ + MnO_4^- \rightarrow Mn^{2+} + \frac{3}{2}H_2O + \frac{5}{4}O_2\uparrow \quad (1)$$

과망간산이온과 수소이온간의 반응 시간에 따른 반응물의 농도의 함수로 속도상수 k값을 계산하였으며(Fig. 2), 이를 바탕으로 시간에 따른 과망간산이온과 수소이온의 잔류농도를 예측하였다(Table 1). 예측 결과에 따르면 0.3 M $HMnO_4$ 용액을 실온에서 50시간 동안 보관하면 과망간산이온과 수소이온 간의 자발적인 산화-환원반응에 의해 수소이온이 모두 소모되고, 과망간산이온은 80%가 잔류하는 것으로 나타났다.

Table 1. Simulated decomposition correlation of $[MnO_4^-]$ and $[H^+]$

| Time (hr) | $[MnO_4^-]$ | Accum $\{\triangle[MnO_4^-]\}$ | $[H^+]$ | Accum $\{\triangle[H^+]\}$ |
|---|---|---|---|---|
| 0 | 1 | 0 | 1 | 0 |
| 5 | 0.97 | 0.03 | 0.92 | 0.08 |
| 10 | 0.95 | 0.05 | 0.84 | 0.16 |
| 15 | 0.93 | 0.07 | 0.76 | 0.24 |
| 20 | 0.92 | 0.08 | 0.68 | 0.32 |
| 25 | 0.90 | 0.10 | 0.59 | 0.41 |
| 30 | 0.88 | 0.12 | 0.49 | 0.51 |
| 35 | 0.87 | 0.13 | 0.38 | 0.62 |
| 40 | 0.85 | 0.15 | 0.27 | 0.73 |
| 45 | 0.83 | 0.17 | 0.14 | 0.86 |
| 50 | 0.81 | 0.19 | -0.01 | 1.01 |

## 3. 결론

본 연구에서는 가압경수로 계통내 부식산화막의 성분 중 크롬산화물을 용해시키기 위한 $HMnO_4$ 용액을 제조하고, $HMnO_4$ 용액의 농도와 시간에 따른 분해특성을 확인하였다. $HMnO_4$ 용액을 갈색 유리병에 담아 실온에서 보관 시 초기농도가 높을수록 시간에 따른 과망간산이온의 분해율이 더 높게 나타났다. 과망간산이온의 분해는 수소이온과의 자발적인 산화-환원반응에 의한 것으로, 반응속도 함수로 예측한 결과 50 시간이 지나면 수소이온이 모두 소모되고 과망간산이온은 80%가 잔류하는 것으로 나타났다. 이에 따라 크롬산화물을 용해시키는 과망간산이온의 농도가 시간이 지남에 따라 감소하므로, 제염공정에 적용 시 $HMnO_4$ 용액제조 후 바로 사용하는 것이 바람직하다고 판단된다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 2014년도 산업통상자원부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다(No.20141510300310).

## 5. 참고문헌

[1] Rolf Riess et al., "Decontamination and steam generator chemical cleaning", A.N.T. International, 2009.

# 요오드 포집된 Bi-embedded SBA-15를 이용한 고화체 제조 및 침출특성

**양재환**[1,2*], 유재욱[1], 박환서[1], 안도희[1], 임만성[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국과학기술원, 대전광역시 유성구 대학로 291
*yjh98@kaeri.re.kr

## 1. 서론

방사성 요오드 (I-129) 기체는 사용후핵연료를 열처리하는 과정에서 발생하는데, 인체에 흡입할 경우 갑상선에 축적되어 갑상선 암과 같은 질병을 유발한다. 따라서 시설에서 발생하는 I-129 는 대기로 배출되기 전에 포집재에 포집되도록 조치하여 위해를 줄여야 한다. I-129의 포집재로서 가장 많이 사용되고 있는 것은 은으로 교환된 제올라이트 (AgX, AgZ)이다 [1]. 은 교환 제올라이트의 요오드 포집성능은 우수하나 은의 가격이 비싸고, 제올라이트 기공에 요오드가 물리적으로 포집된다는 치명적인 단점이 있다. 이로 인해 본 연구팀에서는 비스무스가 담지된 SBA-15 (Bi-embedded SBA-15)을 제조하여 요오드 포집에 이용하였다 [2].

I-129는 매우 긴 반감기를 가지기 때문에 I-129를 포집한 포집재가 장기적으로 안전하게 처분될 수 있으려면 고화체의 우수한 침출특성이 확보되어야 한다. 따라서 본 연구에서는 요오드가 포집된 Bi-embedded SBA-15를 이용하여 고화체를 제조하였고, 기초 침출특성을 평가하였다.

## 2. 본론

### 2.1 Bi-embedded SBA-15의 제조 및 요오드 포집

비스무스가 SBA-15에 용이하게 결합할 수 있도록 SBA-15의 표면을 thiol-group으로 개질하였다. 그 후, 에탄올에 녹인 비스무스 용액에 표면이 개질된 SBA-15를 담가 비스무스를 흡착시킨 후, 250도에서 열처리를 하여 포집재를 완성하였다. 요오드 포집을 위해 요오드 결정과 포집재를 알루미나 도가니에 넣고 200도에서 6시간 동안 열처리를 하여 포집재에 요오드가 포집되게 하였다. 이 때 포집재 단위질량에 포집된 요오드의 질량은 0.6 g에 해당하였다. Bi-embedded SBA-15 제조 및 요오드 포집에 관한 상세한 사항은 인용된 참고논문을 통해 확인할 수 있다 [2].

### 2.2 고화체의 제조

고화 공정 중 발생하는 요오드의 휘발을 최소화하기 위해 저온소결유리를 매질로 사용하여 고화체를 제조하였다. 저온소결유리는 Bi-Zn-B 계열의 유리로서 $Bi_2O_3$, ZnO, $B_2O_3$ 시약을 각각 60.7, 27.8, 11.3wt% 로 혼합한 뒤 1200도에서 1시간 동안 용융시켜 제조하였다. 그림 1은 제조된 Bi-Zn-B에 대한 Tg-DSC 결과로서 유리전이온도가 410도 정도의 낮은 온도에서 나타나므로 저온 소결에 적합하다는 것을 확인할 수 있다. 혼합분말 내 포집재의 비율을 10, 18, 25wt%로 달리 한 세 종류의 혼합분말을 준비하고, 일축 성형기로 100 MPa의 압력을 주어 직경 8.8 mm의 성형체를 제조한다. 그리고 250, 400, 500도에서 각각 1시간씩 열처리를 하여 고화체를 완성한다 (Fig. 2a). 기존에 사용되던 요오드 포집재인 AgX와의 비교를 위해 요오드가 포집된 AgX를 이용하여 고화체를 제조하였다 (Fig. 2b). 고화매질은 동일한 저온소결유리를 이용하였고, 고화체 내 AgX의 비율은 20wt%였다.

### 2.3 고화체의 특성분석

제조된 고화체의 특성분석을 위해 X-ray diffraction (XRD) 분석 및 침출시험을 진행하였다. 침출시험을 위해 단기침출시험인 PCT법을 사용하였다.

### 2.4 결과 및 고찰

Fig. 3은 저온용융유리 및 각 고화체의 XRD 측정 결과를 나타낸다. 저온용융유리의 경우 몇 개의 피크가 나타나는 것을 볼 수 있으며, 이는 저온용융유리가 완전한 비결정질이 아니라 부분적으로 결정물이 섞인 유리-세라믹임을 알 수 있다. JCPDS의 표준피크와 비교하여 밝혀진 피크는 ZnO 결정에 해당한다. 이는 ZnO의 녹는점이 1975도로서 1200도로 가열하였을 때, $Bi_2O_3$와 $B_2O_3$는 용융상태에서 반응하여 비결정구조의 새로운 물질이 만들어졌으나 용융되지 않은 ZnO는 부분적으로만 반응하

여 반응하지 않은 ZnO가 검출되었기 때문으로 생각할 수 있다. Bi-embedded SBA-15가 포함된 고화체에서는 유리에서 나타나지 않던 새로운 피크가 나타났는데, 이는 $Bi_5O_7I$와 BiOI에 해당한다. 고화하기 전의 시료에서는 모든 피크가 $BiI_3$에 해당했으며, 고화체 제조 공정에서 다음과 같은 반응이 일었났음을 알 수 있다.

$$BiI_3 + 7Bi_2O_3 = 3Bi_5O_7I \quad (1)$$

$$BiI_3 + Bi_2O_3 = 3BiOI \quad (2)$$

Taylor는 그의 논문에서 BiI3에 비해 $Bi_5O_7I$가 요오드의 수화학적 안정성이 우수함을 보였는데 [3], 이는 고화체 내에 $Bi_5O_7I$로 존재하는 요오드상이 많을수록 침출특성이 우수한 고화체가 만들어질 수 있음을 시사한다. 현재 침출용액에 포함된 요오드의 농도는 화학분석을 통해 분석될 예정이며, 고화체의 제조조건에 따라 달라지는 요오드의 상과 고화체 침출특성과의 상관관계를 밝혀내고자 한다.

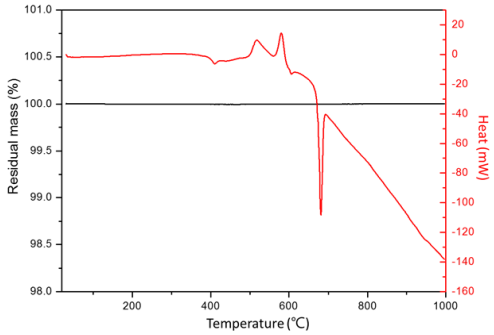



Fig. 1. TG-DSC for Bi-Zn-B glass.

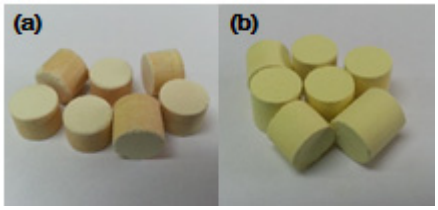



Fig. 2. Waste form samples for (a) Bi-embedded SBA-15 and (b) AgX.

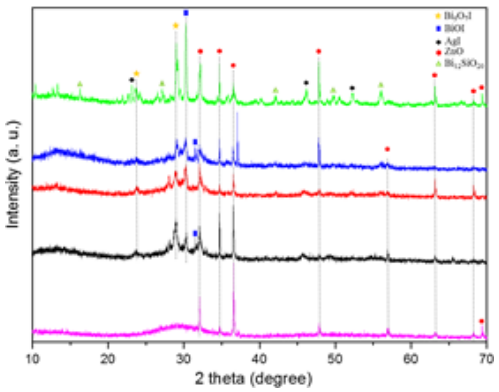



Fig. 3. XRD patterns of low-temperature sintering glass (Bi-Zn-B) and waste form samples.

## 3. 참고문헌


[1] K.W. Chapman, P.J. Chupas, and T.M. Nenoff, "Radioactive Iodine Capture in Silver-Containing Mordenites through Nanoscale Silver Iodide Formation", J. Am. Chem. Soc., 132(26), 8897-8899 (2010).

[2] J.H. Yang, Y.J. Cho, J.M. Shin, and M.S. Yim, "Bismuth-Embedded SBA-15 Mesoporous Silica for Radioactive Iodine Capture and Stable Storage", J. Nucl. Mater. 465, 556-564 (2015).

[3] P. Taylor and V.J. Lopata, "Bismuth Oxyiodide: A Candidate Waste Form for Iodine-129", Atomic Energy of Canada Limited, TR-350 (1985).

# 원자로 용기 해체를 위한 최적 절삭 및 수납 방법

**강신영***, 최병선, 정관성, 현동준, 이종환, 김익준, 김근호, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kangsy@kaeri.re.kr

## 1. 서론

원자로압력용기 중 가장 큰 부피를 차지하는 것은 원자로 용기이다. 원자로 용기는 고방사화로 인해 고준위 폐기물로 분류되며, 크기가 크고 무거워서 오염제거 및 해체가 쉽지 않다.

본 연구에서는 제염되지 않은 원자로 용기에 대하여 최적 절삭 후 컨테이너에 수납 방법을 제시하고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 원자로 용기

원자로 용기는 지름 4.3 m, 높이 9 m 두께는 약 0.5 m로 되어 있으며 상단, 중단, 하단부로 구별할 수 있다. Fig. 1은 원자로 용기 디지털 모델 및 절단 후 용기모델을 나타내고 있다.

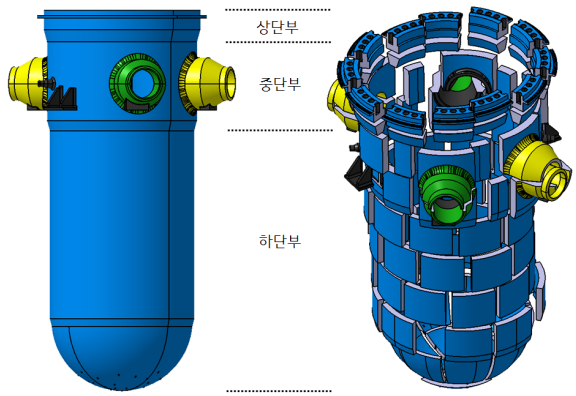



Fig. 1. Reactor vessel model.

### 2.2 수납 컨테이너

원자로 용기를 절단 후 수납에 사용되는 용기는 Konrad Container 03이며, 저준위 폐기물 보관용으로 제작되었다. 하지만 원자로 용기의 경우, 고준위 폐기물로 분류되어 Konrad container에 바로 사용할 수 없다. 따라서 컨테이너에 차폐물을 추가하여 사용할 수 있다[1].

제염되지 않은 원자로 용기에 표면선량을 알아보기 위해 200 $\ell$드럼에 수납 가능한 크기로 원자로 용기를 절삭 후 수납한다. 그리고 표면선량을 측정하면 6.46 Sv/hr로 계산된다. 원자력안전위원회의 고시에 의하면, 운송선박의 표면선량율은 용기 표면 상부 1cm 위치에서 2 mSv/hr 이하로 유지하도록 규정하고 있다. 6.46 Sv/hr은 고시 기준에 비항 약 3,000 배 높은 수치를 나타낸다. 따라서 콘크리트 두께를 15 ~ 25 cm 범위에서 두께를 변화시키며 표면선량을 계산하였다. 두께가 19.2 cm 일 때 표면선량율이 1.971 mSv/hr로 계산되었다[2].

따라서 Konrad container 내부에 차폐물을 20 cm 추가하였다. 또한 절단 폐기물에 움직임을 고정하기 위해 절단 모양에 맞게 지그를 설계하였다. Fig. 2는 지그 및 차폐물을 추가하여 컨테이너를 디지털 모델로 나타내고 있다.

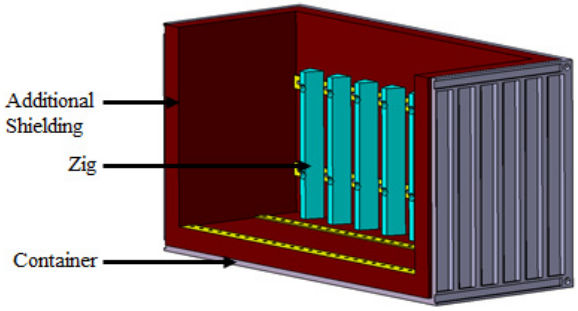



Fig. 2. Container configuration.

### 2.3 원자로 용기 절삭 및 수납

원자로 용기 절삭 방법으로는 컨테이너에 폭과 높이를 고려해야 한다. 따라서 원자로 용기를 컨테이너 폭에 맞게 부채꼴 모양으로 절삭 후 수납을 하였다. Fig. 3은 원자로 용기를 절삭 후 수납하는 방법을 보여주고 있다.

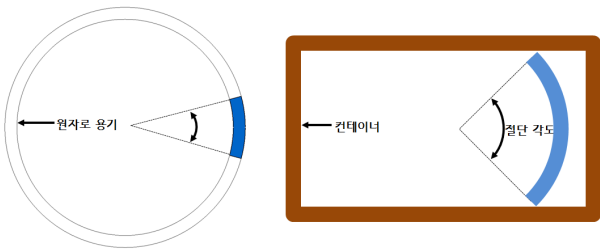



Fig. 3. Cutting Angle.

2.3.1 가정

절삭 후 수납 방법을 알기 위해서 2 가지 가정을 하였다.

- 수납된 폐기물 사이에 틈은 고려하지 않음
- 절단 오차를 고려하지 않음

2.3.2 상단부

상단부를 절삭한 결과 30°로 24 조각이 생성되었으며, 3 개의 컨테이너에 수납할 수 있었다. Fig. 4은 컨테이너에 수납한 용기를 디지털 모델로 나타내었다.

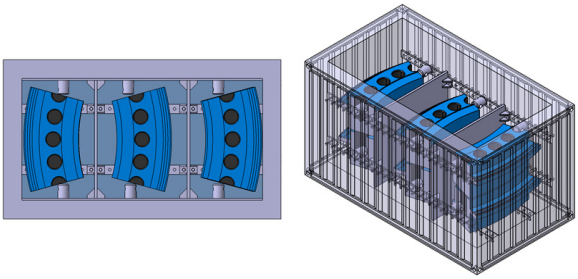


Fig. 4. Top section.

2.3.3 중단부

중단부는 일정한 각도로 절삭하기보다 nozzle을 최소 절삭하는 방법으로 절삭하였다. 절삭한 결과 30 조각이 생성되었으며, 8 개의 컨테이너에 수납할 수 있었다. Fig. 5은 컨테이너에 수납한 용기를 디지털 모델을 보여준다.

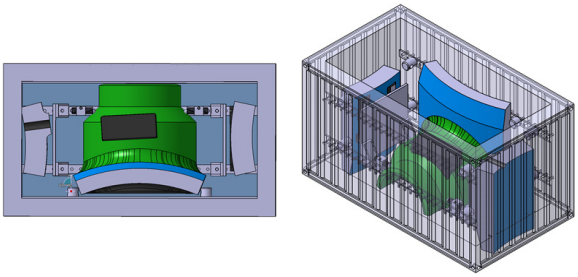


Fig. 5. Middle Section.

2.3.4 하단부

하단부는 절삭 방법은 두 가지로 분류하였다. 하나는 원통부분이고, 다른 하나는 반구부분이다. 원통부분을 절삭한 결과 40°로 48 조각이 생성되었으며, 5 개의 컨테이너에 수납할 수 있었다. Fig. 6은 컨테이너에 수납한 용기를 디지털 모델로 나타내고 있다.

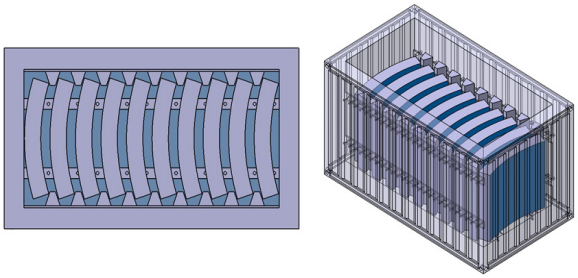


Fig. 6. Bottom Section(Cylinder).

반구 부분을 절삭한 결과 40°와 90°로 14 조각이 생성되었으며, 2 개의 컨테이너의 수납 할 수 있었다. Fig. 7은 컨테이너에 수납한 용기를 디지털 모델로 나타내었다.

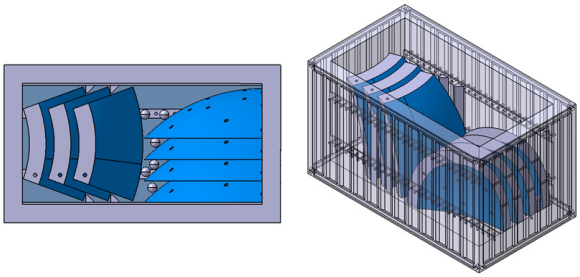


Fig. 7. Bottom Section(hemisphere).

## 3. 결론

본 연구에서는 제염되지 않은 원자로 용기를 최적 절삭 후 컨테이너에 수납하는 방법을 제시하였다.

본 연구는 원자로 용기를 일정한 각도로 절삭함으로 작업을 단순화시키며, 컨테이너에 지그를 설치함으로 운반 시 절단된 용기가 움직이지 않도록 하였다. 따라서 본 연구는 해체 작업의 효율성을 높일 수 있을 뿐만 아니라 안전성을 높일 수 있을 것으로 예상된다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 재원으로 시행하는 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

## 5. 참고문헌

[1] Ralf oberhauser. Sampling of reactor pressure vessel and core internals. AREVA. 2012.

[2] 한국원자력연구원. 원전 핵심설비 해체공법 평가기술 개발. 산업통상자원부. 2013.

# 방사성 소각재 안정화 및 고정화 연구

**안병길***, 양다솜, 이기원, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*bgan@kaeri.re.kr

## 1. 서론

원자력시설의 운전, 제염, 해체 등의 공정에서 방사성 물질로 오염된 가연성 폐기물이 다량 발생된다. 가연성 폐기물에는 작업자가 착용한 장갑, 방호복, 제염지, PVC 시트 등이 있으며, 원자력 시설 구성물인 목재류도 등의 가연성 폐기물로 발생된다. 이러한 가연성 폐기물의 처리방법으로 소각에 의한 방법이 최종 폐기물의 안정성 및 감용 면에서 유리하다. 소각 처리 결과 최종적으로 분말상의 무기질 소각재가 발생되며, 소각에 의해 약 1/40 이상의 감중비를 나타내며 소각재에는 방사성 물질이 농축되어 비방사능이 높아지게 된다. 또한 소각재는 밀도가 낮아 비산에 따른 위험성 등이 존재하므로 최종 처분을 위해서 안정한 고화체로 제조되어야 한다. 고화체 제조 매질로 시멘트, 플라스틱, 아스팔트 등이 사용될 수 있으나 감용 및 안정성 측면의 고찰이 필요하다.

본 연구에서는 연구용 원자로 해체공정에서 발생된 가연성 폐기물 소각재를 대상으로 안정된 고화체 제조에 대한 연구를 수행하였다. 소각재는 유리화 및 세라믹화가 가능한 물질로 구성되어 있다는 점에 착안하여 소결 조재(sintering agent)를 소각재에 첨가하여 온도에 따른 반응성을 실험하였다. 이러한 반응 생성물을 XRD 분석을 통해 소각재의 안정화를 위한 적정 반응 온도를 도출하였다. 또한 적정 반응온도에서 처리한 소각재를 시멘트 매질에 의한 고화체 제조 실험을 수행하였다.

## 2. 본론

### 2.1 실험방법

본 연구에 사용된 연구용 원자로 해체공정에서 발생된 소각대상 가연성 폐기물과 원소분석 결과를 Table 1에 각각 나타내었다. 주요 구성물은 나무이며 종이류, 아크릴 판, 플라스틱 등으로 구성되어 있다.

Table 1. (a) Incineration waste of TRIGA decommisoning (b) elements composition of mixed ash

(a)

| | Waste | wt% |
|---|---|---|
| A | wood | 87.9 |
| | plastics | 9 |
| | acrylate plate | 1.8 |
| | mixture | 1.3 |
| B | wood | 72.4 |
| | plastics | 3 |
| | acrylate plate | 24.6 |
| C | wood | 58 |
| | acrylate plate | 32.1 |
| | PVC | 1.2 |
| | cotton glove | 2.1 |
| | paper | 6.6 |

(b)

| Elements | wt% |
|---|---|
| CaO | 26.7 |
| Na2O | 3.8 |
| K2O | 4.1 |
| Al2O3 | 12.4 |
| Fe2O3 | 27.5 |
| SiO2 | 12.1 |
| MgO | 3.0 |
| TiO2 | 3.0 |
| ZnO | 2.0 |
| Cr2O3 | 1.9 |
| Ni2O | 0.8 |
| Mn2O3 | 0.4 |
| CuO | 0.2 |
| PbO | 2.1 |
| CdO | 0.1 |

소각재의 원소분석 결과를 나타낸 Table 1 (b)를 보면 CaO 함량이 큼을 알 수 있으며 이러한 현상은 소각 대상 폐기물 중 나무의 함량이 높은 것에 기인하는 것으로 판단된다. 일반적으로 나무 소각재에는 약 35%의 CaO가 함유되어 있다. CaO는 공기중에서 수화 반응에 의해 소석회[$Ca(OH)_2$]로 되며, 공기 중의 $CO_2$와 반응하여 $CaCO_3$ 형태로 존재하게 된다. 그리고 $CaCO_3$는 약 900℃의 고온에서 $CO_2$가 발생되고 CaO 형태가 된다. 따라서 이러한 소각재는 고온 압축에 의해 소결 고화체를 제조시 존재하는 CaO로 인해 불안정한 고화체를 형성하게 된다. 이러한 소각재를 안정화시키기 위해서 소각재에 소결조재($B_2O_3$/ $NH_4H_2PO_4$[NHP]= 4) 8wt% 를 혼합 후 200 ~ 800℃ 온도 범위에서 반응시켰으며, 반응 생성물을 XRD로서 분석하였으며 그 결과를 고찰하였다.

시멘트 메질에 의한 고화체 제조는 600℃에서 반

응시킨 소각재를 대상으로 수행하였으며 균질한 혼합과 시멘트 경화에 필요한 적정 수분량 결정을 위해서 한국공업규격 KS L 5109에서 규정한 장치를 사용하여 KS L 5111에 따라 작업도를 측정하였으며 사용된 장치들을 그림 1에 나타내었다. 이를 만족시키는 혼합 조성비의 소각재/시멘트 반죽을 직경 5 cm x 높이 10 cm의 PVC 용기에 넣어 고화체를 제조하여 물성을 측정하였다. 제조 조건은 소각재와 시멘트 비율이 75 : 25, 65 : 45 및 55 : 45의 조성비에 대해서 작업도를 만족시키는 수분량을 결정하였다.



(a) (b)

Fig. 1. (a) Cement mortar mixing apparatus and (b) workability test equipment.

### 2.2 결과

반응온도에 따른 소각재와 소결조재의 반응 특성 자료를 얻기 위해서 약 30 g의 시료를 알루미나 도가니에 충전하여 200 ~ 800℃ 온도 범위에서 반응시켰으며, 반응 전 후의 시료에 대한 XRD 분석 결과를 그림 1에 나타내었다. 이 그림을 보면 원래의 소각재의 경우 주요 물질은 calcite ($CaCO_3$)와 실리카로 구성되어 있으며, 소결조재 혼합 소각재의 온도별 반응생성물을 보면 500 ~ 600℃에서는 calcite와 calcium phosphate의 peak가 혼재하여 나타남을 알 수 있다. 반면 실리카는 온도 증가에 따라 사라짐을 알 수 있는데 이는 소결조재에 존재하는 $B_2O_3$의 영향으로 저온에서 비정질화되어 나타나는 현상으로 판단된다. 700℃ 이상의 반응 온도에서는 calcium phosphate로 존재함을 알 수 있다. 이러한 결과들로부터 소각재/ 소결조재 (8wt%) 혼합물을 600℃에서 처리하여 얻어진 안정화된 소각재를 시멘트 고화체 제조를 위해 사용하였다. 작업도를 만족시키는 수분량은 소각재 : 시멘트 : 수분=56.5 : 18.8 : 24.7 이었다.

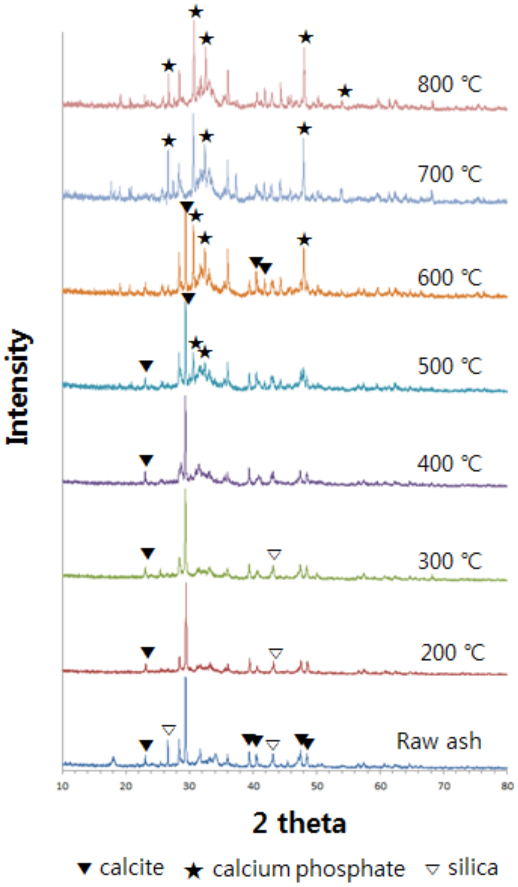



Fig. 1. XRD patterns of reaction products of ash and sintering agent(8wt%) mixture according to reaction temperature.

## 3. 결론

연구용원자로 해체공정에서 발생된 가연성 방사성폐기물 소각재를 안정화 및 고화체 제조연구를 수행하였다. 소각재와 소결조재 혼합물의 반응 온도에 따른 생성물의 특성을 XRD 분석을 통해 평가하였으며 시멘트 고화를 위한 적정 반응온도를 도출하였다. 또한 적정 조건에서 제조된 안정화된 소각재를 이용하여 시멘트 고화체 제조에 필요한 적정 수분량을 결정하였으며 시멘트 고화체를 제조하여 물리적 특성을 분석하였다. 이러한 결과들은 소각재의 실규모 처리공정에 경제적으로 적용될 수 있을 것으로 판단된다.

# 원전 일반기기 해체작업 기간 산정 방안 고찰

**권용범***, 최광순, 이동진, 이병식
한국전력기술(주), 경상북도 김천시 혁신로 269
*gaja@kepco-enc.com

## 1. 서론

우리나라는 2017년 6월 고리 1호기 원자력발전소 영구 운전정지가 결정됨에 따라 원자력발전소 해체를 위한 기술이 필요하게 되었으며, 이를 위한 기술 개발 및 해외기술 습득을 통한 국산화 필요성이 시급한 과제로 인식되고 있다. 하지만, 현재까지 우리나라는 원전해체 관련 경험이 부족하고, 해외 원전해체 작업 참여업체 또한 부족한 상황이다. 또한 국내 해체기술 축척 현황은 원활한 해체작업을 수행을 위한 체계적 조직정비 및 적절한 해체기술 확보가 부족한 것이 현실이다. 그래서 한국전력기술(주)는 해체 조직 정비 및 기술 확보를 위한 표준절차를 수립하여 향후 국내·외에서 발생할 원전해체사업에 참여하여 해체 작업을 원활히 수행하기 위한 준비 작업을 수행하고 있다. 이에 따른 해체 준비 작업의 일환으로 해체작업 공정표를 개발하여 해체작업을 보다 효율적으로 수행하고자 한다. 그러나 우리나라는 현재까지 해체 공정표 작성 경험이 부족하고 공정표 개발 과정에서 필수적인 해체 작업별 세부 공사기간 산정 기준도 부재한 상황이다. 따라서 산업표준 및 해외경험 자료를 바탕으로 해체작업 공기산정 방안을 고찰하고자 한다.

## 2. 본론

원전 해체작업은 청정구역과 방사선관리구역 기기 해체로 구분되며 본 논문에서는 방사선관리구역 기기 해체 작업에 대한 기간산정 방안을 고찰하였다.

### 2.1 청정구역과 방사선관리구역 기기 해체

원전 해체사업의 특징은 일반 건설공사와 매우 상이하다. 일반 건설공사는 오랜 시간에 걸쳐 진행되고 반복되어 그 수행 과정이 매우 널리 알려져 있고 보편화되어 있다. 건설 대상물을 설계하고 필요한 자재를 구매하여 일정한 논리적 순서에 따라 설치, 시공하며 최종적으로 성능 시험 과정을 거친다. 이에 비해, 원전 해체사업은 시설 내 방사성오염 구역을 포함하고 있어 시설 전 범위에 걸쳐 방사능 오염 정도와 분포를 측정하는 작업부터 수행하고 그 결과에 따라 전체 해체 추진 계획이 수립되며, 제염, 절단, 철거의 본격적인 해체과정을 거쳐 방사성폐기물을 처리, 처분하고 최종적으로 부지복원까지 진행된다. 본 논문에서는 일반기기 해체에 대한 작업 공기 산정을 위한 해외 사례를 조사하고 이를 토대로 방사성 오염구역 일반기기 철거를 위한 공기 산정 기준 작성을 목표로 설정하였다.

### 2.2 방사선 관리구역 기기철거

원전 해체 작업의 본질은 방사선 통제구역에 설치된 설비들의 해체라 할 수 있다. 또한 방사성 오염기기 철거작업은 일반기기 철거 작업과 달리 기밀 유지 및 작업자 피폭관리, 오염물질 확산 방지를 위한 철거기기 포장, 운반, 등의 추가 작업이 필요하다. 따라서 작업의 편의 및 효율 증대를 위해 오염원 측정결과에 따라 작업구역을 구분 구역 특성을 규정하고, 작업 구역별 오염도 등의 차이에 따라 작업의 난이도를 구분하고 난이도에 따라 구역 특성에 따라 해체 작업을 수행해야 한다. 그러나 실측 오염자료가 없어 구역별 오염도를 가정하고 공기에 양형을 미치는 몇 가지 인자를 기준으로 가중치를 부여하여 공기를 산정하는 방안을 고찰하였다.

#### 2.2.1 작업 구역 구분

원전 해체 작업은 대규모 철거 작업으로 작업 구역 간 및 공종 간 간섭이 빈번히 발생할 것으로 예상 되는 바 철거 작업 수행을 원활하게 하기 위해 건물별, 층별 구역을 구분함으로써 철거작업 시의 간섭과 중첩을 최소화할 수 있을 것으로 예상되며, 따라서 각각의 작업 단위를 구역구분을 기준으로 작성하였다. 구역구분은 본관건물과 기타 Yard 부속 건물로 구분하고, 건물의 규모, 구조 등의 물리적인 특성, 즉 층별 및 세부 구역별 위치를 방위와 좌우 등을 기준으로 구분하였다(예시: Fig. 1 참조).

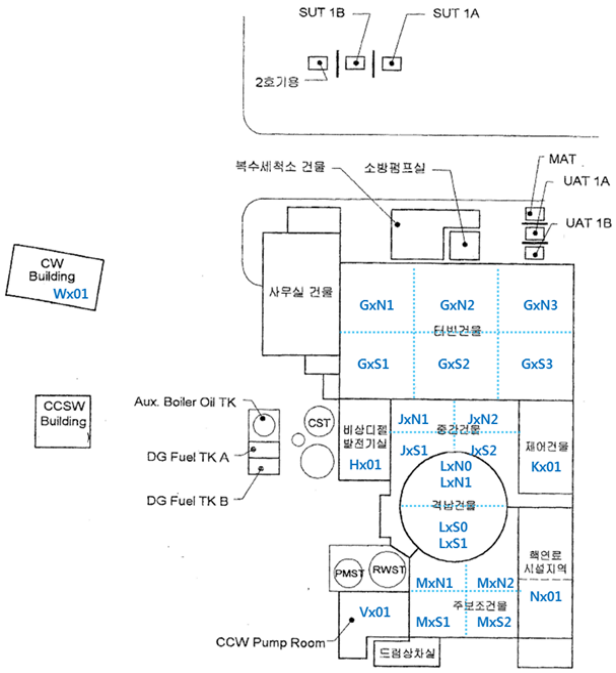


Fig. 1. Area Designation.

2.2.2 작업난이도(Work Difficulty Factor) 분류

작업난이도는 접근성, 호흡장비 착용, 방사능, 방호복 작용 및 휴식 등의 인자로 분류 한다.

- 접근성 인자: 고소 작업등 비계가 설치된 지역 작업 시 활동성 제한에 대한 보정
- 호흡 장비 인자: 산소마스크 작용 시 시야 제한 등에 대한 활동성 제한에 대한 보정
- 방사능/ALARA 인자: 방사능 수치에 따른 작업장 체류시간 제한
- 방호복 인자: 납 조끼 등의 방호복 착용 시 발생하는 작업자 활동능력 저하
- 휴식 인자: 전체 작업시간에 대한 작업자들의 휴식시간 사용 비율

Table 1. WDF 및 가중치

| 구분 | 가중치(%) |
|---|---|
| 접근성 (AC) | 0 ~ 20 |
| 호흡 장비 (RS) | 0 ~ 50 |
| 방사능/ALARA (RA) | 0 ~ 40 |
| 방호복 착용 (CL) | 0 ~ 30 |
| 휴식 시간 (WB) | 8.33 |

2.2.3 작업난이도에 따른 공기산정

각각의 작업난이도를 비방사성 기기 철거 작업시간에 부가하여 오염구역 기기철거 작업시간을 계산하였으며, 계산식은 식(1)과 같다.

$$RW = N \times (1 + AC + RS + RA + CL + WB) \cdots\cdots (1)$$

* RW: 방사성폐기물 해체 작업기간
* N: 일반 기기 해체 작업기간

## 3. 결론

우리나라의 당면한 과제인 수명종료 원자력발전소 해체 준비의 일환으로 해체 공정표 개발 과정에서 수집한 참고자료를 바탕으로 방사선관리구역 내의 일반기기 해체 기간산정 방안을 고찰하였다. 향후 보다 정확한 공기산정을 위해 다음의 작업이 추가로 필요한 것으로 판단된다. 첫째, 발전소 운전 경험과 특성 자료를 바탕으로 한 실측을 통하여 물리적으로 구분이 가능한 구역 조사가 필요하다. 면밀한 구역별 조사를 통해 물리적으로 분리가 가능한 구역으로 구분하고 방사성 오염도에 따른 작업구역 분류를 통해 작업난이도를 부여한다. 둘째, 최신 해체 관련 기술 조사를 통해 기기 절단 철거 작업에 적용할 최적의 작업 난이도별 가중치 선정 작업이 필요하다. 이를 통해 도출된 작업난이도를 적용하여 구역에 대한 최적의 기기철거 작업 기간 산정이 가능 할 것으로 기대한다.

## 4. 참고문헌

[1] RSCS, Decommissioning cost analysis for the Korean pressurized water nuclear power plant, 2009.

[2] ASME, DOE & ANS, "The Decommissioning Handbook", 2004.

# 세슘(Cs)으로 인한 오염토양의 제염효율 평가 방법 비교/분석

**김선일**, 이상헌, 송종순*
조선대학교, 광주광역시 동구 필문대로 309
kingdom17c@naver.com

## 1. 서론

후쿠시마 원전 사고로 인하여 세슘(Cs)을 포함하고 있는 원전주변의 오염된 토양은 ton-bag에 담아 공터에 임시 보관중인 상태이다. 현재, 오염된 토양을 재이용하기 위하여 생물학적, 물리/화학적, 열적처리 등의 제염방법을 고려하고 있다. 대표적인 방법으로 흡착제를 사용하여 세슘(Cs)을 제거하는 연구가 진행 중에 있다. 이러한 흡착제별 제염효율을 평가하는 방법으로는 ICP-AES 원자방출분광법, HPGe와 NaI(TI)등과 같은 검출기를 이용하는 직접적인 방법과 화학평형 Code를 활용하는 전산해석 방법으로 나눌 수 있다. 본 연구에서는 Visual MINTEQ 화학평형 Code를 이용하여 세슘(Cs) 핵종의 제염효율을 평가하기 위한 사전연구로서 입력 Data 구축 및 평가 방법론을 제시하고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 흡착제 선정을 위한 실험 분석

2.1.1 이온교환수지

2.1.1.1 PH에 따른 흡착 등온선

양이온 교환수지인 Amberlite IR-120을 이용하여 수용액 내에서 pH가 세슘(Cs)이온 흡착에 미치는 영향을 분석하였다. 시약은 $CsCl_2$을 사용하였으며 흡착용액의 pH는 3,6,10으로 변화를 주었다. 흡착질의 잔류농도를 ICP-MS(Algilent 7500CE)로 측정하여 Langmuir, Freundlich, Sips 등온식에 적용가능성을 평가하였다. 평가결과 Langmuir 등온식이 적합하며 Fig. 1에 나타내었다.

2.1.1.2 온도에 따른 흡착 등온선

온도가 세슘(Cs)이온 흡착에 미치는 영향을 분석하기 위해 같은 시약을 사용하여 288K, 298K, 308K로 온도변화를 설정하였다. 위와 같은 조건으로 잔류농도를 ICP-MS(Algilent 7500CE)로 측정하여 Langmuir, Freundlich, Sips 등온식에 적용가능성을 평가한 결과 Langmuir 등온식이 적합하며 Fig. 2에 나타내었다.

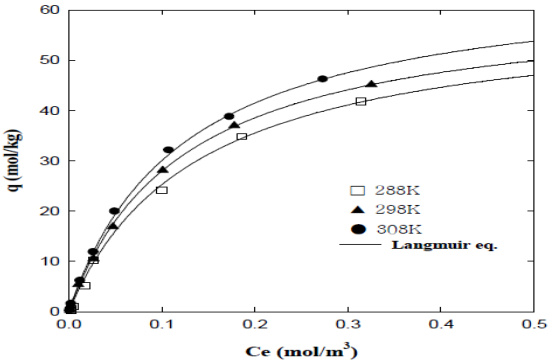



Fig. 1. Adsorption isotherm of Cs ions onto ion exchange resin at different temperature\ (pH : 6, Langmuir eq.).

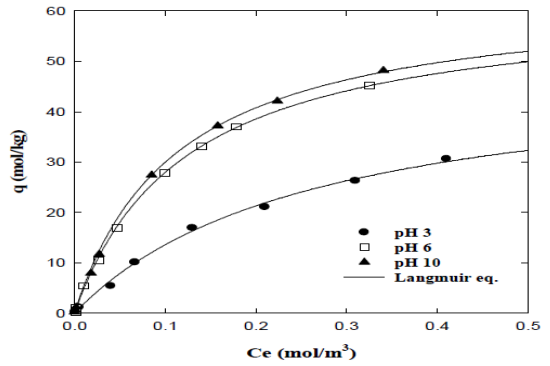



Fig. 2. Adsorption isotherms of Cs ions onto exchange resin at different initial pH(298, Langmuir eq.).

2.1.2 천연제올라이트

국내 경상북도 포항 및 경주지역에서 채취한 천연제올라이트를 이용하여 세슘(Cs) 흡착실험을 수행하였다. 천연제올라이트의 함량과 성분 분석은 X-선 회절분석(XRD)과 X-선 형광분석을 통하여 특징을 파악하였으며 열 시차 분석(DTA) 및 열 중량 분석(TGA)을 통하여 제올라이트 구조의 열 안정성 및 제올라이트 내 수분 존재 상태를 파악하였고 Kjeldahl 질소 정량법을 적용하여 양이온 교환능력을 측정하였다.

단일성분 등온 흡착 실험의 조건은 천연제올라이트와 $CsNO_3$ 시약을 사용하여 초기 농도 1~300 ppm 범위에서 실험을 수행하였다. 24 시간 교반 후 세슘(Cs)의 용액 내 잔존량을 측정하기 위해 ICP-AES(Agilent, 720) 원자

방출분광법을 통해 측정하여 Langmuir, Freundlich, Sips 등온식에 적용가능성을 평가하였다. 흡착 평형 실험 결과 경주 양북면 영동리에서 채취한 Ya-A 천연제올라이트의 세슘(Cs) 흡착량이 가장 우수 하였으며 등온식에 적용한 값은 다음 Fig. 3과 같다.

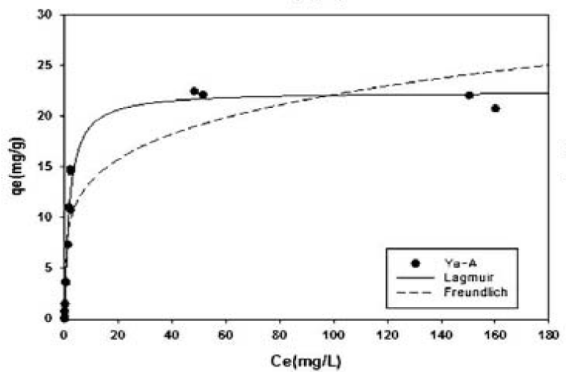



Fig. 3. Sorption isotherm of Cs on natural zeolite.

### 2.2 흡착 평형 등온식

흡착 평형 등온식이란 일정온도에서 흡착평형이 이루어졌을 때 물질의 흡착량과 농도와의 관계를 나타내는 식이며 3가지로 분류하였다.

#### 2.2.1 Langmuir

$$q = q_m bC/1+bC \quad (1)$$

$q_m$는 최대흡착량 $b$는 흡착에너지를 나타내는 Langmuir 상수이다.

#### 2.2.2 Freundlich

$$q = kC^{1/n} \quad (2)$$

$K_F$는 흡착량 $1/n$ 흡착강도를 나타내는 Freundlich 상수이다.

#### 2.2.3 Sips(Langmuir-Freundlich)

$$q = q_m bC^{1/n}/1+cC^{1/n} \quad (3)$$

$q_m$은 최대흡착량, $b$는 흡착에너지에 관한 상수, $1/n$은 Sips 상수이다.

## 3. 결론

본 연구에서는 직접적인 제염효율 평가 방법이 아닌 화학평형 Code를 활용한 평가를 수행하기에 앞서 Visual MINTEQ Code를 예비 선정하였고 화학 입력 Data 및 흡착등온식에 적용하기 위한 인자값($q_m$,$b$,$K_F$)등을 사전 연구하였다. 향후 Code를 활용한 평가방법을 기반으로 실제 제염작업에 도움이 되고자 한다.

## 4. 참고문헌

[1] 안상수, " 이온교환수지를 이용한 수용액중의 세슘이온 흡착특성", 전남대학교 공학박사학위 논문 (2012).

[2] 김후식. 박원광, 이하영, 박종삼, 이우택, "방사성 핵종 제거를 위한 천연 제올라이트 특성 연구". 한국광물학회지 27(1), 41-51(2014).

[3] 나춘기, 한무영, 박현주, "흡착제의 흡착특성 규명을 위한 흡착모델의 적용성 평가", 대한환경공학회지 33(8) 606-616 (2011).

# 경수로/중수로 원전에 적용가능한 방사선원항 예측 평가 연구

**조훈조**, 이상헌, 김선일, 송종순*
조선대학교, 광주광역시 동구 필문대로 309
*gnsdud66@naver.com

## 1. 서론

본 연구에서는 국내 경수로/중수로 원전에 적용 가능한 평가코드 분석 및 1차계통 내 부식생성물 예측을 목표로 하였다. 경수로 원전의 평가를 위해 대표코드 중 CRUDTRAN을 선정하여 방사성 부식생성물의 거동을 평가하였다. 고리 1호기를 모델링 하였으며 계산 결과 값과 실제원전에서의 실측값을 비교하여 향후, 원전 해체 시 선원항 예측 연구에 도움이 되고자 한다. 또한, 중수로 원전의 선원항 평가코드 조사를 수행 중에 있으며, 향후 중수로 원전에 적용 가능한 최적의 코드를 선정하여 선원항 평가를 수행 할 예정이다.

## 2. 본론

### 2.1 부식생성물 거동 메커니즘(경수로)

경수로 1차계통 내 부식생성물의 생성 및 계통 내외로의 이동 메커니즘은 Fig. 1과 같다. 계통 내에서 안정한 원소 형태의 부식생성물은 계통내의 부품이나 파이프 표면으로부터 응축수 또는 급수로 방출되면서 원자로 냉각재계통으로 유입된다. 이에 따른 금속이온들은 1차계통 내 부식된 표면으로부터 냉각재로 방출되어 입자성 물질을 형성한다. 이 때, 형성된 입자성 물질과 수용성 물질들은 다양한 메커니즘으로 인하여 노심표면에 침전하게 되는데 노심표면의 침전물은 높은 열과 중성자에 의해 방사화된다. 방사화된 물질들은 수압에 의한 침식과 박리에 의해 노심표면 침전물로부터 냉각수로 방출되어 1차 냉각계통 내 전 영역으로 확산된다.

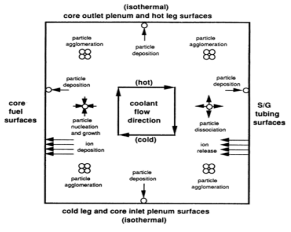



Fig. 1. Movement of corrosion products in a PWR primary circuit.

### 2.2 부식생성물 거동 메커니즘(중수로)

중수로 1차계통 내 부식생성물의 생성 및 계통 내외의 이동 메커니즘은 Fig. 2와 같다. 탄소강으로 된 피더관 출구에서 유체가속부식으로 인하여 용해된 철이 1차계통 내 냉각수로 방출되고 이 용해된 철의 대부분은 S/G tube의 저온관, 피더관 입구, 핵연료장전관 입구에서 부식생성물 형태로 침전한다. 침전된 부식생성물은 노심을 지나면서 노심표면에 침전되고 이 후 높은 열과 중성자에 의해 방사화가 되며 경수로와 동일한 방법으로 냉각수로 방출된다. 방사화된 물질들은 1차계통 전 영역으로 확산된다.

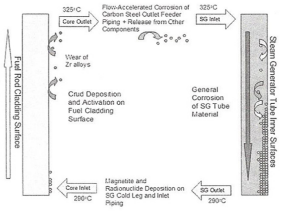



Fig. 2. Processes involved in PHWR corrosion products transport.

### 2.3 부식생성물 모델 비교 분석

2.3.1 경수로

Table. 1은 경수로를 평가하는데 우수한 Code들의 특징들을 비교해 놓은 표이다.

Table 1. Feature comparison of code

| | CORA | PACTOLE | CREAT | ACE II | DISER | CRUDTRAN |
|---|---|---|---|---|---|---|
| Node 수 | 10 | 20 | 3 | 2 | 15 | 3 |
| 개발 기구 | westinghouse | EDF,FRAMATOME | KOPEC | MITSUBISHI | Nulear Research Institute Rez Plz | MIT |
| 고려 핵종 | Cr-51<br>Mn-54<br>Fe-55<br>Fe-59<br>Co-58<br>Co-60<br>Zr-95 | Co-58<br>Co-60<br>Mn-54<br>Cr-51<br>Fe-59 | Co-58<br>Co-59<br>Co-60 | Co-58<br>Co-60 | Co-58<br>Co-60<br>Mn-54<br>Cr-51<br>Fe-59 | Co-58<br>Co-60 |
| 적용예 | 국내외 다수 | 프랑스형 PWR형 | APR-1400 | 일본형 PWR | WWER, PWR | 국내외 다수 |

2.3.2 중수로

2.3.2.1 RADTRAN 98

RADTRAN 98 코드는 인도 PHWR의 1차계통 내 의 부식생성물 및 방사화물질 거동을 예측하기 위해 헝가리의 VEIKI에서 개발된 코드로서 주요 방사능 핵종으로서는 Cr-51, Mn-54, Co-58, Co-60, Fe-59의 거동을 예측한다.

2.3.2.2 ANUCRUD

ANUCRUD 코드는 인도 PHWR의 PHT 계통에서의 부식생성물 및 방사화물질 거동을 예측하기 위해 BARC에서 개발되었으며, 주요 방사능 핵종으로는 Mn-54, Fe-59, Co-58, Co-60의 거동을 예측한다.

## 2.4 국내 원전의 적용 (경수로)

2.4.1 CRUDTRAN 코드 선정 배경

용해성 및 입자성 부식생성물의 거동을 예측하기 위해 개발된 코드로서 노드는 Core, Coolant, S/G에 대하여 평가된다. 고려되는 주요 방사능 핵종은 Co-58, Co-60 이다. CRUDTRAN 코드는 다른 선원항 평가 코드들에 비해 정확한 결과를 보여주는 장점이 있으며, 부식생성물 거동 시 냉각재 화학변화에 따른 영향을 고려하기 때문에 이 코드를 선정하였다.

2.4.2 고리 1호기에 적용

Co의 실체원전 측정 자료를 제공받아 데이터를 확보하여 그 중 Core, S/G 내의 Crud 및 Core, S/G, Coolant 내의 Co-58, Co-60의 변화를 평가하였다. CRUDTRAN 코드에 적용되는 인자들을 확보하기 위하여 원전 측정 자료 이외에도 고리 1호기 FSAR과 해외 논문들을 벤치마킹하여 추가로 확보하였다. 확보하지 못한 인자들은 고리 1호기와 유사한 타입의 PWR 형태인 CRUAS 원전의 수치를 보정하여 사용하였다.

2.4.3 결과

CRUDTRAN 코드를 이용하여 모델링 결과 Core, S/G, 내 Crud, Core, S/G, Coolant 내의 Co-58, Co-60은 미비한 차이는 있지만 대체적으로 시간에 따른 데이터의 값의 추이는 점점 증가함을 보인다. Co-58에 대한 측정값과 실측값을 비교한 그래프는 Fig. 4와 같다. 이는 CRUDTRAN을 활용한 평가결과와 실측값이 매우 유사함을 보였다.

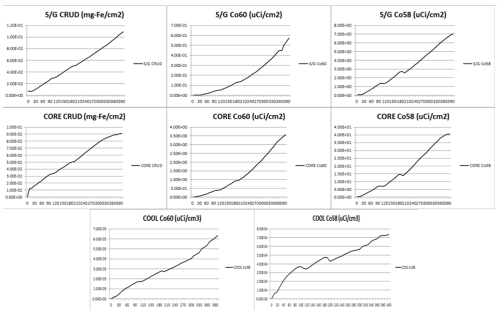



Fig. 3. The variation of the operating cycle 23.

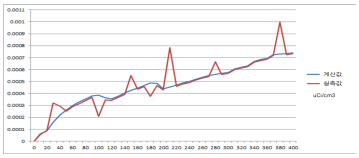


Fig. 4. Compare of measured and calculated values of Kori#1.

## 3. 결론

본 연구에서는 경수로 및 중수로에서의 부식생성물의 거동 메커니즘에 대해서 분석하였고, CRUDTRAN을 이용하여 경수로 선원항 평가를 실행하였다. 향후 제염 및 해체 시 사전 연구로써의 충분한 가치가 입증되며, 이는 해체 시 방사성 폐기물량 및 비용 산정에 기여할 것으로 판단된다. 향후 중수로 선원항 평가연구를 진행할 계획이나 중수로에 관한 자료들이 현재 미비한 실정이다. 추후, 추가 연구를 통하여 적합한 모델을 선정하고 국내 중수로 원전 선원항 평가연구에 기여하고자 한다.

## 4. 참고문헌

[1] IAEA-TECDOC-1672. “Modeling of Transport of Radioactive Substances in the Primary Circuit of Water-Cooled Reactors”, IAEA VIENNA, 2012.

[2] Burrill. K. A. “An activity transport model for CANDU based on iron transport in the primary coolant”, AECL-11805, 1998.

[3] Lee CB, “Modeling of corrosion product transport in PWR primary coolant”, [Ph.D. thesis], Nuclear Engineering Department, MIT, 1990.

# 염폐기물 탈염화 공정에서 발생하는 $Cl_2$ 가스 재생 시스템 개발

**이기락***, 전민구, 박환서, 조인학, 은희철, 최정훈 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kirakki@kaeri.re.kr

## 1. 서론

사용 후 핵연료를 처리하기 위한 방법으로 건식법인 파이로 프로세싱에 대한 연구가 주목 받고 있다. 일반적으로 파이로 프로세싱에서는 전기화학적인 공정이 수행되게 되는데 전해질로 LiCl과 LiCl-KCl 공유염이 사용되며 이때 방사성을 띄는 핵종이 잔류하게 되어 방사성의 염폐기물이 발생하게 된다. 원자력연구원에서는 이러한 염폐기물을 해결하기 위하여 SAP($SiO_2$-$Al_2O_3$-$P_2O_5$)을 활용한 유리 고화 매질 개발 연구를 수행하였다 [1]. SAP을 활용한 고화법은 탈염화 공정을 거치는 고화 공정으로 염폐기물 처리 시 $Cl_2$ 가스가 발생하게 된다. 발생한 $Cl_2$ 가스는 유독성 및 방사성 폐기물로 관리되어 새로운 폐기물을 발생하게 되어 이를 해결할 연구가 필요하다. 기존의 연구에서는 염소가스를 재활용 하기 위하여 $Li_2CO_3$를 사용한 흡착법을 수행하였으나 이 또한 고온의 공정, $CO_2$ 가스 발생, 염소가스 제거 효율 하락 등의 문제점을 가지고 있다. 본 연구에서는 이러한 문제점을 해결하기 위하여 알칼리 금속산화물을 활용하여 탈염화 공정에서 발생되는 염소가스를 수집하여 파이로 프로세싱 공정의 전해질로 재활용하기 위한 방법을 소개하고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 염소화 반응 gibbs free energy 변화 계산

알칼리 금속산화물을 활용하여 염소가스를 흡착할 경우 다음과 같은 반응식을 가지게 된다. 수산화물 및 탄산염 반응식도 아래에 나타내었다.

$$M_2O + Cl_2 \rightarrow 2MCl + O_2 \quad (1)$$

$$2MOH + Cl_2 \rightarrow 2MCl + H_2O + 1/2O_2 \quad (2)$$

$$M_2CO_3 + Cl_2 \rightarrow 2MCl + CO_2 + 1/2O_2 \quad (3)$$

HSC 프로그램을 활요하여 각 반응의 Gibbs free energy를 계산한 결과를 Fig. 1에 나타내었다.

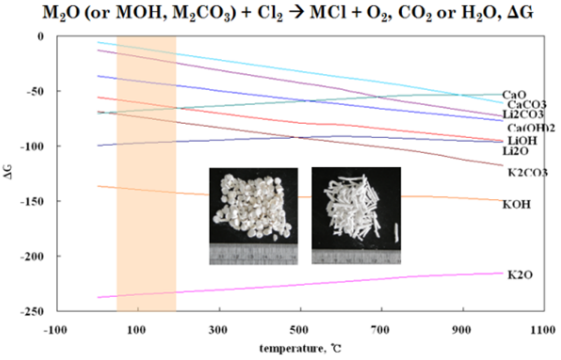



Fig. 1. Calculated gibbs free energy change for chlorination reaction of the candidate materials.

탄산화물에 비하여 산화물의 경우 반응성이 더 좋은 것으로 나타나며, 특히 100 ~ 200℃ 정도의 저온에서도 높은 반응특성을 보이고 있다. $Li_2O$를 선정할 경우 LiCl로 프로덕트를 회수 할 수 있어 파이로 공정에 재활용 할 수 있을 것으로 고려된다. 또한 염소화 과정에서 발생되는 산소는 탈염화 공정에서 필요한 반응물로 재활용될 수 있어 2차 폐기물을 제거할 수 있다. Fig. 2에 탈염화 공정 및 염소 흡착 공정 개념도를 나타내었다.

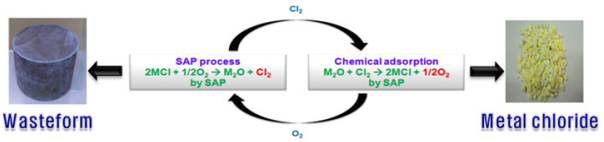



Fig. 2. Conceptual image of closed loop system for dechlrination and chlorine gas recovery.

제안된 아이디어의 가능성을 평가해 보기 위하여 기존의 탈염화 공정 후단부에 염소가스 흡착부를 설치하여 염소 흡착 특성을 평가하였다. 흡착물은 $Li_2O_2$-$Li_2O$ (7:3 wt ratio)를 cold pressing 기법을 활용하여 디스크 형태로 제작하여 사용하였다. 탈염화 공정에서 발생되는 염소가스의 농도는 1,000 ~ 30,000 ppm 이며 60 시간 동안 20 L/min을 흘려 주었다. 염소흡착 온도는 150℃를 유지하였다. Fig. 3은 초기 및 반응 후의 흡착제 모습을 나타내고 있다.

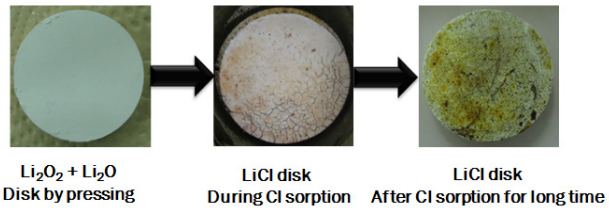



Fig. 3. Image of $Cl_2$ adsorbent disk before and after reaction.

흡착 후에는 잉곳 형태의 딱딱한 형상을 지녀 핸들링이 용이할 것으로 고려된다. 흡착제의 반응 전 후를 XRD 및 TGA를 활용하여 분석하였다. 반응결과물의 경우 내부와 외부를 분리하여 디스크의 내부까지 반응이 완전히 진행되었는지 분석하였다. Fig. 4는 반응 전후의 XRD 결과를 나타내었다.

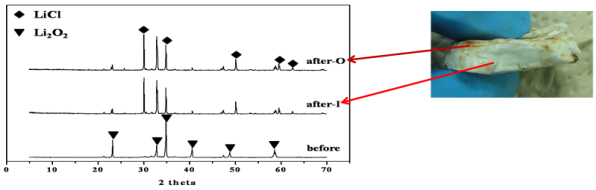



Fig. 4. XRD results of $Cl_2$ adsorbent disk before and after reation.

XRD 결과로부터 내부와 외부 모두 LiCl로 반응이 된 것을 확인할 수 있었으며 잔류한 $Li_2O_2$의 픽을 확인할 수는 없었다. 명확한 순도를 알기 위하여 TGA 분석을 수행하였으며 반응 후의 TGA 결과를 Fig. 5에 나타내었다.

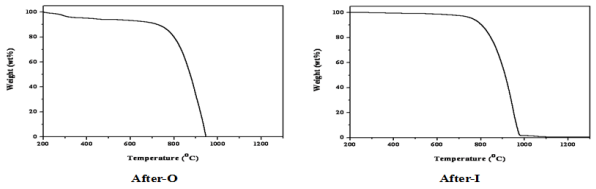



Fig. 5. TGA study for products of inside part and ouside part.

TGA 결과로부터 외부의 경우 100% 반응이 진행된 것을 확인 할 수 있었으며, 내부에는 2% 정도 미반응된 잔류물이 존재함을 확인하였다. 이는 $Li_2O_2$가 분해되고 만들어진 $Li_2O$ 중 미반응된 부분이 남은 것으로 고려된다.

## 3. 결론

본 연구에서는 염폐기물 처리 중 발생하는 염소가스를 재활용 하기 위한 연구를 수행하였다. HSC 프로그램을 활용하여 선정된 $Li_2O_2$, $Li_2O$ 물질을 활용하여 실제 탈염화 공정에서 나오는 배기가스를 사용한 염소흡착 실험을 수행하였다. XRD 및 TGA 결과로부터 파이로 프로세싱에서 재활용 할 수 있는 수준의 결과물을 얻을 수 있었다.

## 4. 참고문헌

[1] H. Park, I. Kim, Y. Cho, H. Eun, and H. Lee, Environ. Sci. Technol. 2008 42 9357-9362.

# K-SAP을 이용한 방사성 핵종을 함유 LiCl 염폐기물의 고화특성 평가

**한아름***, 이기락, 박환서
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*har0724@kaeri.re.kr

## 1. 서론

pyroprocessing 공정은 사용 후 핵연료 내에 포함되어 있는 U 및 TRU 핵종을 회수하기 위한 기술로 높은 핵비확산성으로 주목받고 있다. Pyroprocessing에는 연속된 전기화학 공정이 포함되어며, 전기화학공정을 수해하기 위한 전해질로 다양한 종류의 알칼리 메탈 염화물이 사용되고 있다. 전해질로 사용된 알칼리메탈 염화물들은 공정이 진행된 후에는 방사성을 핵종을 함유하게 되어 방사성 폐기물로 처리하여야 하는데, 높은 반응성 때문에 처리하기 힘든 폐기물로 고려된다. 이러한 문제를 해결하기 위하여 본 연구팀에서는 무기합성 복합체(SAP: $SiO_2$-$Al_2O_3$- $P_2O_5$)를 개발하였으며, 안정한 고화체를 제조하는데 성공하였다. 하지만 기존의 SAP 제조 법 및 고화체 제조 공정의 경우 상용으로 적용하기에 몇 가지 문제점을 가지고 있다. 기존의 SAP은 Sol-gel을 사용하여 대량 생산에 적합하지 않으며, 사용도는 전구체의 가격적인 부담을 가지고 있다. 뿐만 아니라 조성의 변화에 있어 너무 민감한 반응을 일으켜 폐기물 처리를 위한 고화체의 특성으로는 부적합한 면이 있다.

이와 같은 문제점을 해결하기 위해 본 연구에서는 K-SAP을 개발하여 기존 SAP의 염폐기물 고화 공정을 단순화하며 경제적인 고화체 제작법을 제안하였다. LiCl 염폐기물을 사용하여 균질한 고화체를 제작하였으며, 제작된 고화체의 물질특성을 분석하였다.

## 2. 본론

### 2.1 실험방법

K-SAP은 최적의 조성 조건의 고화도출과 핵종의 적합성을 위해 2가지 실험으로 나누어 진행하였다. 각 원소의 전구체로 $SiO_2$, $Al(OH_3)$, $(NH_4)H_2PO_4$, $B_2O_3$, $Fe_2O_3$를 사용하였다. 각 전구체들을 목표한 비율로 혼합한 후 열처리 과정을 거쳐 K-SAP을 제작하였다.

제조된 K-SAP과 LiCl을 4:1(K-SAP4), 2:1(K-SAP2), 1.5:1(K-SAP1.5), 1:1(K-SAP1) 비율로 혼합하여 산화분위기에서 반응시켜 탈염화 한 후, 반응물을 산화분위기 1300℃ 열처리하여 고화체로 제조하였다. 또한 방사성 모의 핵종의 영향을 보기 위하여 LiCl salt에 $SrCl_2$, CsCl을 비율별로 혼합하여 고화체를 같은 방법으로 제작하였다.

합성된 결과물들은 물질 특성 분석을 위하여 XRD, SEM, TGA 등을 수행하였다.

### 2.2 실험결과

K-SAP의 조성은 기존의 U-SAP의 조성을 유지하였다. 합성된 K-SAP은 $SiO_2$ 입자에 Al과 P가 산화물 형태로 균일하게 코팅된 형상을 보이고 있다.

Fig. 1은 LiCl 함량 변화에 따른 탈염화 결과물의 TGA 분석을 실시한 결과이다. K-SAP2와 K-SAP4의 경우 1% 이하의 무게변화를 보이고 있다. 이는 탈염화가 잘 이루어 졌음을 보여준다. LiCl의 비율이 증가함에 따라 탈염화가 잘 이루어지지 않음을 알 수 있다. K-SAP1의 경우 15%의 무게감량을 보이고 있다. 각 비율별의 탈염화 결과물에 대한 XRD 분석결과를 Fig. 2에 나타내었다. XRD 결과 또한 탈염 특성에 따라 변화를 보이고 있다. K-SAP1 에서는 LiCl과 lithium chloride borate 픽을 나타내고 있지만 K-SAP1.5부터 픽이 사라진다.

Fig. 3는 제작된 고화체의 형상을 나타내고 있다. 균일한 고화체가 제작되었다. 제작된 고화체의 XRD분석결과를 Fig. 4에 나타내었으며 특별한 peak이 나타나지 않아 균일하게 무결정질의 고화체가 제작되었음을 알 수 있다. 다만 K-SAP1.5에서만 $Li_3PO_4$ 픽을 보이고 있는데 이는 LiCl의 비율이 높아 K-SAP과 미반응된 Li이 결정을 형상한 것으로 고려된다.

K-SAP2를 제작한 같은 방법으로 $SrCl_2$ 와 CsCl 핵종을 함유한 고화체를 제작하였다. Fig. 5에 고화체 이미지를 나타내었다. 핵종의 비율이 달라짐에도 균일한 고화체를 합성할 수 있었으며, 같은 방법으로 분석을 수행하였다.

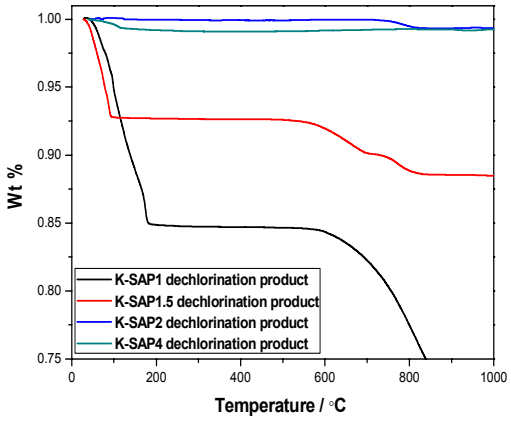



Fig. 1. TGA results of K-SAP dechlorination products.

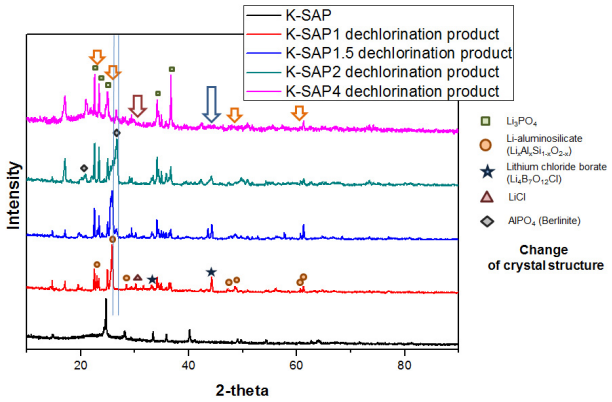



Fig. 2. XRD results of K-SAP1,K-SAP1.5, K-SAP2 and K-SAP4 dechlorination products.

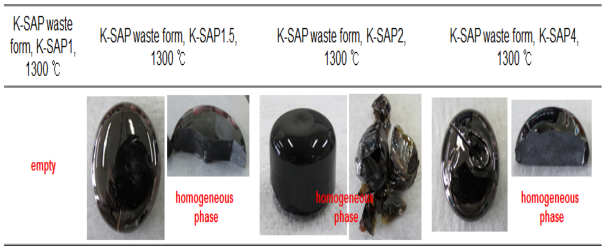



Fig. 3. Images of vitrification product with effect of composition (K-SAP waste form, 1300℃).

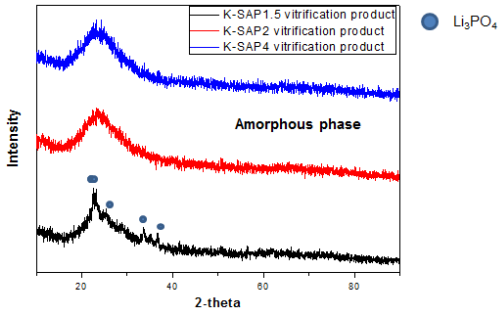



Fig. 4. XRD results of K-SAP1.5, K-SAP2 and K-SAP4 vitrification products.




Fig. 5. Images of vitrification product with $SrCl_2$ and CsCl.

## 3. 결론

본 연구에서는 기존의 U-SAP을 바탕으로 하여 K-SAP의 염폐기물 조성 변화를 통해 탈염화 반응 및 고화 특성을 살펴보았다. 경제적인 전구체를 활용하여 단순화된 공정으로 고화체의 제작에 성공하였다. 완성된 고화체의 특성을 분석하기 위하여 추가적인 침출특성 분석 및 물리적 특성 분석 연구가 수행되어야 할 것으로 고려된다.

## 4. 참고문헌

[1] H. -S. Park, I. -T. Kim, Y. -J. Cho, H. -C. Eun and H. -S. Lee, "Stabilization/ Solidification of Radioactive Salt Waste by Using $_xSiO$-$_yAl_2O_3$-$_zP_2O_5$ (SAP) Material at Molten Salt State", *Environ. Sci. Technol.*, 42, 9357～9362 (2008).

# 자기장 제염장치의 제염방법에 따른 제염효율 분석

**박형민**[1*], 한상욱[2], 박수리[2], 홍용호[1], 김병직[2]
[1](주)액트, 대전광역시 유성구 테크노 1호
[2]숭실대학교, 서울특별시 동작구 상도로 369
*saintzeno@actbest.com

## 1. 서론

전 세계 원자력이용시설에서 발생하는 금속방사성 폐기물의 양은 해마다 증가하고 있다. 대형 금속방사성폐기물의 경우, 증기발생기 880기, 원자로헤드 440기가 2060년까지 교체되어 금속방사성폐기물로 발생될 전망이며, 그 밖의 소형 금속방사성폐기물도 동일하게 증가하는 추세에 있다[1]. 원자력의 이용에 따라 필연적으로 발생하는 방사성폐기물은 특성상 국민보건과 국토환경보전을 목표로 장기적으로 안전하게 관리되어야 한다. 원자력발전소 운영뿐만 아니라 원전의 해체 및 보수 후 발생하는 방사성 폐기물 또한 우리가 해결해야할 과제이다. 방사성폐기물의 처리비용은 매년 지속적으로 증가하고 있어 방사성 폐기물의 제염 및 재활용의 중요성이 매우 커지고 있다[1-5]. 우리나라의 경우 원자력이용 시설에서 발생하는 금속방사성폐기물은 현재 증기발생기 8기와 원자로헤드 1기가 교체되어 보관중이며, 2035년까지 증기발생기 52기가 교체예정에 있다. 그 밖의 소형 금속방사성폐기물 발생량도 지속적으로 증가하고 있다. 따라서 전체 금속방사성폐기물의 처분비용 절감을 위한 금속방사성폐기물 제염을 통한 재활용과 규제해제 목적으 자체처분 중요성이 크게 부각되고 있다[6]. 또한 금속류 방사성폐기물의 오염형태는 방사화 된 금속류, 핵분열생성물과 부식생성물에 의해 오염된 금속류들에서 오염제거가 가능한 유리성 표면오염과 오염제가는 가능하지만 제염방법 적용이 어려운 미세한 틈새에 오염된 고착성 오염 등으로 분류할 수 있다.

## 2. 본론

### 2.1 금속 방사성폐기물 제염

금속의 표면오염은 표면의 물리적 충격을 가해 유리성 표면오염물을 제거하는 방법으로서, 여러 가지의 제염방법이 있다. 본 연구에서는 기존의 건식 자기장 제염과 반습식, 습식 자기장 제염 효율에 대한 비교 실험을 하였다.

#### 2.1.1 자기장 제염

금속방사성폐기물의 제염계수 값을 산출하기 위해 모의시편으로 실험하였고, 모의시편은 STS304 파이프에 유성페인트로 코팅 하여 페인트의 무게로 자기장 제염 전, 후 모의시편 무게를 측정하였다.

### 2.2 실험 방법

N극과 S극을 띄는 영구자석 원형 판을 빠른 속도로 회전시키면 자성 핀이 N극과 S극이 교차하면서 자성 핀이 튀게 되는데, 이 때 자성 핀이 튀는 힘으로 파이프에 물리적 충격을 가하는 방법이다. 자기장제염장치의 특성은 아래 Table 1과 같다.

Table 1. The specifications of the magnetic field device

| Classification | Session |
|---|---|
| Size | 670 mm(L) × 670 mm(W) × 650 mm(H), Aluminum |
| Motor | AC 7.5 kW, 60 Hz(3,600 rpm) |
| Permanent magnet | Fe-Nd-B (Max 0.45 Tesla), 30 mm(φ) × 10 mm(T) |
| Permanent magnet disk | 600 mm(φ) × 10 mm(T), Aluminum |
| Abrsion pin | 1 mm(φ) × 5 mm(L), Stainless steel 304 pin |

모의시편인 STS304 파이프를 10 cm 길이로 각각 자른 후 페인트 코팅 전, 후 무게를 측정한다. 그리고 건식, 반습식, 습식 세 가지 방법으로 자기장 제염장치를 각각 20분씩 제염을 한 후 무게를 측정하여 페인트 코팅 후 무게와 제염 후 무게를 측정하여 페인트의 무게로 제염계수를 산출하였다.

#### 2.2.1 건식 자기장 제염

건식 자기장 제염 방법은 자기장 제염부 안에 제염 대상물과 연마핀으로 제염하는 방법이다. 건식 자기장 제염의 장점은 2차 폐기물이 거의 없기 때문에 2차 폐기물 처리비용을 최소로 제염할 수 있는 방법이지만, 실험결과 제염계수값이 3.1로써 습식 자기장 제염계수값인 4.4와 비교 시 25% 낮았다.

2.2.2 반습식 자기장 제염

건식제염에 비해 2차 폐수가 발생하는 반습식 자기장 제염방법은 자기장 제염부에 핀이 물에 잠기지만, 제염 대상물은 물에 완전히 잠기지 않을 만큼의 높이로 제염부 바닥으로부터 2 cm 높이로 물을 채워서 제염하는 방법이다. 반습식 제염계수 값은 실험결과 4.1로써 건식 제염에 비해 제염효율은 20% 높았으며 습식 자기장 제염계수값 4.4와 비교시 20% 낮았다.

2.2.3 습식 자기장 제염

습식 자기장 제염방법은 자기장 제염부에 핀과 제염 대상물까지 물에 잠기도록 물을 채워 제염하는 방법이다. 실험결과 건식, 반습식 제염과 비교시 제염계수값이 4.4로써 제염효율이 제일 좋으나 제염 후 2차 폐수가 다량 발생하여 2차 폐수 처리를 해야 한다.

### 2.3 실험 결과

건식, 반습식, 습식 세 가지 방법으로 자기장 제염을 하였다. 각각 제염을 할 때 5 분 씩 총 20 분간 제염할 하고, 5 분마다 제염계수를 구하기 위해 무게를 측정하였다. 자기장 1800 RPM에서 세 가지 방법의 제염계수는 아래 Fig. 1과 같다.

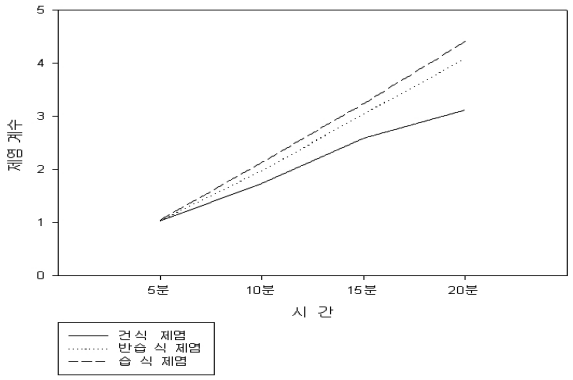



Fig. 1. Compare decontamination coefficient of the magnetic field decontamination method.

## 3. 결론

제염대상물을 똑같은 조건인 페인트 코팅 후 건식, 반습식, 습식 세 가지 방법으로 자기장 제염방식의 제염효율을 비교하였다. 제염효율은 습식, 반습식, 건식 순으로 제염효율이 좋았으나, 습식과 반습식은 2차 폐수가 발생하는 단점이 있다. 하지만, 2차 폐수는 산이나 염기성 폐액이 아닌 일반 용수로 화학처리를 할 필요는 없다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부 및 정보통신산업진흥센터의 ICT융합고급인력과정 지원사업의 연구결과로 수행"(IITP-2015-H8601-15-1001) 되었고, 중소기업청에서 지원하는 2015년도 산학협력 기술개발사업(No. 201413201503)의 연구수행으로 인한 결과물임을 밝힙니다.

## 5. 참고문헌

[1] MOST, "Strategy Establishment in Preparedness of Upcoming Nuclear Facility D&D Technology Needs", (2012).

[2] International Atomic Energy Agency, "Methods for the minimization of radioactive waste from decontamination and decommissioning of nuclear facilities", Technical reports series, No.401, (2001).

[3] T. P. Valsala, S. C. Ror, J. G. Shah, J. Gabriel, R. Kanwar and V. Venugopal, "Removal of Radioactive Cesium from Low Level Radioactive Waste(LLW) Streams using Cobalt Ferrocyanide Impregnated Organic Anion Exchanger", Journal of Hazardous Materials, 1148-1153, (2009).

[4] L. A. Nieves, S. Y. Chen, E. J. Kohout, B. Nabelssi, R. W. Tilbrook and S. E. Wilson, "Analysis of Disposition Alternatives for Radioactively Contaminated Scrap Metal", Journal of the Franklin Institute, 1089-1103, (1998).

[5] "Separation of Rare Metal Fission Products in radioactive Wastes in New Directions of their Utilization", Progress in Nuclear Energy, 462-471, 2005.

[6] 홍용호, 박수리, 한상욱, 김병직, "소형 금속방사성폐기물 제염장치 개발", 방사성폐기물학회지, 12(1), 79-88 (2014).

# 해수 및 담수 조건의 $^{137}Cs$ 오염수를 처리하기 위한 기능성 제올라이트 합성 및 특성 연구

**김지민**[1,2], 이근영[1], 이일희[1], 김광욱[1], 정동용[1], 문제권[1], 현재혁[2*]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 99번길
*jayhh@cnu.ac.kr

## 1. 서론

동 일본 쓰나미로 인한 후쿠시마 원전 사고 당시 냉각수로써 사용된 해수 및 담수가 방사성원소로 오염되어 대용량의 방사성 폐액이 발생하였다. 일본에서는 발생 폐액으로부터 방사성핵종을 제거하기 위한 처리 공정을 현재까지 가동 중에 있다. 우리나라는 에너지 수급에 있어 원자력 시설의 의존도가 30% 정로도 높은 수준이기에 비정상 원전 사고에 대한 철저한 대비가 요구된다.

본 연구에서는 비정상 원전 사고 시 발생할 수 있는 Cs 오염수를 대상으로 흡착(adsorption) 처리 기술에 적용 가능한 최적 물질의 합성 및 Cs 제염 효율 평가를 목표로 하고 있으며, Cs을 선택적으로 제거하는 zeolite와 metal ferrocyanide 물질들이 갖는 단점을 상호 보완하기 위한 복합체를 합성하고, 합성 방법을 개선하고자 하였다.

## 2. 본론

### 2.1 흡착제 합성 및 물성분석

본 실험을 위하여 사전 문헌연구와 기초실험을 통해 $^{137}Cs$ 흡착에 매우 탁월한 potassium cobalt (Ⅱ) ferrocyanide(PCFC)를 chabazite(CHA)에 함침 시켜 복합 흡착제(CHA-PCFC)를 합성하였고, 합성 과정 중 증류수 또는 아세톤을 이용한 세척 과정을 반복하였다. 합성된 흡착제는 에너지분광분석(EDS)를 통하여 구성 성분을 분석하였고, 주사전자현미경(SEM)을 이용하여 입자 형태를 확인하였으며, X선 회절 분석(XRD)을 통해 광물상 분석을 수행하였다.

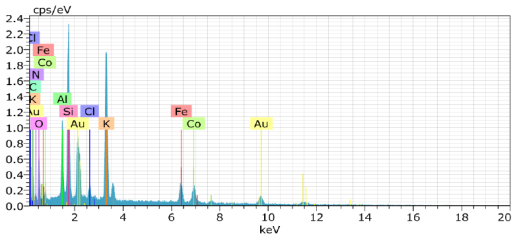



Fig. 1. EDS result of synthesized CHA-PCFC.

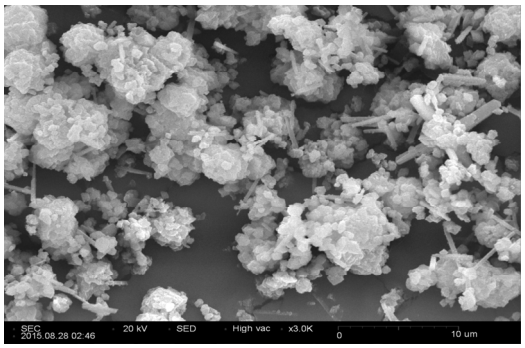



Fig. 2. SEM image of synthesized CHA-PCFC.

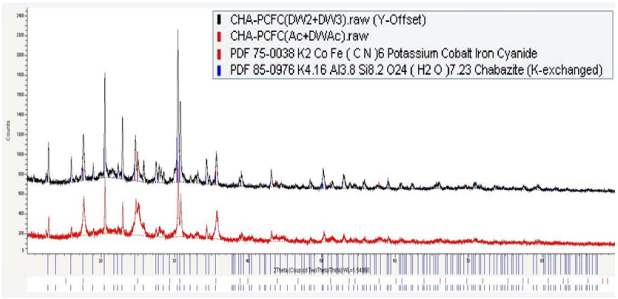



Fig. 3. XRD peak of synthesized CHA-PCFC.

### 2.2 흡착실험

합성 과정에서 세척 용액 및 세척 횟수에 변수를 두고 얻어진 흡착제들을 이용하여 Cs 흡착 실험을 진행하였다. 흡착 실험은 2 시간 동안 교반시킨 후 채취한 용액 내 Cs 농도를 분석하여 흡착 효율(adsorption yield, %)을 계산하였으며, 용액 내 Cs 농도를 분석하기 위하여 Atomic Absorption Spectrometer 또는 Multichannel Analyzer를 이용하여 정량하였다.

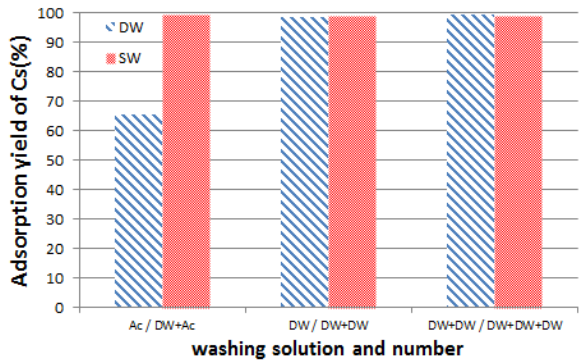
### 2.3 결과 및 토의

합성한 복합 흡착제의 EDS 분석 결과 CHA-PCFC는 chabazite 내 Si, Al 성분이 PCFC 구성 성분인 Co, Fe 등과 함께 존재함을 확인하였고 (Fig. 1), XRD 분석 결과 또한 potassium chabazite와 potassium cobalt ferrocyanide가 시료에 공존하고 있음을 확인하였다 (Fig. 3). 이를 통해 CHA-PCFC가 성공적으로 합성되었다는 사실을 알 수 있었다.

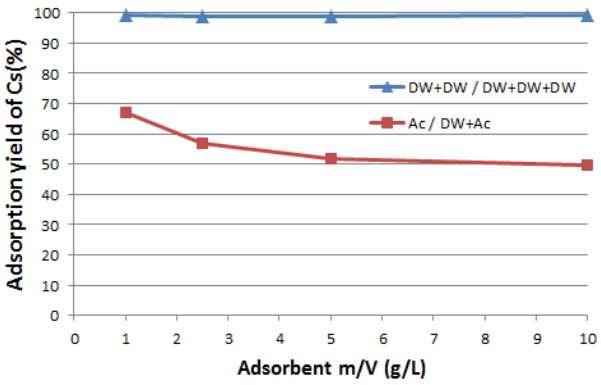
세척방법에 따라 흡착제의 PCFC 함유량이 달라진다. Fig. 4는 CHA-PCFC를 합성하는 과정에서 세척방법에 따라 얻어진 흡착제의 Cs 흡착 효율을 비교한 결과로써, 해수 조건에서의 Cs 흡착 효율은 서로 유사한 수준의 제거효율(m/V=1에서 99%)을 보였지만, 담수 조건에서는 아세톤을 이용하였을 때(m/V=1에서 66%)보다 증류수만을 이용하여 세척하였을 때 얻어진 흡착제가 높은 제거효율(m/V=1에서 99%)을 보인다. 또한, 다양한 m/V 비에 따른 제거효율을 비교한 결과에서 아세톤을 이용하여 세척하였을 때, m/V의 비가 증가할수록 제거효율이 감소하는 것을 알 수 있다. 이러한 사실은 CHA-PCFC 합성 후 Cs 흡착 제거를 위해 오염수를 처리하는 동안 흡착제로부터 Cs을 이미 흡착한 나노 크기의 PCFC 입자가 액상으로 분리되어 고액분리 효율이 감소하면서 Cs 제거효율에 영향을 미친 것으로 보인다.

세척 용액으로 증류수를 사용하고, 세척 횟수를 변화시킨 경우는 해수와 담수 두 조건 모두 흡착 효율은 서로 유사한 수준(m/V=1에서 99%)으로 나타나지만, 세척 횟수를 증가시켜 줌으로써 CHA-PCFC에 비교적 불안정한 상태로 합성된 PCFC가 상당 부분 제거된 것으로 생각된다. 이를 통해 합성 과정에서 증류수를 이용한 충분한 세척이 필요함을 확인하였다.

PCFC는 Cs의 선택적 흡착에 매우 높은 효율을 갖지만, 입자가 작아 고액분리가 어렵다는 문제로 단독으로 적용하기에 어려움이 있다. 따라서 CHA-PCFC 형태의 복합체를 통해 입자크기를 조절할 수 있고, 합성 과정에서 불안정한 형태의 PCFC의 제거시킴으로써 상호보완 효과의 향상을 기대할 수 있다.




(A) $^{137}$Cs removal % (m/V=1g/L, in DI water and Seawater)




(B) $^{137}$Cs removal % (m/V=1~10g/L, in DI water)

Fig. 4. $^{137}$Cs adsorption yield % of various washing methods.

## 3. 결론

복합 흡착제 합성 과정에서 증류수를 이용한 세척 및 세척 횟수의 증가를 통해 해수 및 담수 조건에서 사용 가능한 흡착제 합성이 가능했다. $^{137}$Cs의 선택적 흡착에 의한 높은 제거효율을 유지하면서, 고액분리 효율을 개선할 수 있어 방사성 Cs 오염수 처리를 위한 CHA-PCFC 흡착제의 적용 가능성을 확인하였다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력 연구개발 중장기 계획 사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

## 5. 참고문헌

[1] 이근영, 박민성, 이일희, 김광욱, 정동용, 문제권, “Cs 오염수 처리를 위한 hybrid 흡착제의 합성과 특성 연구”, 한국방사성폐기물 학회 2014 춘계학술발표회 논문요약집, 12(1), 243-244, 5.7~9, 2014, 평창.

[2] H. Mimura, M. Kimura, K. Akiba, Y. Onodera, “Selective Removal of Cesium from Sodium Nitrate Solutions by Potassium Nickel Hexacyanoferrate Loaded Chabazites”, Separation Science and Technology, 34(1), 17-28, (1999).

# 폐 피복관 부피감용을 위한 SS-Zr계 금속폐기물고화체 합금의 미세조직 및 특성 연구

**장선아**[1*], 한승엽[1], 박환서[1], 김종우[2], 신상용[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]울산대학교, 울산광역시 남구 대학로 93
*sajang@kaeri.re.kr

## 1. 서론

폐 피복관은 사용후핵연료의 재활용을 위해 핵연료 봉을 집합체를 해체하여 탈 피복하는 과정에서 발생한다. 국내 개발 중인 전기화학적 처리법인 파이로 공정에서 발생하는 폐 피복관은 핵연료 물질 대비 약 24.5wt% 정도의 높은 비율을 차지하며, 사용후핵연료집합체 중 핵연료 물질을 제외한 공정 폐기물 중에서는 약 62wt% 정도의 높은 비율을 차지한다[1]. 이러한 폐 피복관 폐기물은 주요 폐기물 중에서 대부분을 차지하기 때문에 가장 높은 부피비를 갖고 있고, 따라서 안정성 및 경제성을 고려한 부피감용 기술 개발이 필수적이다.

한편, 1990년대 초반부터 미국에서는 EBR-II 핵연료 봉의 폐 피복관 처분을 위한 SS-Zr계 금속고화체합금 개발을 진행하고 있다. 특히 SS-15Zr 용융 금속고화체 기술개발은 SS(stainless steel) 폐 피복관을 용융하여 합금화한 뒤, 금속고화체 형태로 처분하게 되면 이론 밀도에 근접한 부피감용 효과를 얻을 수 있는 것으로 알려져 있다.[2] 또한 금속고화체 합금 조성 조절을 통해 재처리공정시 주로 음극 잔류물(anode sludge)에 포함되는 귀금속 원소, 우라늄 및 금속계 산화물들을 내부에 고정화 할 수 있다. 따라서 금속고화체 제조를 통한 폐기물 처리는 피복관을 재처리 없이 방사성물질 고정재료로 활용하는 base 합금으로 바로 적용하는 개념으로써 부피감용 효과 및 경제성에 큰 장점을 갖는다.

본 연구에서는 높은 안정성을 갖는 금속폐기물고화체 합금화 처리를 위해 SS304와 Zr의 합금 조성을 조절하여 미세조직을 분석하고, 고화체 특성을 평가하였다.

## 2. 본론

### 2.1 실험방법

Silica 도가니에 99.9% 순도를 갖는 SS 및 Zr 시료를 장입하여 진공유도용해로에 장착한 뒤, Ar 분위기 하에서 유도용해를 실시했다. 이때 열처리 온도 범위는 약 1400~1800℃ 이며, 충분히 용해된 용융물을 구리 몰드에 부어 급랭하여 시편 무게 100 g 기준으로 약 3$\phi$ x 3 cm 크기의 금속고화체를 제조하였다. 이와 같은 방법으로 Zr 함량을 11~19wt%로 조절하여 5종류의 SS-Zr계 합금을 제조하였다. 제조된 시편을 25 x 6 mm 크기의 인장시편으로 가공하여 인장시험을 실시하였고, 일부 시편을 연마하여 에탄올, HCl, $HNO_3$을 배합한 용액에 에칭한 뒤 미세조직을 관찰하였다. 또한 위치별 경도시험 및 부식시험을 진행하였다.

### 2.2 실험결과 및 고찰

SS-Zr계의 이원계 합금에 대해 Zr 함량을 조절하여 Fig.1의 5종류의 금속고화체 시편을 제조하였다. 그 중에서 SS-11Zr, SS-15Zr, SS-19Zr 을 대표로 가공하여 인장시험을 실시하였으며, 결과 값은 Table 1에 나타내었다. SS-15Zr 에서 인장강도와 연신율이 급격히 낮아져 추가적으로 열처리를 진행한 결과, 조직이 연화되어 경도는 감소했지만 인장 강도와 연신율은 각각 520 MPa, 5.5% 으로 값이 증가하는 결과를 보였다.

또한 인장 파단면을 관찰한 결과(Fig. 2(a)), SS-11Zr 경우는 작은 결정립 단위(~1 um)의 준벽개파면이 존재했고, SS-15Zr 은 dendrite로 추정되는 조직을 따라서 긴 균열이 발생했다. SS-19Zr 에서는 비교적 큰 결정립 단위(~10 um)의 벽개파면을 관찰 할 수 있었다. SS-15Zr 시편을 수직 절단하여 위치별로 Top, Middle, Bottom 으로 나누어 경도를 측정하였다. Top에서 Bottom으로 갈수록 void가 감소하고 조직이 치밀하여 경도가 증가하였고, Center에서 Edge쪽으로 갈수록 개재물 수가 증가하였다. 미세조직 분석 결과, Fig. 2(b)에서 보는 바와 같이 SS-11Zr~19Zr 로 갈수록 개재물 양이 증가하는데, 이는 Fe-Zr 상태도에 따라 intermetallic 양이 증가되기 때문인 것으로 판단된다. 따라서 Zr 함량이 증가될수록 경도가 증가하였고 center와 edge의 차이는 거의 없었다. Fig. 3는 SEM을 이

용하여 SS-15Zr 의 미세조직을 관찰 한 것이다. γ-Fe(흑색), Laves phase($ZrFe_2$)(흰색)으로 구성되어있음을 확인하였는데, 11Zr, 19Zr도 마찬가지로 두 개의 상이 존재하였다.

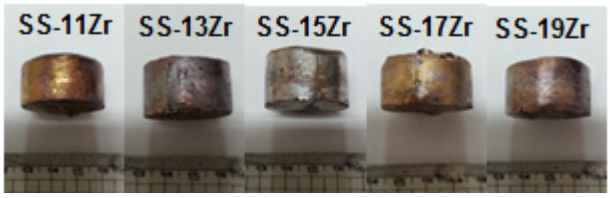



Fig. 1. Morphology of metallic waste form controlled by binary alloy element compositions.

Table 1. Physical properties of metallic waste form

| | T/S(MPa) | E/L(%) | Hardness |
|---|---|---|---|
| SS-11Zr | 425 | 7.1 | 355 |
| SS-15Zr | 113 | 3.9 | 460 |
| SS-19Zr | 447 | 6.7 | 520 |

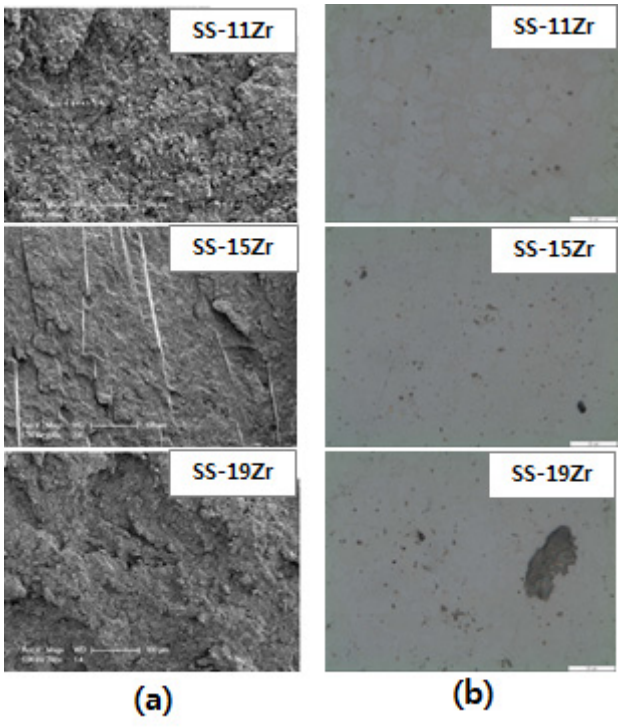



Fig. 2. (a) SEM images of fracture surface and (b) OM images of microstructure for three different compositions.

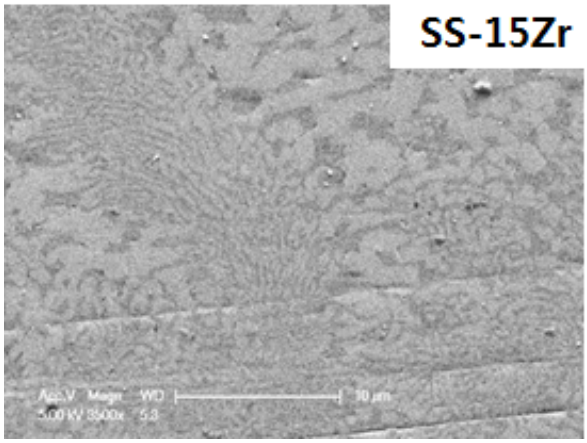



Fig. 3. Microstructure of SS-15Zr specimen.

## 3. 결론

본 연구에서는 파이로 공정에서 발생하는 폐 피복관 부피감용을 위한 금속폐기물고화체 합금의 고화성능을 테스트하기 위해 유도용융법을 통해 금속고화체 합금을 제조하였다. SS-Zr 이원계 합금을 기준으로 Zr 함량이 다른 5종류의 안정적인 고화체를 제조할 수 있었다. Zr 합금의 조성을 늘릴수록 intermetallic의 분율 및 경도가 증가하는 것을 확인하였고, 미세조직 분석을 통해 시편의 top에서 bottom으로 갈수록 조직이 치밀해지고 center에서 edge 부근으로 갈수록 개재물이 증가함을 알 수 있었다. 모든 시편들에서 주요 상은 γ-Fe 및 Laves phase($ZrFe_2$)으로 구성되어 있음을 확인하였다.

## 4. 참고문헌

[1] 강권호, 이창화, 전민구, 이유리, 최용택, 박근일, "폐 피복관 처리기술", KAERI/TR-5288/2013 (2014).

[2] D. P. Abraham, S. M. McDeavitt, J. Y. Park, "Microstructure and Phase Identification in Type 304 Stainless Steel-Zirconium Alloys", Metallugical and Materials Transactions A, 27A, 2151-2159 (1996).

# 물질통합을 이용한 금속방사성폐기물의 제염모사도표 오염경로 모사

**한상욱**[1], 박수리[1], 홍용호[2], 김병직[1*]
[1]숭실대학교, 서울특별시 동작구 상도로 369
[2](주)액트, 대전광역시 유성구 테크노 9로 35
*bjkim@ssu.ac.kr

## 1. 서론

방사성폐기물은 방사성 물질 또는 그에 의해 오염된 물질로서 폐기의 대상이 되는 물질을 말한다. 이와 관련하여 전 세계적으로 발전용 원자로의 평균 가동년수는 약 30년으로써 국내외 원전 가동년수 증가에 따른 노후화로 원전 핵심기기인 증기발생기와 원자로헤드 교체 공사가 활발히 진행 중에 있다. 원전수명이 종료되는 발전용 원자로 또한 점진적으로 증가 추세에 있으며 현재까지 노후기기 교체는 국외의 경우 2040년까지 증기발생기 약 594기가 예상되고 있고, 2060년까지 증기발생기 880기, 원자로헤드 440기가 예상된다. 국내의 경우 현재까지 교체된 노후기기 중 증기발생기 8기, 원자로헤드 1기로써 2035년까지 증기발생기 52기가 추가로 교체되어 방사성폐기물이 배출 된다. 또한 2014년 방사성폐기물 분류기준이 기존 고준위와 중·저준위로 분류되던 것이 고준위, 중준위, 저준위, 극저준위로 변경되었다. 따라서 방사성폐기물에 대한 전번적인 정책변화로 인한 전체 금속방사성폐기물의 처분비용 절감을 위한 재활용과 규제해제 목적의 자체처분 중요성이 크게 부각되고 있다[2-3].

방사성폐기물의 처리는 기체폐기물, 액체폐기물, 고체폐기물로 분류되는데, 물리적 제염 방법 중 자기장, 초음파, 용융 제염이 방사성폐기물 처리에 있어 발생되는 고체, 액체, 기체의 방사성폐기물 검출핵종 제염 경로를 알아보고자 한다. 물질통합을 이용한 제염모사도표 결과를 제염공정의 오염핵종 거동에 따른 2차 폐기물의 존재위치를 예측함으로써 2차 폐기물의 처리를 용이하게 할 수 있다 [1].

## 2. 본론

### 2.1 금속방사성폐기물의 오염제거

금속방사성 폐기물의 오염제거를 위해 적용되는 제염공정은 크게 건식과 습식이 있다. 건식 제염의 경우 제염효율이 낮거나 고비용(플라즈마 제염)이고, 습식의 경우는 화학제염공정 적용으로 효과는 높으나 다량의 2차 폐기물이 발생한다.

본 연구는 물리적 제염 방식으로 자기장 및 초음파 제염을 통한 고착성, 유리성 오염물을 제거하고, 용융제염을 통한 침투성 오염물을 제거하였다. 각각의 제염계수를 산출하여 제염모사도표에 적용하였다.

### 2.2 실험 개요

실험은 STS 304 Pipe, 두께 2 mm 원형 및 사각 모양으로 제염계수를 확인하고, 자기장제염, 초음파제염, 용융제염의 순서로 진행하였다. 제염계수는 표면에 오염이 되었다고 가정하고, 외·내부 도색 후 도색된 양(g)에 자기장 제염 후, 초음파 제염 후, 용융 제염 후, 각각 처음 질량(A)에서 남아있는 잔존량(B)으로 나눈 값(A/B)이다. 모의시편으로 실험을 진행하고, 핵종별 함량의 경우 실제 시편의 오염된 비율 평균값을 사용하였다.

#### 2.2.1 실험 과정

제염계수를 얻기 위해 실험은 길이 5~20 cm, 직경 1~3 in, 20~50 mm의 원형 및 사각 파이프를 자기장의 일정한 회전 속도에서 시간이 지남에 따라 제염을 진행하였다. 그 다음 초음파의 cavitation을 통한 제염을 진행 후 제염계수를 확인하였다. 1500℃의 용융제염을 통한 자기장, 초음파 제염에서의 잔여물을 제거하였다.

#### 2.2.2 실험 보정

자기장 제염의 제염 대상물에 대한 원형 및 사각 단면 모양에 따른 제염계수의 영향을 보정 하였다. 사각 강관의 가로x세로의 길이가 원형의 직경과 비교 할 수 있도록 다음 식(1)을 사용하였다.

$$d_e = 1.30 \times (a \times b)^{0.625} / (a+b)^{0.25} \qquad (1)$$

Equivalent diameter
$d_e$= 상당직경 (사각 직경의 원형직경 환산 계수)
a = 가로 또는 세로 길이 (mm, inches)
b = 세로 또는 가로 길이 (mm, inches)

### 2.3 제염계수를 통한 제염모사도표

자기장, 초음파, 용융 제염을 통한 제염계수의 산출 후 제염 모사 도표에 적용하였다. 실제 방사능에 오염된 파이프의 방사능 농도 평균값을 기준으로 방사능 총량은 500 Bq/g로 가정하고, 자기장, 초음파, 용융 제염계수는 각각 4, 7, 9의 제염계수 값을 산출하였다.

Table 1. Simulated decontamination of radionuclides detected

| 시편명 | 방사능 총량 | 검출 핵종 | 핵종별 함량 | 방사능량 |
|---|---|---|---|---|
| STS304 Pipe | 500 Bq/g | $Co^{58}$ | 0.24 | 120 |
| | | $Co^{60}$ | 0.40 | 200 |
| | | $Cs^{137}$ | 0.36 | 180 |

| 오염경로 비율 | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|
| 자기장제염 | | 초음파제염 | | 용융제염 | |
| gas | solid | gas | liquid | gas | solid |
| 0.30 | 0.70 | 0.10 | 0.90 | 0.40 | 0.60 |
| 0.30 | 0.70 | 0.10 | 0.90 | 0.40 | 0.60 |
| .070 | 0.30 | 0.20 | 0.80 | 0.50 | 0.50 |

핵종별 함량의 경우 실제 시편 전체의 오염된 비율 평균값을 사용하였다. 검출핵종이 $Co^{58}$, $Co^{60}$, $Cs^{137}$ 일 경우 500 Bq/g의 방사능 총량 중 $Co^{58}$의 함량이 0.24일 경우 방사능량(120 Bq/g)을 알 수 있다.

Table 2. Decontamination of magnetic, ultrasonic, melting (Bq/g)

| 검출 핵종 | 제거 방사능량 | 자기장 오염경로 예측 모사 | | | 모재 잔류 방사능량 |
|---|---|---|---|---|---|
| | | gas filter | solid sludge | liquid sludge | |
| $Co^{58}$ | 90.0 | 27.0 | 63 | 0.0 | 30.0 |
| $Co^{60}$ | 150.0 | 45.0 | 105.0 | 0.0 | 50.0 |
| $Cs^{137}$ | 154.29 | 108.0 | 46.29 | 0.0 | 25.71 |
| total | 394.29 | 180.0 | 214.29 | 0.0 | 105.71 |

| 검출 핵종 | 제거 방사능량 | 초음파 오염경로 예측 모사 | | | 모재 잔류 방사능량 |
|---|---|---|---|---|---|
| | | gas filter | solid sludge | liquid sludge | |
| $Co^{58}$ | 25.71 | 2.57 | 0.0 | 23.14 | 4.29 |
| $Co^{60}$ | 42.86 | 4.29 | 0.0 | 38.57 | 7.14 |
| $Cs^{137}$ | 22.04 | 4.41 | 0.0 | 17.63 | 3.67 |
| total | 90.61 | 11.27 | 0.0 | 79.35 | 15.10 |

| **검출 핵종** | **제거 방사능량** | **용융 오염경로 예측 모사** | | | **모재 잔류 방사능량** |
|---|---|---|---|---|---|
| | | **gas filter** | **solid sludge** | **liquid sludge** | |
| **$Co^{58}$** | 3.81 | 4.52 | 2.29 | 0.0 | 0.48 |
| **$Co^{60}$** | 6.35 | 2.54 | 3.81 | 0.0 | 0.79 |
| **$Cs^{137}$** | 3.27 | 1.63 | 1.63 | 0.0 | 0.41 |
| **total** | 13.42 | 5.70 | 7.73 | 0.0 | 1.68 |

방사능량에 실험을 통해 얻은 제염계수 값을 나누어 주면 모재 잔류 방사능량을 알 수 있다. 이는 제거방사능량이 확인 가능하고 가정한 오염경로 비율의 수치에 따라 gas filter, solid sludge, liquid sludge 의 오염경로 예측 모사가 가능하다 [4].

## 3. 결론

모의 시편을 통한 실험을 진행하였다. 방사능 총량이 500 Bq/g일 경우, 오염경로 비율에 따라 자기장 제염을 통한 모재 잔류 방사능량 105.71 Bq/g, 초음파 제염을 통한 모재 잔류 방사능량 15.10 Bq/g, 용융을 통한 모재 잔류 방사능량 1.68 Bq/g로 나타났다. Hot sample을 통한 실험을 진행하여 제염계수, 오염경로의 자기장, 초음파, 용융제염의 오염경로 비율을 정확히 파악한다면, 제염공정의 오염핵종 거동에 따른 2차 폐기물의 존재위치를 예측하여 폐기물 처리를 용이하게 할 수 있다.

## 4. 감사의 글

"본 연구는 미래창조과학부 및 정보통신산업진흥센터의 ICT융합고급인력과정 지원사업의 연구결과로 수행"(IITP-2015-H8601-15-1001) 되었고, 중소기업청에서 지원하는 2015년도 산학연협력 기술개발사업(No. 201413201503)의 연구수행으로 인한 결과물임을 밝힙니다.

## 5. 참고문헌

[1] 홍용호, “물질통합을 활용한 효율적 금속 방사성폐기물 제염방법 연구”, 박사학위논문 (2014).

[2] MOST, Strategy Establishment in Preparedness of Upcoming Nuclear Facility D&D Technology Needs, (2012).

[3] 홍용호, 박수리, 한상욱, 김병직, 소형 금속방사성폐기물 제염장치 개발, Journal of Nuclear Fuel Cycle and Waste Technology, Vol. 12, No. 1, 79-88, (2014).

[4] 한상욱, 박수리, 홍용호, 박형민, 김병직 ‘‘제염모사도표를 이용한 제염계수 및 방사능 오염경로 추적’ 한국방사성폐기물학회학술발표회, (2014).

# Inconel-600의 부식에 미치는 환원 제염제의 영향

**정준영**[1,2,*], 박상윤[1], 원휘준[1], 최왕규[1], 문제권[1], 박소진[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]충남대학교, 305-764 대전광역시 유성구 대학로 99
*jjy87@kaeri.re.kr

## 1. 서론

원자력 발전소의 PWR 일차계통의 내부는 화학 제염제에 의한 제염에 의해서 표면의 산화막 뿐만 아니라 모재까지도 부식되어 손상될 수 있는 가능성이 존재한다[1]. 모재의 부식을 최소화하기 위해서는 제염제에 의한 원전 재료의 부식특성을 확인하고 개선하는 것이 필요하다.

본 연구에서는 PWR 증기발생기의 주재료인 Inconel-600을 대상으로 하여 여러 환원제염제를 적용하였을 때 나타나게 되는 부식특성을 확인하였다. 환원제염제는 상용 제염제인 Oxalic acid 용액 제염제와 기존 제염제의 부식 문제점을 개선하기 위해 개발된 제염제인 HYBRID[2]를 대상으로 하여 부식실험을 수행하였으며 crevice형태의 시편을 대상으로 여러 pH조건의 제염제에서 부식실험을 수행하였다.

## 2. 본론

### 2.1 실험방법

실험에 사용된 시편은 20 mm × 20 mm × 2 mm의 크기로 가공한 것을 사용하였다. 시편의 부식이 가속화 될 수 있도록 600℃에서 열처리를 진행하였고 시편의 모든 면은 #1200의 사포로 polishing 하였다. 시편에 약 지름 3 mm로 구멍을 뚫어서 두 개의 시편이 겹쳐지게 놓고 한쪽 끝에 얇은 1 mm 두께의 테프론 시트를 댄 후 나사로 조여서 두 시편이 비스듬하게 틈을 두고 겹쳐진 형태가 되도록 제작한 Inconel-600과 304 stainless steel 재질의 crevice 시편을 실험에 사용하였다. 실험의 대상이 되는 환원제염제는 Table 1에 나타내었다. 실험은 각 시편을 95℃ 온도로 유지된 각 제염제에 20 시간 동안 부식시키는 방법으로 수행되었다. 이때 시편을 넣기 전에 약 30 분간 $N_2$ purge를 해서 용액 내부의 산소 농도를 떨어뜨린 후에 실험을 진행하였다. 각 제염제에 대한 부식실험을 수행하였으며, HYBRID와 부식이 가장 심한 Oxaic acid 용액을 대상으로 pH 1.76~3.5사이의 범위에서 부식실험을 수행하였다.

Table 1. Chemical condition for corrosion test

| Decontamination Agent | Typical Formulations |
|---|---|
| Oxalic acid solution | 15.84mM oxalic acid (pH=1.76) |
| CITROX | 9.03mM oxalic acid + 18.29mM Citric acid (pH=3.0) |
| HYBRID | 0.07M $N_2H_4$+0.5mM$Cu^{2+}$ (pH=3.0) |

### 2.2 실험결과 및 토의

실험 후에 시편의 표면을 OM(Optical Microscope)으로 관찰하였다. Fig. 1은 각 제염제에서 부식된 crevice 시편의 표면을 OM으로 분석 관찰한 것이다. Oxalic acid 용액에서 실험한 시편의 경우에 pitting과 IGA가 발견되었다. CITROX에서도 다수의 pitting이 발견되었으며 HYBRID에서는 초기 시편과 동일한 깨끗한 표면이 관찰되었다.

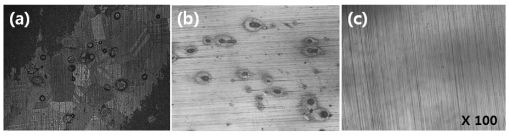



Fig. 1. Optical Photographs of Inconel-600 after corrosion test under reductive decontamination solution (a)oxalic acid solution (b)CITROX (c)HYBRID.

Fig. 2는 pH별로 실험한 Oxalic acid 용액과 HYBRID에 대한 부식의 결과로, 측정된 weight loss를 통해서 부식율(mil/h)를 계산하여 정리한 결과이다. Oxalic acid 용액의 경우에 Inconel-600에 적용하였을 때에는 pH의 변화에 관계없이 비슷한 부식율을 나타내었다. HYBRID에서 실험하였을 경우에는 pH에 상관없이 0에 가까운 부식율을 나타내었다.

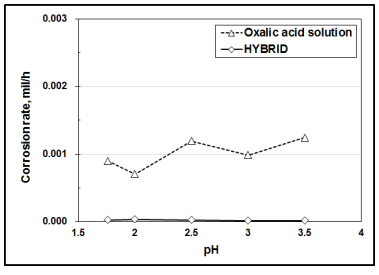
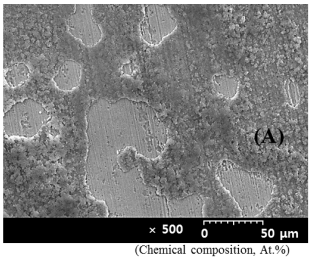



Fig. 2. Effect of pH on corrosion rate of Inconel-600 after corrosion test under Oxalic acid solution and HYBRID.

Oxalic acid 용액에서의 부식율은 HYBRID에 비해 높게 나타났지만 pH의 변화에도 부식율이나 표면의 부식이 유사하게 나타났으며 이러한 원인을 확인하고자 SEM-EDX를 이용하여 부식 산화막의 표면을 분석하였으며 Fig. 3에 나타내었다. 표면분석결과 표면에 산화물이 덮여있으며 해당물질의 조성이 Ni oxalate($NiC_2O_4$)와 같은 것을 확인하였다.




(Chemical composition, At.%)

| Material | Ni | Cr | Fe | O | C | Total |
|---|---|---|---|---|---|---|
| Point (A) | 14.29 | 2.70 | 2.08 | 56.78 | 24.14 | 100 |
| $NiC_2O_4$ | 14.29 | 0 | 0 | 57.14 | 28.57 | 100 |

Fig. 3. SEM Photograph of Inconel-600 crevice surface corroded in OA solution at pH = 1.76 (Table shows chemical compositions of point A and $NiC_2O_4$).

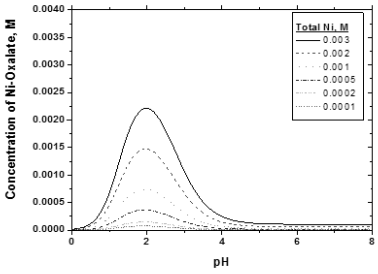



Fig. 4. Effect of total metal ion concentration on the Ni-oxalate distribution as a function of pH.

Ni oxalate의 형성범위를 화학열역학적 분석을 통해 알아보고자 하였으며 Inconel-600의 주성분인 Ni의 해리상수와 HySS 2000[3]를 이용하여 oxalic acid에서 Ni이 존재할 때 Ni oxalate가 형성될 수 있는 조건을 확인하였고 Fig. 4에 나타내었다. Ni이 대부분의 pH영역에서 oxalate를 형성하는 것을 나타났으며 Ni의 농도가 높을수록 더 잘 형성되는 것을 확인하였다. Inconel-600이 Ni외에 Fe와 Cr등으로 이루어진 합금이기 때문에 Ni oxalate을 형성이 Fig. 4와 일치하다고 보기는 어렵지만 crevice와 같은 경우 용액의 정체에 따른 농축효과가 금속이온의 농도를 증가시켜 Ni oxalate가 형성될 수 있다는 것을 유추할 수 있다.

## 3. 결론

실험 결과 Oxalic acid 용액 > CITROX > HYBRID의 순서로 부식이 많이 발생됨을 확인하였다. Oxalic acid 용액을 제염제로 사용할 경우에는 pH에 상관없이 유사한 부식이 발생하며 이러한 원인이 crevice 내부에 정체된 다량의 금속이온에 의해 Ni oxalate가 표면에 형성되어 가속부식을 억제하기 때문인 것으로 추측된다. 이러한 현상이 타나날 경우 표면에 대한 제염을 방해하는 효과가 나타날 수 있는 문제점을 야기할 것으로 예상된다. HYBRID에서는 pH가 1.76에서도 부식이 관찰되지 않아 상용 제염제에 비해 낮은 pH에서도 재료건전성이 높다는 것을 확인할 수 있었다

## 4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

## 5. 참고문헌

[1] D Bradbury, “Review of Decontamination Technology Development 1977-2000", Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems 8, BNES, 2000.

[2] H. J. Won, W. S. Lee, C. H Jung, S. Y. Park, W. K. Choi, J. K. Moon, “A Feasibility Study on the Decontamination of Type 304 Stainless Steel by N2H4 Base Solution”, Asian Journal of Chemistry, Vol. 26, No. 5, 2014.

[3] Alderighi L, Gans P, Ienco A, Peters D, Sabatini A, Vacca A, “Hyperquad simulation and speciation (HySS): a utility program for the investigation of equilibria involving soluble and partially soluble species”, Coordination Chemistry Reviews, 184, 311-318, 1999.

# U-SAP 조성에 따른 LiCl 염폐기물 고화체의 미세구조변화 및 침출특성 영향 평가

**김나영***, 조인학, 이기락, 최정훈, 은희철, 박환서, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kny@kaeri.re.kr

## 1. 서론

한국원자력연구원에서는 사용후핵연료로부터 U 및 TRU 등의 금속을 회수하여 SFR(Sodium Fast Reactor)의 연료로 재사용하여, 고방사성 폐기물의 발생량 및 처분면적을 줄이는 목적으로 파이로프로세싱공정을 개발하여 현재 공학규모 공정장치 시험 및 성능검증을 수행중에 있다. 이러한 파이로프로세싱 공정에서는 Cs과 Sr등의 핵종들을 함유한 LiCl 염폐기물과 희토류 방사성 핵종들을 포함하고 있는 공융염폐기물이 발생하는데 이러한 폐기물들은 물에 대한 용해도가 높아 모두 안정한 형태로 고화 처리된 후 최종 처분되어야 한다. 본 연구팀에서는 이러한 염폐기물을 안정한 형태의 고화체로 제조하기 위하여 합성무기복합체(SAP: $SiO_2$-$Al_2O_3$-$P_2O_5$)를 제조하여 금속염화물 형태의 염폐기물을 탈염화 반응을 거쳐 열적으로 안정한 생성물로 전환한 후 유리매질과 함께 소결하여 안정한 고화체를 제조하는 기술을 개발하였으며[1,2], 현재에는 부가적인 유리매질의 주입 없이 탈염화 반응 후 바로 고화를 수행할 수 있는 조성이 조정된 합성무기복합체(U-SAP: Universal SAP)을 개발하여 염폐기물 고화공정을 단순화하고자 하였다. 이러한 U-SAP은 조성과 반응비 및 제조조건에 따라 미세구조와 내침출특성이 변화할 수 있으며, 이에 대한 영향을 확인하는 것이 필요하다.

본 연구에서는 U-SAP의 조성을 변화시키면서 LiCl 염폐기물의 고화특성을 평가함으로써, 건전성과 균질성이 높은 고화체를 제조하기 위한 U-SAP의 조성조건을 평가하고자 하였다.

## 2. 본론

### 2.1 실험방법

무기복합체 U-SAP의 원료물질로서 tetraethyl orthosilicate (TEOS), aluminium(III) chloride ($AlCl_3$), phosphoric acid ($H_3PO_4$), $FeCl_3$ 그리고 boric acid를 사용하여, 에탄올/증류수에 녹인 혼합물을 솔젤법으로 70℃의 전기오븐에서 겔화시켰다. 70℃에서 약 3 일간 숙성하고, 90℃ 및 110℃에서 약 4 일간 서서히 건조시킨 후, 650℃에서 약 12 시간 열처리하여 제조하였다. 본 연구에서 제조된 U-SAP의 조성은 각 원소 산화물의 비로 조정하였으며, Table 1에 나타내었다. Table 1에 나타낸 U-SAP의 기준조성은 이전의 연구결과에서 설정된 조성[3]을 바탕으로 $Al_2O_3$과 $B_2O_3$의 조성을 11~23wt%와 5~17wt%로 각각 변화시켜 고화체의 형구학적 특성 및 침출특성을 평가하고자 하였다. 시험에 사용된 모의 염폐기물은 LiCl 90wt%, CsCl 6.8wt%, $SrCl_2$ 3.2wt% 조성을 가진 것이며, 고화체를 제조하기에 앞서 제조된 다양한 조성의 U-SAP을 이용하여 650℃에서 모의 염폐기물의 탈염화반응을 수행하였으며, 탈염화반응 후 얻어진 시료를 환원분위기하 1150℃에서 4 시간 동안 열처리하여 고화체로 제조하였다.

Table 1. Compositions of U-SAP used in this study

| Test No. | | $SiO_2$ | $Al_2O_3$ | $P_2O_5$ | $B_2O_3$ | $Fe_2O_3$ |
|---|---|---|---|---|---|---|
| Standard | A | 45 | 17 | 25 | 11 | 2 |
| Al | B | 42 | 23 | 23 | 10 | 2 |
| | C | 43 | 20 | 24 | 11 | 2 |
| | D | 47 | 14 | 26 | 11 | 2 |
| | E | 48 | 11 | 27 | 12 | 2 |
| B | F | 47 | 18 | 27 | 5 | 2 |
| | G | 48 | 18 | 26 | 8 | 2 |
| | H | 43 | 16 | 24 | 14 | 2 |
| | I | 42 | 16 | 23 | 17 | 2 |

### 2.2 실험결과

Fig. 1은 다양한 조성의 U-SAP을 이용하여 제조한 고화체의 SEM 분석결과를 나타낸 것이다. Fig. 1에서 보는바와 같이 U-SAP내 $Al_2O_3$의 함량이 17~23wt%의 경우에는 비교적 균질한 단면을 얻을 수 있었으며, 그에 비하여 $Al_2O_3$ 함량이 낮은 경우(D,E)에는 단면에서 상분리와 기공이 존재함을 확인하였다. 또한, $B_2O_3$ 함량 변화의 경우에는 낮은 함량인 5~8wt%에서 상분리가 나타났으나, 함량이 증가할수록 고화체가 균질한 형상을 보이는 것

으로 확인되었다.

침출시험 분석결과에서는 $B_2O_3$의 함량을 17wt%로 증가시킨 I의 경우에는 비교적 많은 양의 $B_2O_3$가 분석되었으며, 반대로 5wt%로 감소시킨 경우에도 다량의 $B_2O_3$가 침출되었다. Cs의 경우 $B_2O_3$의 함량을 5wt%로 감소시킨 경우와 마찬가지로 높은 침출률을 보였으며, 그 외에 주요 핵종 중 Li의 침출률은 모든 반응에서 비슷한 결과가 나타났다. 이러한 점들을 미루어보아 Standard를 기준으로 적정범위를 벗어나게 되면 고화체의 화학적 안정성이 낮아져 침출률이 높아진 것으로 판단된다.

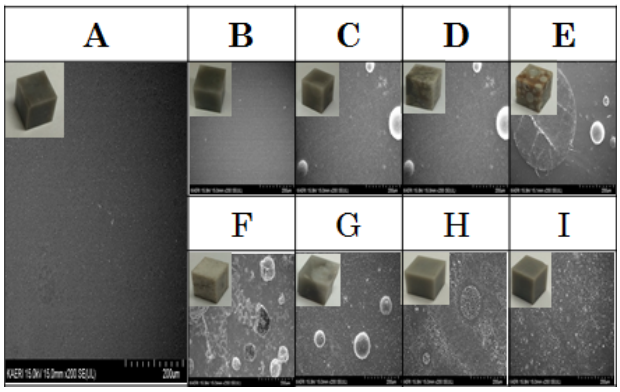



Fig. 1. Photos of consolidated forms.

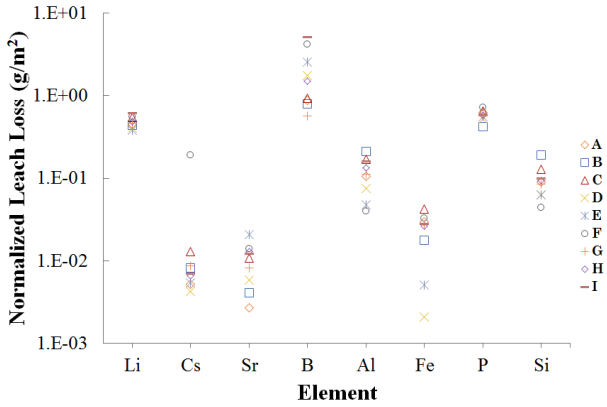



Fig. 2. Result of PCT-A test for consolidated forms.

## 3. 결론

본 연구에서는 U-SAP 내 $Al_2O_3$와 $B_2O_3$의 조성변화가 LiCl 염폐기물 고화체의 형구학적 특성 및 내침출성에 미치는 영향을 살펴보았으며, $Al_2O_3$와 $B_2O_3$의 조성이 비교적 높을수록 고화체가 비교적 균질하였고, $Al_2O_3$과 $B_2O_3$의 함량이 U-SAP 기준조성과 가까울수록 침출율이 낮게 나타남을 확인할 수 있었다.

## 4. 참고문헌

[1] H. -S. Park, I. -T. Kim, Y. -J. Cho, H. -C. Eun and H. -S. Lee, "Stabilization/Solidification of Radioactive Salt Waste by Using $_xSiO$-$_yAl_2O_3$-$_zP_2O_5$ (SAP) Material at Molten Salt State", *Environ. Sci. Technol.*, 42, 9357~9362 (2008).

[2] H. -S. Park, I. -H. Cho, H. -C. Eun I. -T. Kim, Y. -J. Cho and H. -S. Lee, "Characteristics of Wasteform Composing of Phosphate and Silicate to Immobilize Radioactive Waste Salts", *Environ. Sci. Technol.*, 45, 1932~1939 (2011).

[3] 안수나, 조인학, 김인태, 박환서, "U-SAP 조성에 따른 연화물계 방사성폐기물의 안정화 및 고형화 특성", 한국방사성폐기물학회 춘계학술발표회 논문요약집, 293-294(2013).

# 원자력시설 발생 가연성 폐기물의 국내외 소각 동향

**민병연***, 양다솜, 윤경수, 이기원, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*bymin@kaeri.re.kr

## 1. 개요

원자력의 이용은 전기 생산을 위한 원자력발전소 뿐 아니라 일반산업체, 연구, 교육 및 의료기관에서 여러 가지 평화적 목적으로 사용되고 있다. 그러나 이러한 원자력의 이용 확대에 따른 부산물로서 방사성폐기물 발생량이 급격히 증가하고 있으며, 이의 효율적인 관리를 통해 국민 보건과 국토 환경을 보호하는 것이 중요하며 사용이 중지되었거나 노후화로 인해 원자력 시설의 해체가 늘어나고 있으며, 원자력시설의 해체에서 발생되는 폐기물은 방사선량이 높아 방사성폐기물로 분류할 수 있는 폐기물로부터 일반산업폐기물처럼 처리할 수 있는 폐기물까지 다양한 선량의 폐기물이 발생하고 있다. 현재 가동 중인 국내 원전의 운전 현황은 고리 1호기 원전을 필두로 10 년 수명 연장할 경우에는 2017년 '영구 운전정지' 가 된다. 이때 발생된 가연성 폐기물의 양을 줄이는 것은 국민안전의 입장에서 뿐만 아니라 처분비용 절약을 통해 원자력의 경쟁력을 높이는 계기가 될 수 있다. 가연성폐기물을 처리하는 가장 경제적이며 인증된 기술은 소각기술이다. 소각기술은 타 기술에 비해 부피감용이 높은 뿐만 아니라 유기물을 무기물로 변형시켜 처분장의 안전성을 극대화 할 수 있다. 본 논문에서는 국외 소각시설 운영현황과 원자력연구원에 구축된 공기과잉 소각시설의 운영현황을 살펴보고 자한다.

## 2. 국외 가연성폐기물 처리 현황

### 2.1 일본

방사성폐기물의 소각로가 가장 많이 설치/활용되고 있으며, 원전에서 발생하는 가연성폐기물을 대부분 소각처리하고 있다. 소각처리 한 후 감용율은 1/40 이하로 줄이고 있으며, 1973년 쓰루가 원전에서 수직 샤프트형 소각로를 설치하여 운전한 결과, 예상보다 훨씬 좋은 감용효과 및 운용효율을 얻을 수 있었으므로 다른 원전에서도 소각로를 설치하게 되는 계기를 마련하게 되었다. 1994년 7월 건설 중인 소각로를 포함하여 모두 37기가 있었으며, 원자력발전소에 건설된 소각로는 대부분 수직 장축 원통형이다

### 2.2 미국

국토의 면적이 넓은 관계로 해체폐기물 중 가연성 폐기물을 전량 소각하는 방식을 많이 취하고 있지는 않으나, 발전소별 지방자치주의 판단에 따라 가연성폐기물의 소각방식을 채택하고 있다. Los Alamos Scientific Laboratory(LASL)에서는 알파 폐기물의 처리를 위해 1973년부터 초우라늄 원소(Transuranic : TRU)를 대상으로 공기제어형 소각로 기술 개발에 착수한바도 있으며, Savannah River Plant(SRL)에서는 고형 TRU 폐기물의 소각을 통해 부피감소와 폐기물의 안전성의 확보를 위한 기술개발의 일환으로 연구되었으며 공기제어형 소각로 방식을 채택하고 있다. Rocky Flats Plants (RFP)에서는 TRU 폐기물의 처리를 위한 소각방법으로 유동층 소각로를 개발하였고 9 kg/h의 실증시험에서 82 kg/h로 용량을 확장하였다.

### 2.3 캐나다

2기의 소각로가 운전 중에 있으며, 1기는 Bruce 원전에 있는 저준위 폐기물 종합처리장에 설치되어 있고, 다른 1기는 AECL의 Chalk River 연구소에 설치 운영되고 있다. 두 시설 모두 Trecan에서 공급한 Batch형 열분해 소각로로 저준위폐기물 종합처리장에 설치된 소각로는 한주기 동안 2,750 kg을, Chalk River 연구소에 있는 것은 1,135 kg을 소각할 수 있도록 설계 되어 있으며, 건조 폐기물 수집용기의 평균 표면선량은 87%가 1 mR/h 이하이고, 소각 처리되는 폐기물은 주로 방호복, 장갑, 종이, 플라스틱류 등으로서 이중 종이와 플라스틱류가 80% 정도를 차지하고 있으며, 감용비는 약 1/40정도이다

### 2.4 유럽

영국에서는 가동 중인 소각로가 2기, 건설 중인 것이 1기가 있으며, 스웨덴, 스위스 및 오스트리아에 1기씩 운전되고 있다. 프랑스에는 모두 SGN사가 공급한 4기가 가동 중에 있으며, Marcoule 재처리 센타에는 시험로가 1기 운전되고 있다. 독일에는 2기가 운전되고 있으며, 핵연료 제조공장에서 발생하는 폐기물의 조성은 PVC(50%), 종이(20%), 플라스틱(15%)이며 폐기물의 부피감소와 재로부터

유효원소를 회수하기 위해 개발되었다. 또한 독일에서는 현재 법령으로 가연성폐기물은 반드시 소각처리 하도록 규제하고 있으며, 1962년부터 1970년까지 25 kg/h 용량의 공기형 소각로를 운전하여 그 경험으로 1971년 2월 60 kg/h 용량의 소각로를 설치 운영 중에 있다. 스웨덴에서는 1976년 Studsvick에서 가연성 건조폐기물의 소각을 위해 소각로가 가동되고 있으며, 처리량은 초기에는 250 kg/h이었으나 성능이 저하되어 1989년에는 220 kg/h로 감소되었다.

## 3. 국내 가연성폐기물 처리현황

한국원자력연구원에서는 연구로 1, 2호기 및 우라늄변환시설 해체시 발생한 가연성 해체 폐기물을 소각하여 폐기물의 양을 감소시키기 위해 한국원자력연구원내 RI폐기물 소각시설을 개선 보완하여 연구로 및 우라늄변환시설의 해체과정에서 발생된 가연성폐기물을 소각처리하기 위해 실증용 방사성폐기물 소각시설을 개보수하여 시설을 구축하였다. 이 시설은 한국원자력연구원에서 건설하여 실험했던 시설이었으나 방폐공단에 임대했던 시설로 그 이후 방폐공단에서 운영했으나 오랫동안 시설을 정상적으로 운영하지 않아 많은 곳을 개.보수하였다. 폐기시설을 확보하기 위해 본 시설에 대한 안전성 분석보고서 등 총 10종의 인허가 문서 작성과 부지특성보고서 등을 작성하여 2010년 12월 허가증을 취득하여 2011년 8월부터 시설을 운영하고 있다.

### 3.1 가연성폐기물 감용 및 처리

2014년 12월 말까지 가연성폐기물 처리시설 운영 결과는 Table 1과 같다. 총 소각된 총 가연성폐기물량은 약 20톤을 처리 완료하였며 약 1/67의 감용비를 달성하였다.

Table 1. Volume reduction

| Year | Amount of incineration | | Ash | | V.R |
|---|---|---|---|---|---|
| | Weight (kg) | Volume (L) | Weight (kg) | Volume (L) | |
| 2011 | 818 | 5,192 | 129 | 170 | 31 |
| 2012 | 4,452 | 19,523 | 369 | 594 | 33 |
| 2013 | 7,808 | 38,760 | 145 | 341 | 114 |
| 2014 | 6,691 | 26,732 | 119 | 232 | 115 |
| 합계 | 19,769 | 90,207 | 762 | 1,337 | 67 |

### 3.2 배기가스 측정

연구로 1, 2호기 및 우라늄변환 시설 해체과정에서 발생한 가연성폐기물 지속적 감용 및 안전운전 중 시설의 안전운영을 위해 배출되는 배기가스를 분석하였다. 분석한 배기가스 종류는 먼지, CO, CO2, NOx, SOx와 방사성핵종이었으며 측정된 배출가스는 "중저준위 방사성 폐기물 소각기준"을 모두 만족시켰으며 최종 연돌에서 측정되어 감시되는 방사성핵종 농도 역시 대기중으로 배출 허용치보다 매우 적은 값으로 배출되어 시설이 안전하게 운영되고 있음을 확인하였다.

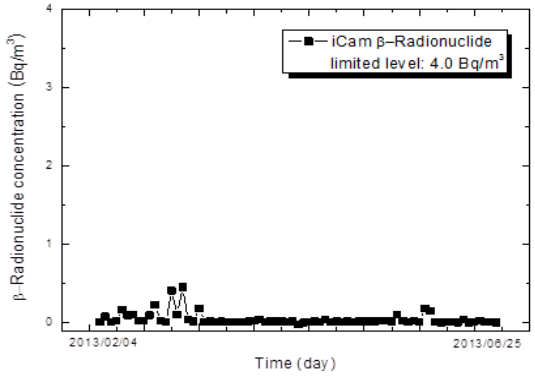



Fig. 1. Emission concentration of α-radionuclide.

## 4. 요약

국내 최초로 가연성 해체폐기물 부피감용을 위해 안전하게 시설을 운영하고 있어 소각에 대한 국민인식 재고에 기여할 수 있으며, 우라늄변환시설의 가연성 해체 폐기물 소각을 통해 U 핵종오염 폐기물 소각기술을 확보하여 원자력시설 운영 효율향상, 처분비용 절감 뿐만 아니라 유해물질의 무해화로 최종처분장의 안전성 관리 최적화에 기여하고, 향후 원자력시설의 해체 및 해체 폐기물 처리/처분 사업에 기술을 적극 활용할 예정이다.

# 분별승화법에 의한 휘발성 우라늄화합물의 분리·정제법

**조영환***
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yhcho@kaeri.re.kr

## 1. 서론

$UO_2L_2B$ 형의 우라늄착물은 근래에 많은 연구와 관심을 끌고 있다. L은 음이온리간드로서 1,1,1,5,5,5-hexafluoro-2,4-pentadione (hexafluoroacetyl acetone, hfacac)을 사용할 경우 휘발성을 띠는 것으로 알려졌다. 휘발성 우라늄 화합물의 광화학, 열화학 분해반응은 응용분야가 넓으며 이때, 휘발성 분해생성물의 분리.정제기술이 응용기술의 중요한 축이다. 그 외에 휘발성 금속착물의 분리.정제 기술의 적용분야가 많다. 본 연구에서는 분별승화법 [1,2]을 적용하여 휘발성을 달리하는 혼합물계에서 각각 화합물을 효율적으로 분리하는 방법을 개발하였다.

## 2. 본론

$UO_2(hfacac)_2B$에서 B 는 THF, TMP 같은 중성 Lewis 염기분자로 적당한 휘발성을 가지고 있는 것으로 보고되었다. B 의 종류에 따라 휘발성에 차이가 있다. 문헌에 보고된 방법으로 합성하였고 NMR, IR 분광법으로 확인하였다. 휘발성차이를 이용한 분리장치로 온도기울기를 이용한 분별승화법 (Thermal Gradient Fractional Sublimation) 방법을 적용하여, 장치를 고안하였다. 열전도율이 좋은 구리관의 한쪽 끝을 가열하면 구리관 내부에 연속적인 온도기울기가 생긴다. 구리관 내부에 분리관을 삽입하면 분리관 내부에도 온도기울기가 생긴다. 구리관 주위를 적절히 보온함으로써 온도기울기를 조절할 수 있다. 본 실험에서는 내경 6 mm pyrex 유리관을 분리관으로 사용하였다.

## 3. 결과 및 토의

$UO_2(hfacac)_2THF$를 합성하였다. 확인을 위해 $CDCl_3$ 용매에 녹여 $H^1$-NMR을 측정한 결과 TMS(trimethyl silane)기준 δ 6.7(singlet), δ 5.0 (triplet), δ 2.5 (quintet)에서 3개의 흡수띠를 보였고, 각각의 면적비는 각각 1:2:2 였다. 이는 각각 hfacac, THF 의 α-$CH_2$, β-$CH_2$ 수소에 의한 흡수띠로 확인되었다.

$UO_2(hfacac)_2THF$는 열 혹은 빛을 흡수하여 $UO_2(hfacac)_2$와 THF로 분해된다. 이는 $UO_2(hfacac)_2THF$ 가 열 혹은 광 에너지를 받아들여 내부에너지가 충분히 높아질 때 분자내 결합이 가장 약한 U-THF 결합이 끊어지기 때문이다.

즉, $UO_2(hfacac)_2B$ + thermal/photochemical energy → $UO_2(hfacac)_2$ + B 가 된다 [3].

위 반응의 반응 전/후 물질을 깨끗하게 분리하여 회수하는 것이 중요하다. 이를 위해 각 물질들의 물리.화학적 성질차이를 이용하는 여러 방법이 있지만 각각 화합물의 휘발성 차이를 이용하는 것이 효과적이다. 이에, 앞서 설명한 분별승화법을 적용하여 분리하였다. 이 방법의 분리 효과를 확인하기 위하여 $UO_2(hfacac)_2THF$ 의 분해반응 생성물 외에 추가로, $UO_2(hfacac)_2THF$ 에 리간드교환반응으로 $UO_2(hfacac)_2DMF$ (dimethyl form amide) 를 합성하여 비교하였다. 결과, $UO_2(hfacac)_2THF$ 의 열분해 생성물과 $UO_2(hfacac)_2DMF$을 깨끗하게 분리할 수 있었다. (Fig. 1) 분리 후 유리 분리관을 구역으로 커팅하여 NMR, IR 로 분석한 결과 분리 생성물은 휘발성이 가장 낮아 제자리에 대부분 머물러 있었고 휘발성이 가장 좋은 $UO_2(hfacac)_2THF$ 가 멀리 이동하였다.

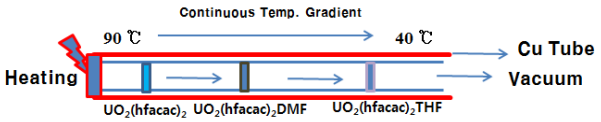



Fig. 1. Separation of $UO_2(hfacac)_2THF$, $UO_2(hfacac)_2DMF$, $UO_2(hfacac)_2$ by continuous temperature-gradient fractional sublimation method.

추가적으로, 온도기울기 (Thermal Gradient), 분리관 길이와 내경 등을 최적 조건으로 해주면 분리도를 대폭 개선할 수 있다.

이 방법을 적용함으로써 란탄족 원소와 우라늄이

동시에 존재하는 혼합계에 대해서도 각 Element 별로 효과적인 동시분리가 가능할 것으로 전망된다.

## 4. 결론

연속 온도기울기를 이용한 분별승화법 (Continuous Thermal Gradient Fractional Sublimation) 방법은 약간의 휘발성 차이를 가지는 화합물의 분리.정제에 효과적인 것으로 나타났다. 이 방법을 적용하여 휘발성의 차이를 가지는 우라늄 화합물 혼합계에서 각 성분을 효율적으로 분리·정제할 수 있었다.

## 5. 감사의 글

이 논문은 2015년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (사업명, No. 2012M2A8A5025923).

## 6. 참고문헌

[1] E.W. Berg, F.R. Hartlage, Anal. Chim. Acta 33, 173 (1965).
[2] E.W. Berg, A.D. Shendrikar, Anal. Chi. Acta 44, 159 (1969).
[3] R.W. Woodin, D.M. Cox, R.B. Hall, A. Kaldor, J. Phys. Chem. 85, 2898 (1981).

# 해체 부지의 오염 확산에 따른 부지복원 평가 방안

**홍상범***, 서범경, 문제권, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sbhong@kaeri.re.kr

## 1. 서론

원자력시설 해체의 최종단계로 부지 내에 잔류되어있는 모든 방사성물질에 대한 오염도를 조사하고, 개방기준을 초과하는 오염을 제거하여 최종적으로 해체 부지를 재이용 하는 것이 해체 사업의 목적이다. 이를 위해 부지개방기준(Site Release Criteria)을 수립하고, 부지의 잔류오염도 평가하고, 오염된 토양을 제거하기 위한 복원활동(Remedial Action)을 수행하고, 최종현황조사를 통해 부지를 개방하는 일련의 절차가 요구된다.

본 연구에서는 연구로 해체과정에서 오염이 제거된 부지를 대상으로 개방기준 도출을 위한 입력인자의 민감도 분석, 깊이 오염 분포에 따른 개방기준의 영향을 평가하였고, 오염된 부지를 효율적으로 복원하기 위해 지질통계기법을 적용하여 3D 오염분포 및 복원폐기물량을 평가하여 오염된 부지의 평가방안을 도출하였다.

## 2. 본론

### 2.1 부지 복원 평가 방법

오염된 부지를 복원하고, 해체 후 부지를 재이용하기 위해서는 방사선학적 영향을 평가하여 부지개방기준을 도출해야 한다. 본 연구에서는 RESRAD on-site 7.0을 이용하여 연구로 해체 부지를 대상으로 오염된 부지를 대상으로 거주자에 대한 방사선학적 영향을 평가하였다. 오염 토양내 관심 핵종은 연구로 부지복원 및 해체폐기물 처리/처분 과정에서 검출된 Co-60, Sr-90 및 Cs-137 로 설정하였으며, 거주경작(Resident farmer) 시나리오에 대하여 연간 피폭선량을 계산하였다.

해체 부지의 복원을 위해서는 깊이별 오염 확산에 대한 방사선학적 영향을 평가해야 한다. 그러나 RESRAD 평가방법은 오염면적이 균질하게 오염된 것으로 가정하여 평가한다. 이를 위해 오염된 부지의 깊이 분포를 1 cm 층으로 각각 구분하여 깊이 10 cm 까지 평가하였다. 그 결과를 최대  오염도 및 평균 오염도로 균질하게 오염된 부지에 대하여 비교평가를 수행하였다. Fig. 1은 연구로 평가를 위한 깊이 분포모델을 보여주고 있다.

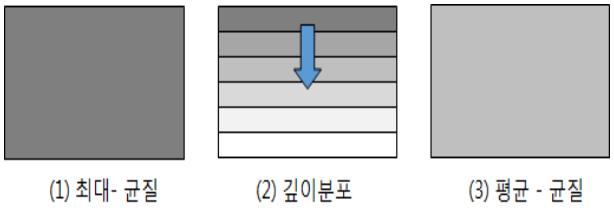



Fig. 1. Subsurface contamination distribution for dose assessment of the KRR site.

방사선학적 안전성 평가를 통해 핵종별 개방기준을 도출하기 위해서는 선정된 시나리오에 대한 다양한 입력인자의 민감도 분석을 수행하여 부지 특성을 반영한 적절한 입력인자를 적용하여야 한다.[1] 입력인자의 민감도 분석을 위해 연구로 해체부지 특성을 반영한 입력인자에 입력인자의 2배의 입력값을 적용하여 민감도 분석을 수행하였다. 예를 들면 입력인자 1의 경우, 0.5와 2를 적용하여 민감도를 평가하였다. 오염된 토양의 핵종이 이동과 관련하여 Kd(distribution coefficient) 변화에 따른 핵종별 영향도 평가하였다.

오염된 부지의 복원을 위해서는 부지의 오염특성을 이용하여 오염을 가시화하고 복원해야할 폐기물량 예측이 필요하다. 이를 위해서 지질통계학의 공간분석(Spatial analysis) 기법을 이용하여 폐기물량을 평가하였다. 평가를 위해 채취 시료의 측정결과와 공간정보를 이용하여 베리오그램을 작성한다. 베리오그램은 일정거리 h만큼 떨어진 두 자료들 간의 차이를 제곱한 것의 기댓값으로 거리가 가까우면 그 값들이 비슷한 결과를 제시한다. 베리오그램을 근거로 관심 있는 지역의 특성 값을 알기위해 이미 측정된 결과 값들의 선형조합으로 그 값을 예측할 수 있는 방법이 크리깅(Kriging)을 수행하고 폐기물량 평가를 위해 시뮬레이션 과정을 거치게 된다.[2] 평가를 위해서 Geovariance에서 개발된 KARTOTRAK을 이용하여 평가하였다.

### 2.2 부지 깊이 복원 평가 결과

부지의 깊이 오염분포에 따른 방사성학적 영향을 평가한 결과 최대오염도로 균질하게 오염된 경우 가장 보수적이며, 지수함수 형태의 깊이 분포를 가지는 경우, 평균오염도로 균질하게 오염된 경우 순으로 평가되었다. 최대 오염도로 균질하게 오염된 경우 지수분포와 비교하여 약 2배정도 보수적으로 평가되었다. 구체적인 결과는 Table 1과 같다.

Table 1. results of depth distribution of KRR site for Cs-137

| Dis. | Max. | Exp. | Avg. |
|---|---|---|---|
| Ativity (Bq/g) | 3.0 | 3.0~0.01 | 0.94 |
| Dose (mSv/yr) | 9.50E-01 | 4.85E-01 | 2.98E-01 |

부지의 개방기준 도출을 위해 핵종별 입력인자의 민감도를 분석한 결과 Fig. 2와 같다. 평가결과 감마선 방출핵종의 경우 Indoor/Outdoor time fraction, external shield factor 및 Thickness of contamination zone 등이 민감도가 높게 평가되었다. 베타선 방출핵종은 Thickness , density of contamination zone 등이 민감도가 높게 평가되었다.

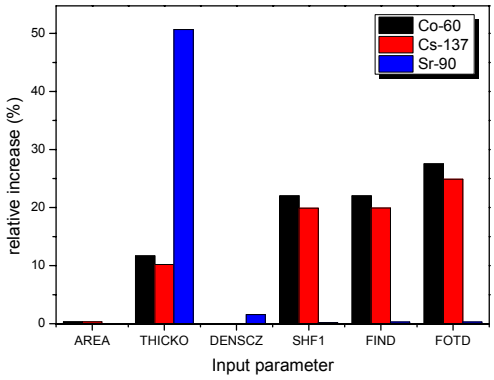



Fig. 2. Parameter sensitivity analysis results for beta and gamma radionuclides.

분배계수(Kd)에 대한 평가결과 위의 평가인자 보다 민감도가 낮은 것으로 평가되었고, Sr-90이 감마방출 핵종이 보다 민감한 것으로 평가되었다.

부지의 깊이오염 분포를 가시화하고 복원 폐기물량 평가를 위해 공간분석 기법을 적용하여 평가였다. 실험 베리오그램을 근거로 구형모델을 이용하여 이론적 모델을 적용하였고, 정규화 과정을 통해 3차원 오염지도를 아래의 Fig. 3와 같이 작성하여 부지의 깊이 오염 분포를 가시화 하고 폐기물량을 평가하였다.

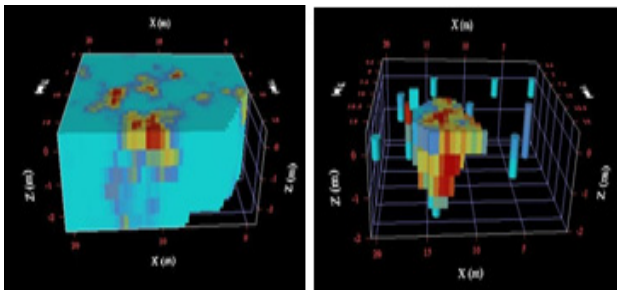


Fig. 3. The 3D contamination distribution using geostatistics analysis for KRR site.

## 3. 결론

연구로 해체과정에서 오염된 부지를 대상으로 오염의 깊이분포에 따른 안전성평가를 수행하였고, 피폭시나리오에 따른 핵종별 입력인자의 민감도 분석을 통해 중요한 평가인자를 도출하였다. 이를 근거로 도출된 개방기준에 대하여 폐기물 오염분포를 가시화하고, 폐기물량을 예측할 수 있는 평가기법을 개발하여 연구로 해체 부지를 대상으로 평가하였다. 이러한 결과는 향후 원전 및 원자력 시설의 오염에 따른 부지복원 및 최종현황조사에 유용화게 활용될 것으로 기대된다.

## 4. 참고문헌

[1] C. Yu et al, “Data collection handbook to support modeling impacts of radioactive material in soil”, US DOE (1993).

[2] 최종근, “지구통계학(Geostatistics)” (wn) 시그마프레스 (2007).

# Cs 흡착제의 고온 열처리에 따른 광물학적 특성 연구

**이근영***, 김지민, 오맹교, 이일희, 김광욱, 정동용, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*lky@kaeri.re.kr

## 1. 서론

원자력 시설의 운영중 또는 해체 과정에서 매우 다양한 종류의 방사성폐기물이 발생할 수 있다. 또한 원자력 시설과 관련한 중대사고의 발생 시 대량의 방사성폐기물이 발생하게 되고, 특히 $^{137}$Cs과 같은 방사성 핵종을 포함한 고방사성 폐액의 경우 신속한 처리와 환경 누출의 최소화를 가능하게 하는 효과적인 처리기술의 개발이 요구되고 있다.

$^{137}$Cs의 경우 비방사능이 높고 반감기가 길어서 지난 오랜 기간 동안 방사성폐기물 처리 연구분야에서 중요한 대상이 되어 왔는데, 현재까지 수용액 상에서 Cs을 제거하기 위한 매우 다양한 종류의 흡착제 개발 연구가 수행되었고, 더불어 방사성폐기물의 처분 관점에서 사용후 흡착제의 화학적, 방사학적, 열적 안정성 연구 역시 매우 중요한 분야로 인식되고 있다.

본 연구에서는 대상 흡착제를 고방사성 Cs 오염수 처리에 적용하였을 경우를 가정하여 이를 고온 열처리를 통해 인공 광물화시키는 과정에서 흡착제의 광물학적 특성을 평가하고자 하였다.

## 2. 본론

### 2.1 실험 방법

2.1.1 시료 준비

Cs을 이미 흡착한 흡착제 시료를 만들기 위해 증류수에 비방사성 Cs을 1000 mg/l가 되도록 녹여 용액 시료를 준비하였고, 흡착제로는 제올라이트의 일종인 chabazite (CHA), Cs 흡착능이 매우 뛰어난 potassium cobalt ferrocyanide (PCFC), potassium cobalt ferrocyanide를 첨착시킨 chabazite (HYB), potassium cobalt ferrocyanid와 chabazite의 단순 혼합상 (MIX) 이렇게 총 4종류를 준비하였다. 흡착제를 Cs 용액에 넣고 (m/V=1g/L) 2 시간 동안 교반 후 고액분리 하여 고체시료를 얻었고, 증류수로 수회 세척하여 흡착되지 않은 잔류 Cs을 대부분 제거한 후 건조하여 Cs을 흡착한 흡착제 시료를 준비하였다.

2.1.2 열처리 실험

흡착제 시료의 고온 열처리에 따른 특성을 분석하기 위하여 열중량 분석기 (TGA)를 이용하여 온도 증가에 따른 흡착제 시료의 중량 변화를 관찰하였고, 500 ~ 1100℃ 범위에서 열처리한 시료들을 대상으로 X선 회절분석 (XRD)을 통해 광물상 분석을 수행하였다.

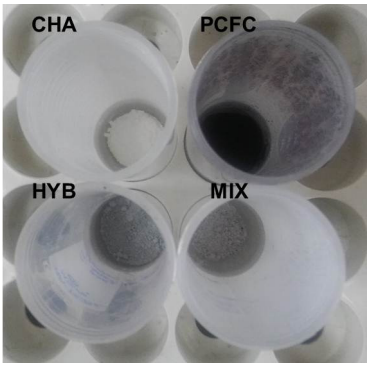


Fig. 1. Pictures of prepared adsorbents.

### 2.2 결과 및 토의

단일 흡착제인 CHA와 PCFC의 경우, 기존의 연구들에서 이미 확인 된 바와 같이 확연하게 다른 열분석 결과를 나타내었다. TGA 분석 결과, CHA의 경우 100 ~ 200℃ 온도 범위에서 입자 내 함유되어 있던 수분만이 제거되고 더 높은 온도에서는 큰 무게변화 없이 유지되는 것을 알 수 있었다. 반면, PCFC의 경우 수분이 제거된 이후에 ferrocyanide의 열분해가 시작되어 1100℃ 까지 지속적으로 무게감량이 일어나는 것으로 나타났다. HYB 및 MIX와 같이 복합 흡착제 형태인 경우는 CHA와 PCFC의 무게변화 경향성이 혼합되어 나타나는 특징을 보였다. 따라서, PCFC가 어떤 형태로 존재하든 ferrocyanide의 고온 열분해 특성은 관찰되었다.

CHA의 경우 900℃까지 원래의 chabazite의 XRD 피크가 관찰되었고, 1100℃에서는 pollucite로 재결정이 이루어지는 것을 확인하였다 (Fig. 2(A)). PCFC의 경우는 ferrocyanide의 분해가 이루어진 이후 500℃에서는 대체로 비정질이 많이

포함된 XRD 패턴이 관찰되었고, 이후 900~1100℃ 온도 범위에서는 metal oxide 형태의 광물상으로 재결정됨을 알 수 있었다 (Fig. 2(B)).

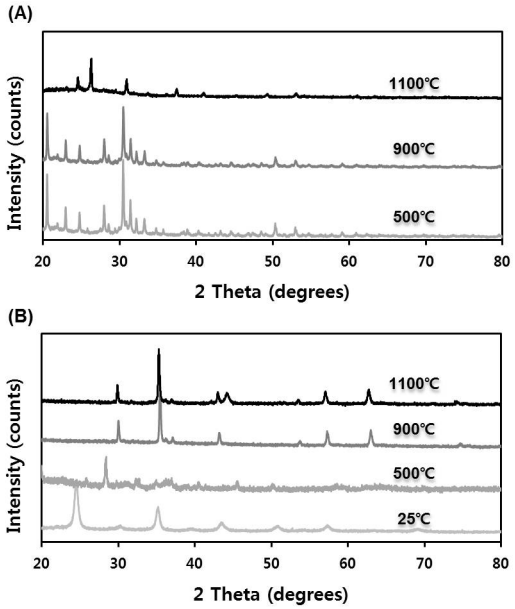



Fig. 2. XRD patterns of (A) CHA and (B) PCFC after calcination at different temperatures.

CHA와 PCFC가 공존하는 형태의 HYB와 MIX 타입의 흡착제의 경우 앞서 확인된 열중량 분석결과에서와 마찬가지로 유사한 광물상 변화 경향을 보였다 (Fig. 3). 가열 온도를 500℃로 한 경우는 열처리를 하지 않은 상태인 chabazite와 같은 XRD 패턴을 나타내는 것으로 보아, PCFC는 고온 열처리에 의해 분해되고 CHA는 분해되지 않고 다른 상변화 없이 그대로 존재한다는 것을 알 수 있었다. 그러나 900℃ 이상의 온도에서는 오직 pollucite 피크만을 관찰할 수 있었는데, PCFC 단일 흡착제의 열처리 후 발견된 metal oxide 피크가 관찰되지 않은 것은 ferrocyanide 열분해 후 잔류하는 metal 원소가 pollucite 결정 내 양이온 형태로 치환되었기 때문인 것으로 생각된다. 또한, 더욱 흥미로운 결과는 CHA 단일 흡착제의 경우 900℃ 조건에서 pollucite의 재결정이 관찰되지 않았음에도 불구하고, HYB와 MIX 같은 혼상의 경우에는 동일한 조건에서도 pollucite 재결정이 가능하였다는 것인데, 이는 흡착제와 공존하는 metal 원소가 chabazite의 pollucite 재결정을 향상시키는 역할을 하였기 때문인 것으로 사료된다. 따라서 Cs을 흡착한 흡착제의 고온 열처리에 의한 인공 광물화를 위해 CHA와 PCFC의 공존 조건이 단일 흡착제 조건에 비해 더 유리함을 알 수 있었다.

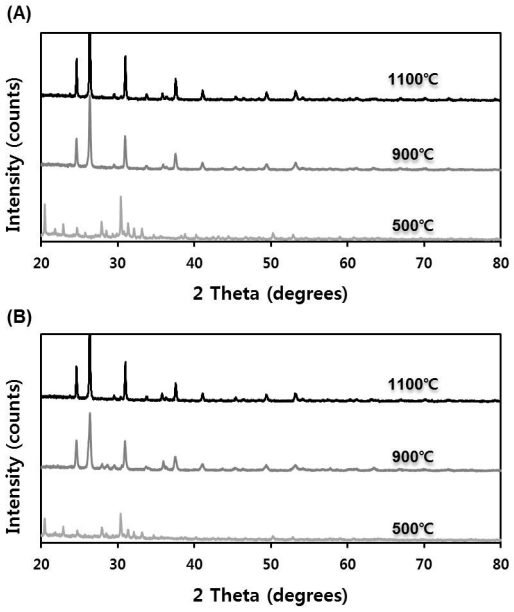



Fig. 3. XRD patterns of (A) HYB and (B) MIX after calcination at different temperatures.

## 3. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발 중장기 계획사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

## 4. 참고문헌

[1] 이근영, 박민성, 이일희, 김광욱, 정동용, 문제권, "Cs 오염수 처리를 위한 hybrid 흡착제의 합성과 특성 연구", 한국방사성폐기물학회 2014 춘계학술발표회 논문요약집, 12(1), 243-244, 5.7~9, 2014, 평창.

[2] P. Cappelletti, G. Rapisardo, B. de Gennaro, A. Colella, A. Langella, S.F. Graziano, D.L. Bish, M. de Gennaro, "Immobilization of Cs and Sr in aluminosilicate matrices derived from natural zeolites", J. of Nuclear Materials, 414, 451-457 (2011).

# 방사성 오염토양의 입도에 따른 방사선적 특성연구

**장원혁**[1*], 신기백[1], 홍대석[1], 한재문[2], 이상철[2], 김진희[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]현대건설주식회사, 경기도 용인시 기흥구 마북로 240번길 17-6
*whjang@kaeri.re.kr

## 1. 서론

1988년 한국원자력연구원 서울사무소 해체부지 환경정비 과정에서 발생한 약 4,800 드럼의 토양 및 콘크리트 드럼이 대전으로 이송되어, 제1방사성폐기물 부속시설에 저장되어 있었다. 그 중 약 2,800 드럼은 2007년, 2008년에 걸쳐 자체처분 처리절차를 통해 위탁매립을 완료했다.[1]

저장되어 있는 나머지 약 1,800 드럼의 토양처리방법 수립을 위한 실험으로 첫째, 토양을 정밀 입도분류하고, 둘째, 각 입도별 방사능 측정을 통해 자체처분, 제염처리, 고형화 처리를 위한 토양의 입도분류 기준을 결정하고자 한다. 본 연구에서는 실험계획 수량인 총 10가지 시료 중, 우선 하나의 시료를 대상으로 사전 특성연구를 위한 실험을 하였다.

실험결과는 입도분류를 빠르고, 정확하게 할 수 있는 '방사성 오염토양 분류장치 개발'을 위한 토양의 방사능 분포특성평가 기초자료로 활용할 수 있다.

## 2. 본론

### 2.1 방사성 토양드럼

2015년 6월 기준으로 제1방사성폐기물 부속시설에 저장되어 있는 방사성 토양드럼은 약 1,800 드럼이다. 제1방사성폐기물 부속시설은 해체폐기물 등 표면선량률 0.5 mR/h 이하의 극저준위 폐기물을 저장하는 시설로 저장용량은 3,320 드럼이다(Fig. 1). 저장된 토양드럼은 실험을 위해 방사성폐기물처리시설(Radioactive Waste Treatment Facility)로 이송했다.



Fig. 1. Radioactive waste Storage Unit No.1-1.

### 2.2 시료 채취

방사성 토양은 2007 ~ 2008년에 자체처분을 위한 작업과정에서 비교적 균질하게 혼합되었다. 시료를 채취하기 위한 방법으로 단독 토양시료, 혼합 토양시료로 구분하여, 저장되어 있는 대상드럼 수량을 적절하게 선정하였다. 단독 토양시료의 경우, 하나의 드럼에서 하나의 시료만 채취하는 방법이며, 혼합 토양시료는 여러 드럼에서 일정량의 시료를 채취하고 혼합하여 하나의 시료를 실험에 사용하는 방법이다. 예를 들면 10개의 드럼에서, 드럼당 1.5 kg씩 채취하여 (총 15 kg) 토양을 혼합한 뒤 하나의 시료를 얻는다(Fig. 2).

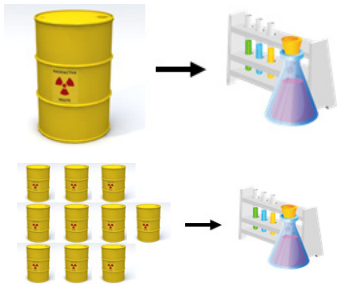


Fig. 2. Single drum sampling(Upper)
Mixed drum sampling(Lower).

Table 1. Classification range for soil particle as sieve aperture opening[2]

| Particle separation | Gravel | | Sand | | | | | Silt | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | Very coarse | Coarse | Medium | Fine | Very fine | | | |
| Particle classification range | > 4 mm | 2-4 mm | 1-2 mm | 500 ㎛ - 1 mm | 250-500 ㎛ | 75-250 ㎛ | 38-75 ㎛ | 25-38 ㎛ | < 25 ㎛ | |
| Aperture opening | 4 mm | 2 mm | 1 mm | 500 ㎛ | 250 ㎛ | 75 ㎛ | 38 ㎛ | 25 ㎛ | | |
| Designation No. | #5 | #10 | #18 | #35 | #60 | #200 | #400 | #500 | | |

### 2.3 시료 전처리

시료는 4 일 이상 상온에서 건조를 하였으며, 수분함량 측정방법에 따라 건조기에서 110℃로 4 시간 건조하였다. 측정된 수분함량은 0.97wt%로 완전건조 상태이다.

표면 선량율은 측정기의 백그라운드(B.K.G.)미만(< 0.6μSv/hr) 으로 측정되었다.

### 2.4 입도분류

토양의 입도범위를 세분화하여 분류하기 위해 Table 1과 같이 정의 하였다. 표준체(Standard Sieve)의 공극(Aperture opening)에 따라 9가지로 범위를 설정하여 각 범위에 해당하는 토양시료를 얻었다.

입도분류에는 Motorized Sieve Shaker를 사용하였으며, 입도 25 ㎛ 미만의 시료를 방사능측정 최소양인 10 g을 얻을 때까지 수차례 반복 실험을 수행하였다. 입도 분류결과 250 ㎛ 이상인 토양이 시료 전체무게의 약 80% 이상을 차지하였다(Fig. 3).

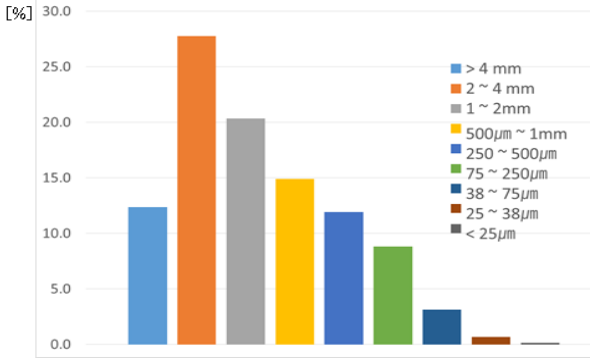



Fig. 3. Particle classification range graph.

### 2.5 방사능 측정

방사능 측정을 위해 '감마선 방출 혼합 핵종(10개) 방사능 인증표준물질'을 이용하였다. 인증표준물질은 80 ㎖ 원통형 플라스틱 비커에 담은 10 ㎖ 액체 선원으로, 측정대상 시료의 Geometry를 일치시키기 위해 인증표준물질과 같은 용기를 사용하였다.

방사능 농도는 Co-60의 경우 입도 500 ㎛ 이상의 입도범위에서 최소검출하한치 미만을 나타내었으며, 나머지 일부구간에서 자체처분 제한치(0.1Bq/g) 이상의 값을 나타냈다(Fig. 4). Cs-137은 입도 500 ㎛ 이상의 토양을 제외한 나머지 범위에서 자체처분 제한치(0.1 Bq/g) 이상의 값을 나타냈다(Fig. 5).

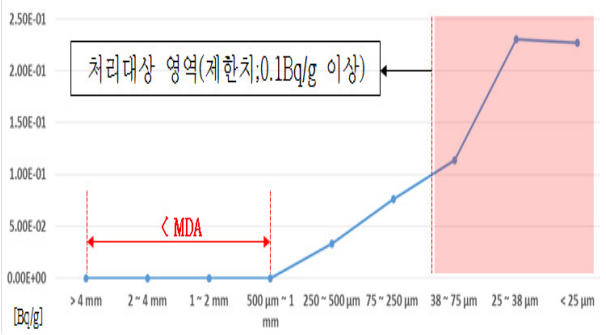



Fig. 4. Results of Co-60 specific radioactivity [Bq/g].

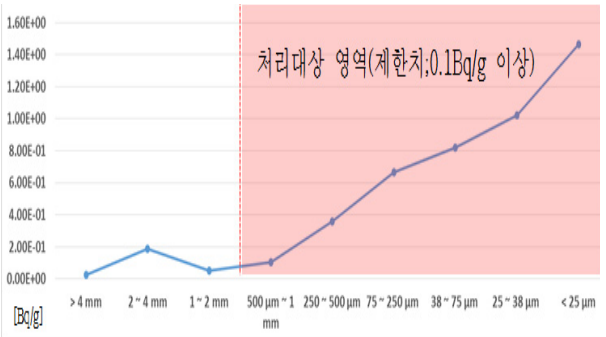



Fig. 5. Results of Cs-137 specific radioactivity [Bq/g].

## 3. 결론

연구원에 저장되어 있는 방사성 오염토양의 입도에 따른 방사선적 특성 실험을 하였다. 이미 생성년도로부터 약 30 년 이상 지난 오염토양은 대부분 감쇠되어, MDA 미만 또는 낮은 방사능 농도를 나타내었다. 입도가 작아질수록 각 범위에 해당하는 시료량이 현저히 작아지는 경향을 보였으나, 반대로 방사능 농도는 점차 증가하는 특성을 보였다.

앞으로 나머지 시료들의 실험을 통해 정확한 토양 입도분류 기준을 결정한다면, '자체처분, 제염처리, 고형화 처리' 등으로 방사성 오염토양의 양을 상당히 줄일 수 있을 것이다.

또한 실험결과는 '방사성 오염토양 분류장치 개발'을 위한 기초자료로 활용할 수 있다.

## 4. 참고문헌

[1] 저장중인 오염토양의 핵종 및 방사능재평가, KAERI/RR-2650/2005.

[2] 618.87 Texture Triangle and Particle-Size Limits of AASHTO, USDA, and Unified Classification systems, NSSH Part 618(subpart B), United States Department of Agriculture.

# 파이로시설의 폐기물에 대한 붕괴열원항 예비 평가

**김현민***, 서중석, 이효직
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*khm@kaeri.re.kr

## 1. 서론

파이로 공정은 현재 상용 규모의 시설개발을 목표로 우리나라를 포함한 미국, 러시아, 인도 등에서 개발되고 있다. 대부분의 국가에서 파이로를 개발하는 목적은 고속로의 입력물질로 사용하기 위함이다. 1997년부터 우리나라도 순환핵주기의 완성 및 사용후핵연료 재고량 관리를 목적으로 파이로 공정을 개발하고 있다. 현재 제 255차 국가 원자력위원회에서 의결된 "미래 원자력시스템 개발 장기 추진계획"에 따라 2025년까지 연간 처리량 30MTHM 규모의 Korea Advanced Pyro Facility (KAPF) 구축을 목표로 하고 있다. 따라서 사용후핵연료 내에 FPs를 함유하는 다양한 형태의 고방사성 폐기물이 배출될 것으로 예상됨에 따라 파이로시설의 폐기물에 대한 체계적인 연구개발이 시급하다.

본 연구는 파이로시설에서 발생할 폐기물에 대한 붕괴열원항 예비 평가를 통해 파이로시설의 폐기물 저장셀 설계를 위한 기초자료로 사용하고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 파이로시설의 입력물질 정의

현재 우리나라에서 지금까지 사용된 사용후핵연료 제원을 보면, 14×14, 16×16, 17×17 등의 세 가지 핵연료봉 배열 형태가 있다. 이 중 파이로시설의 구축목표인 2025년 경 사용후핵연료 발생량을 예상해 볼 때, 16×16 Korea Standard Fuel Assembly(KSFA) 타입의 재고량이 가장 높게 예상된다. KSFA 핵연료 집합체는 2000년 중반부터 농축도 4.5wt%, 방출연소도 55GWD/MTU의 PLUS7 타입으로 대체되었다. 하지만, PLUS7은 기존 핵연료와 비교하여 농축도 및 방출연소도를 제외한 물리적 제원 변화가 거의 없기 때문에 계산의 편의성과 보수적 접근을 위해 고연소 집합체인 PLUS7 타입으로 통일하여 계산하였다. 다음 Fig. 1은 핵연료 집합체 타입 별 발생예상량이다.

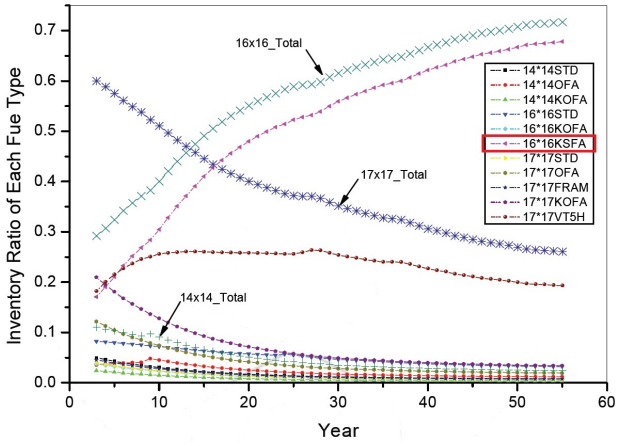



Fig. 1. Projected inventory trend for fuel type[1].

### 2.2 파이로시설 폐기물의 주요 핵종 분석

평가 대상인 KAPF의 연간 처리량인 30MTU의 PWR 사용후핵연료가 Pyroprocess 되었을 경우에 대해 각 공정폐기물을 정의하였다. 현재는 전 공정에 대한 계산이 완료되지 않았기 때문에 연간 처리량 10MTU의 PWR 사용후핵연료가 3개의 라인으로 Pyroprocess 되었을 경우로 가정하여 파이로공정 기준 물질흐름 4.0[2]에서 계산한 폐기물량에 대해 3배 하였다. 초기 농축도 4.5wt%, 방출연소도 55GWD/MTU의 PWR 사용후핵연료에 대하여 열적인 측면에서 선별된 주요 핵종은 Noble Metal, Rare Earth, Off-gas, Actinide를 포함한 총 42개의 총 42종이었으며, 기타 열량 측면에서 미미하다고 판단되는 핵종은 제외하였다[3]. 공정 흐름도는 한국원자력연구원의 핵주기 공정 기술개발부에서 작성된 공정 흐름도를 반영하였다.

### 2.3 파이로시설 폐기물 붕괴열 분석

파이로시설 내의 폐기물 종류별 붕괴열은 초기농축도 4.5wt%, 방출연소도 55GWD/MTU을 가지는 사용후핵연료 30MTU를 기준으로 산출하였으며, 해석 시 3주기 동안 연소된 후 10년 동안 냉각된 것을 기준으로 한다. 비출력은 40.0W/gU, 재장전 기간은 50일을 적용하였다. 이 핵연료에 대한 상세 제원은 Table 1에서 제시하는 바와 같다.

Table 1. Specification of spent nuclear fuel

| Parameter | PWR PLUS7 |
|---|---|
| Fuel type | 16×16 |
| Number of fuel pins | 236 |
| Number of guide thimbles | 20 |
| Initial enrichment of $U^{235}$(wt%) | 4.5 |
| Fuel rod pitch(mm) | 12.85 |
| Fuel rod diameter(mm) | 9.7 |
| Zry-4 clad thickness(mm) | 0.64 |
| Pellet diameter(cm) | 8.26 |
| Active fuel length(mm) | 381.0 |

파이로시설에서 발생하는 폐기물의 종류는 크게 3가지로 구분할 수 있는데, Hull과 구조재로 이루어진 고체폐기물, 기체폐기물로서 Fly-ash filter, LiCl 및 LiCl-KCl 공융염이 액체폐기물이 주가 된다[3,4]. 각각의 폐기물은 압축처리, 세라믹 고화, 유리화 처리 등을 통해 고정화되어 폐기물 저장셀에 저장된다.

### 2.4 파이로시설 폐기물 붕괴열 분석

2.3절에서 구분한 파이로시설의 폐기물 중 고체폐기물의 Hull은 $ZrCl_2$등의 용융염 세척이 이루어지고 구조재 폐기물은 소량이나 U, TRU 및 FP가 함유되어 방사성폐기물로 분류되므로 제외한다. 따라서 고체폐기물을 제외한 기체와 액체폐기물의 종류별 핵종 분포를 가지고 열량의 특성을 분석하였으며, Pyroprocess 후 냉각 시간에 따른 30MTU 사용후핵연료에 대한 열량 분석 결과는 다음 Fig. 2와 같다.

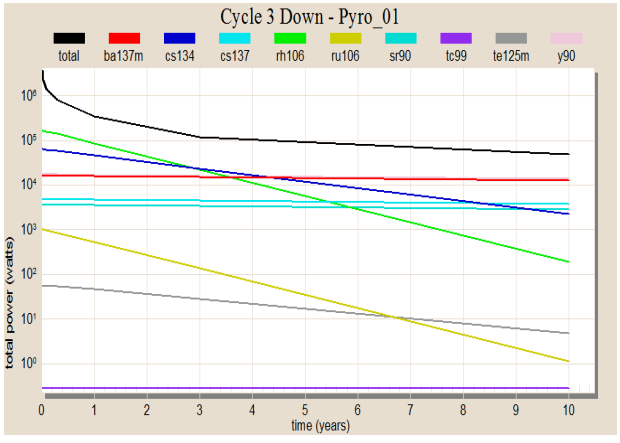



Fig. 2. a Decay Heat of Off-gas Waste.

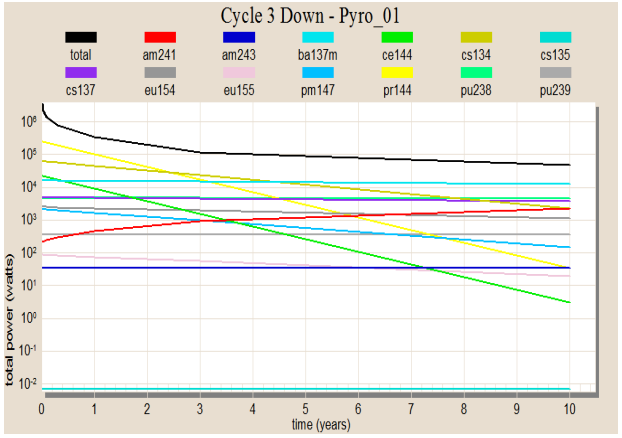



Fig. 2. b Decay Heat of Salt Waste.

## 3. 토의

본 연구에서는 파이로 폐기물 저장시설 설계요건 도출을 위한 기초자료를 확보하기 위하여 파이로 폐기물에 대한 붕괴열원항 예비 평가를 하였다. 현재 파이로시설의 각 공정에 대한 연구는 활발히 진행되고 있으나, 파이로시설 내 발생 폐기물에 대해서는 저장셀의 규모에서부터 금속 저장용기, 콘크리트 저장용기, 모듈형 볼트 저장방식 중 무슨 저장방식을 채택할지조차 정해지지 않았다.

따라서 향후 KAPF에 대한 PYRO Flow Sheet 5.0의 Material balance를 분석하여 파이로 폐기물 물량산출을 하고 KAPF의 폐기물 저장셀의 차폐 및 임계 평가를 통해 저장셀 설계에 유리한 저장방식과 규모를 연구하고자 한다.

## 4. 참고문헌


[1] 한국원자력연구원, “심지층 처분시스템 설계를 위한 기준 사용후핵연료 선정 및 선원항 평가”, KAERI/TR-3084/2005 (2005).

[2] 한국원자력연구원, “파이로공정 기준 물질흐름 4.0의 개발”, 한국방사성폐기물학회 2013 춘계학술발표회 논문요약집, Vol11. No.1 33 - 34, (2013).

[3] 한국원자력연구원, “사용후연료 건식재처리 폐기물 붕괴열원항 예비 평가”, KAERI/TR-3690/2008 (2008).

[4] 김현민, 서중석, 이효직, “파이로 공정 폐기물 물질특성 분석”, 한국방사성폐기물학회 2015 춘계학술발표회 논문요약집, Vol13. No1. 139 - 140, (2015).

# 원자력연구원 극저준위 철재류의 자체처분 과정

**신기백***, 강일식, 장원혁, 홍대석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kbshin@kaeri.re.kr

## 1. 서론

한국원자력연구원에서는 극저준위의 다양한 철재류 방사성폐기물들이 발생하고 있으며 그 양이 점차 늘어나는 추세이다. 이에 자체처분을 통하여 철재류 방사성폐기물의 양을 줄이는 것은 방사성폐기물의 운영 및 관리측면에서 매우 중요한 일이 되고 있다. 철재류 자체처분에 대한 과정은 크게 1) 철재류 폐기물의 발생, 2) 세척, 절단 및 저장, 3) 시료채취 및 핵종농도분석, 4) 시나리오를 이용한 선량 평가, 5) 규제해제 기관의 허가, 6) 위탁업체를 통한 자체처분 실행 등으로 나누어진다. (Fig. 1)

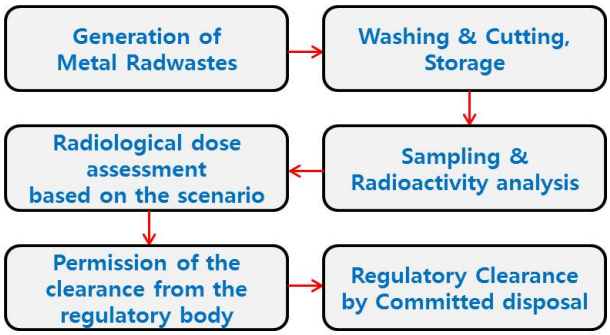



Fig. 1. Regulatory clearance process for metal radwastes.

본 논문에서는, 방사성폐기물처리시설에서 2015년 6월 실행한 공기조화 필터 해체 프레임, 콘크리트 내부 철근, 배기팬 해체 폐기물 그리고 핫셀 해체 폐기물 등 약 40.0 톤의 철재류에 대한 자체처분 과정을 기술하였다.

## 2. 본론

### 2.1 철재류 방사성폐기물의 발생 및 관리

2.1.1 공기조화 필터 해체 프레임

한국원자력연구원 내 원자력시설의 공기조화계통에서 사용된 필터들이 폐기물로 발생된다. 공기조화 필터의 경우 방사성 오염물질을 거르는 필터매체가 주로 오염되므로 이 부분은 해체하여 방사성폐기물로 처리하고 있으며, 필터 프레임의 경우 방사성 오염물질에 노출된 가능성이 매우 낮기 때문에 자체처분 대상이 된다.

2.1.2 콘크리트 내부 철근

서울 소재의 연구용원자로 및 방사성폐기물처리시설 주변에서 토양과 콘크리트, 콘크리트 내부 철근 등이 1988년에 폐기물로 발생되어 토양과 콘크리트는 2007 ~ 2008년에 자체처분 하였다. 이에 철근도 자체처분 할 수 있을 만큼 오염도가 낮다고 판단하였다.

2.1.3 배기팬 해체 폐기물

한국원자력연구원 내 조사재시험시설의 공기조화계통에서 사용된 MUP(Medium Under Pressure) 팬은 사무실 및 작업구역, 서비스구역 등의 배기를 위한 팬으로 거의 오염되지 않은 공기를 배기하는 팬이며, HEPA필터를 거친 공기를 외부로 배기하는 용도로 사용된다.

2.1.4 핫셀 해체 폐기물

한국원자력연구원 내 차세대관리공정실증시설의 핫셀 구조변경으로 Jib crane, storage vault, shield plug, 핫셀의 내/외부 파이프 등의 철재류가 발생되었다.

이상 위 철재류 폐기물들은 발생 후 세척, 절단 등 일련의 과정을 거쳐 자체처분 전까지 방사성폐기물처리시설 내에 보관되었다. Fig. 2에 자체처분 대상 철재류 방사성폐기물들을 나타내었다.



Fig. 2. Filter frame, Rebar, Storage vault, Exhaust fan (Clockwise from upper left).

### 2.2 시료 채취 및 핵종농도분석

핵종농도분석을 위해 각 철재류 별로 시료를 채취하였다. 공기조화 필터 해체 프레임은 Ø47 mm 형태로, 철근과 배기팬 해체 폐기물의 경우 잘게 자른 후 1 L Marinelli Beaker에 담은 형태로 HPGe Detector를 이용하여 핵종농도분석을 하였다. 각 철재류 방사성폐기물의 핵종농도분석 결과들 중 최댓값을 Table 1과 2에 나타내었다.

핫셀 해체 폐기물의 경우 주요 핵종이 U-238로 문지름법(Smear test)을 통한 시료 채취 후 전알파/베타 계수기로 측정하여 표면오염도값(kBq/$m^2$)을 얻게 된다. USNRC (United States Nuclear Regulatory Commission)에서는 철재류에 대한 mass-to-surface ratio(4.53-5.34 g/$cm^2$)값을 제공하며 보수적인 접근을 위해 표면오염도값(kBq/$m^2$)을 체적값(Bq/g)으로의 환산에 4.53 g/$cm^2$ 값을 적용하였다[1].

Table 1. Activity concentration of radwastes

| 구 분 | 방사능 농도 [Bq/g] | |
|---|---|---|
| | Co-60 | Cs-137 |
| 공기조화 필터 해체 프레임 | 1.00E-02 | 1.00E-02 |
| 콘크리트 내부 철근 | 9.86E-04 | 1.00E-03 |
| 배기팬 해체 폐기물 | 3.36E-03 | 2.26E-03 |

Table 2. Activity concentration of hot cell radwaste

| 구 분 | U-238 | |
|---|---|---|
| | 표면오염도 [kBq/$m^2$] | 방사능 농도 [Bq/g][a)] |
| 핫셀 해체 폐기물 | 1.01E-01 | 2.23E-03 |

a)표면오염도 측정값(kBq/$m^2$)을 체적값(Bq/g)으로 환산
1.01E-01 kBq/$m^2$ ÷ 4.53 g/$cm^2$ = 2.23E-03 Bq/g

### 2.3 시나리오를 이용한 선량 평가

RESRAD-RECYCLE Code를 이용하여 피폭 시나리오에 대한 선량 평가를 하였다. 보수적인 평가를 위해 각 폐기물의 최대 방사능 농도값을 적용하였으며 연령군에 대한 보정도 고려하였다. 공기조화 필터 해체 프레임의 경우 Aluminum 재질도 고려하였다. 선량평가 결과 최대 개인선량은 1.20E+00 μSv/yr, 집단선량은 2.56E-04 man×Sv/yr로 평가되었으며 관련 규정에 비하여 크게 낮음을 알 수 있었다[2].

### 2.4 위탁처분

규제해제 기관에서 철재류 폐기물에 대한 자체처분 허가를 받은 후 위탁처리 업체를 통해 자체처분을 하였다. 철재류 폐기물의 위탁 처분장 이송시 실무자의 동승으로 만일의 상황에 대비하였다.



Fig. 4. Metal radwastes loaded on a truck (left) and direct contamination measurement (right).

자체처분 시행 전 위탁처분 업체의 처분현장을 방문하여 오염도를 측정하였으며 자체처분 시행 후에도 처분현장을 방문하여 오염도를 측정 하였고 이상이 없음을 확인하였다. 또한 1차 수거업체에서 2차 가공업체로의 이송 시에도 실무자가 동승함으로써 현장을 모니터링 하였다.

## 3. 결론

방사성폐기물처리시설에서는 2015년 6월 원내에서 발생된 철재류 방사성폐기물에 대하여 자체처분을 시행하였다. 대상 철재류는 공기조화 필터 해체 프레임, 콘크리트 내부 철근, 배기팬 해체 폐기물, 핫셀 해체 폐기물 등으로 약 40.0 톤이었다. 해당 폐기물들은 세척, 절단 및 저장 등의 과정을 거친 후 시료를 채취하고 핵종농도를 분석하였고 피폭 시나리오에 대한 선량평가를 하였다. 규제해제 기관의 자체처분 허가를 받은 후 위탁처리업체를 통하여 자체처분을 시행하였다. 이를 통하여 많은 폐기물 처분비용 절약 및 저장공간 확보 등 상당한 경제적 효과를 얻을 수 있었다.

## 4. 참고문헌

[1] ANSI/HPS N13.12-2013, “Surface and volume radioactivity standards for clearance”.
[2] 원자력안전위원회 고시 제2014-003호.

# 우라늄으로 오염된 토양세척폐액 내 우라늄 제거 실험

**한규성***, 김승수, 김계남, 구대서, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
*gyuseong@kaeri.re.kr

## 1. 서론

원자력연구원에서는 우라늄변화시설 해체과정에서 발생한 방사성오염토양을 토양세척법과 동전기적방법을 이용하여 제염하고 있다.

방사성오염토양의 제염과정에서는 다량의 폐액이 발생되고 있으며, 폐액은 2차까지 재사용과정을 거치고 최종적으로 침전처리 후 슬러지화하여 처리하고 있다. 최종 침전물은 방사능 농도가 높아 방사성폐기물 처분시설에 처분할 예정이다.

그러나 침전물 내에 우라늄은 그 양이 매우 적어 폐액 내에서 우라늄을 선택적으로 제거할 수 있으면 최종 폐기물을 상당량 줄일 수 있을 것으로 예상된다.

따라서, 본 연구에서는 우라늄으로 오염된 방사성오염토양 세척 시 발생하는 폐액 내에서 우라늄을 선택적으로 제거하는 방법에 대하여 연구하였다.

## 2. 실험방법 및 결과

우라늄으로 오염된 토양을 세척 시 발생하는 폐액 내 우라늄은 약 3.0 Bq/g 농도를 나타났으며, 우라늄을 선택적으로 제거하는 방법으로 이온교환수지와 용매추출법을 비교하여 실험을 진행하였다.

### 2.1 이온교환수지

우라늄으로 오염된 토양을 세척한 후 발생하는 폐액 내에 우라늄을 제거하기 위하여 이온교환수지를 이용하였다. 문헌에서 참조한 IRA-910과 S-950(Purolite company) 레진을 이용하여 우라늄흡착을 비교하여 실험하였다.

세척 폐액 100 ml에 IRA-910과 S-950을 각각 10 g을 첨가한 후 1 시간 동안 교반하여 우라늄 흡착실험을 진행하였으며, 레진을 고액분리 후 용액을 취하여 우라늄 농도를 측정하였으며, 이 과정을 세 번 반복하여 실험을 진행하였다.

### 2.2 용매 추출

토양 세척 폐액 내 우라늄을 선택적으로 제거하기 위하여 우라늄광에서 우라늄 추출제로 사용되고 있는 Alamaine-336을 이용하여 폐액 내 우라늄을 제거하기 위한 실험을 수행하였다.

Exxsol 5 ml에 1-Dodecanol 5%와 Alamine-336 0.05 mol, 0.15 mol을 각각 용해시킨 후 세척 폐액에 첨가하고, 1 시간동안 교반기를 이용하여 우라늄과 충분히 반응토록 추출제를 교반시켰다. 교반 후 폐액과 추출제가 층분리가 형성되면 추출제를 분리해 내어 우라늄 농도를 측정하였으며, 이 과정을 네 번 반복하여 실험하였다.

### 2.3 결과

이온교환수지를 이용하여 우라늄 흡착 후 폐액 내 우라늄 농도를 측정한 결과 IRA-910은 약 23%, S-950은 약 98%의 우라늄 제거 효율을 보여 S-950 레진에서 우수한 우라늄 흡착 효율을 보였다.

Table 1. Results of uranium adsorption

(Unit : Bq/g)

| | 1st | 2nd | 3rd |
|---|---|---|---|
| IRA-910 | 2.78 | 2.54 | 2.31 |
| S-950 | 1.25 | 0.59 | 0.04 |

Alamine-336을 이용한 용매추출 결과 Alamine의 몰농도를 달리하여 실험을 수행하였다. 그러나 문헌에서의 결과와 달리 우라늄 추출 실험이 되지 않았다.

Table 2. Results of uranium extraction

| Exxsol | Dodecanol | A-336 | 1st | 4th |
|---|---|---|---|---|
| 5ml | 5% | 0.05mol | 2.95 | 2.87 |
| | | 0.15mol | 2.83 | 2.74 |

## 3. 결론

우라늄으로 오염된 토양세척 시 발생하는 세척폐액 내 우라늄을 선택적으로 제거하기 위한 실험을 수행하였다. 이온교환수지를 이용한 결과 S-950 레진에서 약 98%의 높은 우라늄 제염효율을 보였다. 그러나 아직 초기단계의 실험결과이므로 많은 보완내용이 필요할 것으로 판단된다.

용매추출제인 Alamine-336을 이용한 세척폐액 내 우라늄 추출실험 결과 우라늄이 거의 제거되지 않았는데, 이를 보완하기 위한 연구가 더 필요할 것으로 보였다.

## 4. 참고문헌


[1] K. Popov, I. Glazkova, V.Yachmenev, and A. Nikolayev, Electrokintic remediation of concrete: effect of chelating agents, Environmental Pollution, 1-7, 2008.

[2] S. Collet, A. Chagnes, B. Courtaud, J. Thiry, and G. Cote, Solvent Extraction of Uranium from Acidic Sulfate Media by Alamine 336: Computer Simulation and Optimization of the Flow-Sheets, J. Chem. Tech. Biotech., Vol.84(9), 1331, 2009.

[3] A. Rahmati, A. Ghaemi and M. Samadfam, Kinetic and Thermodynamic Studies of Uranium(VI) Adsorption Using Amberlite IRA-910 Resin, Ann. Nucl. Energy, Vol.39, 42, 2012.

# 참고원전의 방사선량율을 활용한 방사능 재고량 평가 방안

**전종선**[1*], 신상화[2], 이재민[2]
[1](주)에네시스, 대전광역시 유성구 유성대로 640
[2]TUV Rheinland Korea, 서울시 구로구 구로동 197-28
*nunkijs@gmail.com

## 1. 서론

각국의 경우 해체 안전성 확보 및 비용평가를 위하여 해체 물량을 산정하며 이 중 방사선적 오염이 된 기기 및 구조물의 방사능재고량 평가를 수행하고 있다. 다양한 연구가 진행되었으나 주요 기기 일부가 아닌 해체 전반적인 평가의 경우 미국 NRC의 연구자료가 대표적인 사례이다. 가압경수로의 경우 NUREG/CR-0130, AIF/NESP-036, NUREG/CR-5884 등의 자료가 대표적인 자료이다. 가압경수로의 경우 미국의 Trojan 원전(3500MWt, 1175MWe)을 참조로 해체 연구를 수행하였다. 선행 원자력시설 해체 사례를 분석하였으며 해체 전략별 정의와 함께 특징을 분석하고 원자력시설의 방사능재고량 평가 방안을 분석하였다.

## 2. 본론

### 2.1 방사능 재고량 평가

NUREG/CR-0130에서는 방사선원항 분석시 가압경수로의 경우 40 년 운영을 전제로 75%의 전출력 운전을 가정, 30 Effective Full Power Year를 기준으로 산정하였다. 방사화분석의 경우 ANISN-ORIGEN 코드의 조합으로 원자로심 및 주변 구조물의 방사화를 분석하였다. 방사화 부식생성물의 경우 배관 표면의 방사선량 등의 원자력 시설의 유지 보수 자료를 근거로 평가하였다. 그 외의 시설, 구조물, 기기에서의 방사선원항 평가와 함께 해체 물량 산정의 기초자료를 제시하고 있으며 방사선량 자료 및 비용평가자료를 제시하고 있다. Table 1은 원자로 구조물의 주요 물량 산정 자료이다.

### 2.2 방사능재고량 산정을 위한 주요 가정

방사능재고량 산정을 위한 가정은 다음과 같다.

2.2.1 방사화 원자로압력용기 및 구조물
- 초기 10년 이후 Ni-63이 총방사능량의 상당분을 반영하며, Co-60은 방사선량율의 상당분을 초기 70-80 년간 동안 반영

Table 1. Summary of physical data for containment

| Description | Material Quantity | |
|---|---|---|
| | Volume($m^3$) | Weight(Mg) |
| Biological Shield Concrete | 734 | 1764 |
| Base Slab Concrete | 3078 | 7396 |
| Base Liner (steel) | 193 | 54 |
| Reactor Cavity Liner (steel) | | 14.5 |
| Floors and Cavity Liner Plates (steel) | | 139 |
| CRD Missile Shield Concrete | 41 | 99 |
| CRD Missile Shield Facing (steel) | | 11 |
| Refueling Cavity Concrete | 460 | 1107 |
| Refueling Cavity Liner (steel) | | 17 |
| Pressurizer Enclosure Concrete | 410 | 980 |
| Steam Generator Enclosures (4) Concrete | 807 | 1940 |

2.2.2 방사화 부식생성물
- 원자로 정지후 Co 원소가 방사능량의 약 78%

2.2.3. 결함핵연료에서 발생한 핵분열생성물 초우라늄원소
- 이온교환기 설치 구역(6 $m^2$)에 발생, 오염준위는 3.75E-4μCi/$m^2$
- 1차 냉각수 계통의 화학적제염은 EDTA 방식, 제염계수는 10, 사용된 EDTA 총량은 18 Mg

2.2.4. 배관 내부의 오염 산정
- 배관 직경, 두께별 표면선량율과 내부침적 오염과의 관계 도출
- Co-60의 기여도에 의해 산정할 수 있음
- 증기발생기의 경우 외부표면선량율 40 R/hr, 40 R/hr 의 경우 내부 오염은 0.23 Ci/$m^2$, 총 내부표면적 19,000 $m^2$

### 2.3 방사능 재고량 평가를 위한 방사선량율 측정

NUREG/CR-0130에서 원자로 운전정지 후 참조 원전을 통해 예상되는 방사선량율을 평가하였다. 원전해체 작업자의 방사선 피폭 우려 때문에, 이러한 추정치는 직업적 노출(occupational exposure)을 계산하는 것이 필요하다. 방사선량율 평가는 운전중인 PWR에 대한 실제 현장 측정자료에 근거하지만 추정자료임을 인식해야한다. 경우에 따라서 원전의 운전이력과 사전 오염 제거 프로그램의 범위와 성공에 따라 방사선량율 평가값이 10배 정도 다를 수 있다.

원전선량률 평가를 위한 주요조건은 다음과 같다.

- 핵연료 운송관과 핵연료 재장전 수조에 물을 가득 채움
- 원전은 운전정지 / 핵연료 재장전 상황
- 오염물의 선량률이 최대구역의 1 미터 떨어진 곳에서 선량측정
- 배관 선량률은 장비 주변 선원보다 지배적임

2.3.1 원자로 정지시 선량률 평가

운전정지시 방사선량률과 오염도는 3~6 년간 상업운전을 했던 6개의 PWR (2루프 1 개와 3루프 5 개)로부터 자료를 수집하였다.

2.3.2 내부 오염배관 선량률 평가

방사성 부식생성물 핵종의 영향은 핵종의 무게에 비례하는 것이 아니라, 붕괴시 방출되는 감마선의 에너지와 강도에 비례한다. 따라서, 침적된 CRUD 전체무게 중 소량인 Co가 일반적으로 지배적인 핵종이다.

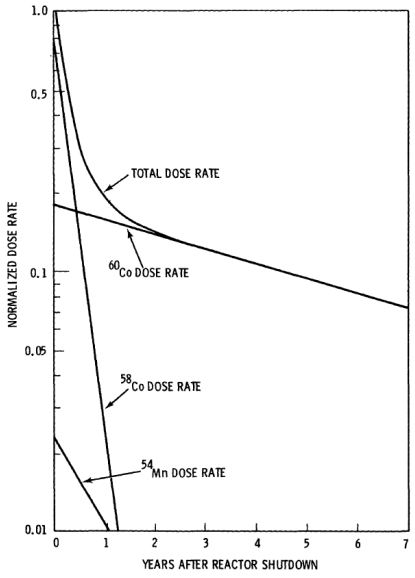



Fig. 1. Radioactive decay of activated corrosion products.

원자로 운전종료시, 방사성 핵종의 각각의 비율은 운전중인 13개의 PWR에서 CRUD의 측정결과를 통하여 구축하였다. 134Cs 및 137Cs의 침적물 데이터에 따르면 배관 계통 내의 핵분열 생성물 침적 표면 선량율의 기여는 60Co보다 약 10,000배 미미한 것으로 보인다. 시간에 따라 방사화된 부식생성물에서 선량률과 원자로 정지 상태의 총선량률의 관계는 Fig. 1과 같다. Fig. 1의 곡선은 원자로 정지 후에 시간에 따른 총선량률과 다른 부식생성물 동위원소 선량률의 상대적인 기여도를 보여준다.

배관내부의 방사선량률은 외부 표면에서 측정된 선량률과 차폐 계산을 사용하여 추정하였다. 대형 배관은 원통형 구조를 보정하기 위해서 실험보정계수를 사용해서 선량률을 평가하였다.

## 3. 결론

원자로 정지시 선량률 평가는 운전정지시 방사선량률과 오염도를 참고하였고 방사화 분석 결과 주요 원자로 구조물의 방사능량은 $1.78\times10^{17}$ Bq로 평가하였고 이를 영구정지후 냉각 기간에 따라 방사능 감쇄 경향을 확인하였다. 방사화 부식생성물의 경우 원자력 시설의 유지 보수 자료를 근거로 평가하였으며 원자로 압력용기의 경우 총방사능량을 약 130 Ci, 증기발생기의 경우 약 4400 Ci, 가압기의 경우 약 4 Ci, RCS를 제외한 배관의 경우 약 60 Ci, RCS 배관의 경우 약 160 Ci로 평가하였다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 2013년도 원자력안전 연구개발 사업의 일환으로 수행되었습니다. (원자력 안전 연구센터사업 / 원전해체안전성 및 지속성 확인을 위한 요소기술개발)

## 5. 참고문헌

[1] R. I. Smith G. J. Konzek W. E. Kennedy, Jr., "Technology, Safety, and Costs of Decommissioning a Reference PWR", NUREG/CR-0130 Vol. 2.

[2] G. J. Konzek, R. I. Smith, M. C. Bierschbach, P. N. McDuffie, "Revised Analyses of Decommissioning for the Reference PWR", NUREG/CR-5884 Vol. 2.

# 원전 공기정화계통 설계특성에 따른 첨착활성탄 오염 고찰

**김덕기***, 소지양, 박승철
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*darklord@khnp.co.kr

## 1. 서론

원전 공기조화계통 공기정화기(Air Cleaning Unit)에 장착된 원자력등급 첨착활성탄은 대표시료 캐니스터(canister)가 모두 소진되거나, 정기 성능검사 허용기준을 만족하지 못할 경우 교체된다.

한편 첨착활성탄이 장착된 공기정화기들 중 발전소 정상운전시 연속 가동되는 설비는 소수에 불과하고, 공학적안전설비 공기정화기들의 경우 원전 설계기준사고 발생확률이 극히 낮기 때문에 주기 운전가능성시험 외에 발전소 수명 동안 대부분 가동되지 않는다. 운전 실적이 없는 공기정화기로부터 발생되는 폐활성탄은 $^{14}C$ 물질로 오염되었을 가능성이 매우 낮기 때문에, 교체 후 일률적 장기보관하는 현행 처리방식은 원전 폐기물 임시저장공간 이용률 저하의 주요인이 되고 있다.

따라서 원전 노형·계통별 발생되는 폐활성탄 내 $^{14}C$ 물질 재고량을 분석하고, 분석결과를 바탕으로 향후 교체되는 폐활성탄의 분류 처리기준을 마련하여 원전 폐기물 임시저장공간 이용률을 제고할 필요가 있다.

본 논문에서는 원전 노형·계통별 교체 폐활성탄 내 $^{14}C$ 물질의 재고량 분석에 앞서, 공기조화계통 설계 관점에서 첨착활성탄의 $^{14}C$ 오염가능성 여부를 우선 고찰함으로서 발생되는 폐활성탄의 분류처리 기준수립에 유용한 정보를 제공하고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 공기정화기 폐활성탄 발생원

2015년 현재, 국내 가동중 원전은 총 23개 호기이며, Table 1과 같이 Westinghouse형, Combustion Engineering형 및 Framatome형 가압경수로 원전과 CANDU-6형 가압중수로 원전으로 분류된다. 설계기준사고 영향을 최소화하기 위해 설계된 공학적 안전설비 공기정화기는 Table 2와 같다. 설비에 장착된 첨착활성탄은 대표시료가 모두 소진되거나, 활성탄의 흡착효율 시험결과 허용기준을 만족하지 못하는 경우 교체된다.

Table 1. Types of in-service domestic NPPs

| Types | NPPs |
|---|---|
| Westinghouse | - KORI #1,2,3,4<br>- HANBIT #1,2 |
| Combustion Engineering | - HANBIT #3,4,5,6<br>- HANUL #3,4,5,6<br>- SHINKORI #1,2<br>- SHINWOLSUNG #1 |
| Framatome | - HANUL #1,2 |
| CANDU-6 | - WOLSUNG #1,2,3,4 |

Table 2. List of Air Cleaning Units generating Spent Activated Carbon

| NPPs | ACUs |
|---|---|
| KORI #1,2 | - CNMT Charcoal C/U System<br>- Spent Fuel pit Charcoal Exh. System<br>- Aux. Bldg. Charcoal Exh. System<br>- Ctrl. Acc. Area Charcoal Exh. System<br>- Rx Bldg. Ann. Negative Pr. Ctrl. System (only KR #2) |
| KORI #3,4 & HANBIT #1,2 | - CNMT Lo. Vol. Purge ACU<br>- FHB Emg. Exh. ACU<br>- Aux. Bldg. Exh. ACU |
| HANBIT #3,4,5,6 & HANUL #3,4,5,6 | - FHB Emg. Exh. ACU<br>- PAB Emg. Exh. ACU<br>- SAB Exh. ACU<br>- HELB Area Exh. ACU<br>- RWB Emg. Exh. ACU<br>- ECCS Emg. Exh. ACU<br>- CNMT Lo. Vol. Purge ACU |
| SHINKORI #1,2 & SHINWOL-SUNG #1 | - FHB Emg. Exh. ACU<br>- ECCS Emg. Exh. ACU<br>- CNMT Lo. Vol. Purge ACU<br>- Aux. Bldg. Emg. Exh. ACU<br>- HELB Area Exh. ACU<br>- Comp. Bldg. Carbon Adsorber Exh. ACU |
| HANUL #1,2 | - Fuel Bldg. Ventilation<br>- NAB Ventilation<br>- Peripheral Rms. Ventilation |
| WOLSUNG #1,2,3,4 | - Rx. Bldg. A/C Filter<br>- Spent Fuel Bay Exh. System |

### 2.2 $^{14}C$에 의한 공기정화기 오염 가능성

Westinghouse형 고리1,2호기의 격납건물 공기는 정상운전 중 활성탄이 장착된 공기정화기로 연

속 정화된다. 첨착활성탄은 원자로냉각재계통(RCS)의 설계·비정상 누설을 통해 격납건물 대기 중에 존재하는 $^{14}C$ 물질로 오염될 가능성이 높다. 보조건물 배기공기 정화기의 경우도 화학 및 체적제어계통(CVCS) 설비의 비정상 누설에 따른 오염공기를 연속 처리하므로 활성탄의 $^{14}C$ 오염가능성이 높다.

반면 제어건물 연속 배기공기 정화기의 경우, 건물 내 설비들이 원전 1차계통과 무관한 설비로 구성되어 있기 때문에 공기중 방사성물질 농도가 매우 낮아 활성탄의 $^{14}C$ 오염가능성이 희박하다.

특히 고리1호기의 사용후연료저장지역 정화기는 비상시에만 운전되므로 활성탄의 $^{14}C$ 오염가능성은 낮으나, 고리2호기의 경우 상시 운전되므로 오염가능성이 높다. 또한 고리2호기의 격납건물환형공간 부압유지 공기정화기도 격납건물 공기유입으로 오염가능성이 높다.

고리3,4호기 및 한빛1,2호기의 경우, 격납건물 내 압력제어 또는 방사성물질 제거를 위해 필요시 퍼지 정화기가 비정기적으로 가동되며, CVCS 설비들이 운전중인 보조건물의 배기정화기는 상시 운전되므로 활성탄의 $^{14}C$ 오염 가능성이 매우 높다. 반면 연료건물 비상 배기공기 정화기는 발전소 비상시에만 운전되므로 오염 가능성이 희박하다.

Framatome형 한울1,2호기의 경우, 원자로 연료건물 환기계통 정화기, 원자로 보조건물 환기계통 정화기 및 격납용기 주변건물 환기계통 정화기 모두 발전소 비상시에만 운전되기 때문에 활성탄의 $^{14}C$ 물질 오염 가능성은 매우 낮을 것으로 예상할 수 있다.

Combustion Engineering형 한빛3,4,5,6호기 및 한울3,4,5,6호기 그리고 신고리1,2호기와 신월성1호기는 격납건물 저체적 퍼지 정화기가 필요시 가동되며, CVCS 설비들이 운전되는 이차보조건물, 특히 신고리 및 신월성 원전의 복합건물배기 정화기는 상시 운전되므로 폐활성탄 내 $^{14}C$ 물질 재고량은 상대적으로 높을 것으로 예측할 수 있다.

CANDU-6형 월성1,2,3,4호기의 경우 감속재계통 상층공간 내 $^{14}C$ 물질을 함유한 기체가 감속재계통 퍼지를 통해 격납건물 대기로 이동하고, 격납건물 대기 중 공기가 공기정화기 연속운전을 통해 첨착활성탄으로 유입된다. 또한 사용후연료저장 지역 공기 정화기가 연속 운전됨에 따라 폐활성탄 내 $^{14}C$ 물질 재고량이 높을 것으로 예상할 수 있다.

국내 원전의 설계기준사고 확률이 매우 희박한 점을 고려하면 발전소 수명 동안 공학적안전설비 공기정화기가 가동될 가능성이 극히 낮아서 오염가능성이 없으며, 대표시료 소진에 따라 교체되는 경우가 대부분이므로 폐활성탄 $^{14}C$ 농도는 자연방사능수준일 것이다. 따라서 이들 공기정화기로부터 교체 발생되는 폐공기정화기는 일률적인 임시저장 대신 발생즉시 우선 자체처분 대상으로 분류하여 원자력안전법상의 자체처분 절차를 진행할 수 있을 것으로 사료된다.

## 3. 결론

국내 원전 노형별 및 공기정화기별 교체되는 폐활성탄의 $^{14}C$ 물질에 의한 오염가능성에 대해 고찰하였다. 본 고찰을 통해 공학적안전설비 공기정화기로부터 발생하는 폐활성탄은 $^{14}C$ 물질로 오염될 가능성이 아주 낮을 것으로 예측되었고, 상대적 오염가능성이 높은 폐활성탄은 1차측 누설에 따른 연속 또는 단속적으로 처리하는 공기정화기 발생분으로 추정하였다.

향후 발전소 노형별, 계통별 대표시료를 채취하여 $^{14}C$ 정량분석 및 $^{14}C$ 물질 형태 고찰에 관한 연구진행으로 폐활성탄 분류처리 기준수립 및 자체처분을 위한 기초자료로 활용할 수 있을 것이다.

## 4. 참고문헌


[1] Regulatory Guide 1.140 “Design, Inspection, and Testing Criteria for Air Filtration and Adsorption Units of Normal Atmosphere Cleanup Systems in Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants”.

[2] Regulatory Guide 1.52 “Design, Inspection, and Testing Criteria for Air Filtration and Adsorption Units of Post-Accident Engineered-Safety-Feature Atmosphere Cleanup Systems in Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants”.

# 원전발생 폐공기정화제 자체처분을 위한 실험적 접근

**소지양***, 김덕기, 박승철
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*jiyangso@khnp.co.kr

## 1. 서론

공기정화기(Air Cleaning Unit)는 원자력발전소 건물내부에서 발생된 방사성 오염공기를 여과하여 대기로 방출하는 기능(Exhaust ACU)과 설계기준사고시 건물 외부의 공기중 방사성 물질을 여과하여 주제어실 및 기술지원실로 환기용 공기를 공급(Makeup ACU)하는 기능을 가진 기기로서 방사선 피폭으로부터 발전소 운전원 및 발전소 주변의 주민들을 보호하는 주요한 역할을 수행한다. 국내원전 공기정화 설비의 경우 앞단에 HEPA필터를 장착하여 입자상 방사성 대기 오염물질을 제거한 후, 후단의 입상활성탄필터를 통해 방사성 요도드 물질을 제거한다. 활성탄필터는 중대사고시를 대비하여 설치되어 있으며, 사용되는 계통으로 구분되어 운전되고 있으며, 주기적 성능 검사를 통해 기준성능을 불만족할 경우, 교체로 인한 폐활성탄이 발생하게 된다. 폐활성탄은 원전 운영 중 지속적으로 발생되는 폐기물로 최근 국내 규제강화로 교체 주기가 짧아져 발생량이 지속적으로 늘어날 전망이다. 본 연구에서는 국내 원전 공기정화기 운영 시 발생되는 폐활성탄을 자체처분하기 위한 기술개발의 일환으로 실험적 접근법을 고찰하였다.

## 2. 본론

### 2.1 폐활성탄 발생 특성

국내 원전 공기정화설비에는 중대사고시 발생 할 수 있는 방사성 요오드를 제거하기 위해 TEDA가 첨착된 활성탄을 사용하고 있다. 그러나 국내 원전 운영 시 연료손상 빈도는 연료봉 3백만 개당 1개 정도로 매우 낮고, $^{131}I$의 반감기가 8 일로 비교적 짧아 폐활성탄내 방사성요오드가 존재할 가능성은 매우 낮다. 반면 계통별 특성에 따라 $^{14}C$함량이 처분제한농도(1Bq/g)를 초과하는 폐활성탄이 발생하여 자체처분에 어려움이 있는 것으로 조사되었다. 또한 계통별 운전 특성과 폐활성탄 보관 상태에 따라 수분함량 및 오염흡착 특성이 상이 할 것으로 보인다.

### 2.2 폐활성탄내 $^{14}C$제거를 위한 기술고찰

폐공기정화제의 자체처분 기술개발요건, 국내특허기술현황 및 각 기술의 현장 적용성을 앞선 연구에서 고찰한바 있으나, 기술 보유기관들은 주로 폐활성탄 처리공정 방안만을 제시할 뿐 해당 공정을 이용한 실제 폐활성탄의 실증시험 결과가 입증되지 않았다. 또한 자체처분을 위한 처리 관점에서 현존 기술들의 현장적용성을 검토한 결과 발전소 계통과의 간섭성, 발생된 2차폐기물의 처리 및 처분의 어려움이 존재하는 것으로 분석되었다. 따라서 종합적 기술검토 결과 마이크로웨이브를 이용한 가온 및 부분산화법을 적용하여 폐활성탄내 $^{14}C$제거를 위한 실험적 접근을 시도하고자 한다.

### 2.3 시료대상 선정 및 실험방법

국내 가압경수로 원전 3개 유형(Westinghouse, Combustion-Engineering, Framatome)과 가압중수로 원전 1개 유형(CANDU-6)으로 분류 후 계통별 공기정화기의 폐활성탄 발생이력에 따른 시료채취를 통해 각 원전 및 계통별 특성을 대표 할 수 있는 시료를 선정하였다. 이는 추후 지속적으로 발생될 폐활성탄을 효율적으로 관리하고 자체처분하기 위한 분류이다.

마이크로웨이브를 이용한 $^{14}C$제거 실험에 앞서 대상시료의 수분함량특성 및 열분해 특성파악이 필요하다. 선행연구결과에 의하면 수분흡착량이 첨가물 탈착효율에 영향을 주는 것으로 나타났으며, 수증기와 $CO_2$ 및 $CH_4$, $C_2H_6$의 배출이 각각의 열분해 온도인 120℃, 450℃부근에서 구분되어 일어남을 알 수 있다. 이로써 마이크로웨이브를 이용한 부분산화조건을 설정 할 수 있을 것이며, LSC분석을 통해 초기 $^{14}C$농도 범위에 따른 처리효율 및 열분해 기기의 운전 변수(시간, 온도, 산화·환원조건)에 따른 $^{14}C$제거효율 또한 고찰하고자 한다.

### 2.4 마이크로웨이브 열분해 장치

마이크로웨이브를 열원으로 하는 폐활성탄 처리장치는 Fig. 1과 같다. 본 장치는 진공열처리가 가

능하도록 설계·제작될 것이며 산화 및 환원 분위기에서 열처리가 가능하도록 산소 및 불활성 기체 공급이 이루어질 것이다. 가열로는 다량의 폐활성탄 시료를 장시간 처리할 수 있도록 배치식으로 제작될 것이며 마이크로파 에너지 분포를 균일화하기 위해 회전반을 설치할 것이다. 또한 내부의 온도를 실시간으로 측정 할 수 있는 IR온도 감지기를 장착하여 일정 온도에서 탈가스화 반응이 일어나도록 해야 한다.

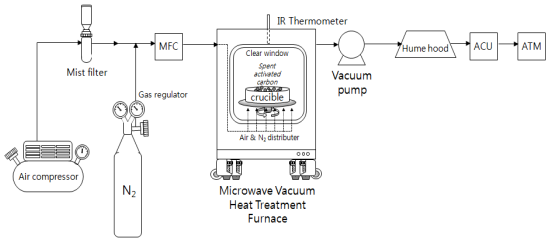



Fig. 1. Microwave vacuum heat treatment furnace.

## 3. 결론

마이크로웨이브를 이용한 부분탄화 실험은 기존의 폐활성탄 처리기술들의 발전소 계통과의 간섭성 및 2차폐기 발생 등의 어려움이 없어 비교적 원전 현장적용이 용이할 것으로 판단된다. 또한 발전소 유형별 계통별 특성에 따른 폐활성탄의 물성특성이 상이하므로 처리효율에 미치는 간섭을 최소화하는 노력이 필요하며, 열처리 시 탈가스 단계의 조절과 동시에 활성탄 자체의 탄화를 제어할 수 있는 기술이 주요하게 요구 될 것으로 사료된다.

## 4. 참고문헌

[1] 소지양, 김덕기, 박승철, “폐공기정화제 자체처분을 위한 처리기술 분석”, 2015 한국방사성폐기물학회 춘계학술대회 논문요약집, 303-304, 2015.

[2] 김덕기, 소지양, 박승철, “원전 공기정화계통 활성탄내 $^{14}C$흡착 매커니즘 고찰”, 2015 한국방사성폐기물학회 춘계학술대회 논문요약집, 269-270, 2015.

[3] 이민우, 이석철, 양희철, 김태곤, 신재신, “방사성 폐기물인 폐활성탄으로부터 C-14분리 회수를 위한 열적거동 분석”, 2012 한국방사성폐기물학회 춘계학술대회 논문요약집, 253-254, 2012.

[4] “공기정화계통 폐활성탄중 $^{14}C$ 및 $^{3}H$ 저감화기술 및 장치개발” 한국수력원자력(주), 2008.

# 중수로 혼합폐수지 처분을 위한 처리공정 개념

**박승철***, 소지양, 김덕기
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*seung.park@khnp.co.kr

## 1. 서 론

국내 중수로 원전은 운영 초기에 여러 계통에서 발생된 폐수지, 폐활성탄, 폐제올라이트 등을 동일 저장탱크에 배출하여 장기간 혼합저장하고 있다. 이 중수로 혼합폐수지는 구성 성분, 형상 등 물리화학적 특성이 다양하며, 특히 장반감기 베타핵종인 C-14 농도가 중·저준위 방사성폐기물 처분기준을 초과하고 있다. 때문에 이를 처분하기 위해서 음이온수지에 흡착되어 있는 C-14을 처분기준 이하로 탈착/분리하는 과정이 필요하다. 그러나 방사성폐기물 신분류 기준 법제화에 따라 처분기준에서 단위 폐기물포장물 중의 C-14 농도제한이 없어질 전망이다[1]. 이렇게 되면 중수로 혼합폐수지 처분은 방사능 요건보다는 유리수 함량 등 물리화학적 처분요건을 만족하는 고화/안정화 처리 관점에서 공정개발이 중요하다. 따라서 본 논문에서는 중수로 혼합폐수지의 효율적 처분을 위한 처리공정 개념에 대해 검토하고 그 결과를 기술하였다.

## 2. 본 론

### 2.1 혼합폐수지의 발생 특성

중수로 원전 냉각재 정화계통, 감속재 정화계통, 사용후연료 저장조 정화계통, 액체방사성폐기물 처리계통 등에서 폐수지가 발생한다. 중수로 원전 운영초기 pre-coat 제염설비 운영과정에서 사용된 분말형 이온교환 수지(양이온, 음이온), Cs-137 제염효율을 높이기 위해 일시 사용된 제올라이트 및 PCM (Primary Clay Mineral), 그리고 중수 세정계통 및 액체폐기물처리계통에서 사용된 활성탄을 동일한 탱크에 혼합저장하게 되었다. 월성 1호기 안전성분석보고서에 따르면 냉각재계통 폐수지 및 감속재 계통에서 발생하는 폐수지의 C-14 농도를 각각 1.1E+5Bq/g 및 4.6E+6Bq/g로 평가하고 있으며, 발생계통 구분없이 혼재된 저장을 고려할 때 혼합폐수지 중의 C-14 농도는 2.0E+5 ~ 3.2E+6Bq/g 범위이다[2]. 현재의 처분기준인 2.22E+5Bq/g와 비교할 때 폐수지를 분리 저장하였다면 일부 폐수지는 그대로 처분이 가능하였겠지만 원전여건상 동일 탱크에 혼합저장하고 있어서 전체적으로 처분이 어려운 상황이다. 다행히 최근에는 입상형 수지 이외 분말형 수지, 폐활성탄, 폐제올라이트 등은 더 이상 발생하지 않고는 있으나, 해당 저장탱크가 내부순환, 모니터링 등 기본적 기능이 없는 관계로 이 폐수지의 처분을 위한 처리공정이 현장 적용성을 확보하기 위해서는 앞서 기술한 현장의 미비한 저장여건을 고려할 필요가 있다.

### 2.2 혼합폐수지 처리에 대한 선행 연구결과

한수원은 2003~2006년 사이에 중수로 혼합폐수지 처리 기술개발 연구를 수행하였다. 이때 혼합폐수지 저장탱크에서 bulk 시료를 채취하여 분석한 결과 입상수지와 기타 물질의 중량비 구성이 약 7:3 임을 확인하였다. 그리고 수지 혼합물 중에서 음이온수지를 1차 분리하고 다시 음이온 수지에서 C-14을 탈착(2차 분리)하는 공정에 대한 기초연구를 수행한 바 있다. 그러나 다양한 성상이 혼합된 슬러리상의 혼합폐수지의 현장의 저장여건을 고려할 때 원격 인출/분리 공정개발이 필요하며, 2차분리시 탈착된 C-14이 $CO_2$ 형태로 배출되지 않도록 C-14을 비수용성염으로 전환한 후 최종적으로 고화/안정화 처리하는 관점에서 처리공정 개발 및 실증이 충분하지 못하였다[3].

### 2.3 혼합폐수지의 처리시 고려 사항

혼합폐수지 발생특성 및 선행연구 결과를 바탕으로 중수로 혼합폐수지의 처분을 위한 처리공정 개발시 고려할 처리공정 단계를 정리하면 다음과 같다. 첫째, 중수로 혼합폐수지 저장에 대한 미비한 현장 저장여건을 고려한 공정개발이 필요하다. 둘째, 탈착된 C-14의 회수 및 불용성염으로의 전환이 필요하다. 셋째, 불용성염을 처분환경 조건에서 장기간 안정성을 유지할 수 있도록 고화/안정화 할 필요가 있다. 아울러, 처분인수 기준에 따른 처분적합성을 만족할 수 있는 고화/안정화 공정 및 PCP 개발이 필요하다. 다만, 중·저준위 방사성폐기물 신분류 기준의 법제화에 따라 단위 폐기물포장

물의 C-14 농도에 대한 제한이 없어질 경우 C-14 탈착은 필요하지 않을 것이다.

### 2.4 혼합폐수지 처리공정 개념 검토

중수로 혼합폐수지 처분을 위한 처리공정 개발 이전에 경수로 원전에서 폐수지 처리에 사용 중인 SRDS (Spent Resin Drying System)의 적용을 고려해 볼 수 있다. 먼저 경수로 폐수지는 신분류기준 법제화와 관련없이 대부분 C-14 처분농도를 만족하고 있고 성상이 균일하기 때문에 습윤 폐수지를 처분용기인 HIC (High Integrity Container)에 넣고 여기에 120°F(48°C) 건조공기를 8 시간 공급하여 건조하면 처분인수 기준상의 요건인 유리수 1% 조건을 만족하도록 처리할 수 있다. 그러나 중수로 혼합폐수지의 경우 성상이 다양하기 때문에 SRDS에 의한 건조처리를 위해서 우선 종류별로 분리한 분리된 그룹 각각에 대한 건조공정 및 PCP (Process Control Program) 개발이 필요하다. 이와 같은 점을 고려하여 중수로 혼합폐수지 처분을 위한 처리공정의 개념을 Fig. 1과 같이 검토하였다.

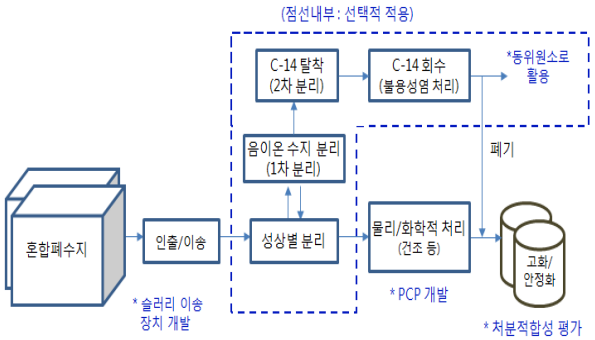



Fig. 1. Process Concept for the Treatment of the Mixed Spent Resin from Domestic PHWRs.

폐수지 저장탱크에서 혼합폐수지의 인출은 재순환하는 carrier water를 이용하는 원격 슬러리 펌핑 공정을 이용할 수 있을 것이다. 그림에서 점선으로 표시된 부분은 방사성폐기물 신분류 기준에 따라 C-14 처분농도 제한이 없어진다면 생략할 수 있기 때문에 보다 간단하고 유용한 처리공정이 될 것이다. 물론, C-14 동위원소를 활용할 목적으로 음이온 수지의 분리(1차분리), C-14탈착(2차분리) 및 회수(불용성 염처리) 등의 공정을 선택할 수 있다. 혼합폐수지의 성상별 분리공정 에서는 유동층을 이용한 비중차 분리 및 체분리 등을 고려할 수 있으나 성상별 분리를 하지 않고도 유리수 기준 등 물리화학적 처분요건을 만족할 수 있을 것이다. 예를들면 원심분리를 통한 탈수(dewatering) 후 필요시 추가적인 가열건조를 한다면 유리수 조건을 손쉽게 만족할 것으로 판단되기 때문에 분리공정도 선택적인 공정에 포함된다. 마지막으로 고화/안정과 공정의 경우 binder를 이용한 고화의 경우 폐기물포장물 부피 증가 관점에서 불리할 뿐 아니라 처분조건에서 건조수지의 팽윤에 의해 고화체 건정성이 저해될 수 있다. 따라서 경수로 폐수지 처리에 SRDS를 적용할 경우와는 달리 중수로 혼합폐수지는 선행공정에서 먼저 건조를 하고 다음 공정에서 HIC에 포장하는 단계적 방식을 취하면 쉽게 유리수 기준을 만족하면서 처분안전성도 확보할 수 있다.

## 3. 결 론

중수로 원전은 운영 여건상 성상이 다양한 폐수지를 동일 저장탱크에 혼합하여 누적 저장하고 있으며, 그동안 적절한 처리방안이 없었다. 그러나 최근 중·저준위 방사성폐기물 신분류기준 법제화에 따라 혼합폐수지로 부터 C-14을 탈착/분리 단계를 선택하지 않고 물리화학적 처분요건만을 만족하면 용이하게 처분이 가능할 것으로 전망되며 지금까지 고려했던 혼합폐수지 처분을 위한 처리공정의 개념을 재정립 할 필요가 있다. 이를 위해 중수로 혼합폐수지의 발생특성 및 관련 연구현황을 검토하고 이를 바탕으로 중수로 혼합폐수지의 인출/이송, 성상별 분리공정(선택적), 물리화학적 처리 및 고화/안정화 공정으로 구성된 처리공정 개념을 제시하였다.

## 4. 참고문헌

[1] 중·저준위 방사성폐기물 처분시설 안전성분석 보고서 § 8.3 개정안.
[2] 월성 1호기 FSAR § 11.4.3.
[3] 2006-환경-단33, 원전 폐수지 처리기술(C-14 제거) 개발 최종보고서.

# 원전 비상시 전처리 및 역삼투공정을 이용한 액체 방사성폐액 처리에 관한 연구

**김승은**, 박지은, 조항래, 이지훈*
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1312번길 70
*jihoon@khnp.co.kr

## 1. 서론

원자력 발전의 증가에 따라 처리기술 및 비상대비책으로 여러 기술들이 개발되고 있다. 원전의 격납용기 파손에 따른 냉각수의 문제 및 액체 방사성 폐기물의 유출이 후쿠시마의 원전사고에서 나타나면서 원전의 비상시 신속한 대응을 할 수 있는 이동식 처리 설비의 개발의 필요성이 대두 되고 있다. 또한 발전소 운영 중에 발생할 수 있는 농축폐액 및 다양한 종류에 폐액을 신속하게 처리할 수 있는 설비가 필요하다. 폐액 발생 시 발전소 자체적인 설비의 증설보다 이동식장비로 폐액 처리가 가능하게 하여 원전 설비의 증축비용도 절약할 수 있고  국내 신기술의 접목도 가능하도록 하는 이동식 폐액처리설비의 개발 내용을 기술하였다.

## 2. 본론

### 2.1 실험 방법

전처리 공정으로 DAF (Dissolved Air Flotation)와 UF (Ultra Filter), 선택적 핵종제거 컬럼을 구성하였다. 오일성분의 제거를 위해 DAF 공정을 첫 단계로 설정하여 응집제($FeCl_3$)를 20～30 mL/min으로 주입하여 Floc을 형성 후, 스키머를 이용하여 제거한 탁도 및 오일 농도 변화를 관찰하였다.

UF공정은 0.04 ㎛의 포화사이즈를 가지는 막을 사용하여 설계 용량인 Flux 0.4 $m^3/m^2$·day 조건으로 공정을 운전하며 처리수, 농축수를 포함한 시료를 채취하여 운전 압력 및 탁도를 분석하였다. 선택적 핵종 컬럼공정의 흡착제는 granule type의 Molecular sieve AW-500(1/16")와 bead type의 Molecular sieve 4 A(8x12(2 mm)) 을 각각 Cs, Sr 선택적 흡착제로 사용하였고 I 흡착제는 Ag 첨착활성탄을 사용하였다. 설계용량은 150 L/hr 로 설정하였으며, 운전 압력 및 유입·유출수의 TDS 변화 및 핵종 이온들을 분석하였다. 역삼투 (Reverse Osmosis, RO) 공정의 주요구성은 탱크부, 폐액공급부, 고압펌프부, 필터부, 측정기부, 배관라인부 및 전기제어 (Control)부분으로 설정하였다. 고염 조건을 고려하여 고압펌프로 역삼투필터에 주입하게 설계한 후 설계유량은 150 L/hr 설정하고, 담수의 경우 회수율이 90% 이상, 해수인 경우에는 40% 이상을 유지하도록 설계하였다. 역삼투막의 성능 유지를 위하여 전처리 공정을 거친 용액을 유입수로 사용하였다. 연계공정의 운전에 따라 선택적 핵종 제거 컬럼을 RO공정 전단에 설치하여 고농도의 핵종을 제거 한 후 처리하였다. 실험에 사용한 모의폐액 특성은 Table 1과 같다.

Table 1. Characteristics of the Simulated Liquid Waste

| 폐액 특성 | | 농도(ppm) | 시약 |
|---|---|---|---|
| 물리적 | SS | 1,000 | Kaolin |
| 화학적 | Oil | 100 | 수용성 절삭유,터빈유 (1:9) |
| | $H_3BO_3$ | 155 | $H_3BO_3$ |
| | $Na_3PO_4$ | 260 | $Na_3PO_4$ |
| | NaCl | 25,000 | NaCl |
| | Ca | 286 | $Ca(NO_3)_2{\cdot}4H_2O$ |
| | Mg | 929 | $MgSO_4$ |
| 주요 핵종 | I | 100 | KI |
| | Cs | 100 | $CsNO_3$ |
| | Sr | 100 | $N_2O_6Sr$ |
| | Co | 100 | $Co(NO_3)_2{\cdot}6H_2O$ |

### 2.2 전처리 및 역삼투 공정의 효율 평가

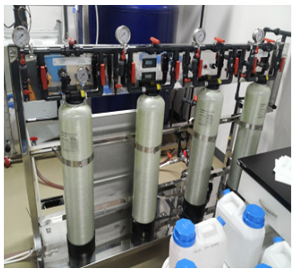
폐액 처리 공정의 주처리 설비인 RO막의 오염을 유발하는 유분 (수용성 유기물, 분산성 Oil)과 일부 부유물질을 사전 제거하기 위해 전처리 공정으로 설정한 DAF는 SS제거 효율이 상대적으로 낮게 나타났다. 이는 고농도의 붕산이나 $Na_3PO_4$, NaCl등 고염성분이 DAF 공정 응집에 미치는 영향이 있는 것으로 판단된다. Free oil과 수용성 오일을 각각 9:1의 비율로 주입 시 97.7～98.3% 까지 제거되었으며, 처리수 관찰 결과 대부분의 Free oil은 제거되었다. SS 및 oil 처리 결과, NaCl의 농도(염 성분)는 DAF공정의 SS제거 효율에 크게 영향을 미치지 않았다. 침지식 UF의 공정은 운전압력 -0.4 kgf/$cm^2$ (-30 cm·Hg) 이내로 정상 운전 압력 범위 내에서 폐액을 처리하였으며, 6～10 시간 연속운전에 대하여 처리수 탁도 0.5 NTU 이하, 처리율 99.8% 이상으로 처리 성능을 만족하였다.



DAF (Dissolved Air Flotation) system



Submerged UF (Ultra Filtration) system



SRRC (Selective Radionuclide Removal Column)



AC (Activated Carbon Column)

Fig. 1. Lab scale mobile pretreatment system.

침지식 UF공정에서는 주처리 설비인 고압 RO공정의 원활한 작동을 위해, DAF에서 처리되지 않은 입자성 물질과 일부 유분 및 유기물을 제거가 가능한 것으로 나타났다. 고염도 폐액 중 양이온( Cs, Sr) 및 음이온 (I) 등 주요 핵종의 선택적 제거를 위한 공정으로 다단 양이온, 음이온 흡착탑으로 구성하였다. 흡착탑의 수지는 성능이 입증된 상용 제올라이트 (AW500과 4A) 를 선정한 결과 Cs, Sr 처리 성능은 97% 이상의 효율을 보였다. Ag가 첨착된 활성탄을 사용해 I의 제거효율을 평가할 예정이다.



Fig. 2. Lab scale mobile high pressure RO system.

고압 RO공정에서는 이온성분 및 방사성 이온물질을 비선택적으로 모두 제거되었다. TDS 제거율은 폐액에 대하여 99% 이상으로 나타나 처리성능을 만족하였다.

## 3. 결론

원전사고를 대비하여 개발하는 이동식장비는 방사성 물질의 유출상황에도 신속하게 이동함으로써 수질오염 피해를 줄일 수 있을 뿐 아니라 비상상황에도 사용이 가능할 것이라고 판단된다. 이동식 설비는 전처리 단계의 조정 및 공정의 추가를 통해 처리효율을 증대시킬 수 있는 중요한 기술개발로 자체 고유기술 확보가 필요하다. 향후 원전사고의 상황이외에도 고전도도나 고탁도, 오일이 함유되어 원전의 기존설비로 처리가 어려운 운영 중 폐액에 대해서도 이동식 설비의 활용성은 높을 것으로 판단된다.

## 4. 참고문헌


[1] 조항래 외 5명, “방사성폐액 전처리 최적화를 통한 액체방사성폐기물 처리시스템 성능 개선 연구 최종보고서”, 2009-50003339-단-0213, 한수원(주) 원자력발전기술원, 2009.

[2] Tokyo Electric Power Co, “Recovery and processing of radioactive accumulated water at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station -Water processing facility(removal of radioactivity)”, 2011.

[3] CY Chang외 4명 , “Nickel hexacyanoferrate multilayers on functionalized mesoporous silica supports for selective sorption and sensing of cesium”, Microporous and Mesoporous Materials vol 109 505-512 (2008).

[4] 박현진, “기름성분을 함유한 해수에서 온도변화가 OR Membrane 전처리 공정에 미치는 특성변화”, 석사 학위 논문, 2011.

[5] 송진호, “후쿠시마 원전사고와 중대사고 연구”, 기계저널, 2011.

# 원전사고대비 공기부상공정(DAF)의 최적 운전인자 도출

**이지훈***, 김승은, 박지은, 조항래, 박승철
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*jihoon@khnp.co.kr

## 1. 서 론

일본 후쿠시마 원전 사고 이후 원전의 중대 사고시 발생하는 액체 방사성폐기물의 효율적인 처리 기술의 개발이 요구되고 있다. 원전 운영시와는 달리 중대사고나 원전비상시에 발생하는 방사성폐액은 고농도의 방사성 핵종성분을 포함하고 있을 뿐 아니라, 오일이나 고탁도 유발물질 등 운영시 액체폐기물 처리계통(LRS)에서 처리하기 어려운 성분들을 다량 함유할 수 있을 것으로 예상된다. 이러한 오일이나 고탁도 물질의 처리에 적합한 공정으로서 공기 부상공정(DAF)을 고려하고 있다. 본 논문에서는 원전사고시 발생이 예상되는 폐액의 특성을 고려하여 공기부상공정을 적용시 최적의 운전인자를 도출하고자 하였다.

## 2. 본 론

### 2.1 공기부상공정(DAF) 장치 설계

DAF는 운전조 내에서 침전 및 부상을 이용하여 유분, algae 그리고 입자성 물질을 제거하는 것이 주요 기능이다. 교반장치를 설치하여 응집제 주입에 따른 응집효율을 증대시켰고, 다량의 공기를 미세한 기포로 주입할 수 있게 설계하여 오염물질이 공기와 함께 부상될 수 있도록 하였다. 부상된 오염물질은 상부에 설치된 스키머에 의해 제거되며, 제거된 오염물질은 별도로 저장된다. DAF공정의 처리용량은 150 L/hr이며 응집을 위한 혼화조, 응집조 및 가압부상조 등으로 구성되어 있다.

Table 1. Design parameter of DAF(Dissolved Air Floatation) system

| Component | Design Specification |
|---|---|
| Influent tank | Capacity : 1 ㎥ (1 ton) |
| Influent pump | Flow rate : 3 L/min |
| Pressurized pump | Flow rate : 4 L/min |
| Chemical injection pump | Flow rate : 150 ml/min |
| Compressor | Flow rate : 10 L/min (2 HP, 8 kg/㎠) |
| Mixing reactor | Capacity : 25 L, Agitator : 0~120 rpm |
| Coagulation reactor | Capacity : 50 L, Agitator(0~60 rpm) |
| Pressurized flotation reactor | Capacity : 120 L |

Table 1에 공기부상공정의 설계사항에 대해 기술하였으며 Fig. 1에 제작된 DAF 공정의 제작도면을 제시하였다.

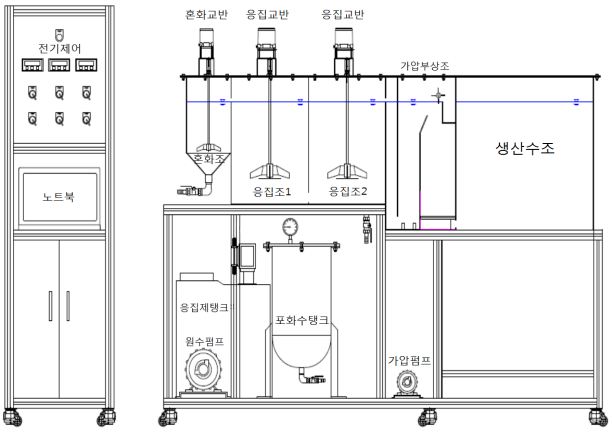



Fig. 1. DAF(Dissolved Air Flotation) system.

### 2.2 실험 방법

가. 모의폐액 제조

모의폐액은 중대사고 시 발생 폐액으로 예상되는 농도로 결정하였다. DAF 운전을 위한 모의폐액은 카올린 1,000 ppm(약 1,700 NTU), 붕산 4,000 ppm, $Na_3PO_4$ 6,700 ppm의 농도와 원자력 발전소에서 사용하는 대표적인 free oil인 터빈유와 dissolved oil인 수용성 절삭유를 9:1로 혼합하여 100 ppm의 oil를 만들어서 실험을 수행하였다.

나. 실험 방법

공정 운전 인자로는 주입 공기의 압력 및 유량, 응집을 위한 pH, 각 반응조의 교반기 및 스키머 교반 속도, 응집제 주입량 등을 고려하였다. $FeCl_3$ 응집제를 폐액 250 ml당 2 ml씩 주입하고, 폐액의 pH를 11이상으로 조절하여 DAF 운전인자 도출 시험을 수행하였다. 혼화조에 원수 탱크에서 유입되는 폐액과 응집제를 넣고 교반기의 교반 속도를 달리하며 혼화조의 높이에 따른 pH변화를 측정하였다. 응집조에서는 교반속도에 따라 응집조 높이별 탁도의 변화를 측정하였다. 공기부상조에서는 공기부상압력에 따라 공기부상조의 높이별로 탁도의 변화를 측정하였다.

## 3. 실험 결과

### 3.1 혼화조 최적 교반속도 도출

혼화조는 DAF에서 처리할 원수와 응집제가 섞이는 장소로 짧은 시간에 응집제가 원수와 균일하게 섞여야 한다. Fig. 2에 혼화조 교반기 속도에 따른 pH 변화를 나타냈다. 원수의 pH는 11이고 응집제의 pH는 3.1이다. 혼화조 내의 pH가 균일하다는 사실은 원수와 응집제가 균일하게 되어 응집 효과가 최대로 되었다는 것을 나타낸다. 혼화조에서는 원수와 응집제가 빠르게 섞일 수 있도록 하기 위하여 급속 교반을 실시한다. Fig. 2에서 교반 속도가 30 rpm과 50 rpm에서는 혼화조 상층부의 pH가 낮고 중층과 하층부는 높다. 교반 속도가 100 rpm 이상에서는 혼화조 내부의 pH가 균일하게 됨을 알 수 있다. 혼화조의 pH가 균일할 때 응집제의 응집 효과가 증가하게 된다.

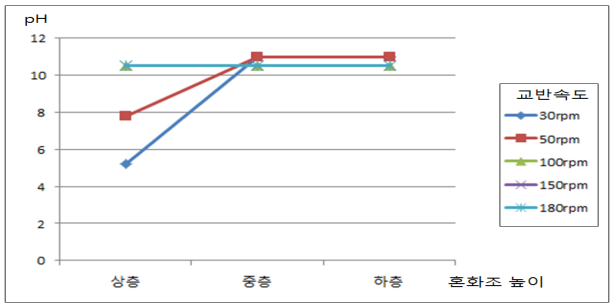



Fig. 2. pH change on mixing rate according to water level in mixing reactor.

### 3.2 응집조 최적 교반속도 도출

응집조는 혼화조에서 원수와 응집제가 균일하게 섞인 폐액에 대하여 Floc을 형성 시키는 기능을 한다. 응집조의 교반 속도는 혼화조의 교반 속도와 반대로 완속으로 교반하여 형성되는 Floc이 깨어지지 않게 한다. 이러한 응집조의 교반 속도에 따른 탁도의 관계를 Fig. 3에 나타냈다. 교반 속도가 25 rpm이상에서는 응집조 상층부 및 중층부의 탁도가 증가하게 되는데 이는 형성된 Floc이 깨어져서 탁도가 증가된 것으로 판단된다.

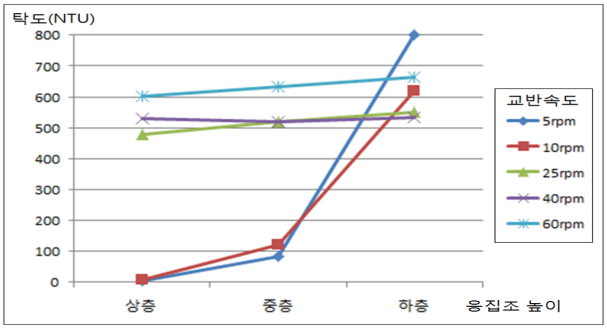



Fig. 3. Turbidity change on mixing rate according to water level in coagulation tank.

응집조 교반 속도가 10 rpm이하로 되면 응집조 내Floc이 형성되어 상층부나, 증층부의 탁도가 감소되는 것을 보여주고 있다.

### 3.3 최적 가압 부상 압력 도출

가압 탱크는 Compressor에 의하여 흡입된 공기를 물에 강제적으로 혼합시키는 역할을 하며 가압부상조에서 해압을 시키면 Micro Bubble이 형성되어 Floc을 부상시킨다. 가압 탱크의 압력이 낮으면 물에 공기가 섞이지 않아 해압시 Micro Bubble 생성이 적게 되어 가압부상조내에서 Floc 부상을 충분히 하지 못하게 된다. Fig. 4에서 가압 탱크 압력이 6 bar이상일 때 상층부의 탁도가 높음을 알 수 있다. 가압 탱크 압력이 낮으면 가압부상조에서 형성된 Floc들이 물 표면으로 부상되지 못하고 가압부상조 바닥에 침전되어 가압부상조 하부의 탁도가 높게 된다.

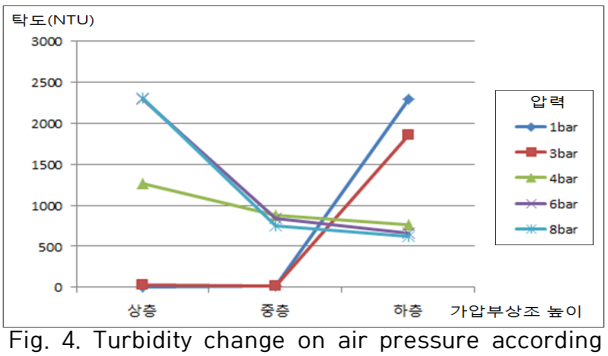



Fig. 4. Turbidity change on air pressure according to water level in air flotation tank.

## 4. 결 론

원자력발전소의 사고 시 오일이나 탁도물질이 다량 함유된 폐액 처리에 적합한 전처리공정으로서 공기부상공정(DAF)을 선정하고, 혼화조, 응집조의 교반속도 및 가압부상압력등의 운전인자를 도출하였다. 시험 결과, 혼화조에서는 교반속도가 100 rpm이상일 때 내부 pH가 균일하여 응집제의 응집 효과가 증가했다. 응집조에서는 교반 속도가 10 rpm이하에서 Floc이 잘 형성되어 침강되었다. 가압부상조에서는 가압탱크 압력이 6 bar이상에서 상층부로 탁도성분이 잘 부상됨을 알수 있었다. 본 연구결과는 향후 중대사고를 대비한 파일럿 규모의 이동식 모듈형 처리공정의 제작시 설계자료로 활용될 것이다.

## 5. 참고문헌

[1] 박철홍, 이동형 DAF시스템의 운용과 활용에 관한 연구, 석사학위논문, 2009.

[2] C. Robert Reiss, et. al, Pretreatment and Design Considerations for Large-Scale Seawater Facilities, 2008.

# 이동식 농축폐액 증발건조기 실증설비의 특징 및 활용방안

**조항래***, 박지은, 이지훈, 박승철
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*hrcho6795@khnp.co.kr

## 1. 서론

원전의 비상시를 대비한 이동식 액체방사성폐기물 처리기술이 개발되고 있다. 용존공기부상(DAF)조와 침지식 중공사 한외여과(UF)막으로 구성된 전처리공정과 선택적핵종제거탑과 고압역삼투(RO)막으로 구성된 주처리공정, 복합전기탈염(CEDI) 후처리공정과 더불어 처리공정 운전으로 발생되는 농축폐액을 처리하기 위한 이동식 농축폐액 증발건조공정도 중요하게 고려되고 있다[1]. 방사성폐액의 특성과 처리공정의 상황에 따라 농축폐액 발생량이 증가할 수 있으므로 증발처리를 통한 감용 성능과 더불어 고농축된 폐액을 안정적인 저장과 처분이 용이하도록 건조시키는 성능도 매우 중요하다. 증발잔류물을 고건전성용기(HIC)로 처분하기 위해서는 처분요건을 만족시킬 수 있도록 건조시키고 최종 건조물을 쉽게 처분용기에 수집할 수 있어야 한다. 또한 고방사성 물질을 증발건조 시키는 과정에서 발생할 수 있는 방사성 기체의 환경유출 방지장치도 구비되어야 한다. 이와 같이 이동식 증발건조기술은 열역학과 공기조화, 계측제어, 전기 및 기계 등 다양한 분야의 공학기술이 조합되어 있다. 따라서 본 논문에서는 Lab. 규모 장치를 이용한 다양한 실험과 시행착오를 통하여 개발된 이동식 농축폐액 증발건조기 실증설비의 주요 특성과 활용방안에 대해 논하고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 이동식 증발건조기의 주요 특징

#### 2.1.1 단일용기를 이용한 증발과 건조

Lab. 규모 설비에서는 증발과 건조가 밴드히터만으로 이루어 졌지만, 파일럿 규모에서는 증발건조용기의 중부 및 상부의 밴드히터를 대신하여 투입식 히터 및 하우징과 순환 펌프 및 루프를 설치해서 강제순환방식의 증발시스템을 구성하였다. 감압운전 시 가열된 용기의 건전성을 확보하고 내부 폐액의 돌비현상을 억제하는 효과가 기대된다. 하부와 바닥은 세라믹 밴드히터를 적용하여 증발운전 후 남는 고농축폐액을 효과적으로 건조할 수 있다.

#### 2.1.2 처리수를 이용한 방사선 차폐효과 및 세척

Fig. 1의 ①~③과 같이 증발건조운전으로 발생되는 처리수(응축수) 수조를 증발건조용기 후면과 양쪽 측면에 정방형으로 배치함으로 써 방사선 차폐기능을 병행할 수 있다. 또한 응축수는 폐액수조나 습분분리기, 열교환기 및 습분분리기를 세정하는데 사용할 수 있도록 설계하였다. 따라서 외부로부터 별도의 세정수를 공급받을 필요가 없고 세정 시에도 폐액이 추가로 발생하지 않는다.

#### 2.1.3 공기정화와 집수/저류에 의한 방사성물질누출방지

증발건조실에는 다수의 계측기기가 설치되어 있고, 가열에 의한 증발운전이 진행되면서 내부 온도가 상승한다. 따라서 내부 공기를 연속적으로 배기시키고 외부 공기가 유입되도록 Fig. 1의 ④와 같이 HEPA 필터와 활성탄 필터가 구비된 공기정화기를 설치하여 내부공기의 배기 시에도 방사성 기체가 환경으로 유출되지 않는다. 또한 운전 중 증발건조실은 밀폐상태를 유지하며 내부에서 누설된 방사성 액체는 집수조를 통해 폐액공급수조나 외부 저장탱크로 회수되므로 컨테이너 밖으로 누출되지 않는다.

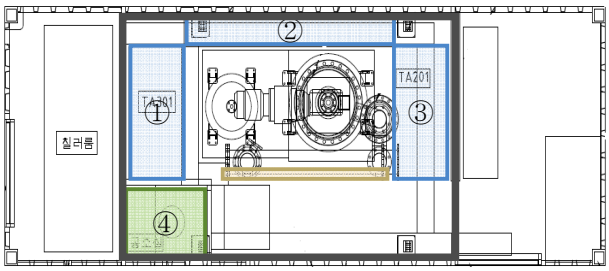



Fig. 1. Top view of Pilot Mobile Evaporation & Dryer.

#### 2.1.4 접이식 컨테이너 지지대

컨테이너에 일체식으로 구성된 이동식 증발건조기는 최종 건조물을 하부의 수집용기로 배출되어야 한다. 따라서 운전 시 컨테이너는 Fig. 2와 같이 지지대에 의해 약 1 m 정도 떠 있어야 한다. 반면 차량이동시에는 안전하게 적재되어야 하므로 컨테이너 지지대는 접이식으로 설계하였다. 이동시에는

가장자리와 중심부에 설치된 8개의 지지대가 완전히 접혀 컨테이너 받침목 기능을 한다. 이러한 받침목은 컨테이너 바닥 집수조(Sump) 등 컨테이너 하부에 필요한 장치의 설치공간을 확보하는데 도움이 된다.

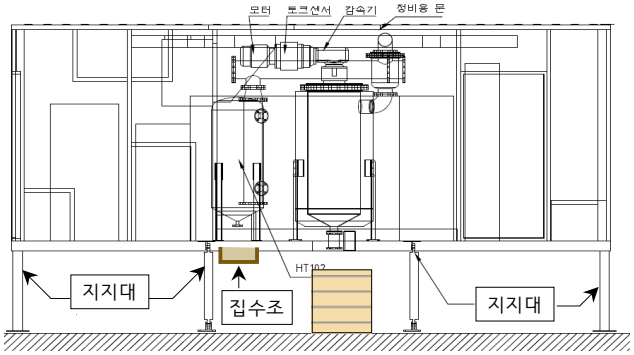



Fig. 2. Front view of Pilot Mobile Evaporation & Dryer.

2.1.5 공급전원에 대한 호환성 확보

이동식 증발건조기 파일럿 설비는 실증시험은 원내에서 이루어지지만 시험 종료 후에는 원전의 특수폐액 발생 등 유사시에는 발전소에서 활용할 수 있도록 설계하였다. 연구원의 공급전원은 380 V 3상이지만 발전소는 480 V 3상이므로 전력소모가 크고 정격 이하의 전압이 공급되어도 출력에만 영향을 주고 사용상 문제가 되지 않는 히터는 480 V로 설계하였다. 반면에 냉각기, 교반기 등의 모터와 전기회로 구성 기기는 부품조달 용이성 확보를 위해 380 V로 설계하고, 480 V 전원에 대비한 강압기와 스위치를 반영하여 공급전원의 전환이 용이하도록 하였다.

### 2.2 효율적 활용방안

연구과제 수행을 통해 개발된 이동식 농축폐액 증발건조기 실증설비는 개발된 기술의 처리성능과 현장 적용성을 입증하기 위하여 제작된다. 실증시험 운전시 방사성동위원소나 실제 방사성폐액을 사용하지 않고 비방사성 모의폐액을 사용하지만, 제작에 사용된 주요 자재는 건전성과 안전성이 확보될 수 있도록 선정하였다. 실증설비의 주요 특징에서 알 수 있듯이 증발 및 건조 능력과 함께 자체차폐 및 세정, 이동성, 방사성물질 누출 방지 기능이 갖추어져 있으므로 설비의 효율적 활용방안이 마련될 필요가 있다. 먼저, 실증시험 종료 후 연구원 내에서 380 V 3상 200 kw 전원을 공급할 수 있는 적절한 장소에 거치하고 향후 상용설비 개발 또는 제작 시 필요한 추가 시험을 통하여 기술의 완성도를 높이는데 활용할 수 있을 것이다. 두 번째로, 향후 연구원 내에 방사화학실험실이 구축되어 방사성폐액이 발생하게 될 경우 방사성폐액 처리설비 마련에도 활용될 수 있을 것이다. 세 번째로, 발전소 운전 중 막분리설비나 탈염기로 처리하기 곤란한 특수폐액이나 막분리 농축폐액의 처리에도 해당 발전소와 충분한 사전협의를 통하여 임시로 활용이 가능할 것으로 보인다. 발전소 액체폐기물처리계통에는 제염폐액과 같은 화학폐액 등의 특수폐액을 이동식 처리설비를 이용하여 처리할 수 있는 연결용 플랜지가 설치되어 있으므로[2], 현장 적용이 용이할 것이다. 이동식 증발건조기 운전에 필요한 전원(380~480 V 3상 Max. 200 kw)은 발전소에서 준비될 것으로 보이나, 상황에 따라 필요한 경우에는 적정 용량의 이동식 발전차를 대여하여 전원을 공급받을 수 있을 것이다.

## 3. 결론

원전 운전 중 발생할 수 있는 비상상황에 대비하여 이동식 액체방사성폐기물 처리기술이 개발되고 있다. 공기부상이나 막분리 기술을 적용한 전처리나 주처리 공정에서 발생하는 농축폐액을 현장에서 처리할 수 있는 이동식 농축폐액 증발건조기술을 개발하여 실증설비를 제작하고 있다. 실증설비의 특징으로는, 단일용기로 증발과 건조가 가능하고, 처리수가 자체 차폐와 세척수로 사용되며, 공기정화기와 집수조 및 회수펌프에 의해 방사성물질의 누출을 방지하며, 접이식 컨테이너 지지대에 의해 최종건조물의 배출과 수집 및 차량적재가 용이하고, 380 V와 480 V 3상 공급전원에 대한 호환성이 확보되어 있다. 이러한 특징은 설비의 처리성능, 이동과 현장 적용의 용이성, 방사성물질의 안전한 관리 측면에 주안점을 두고 연구한 결과이다. 실증시험 후에는, 향후 상용설비 개발이나 제작 시 기술의 완성도 제고를 위한 추가 시험이나, 연구원 내 방사화학실험실 구축 후 방사성폐액 처리시설 마련, 발전소의 농축폐액 또는 특수폐액 처리에 임시 적용 등에 활용하는 방안을 모색해 볼 수 있을 것이다.

## 4. 참고문헌

[1] 한수원(주) 중앙연구원, "모듈형 이동식 액체방사성폐기물처리기술 개발 중간보고서", 2014.

[2] 한수원(주) "신고리 3,4호기 최종안전성분석보고서 (개정-01)", 11.2.2.1항, 2015.

# 액체 방사성폐기물 처리를 위한 무기계 흡착제 연구개발 동향

**박승철***, 소지양, 김덕기
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312-70
*seung.park@khnp.co.kr

## 1. 서 론

액체 방사성폐기물 중 핵종의 흡착제거 매체는 폐기를 위한 고화/안정화 용이성, 2차폐기물 최소화, 장기간 방사선조사 안정성 등 측면에서 유기계보다는 무기계 흡착 물질을 사용하는 것이 장점이 많다. 후쿠시마 사고 이후 방사성 오염수의 처리문제가 사회 이슈로 대두되면서 새로운 고효율 무기계 흡착제 개발에 대한 연구자들의 관심이 높아졌다. 본 논문에서는 중·저준위 방사성폐기물 처리와 관련하여 기존 사용하고 있는 무기계 흡착제 이용 현황을 조사하고 아울러 흡착 신물질의 개발현황에 대해 조사/분석한 결과를 기술하였다.

## 2. 본 론

### 2.1 무기계 흡착 물질의 이용 현황

액체 방사성폐기물 처리와 관련하여 직경 10Å 이하의 nanopore를 가진 실리카(Si) 기반 중축합 무기 고분자인 결정성 제올라이트가 보편적으로 사용되고 있다. 원전의 SIES(Selective Ion-Exchange System) 공정에서는 방사성 세슘을 선택적으로 제거하기 위해 mordenite 제올라이트를 이용하고 있다. 2011년 후쿠시마 오염수의 경우 초기 세슘제거 공정에는 mordenite 및 clinoptilolite 혼합 제올라이트를 사용하였다. 이후 개선된 Sarry™ 및 ALPS™ 공정에서는 CST (Crystallized Silicotitanate) 및 Cs-Treat™을 각각 사용하고 있는데 모두 염분이 많은 조건에서도 높은 선택도로 세슘을 제거할 수 있다. 한편, 중수로 원전 기체처리계통에서는 습증기 중 중수(heavy water)의 회수를 위해 LINDE 13X 제올라이트를 흡수제(desiccant)로 사용하고 있다. 이는 무제올라이트의 분자체(molecular sieve) 특성을 활용하는 것으로 수분의 흡착요인은 극성분자에 대한 친화성이며 건조제 무게의 28%까지 수분을 흡수한다.

### 2.2 무기계 흡착제 개발 현황

대표적 무기계 흡착제인 제올라이트는 이온교환 메카니즘에 의해 방사성 핵종을 흡착한다. 제올라이트 결정의 골격(structure) 표면과 내면 원자의 배위 수(balance) 및 카운터 양이온의 치환 정도에 따라 세공(pore)의 크기 및 전기화학적 성질이 달라지며, 이 점을 이용하여 특정 핵종에 대한 이온 선택성을 부여할 수 있다. 방사성 액체폐기물 처리에 사용되는 제올라이트는 내부에 동공(α cage)을 가지는 A형 제올라이트(혹은 LTA)와 FAU 제올라이트(X형 혹은 Y형)를 주로 사용하는데 이 것은 채널형 결정구조에 비해 동공이 핵종을 비가역적으로 흡착하여 고정하기 때문이다.

일반적으로 다공성 물질의 세공 크기가 2 nm이하일 경우를 micropore로 2~10 nm를 mesopore로 그리고 10 nm를 macropore로 분류하며 핵종 이온의 흡착량은 표면적에 따라 증가하기 때문에 비표면적은 클수록 좋다. 이온크기의 핵종의 제거를 위해서는 micro 수준의 세공이 필요하다. 그리고 규칙적인 결정을 갖는 micropore 흡착물질은 수열합성법(Hydrothermal Synthesis)으로 제조한다. 보통 겔형태의 aluminosilicate나 규산염 광물을 출발물질로 하여 분자수준의 결정화 및 결정구조 유도물질(Structure Directing Agent)이 생성되고 최종적으로 결정성 제올라이트의 골격구조를 형성한다. 반면, mesopore 물질은 주형합성(Template Synthesis)을 이용하여 제조한다. 먼저 유기 계면활성제의 자기조립에 의해 3차원 규칙적인 supramolecular array 마이셀을 만든 다음 이것을 일종의 거푸집으로 이용하면 최종적으로 2~10 nm의 반결정성 규칙 세공을 가진 mesopore 실리카 물질을 얻을 수 있는데 이때 사용한 계면활성제 종류에 따라 MCM계열과 SBA계열 물질로 분류된다. 이러한 mesopore 물질을 지지체로 하여 이온이나 분자 수준을 제거할 수 있는 기능을 부여하면 방사성 물질을 처리할 수 있다.

앞서 언급한 Cs-Treat™는 핀란드 FORTUM사가 MFC(Metal Ferrocyanide)를 기반물질로 하여 개발한 흡착 물질로 지금까지 보고된 것 세슘 제거 효율이 가장 높다. MFC의 일반적 형태는 $K_4Fe(CN)_6$로 특히 세슘에 대한 높은 선택성 및 흡착 능력을

가지고 있다. 파우더 형태이기 때문에 Copper-FC 형태를 유기 작용기가 부착된 mesopore 지지체 표면에 고정한 복합체 형태로 만들어 폐액처리에 활용할 수 있다. 다음으로 CST가 세슘제거에 효율이 높다. CST는 대표적으로 $Na_2Ti_2O_3(SiO_4)\cdot 2H_2O$는 세슘과 유사하게 4~8Å의 pore를 가지기 때문에 세슘에 대한 높은 선택성을 가진다. 미국 UOP사는 수열합성법에 의해 구조변경 및 핵종선택성을 다양하게 부여하는 제조 기술을 독보적으로 가지고 있으며 IE-911로 명명한 Nb-silicotitanate를 후쿠시마 오염수 처리공정에 공급하고 있다. MOF(Metal Organic Framework)는 다공성 하이브리드 나노 세공체 혹은 유기금속 골격체인 킬레이트 및 초분자체와 결합된 자성 무기입자로서 금속의 배위상태 및 유기 리간드의 종류에 따라 수천종의 물질이 발견되어 있으며, 비표면적인 현저하게 크다. 예를 들어 MOF-177(아연텔레프탈레이트 물질)의 BET식에 의한 표면적은 4,000~4,500 $m^2/g$으로 액체 방사성폐기물 처리에 대한 잠재력이 크다. 또 자성분자(magnetic molecules) 복합체는 파우더형 흡착제를 철산화물과 결합한 후 지지체에 부착한 하이브리드 형태로 사용된다. 핵종에 대한 높은 선택성, 빠르고 높은 흡착능력, 분리조작, 높은 폐기물 감량화 가능성이 있다. 이 밖에도 Na-4-mica, AMP/IO-PAN composite도 방사성 핵종제거에 활용성이 높은 물질로 알려져 있다. 국내에서는 KAIST, 화학연구원, 에너지기술연구원, KAERI-한남대, 한밭대 등에서 많은 연구자들이 신물질에 대한 논문을 활발하게 발표하고 있어 고효율 흡착제 개발에 대한 기대감이 크다.

### 2.3 무기계 흡착제 성능평가 방법

흡착 물질들의 상대적인 성능을 나타내는 지표 값들은 간단한 실험에 의해 알 수 있으며, 문헌에 나타난 값들을 Table 1 나타내었다.

흡착율(adsorption yield), $A$

$$A(\%) = (C_i - C_f)/C_i \times 100 \quad (1)$$

분배계수, $K_d$(mL/g)

$$K_d = V/m \times (C_i - C_f) / C_f \quad (2)$$

흡착평형, $q_e$(mmol/g)

$$q_e = V/m \times (C_i - C_f) \quad (3)$$

양이온흡착능(CEC), meq/100g (4)

여기서, $C_i$ : 흡착전 핵종농도, $C_f$ : 흡착 후 핵종농도

V : 방사성폐액 부피, m : 사용 흡착제 양

Table 1. Performance value of a few adsorbents

| | $K_d$ ml/g | CEC meq/100g | q*e* mmol/g |
|---|---|---|---|
| General Zeolite | $0.9\times10^3$ [1] | 70~140 | - |
| HB-SIES Mordenite | - | 194.4 | - |
| Fukushima Zeolite | $2\times10^3$ | 194.5 | - |
| Nb-CST (UOP IE-911) | $1.3\times10^4$ [1] | - | 0.48~1.39[1] |
| | > $10^6$ [2] | - | - |
| Cs-Treat™ | $0.9\times10^6$ [1] | - | - |
| Metal Ferrocyanide | $4.5\sim9.2\times10^6$ | - | - |
| Na-CST (KNU) | - | - | 0.36~1.14[3] |
| mica | - | 470 | - |
| AMP/ IO-PAN | $10^4$ [1] | - | - |

[1] under 1 M $Na^+$ ion, [2] under 0.1 M $HNO_3$

[3] under NaCl 0~3wt%

## 3. 결 론

고화/안정화 용이성, 2차폐기물 최소화 및 장기간 방사선조사 안전성 등 관점에서 무기계 흡착제가 선호되고 고효율 흡착제 개발이 이루어 지고 있다. 무기 흡착제 결정 골격 내부 및 외부의 전기화학적 성질을 인위적으로 조절하여 결정성 무기흡착제의 세공 크기를 조절하거나 하이브리드 흡착조작이 개발되면서 액체 방사성폐기물의 고효율 처리가 가능한 물질의 등장이 기대된다.

## 4. 참고문헌

[1] 임재석 등, 흡착 과학공학과 흡착제, 2 (2012).
[2] 한국제올라이트학회 Newsletter 3(1), 2010.
[3] 윤경병, 물리학과 첨단기술 July 2 (2004).

# 원자력발전소 방사성폐기물의 업사이클링

**김학수***
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*hskim0071@khnp.co.kr

## 1. 서론

원자력발전소 운영 및 향후 해체과정에서 다양한 오염준위를 가지는 방사성폐기물이 발생하고 발생될 것으로 예상된다. 특히 원자력발전소 해체과정에서 발생되는 방사성폐기물은 운영폐기물에 비해 그 종류와 양이 상당할 것이다. 원자력발전소에서 발생되는 방사성폐기물은 일련의 처리공정을 거쳐 중·저준위 방사성폐기물 처분장에 처분하거나 또는 자체처분(매립, 소각 및 재활용)을 하고 있다. 본 논문에서는 최근 일반산업계에서 선호하고 있는 자원재순환 방안인 업사이클링(Upcycling)에 대해 살펴보고 원자력발전소에서의 방사성폐기물 처리관점에서 업사이클링 가능성에 대해 논의하고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 업사이클링 개념

오늘날 오염되어가는 지구 환경과 버려지는 무수한 자원의 문제에 있어 환경위기 극복을 위해 전 세계가 노력을 경주하고 있다. 최근에는 자원의 단순한 재활용이나 재사용이 아닌 업사이클링의 개념으로까지 확대되어 전개하고 있다. 업사이클링이란 기존에 버려지는 제품을 단순히 재활용하는 차원을 넘어 디자인 또는 활용도를 가미하는 등 새로운 가치 창출을 통하여 새로운 제품으로 재탄생시키는 것이다. 즉 새로운 가치를 더해(Upgrade) 전혀 다른 제품으로 다시 생산하는 것(Recycling)을 말한다.

### 2.2 업사이클링 탄생 배경

업사이클링은 오염되어가는 지구 환경과 버려지는 무수한 자원의 문제에 관한 다양한 친환경적 관심에서부터 시작되었다고 할 수 있다. 환경문제에 대한 관심은 1990년대에 들어와 유엔환경개발회의에서의 리오 선원, OECD, ISO 등 국제기구들을 중심으로 국제적 환경규제에 대한 논의로 가시화되었고 이에 따라 선진국에서는 지구온난화, 온실가스의 위험, 자원고갈 현상 등 환경변화에 위급함을 인지하고 친환경정책을 수립하여 실행하고 있다. 또한 국내에서도 2008년 녹색성장을 국가의 성장 패러다임으로 선정하여 에너지 자립강화, 녹색기술 개발 및 육성 등 친환경정책을 통해 폐자원에 대한 재활용 활성화를 적극 추진하고 있다. 그러나 자원재활용 활성화의 한계에 봉착하여 2010년에는 폐자원에 대해 가치상향적으로 재활용을 추구하는 새로운 자원 순환개념(C2C : Cradle to Cradle)인 업사이클링이 도입되어 일반산업계에서 활성화되고 있다.

### 2.3 일반산업계에서의 업사이클링

최초의 업사이클링 기업은 스위스에 있는 프라이닥(Freitag)이라는 기업으로 트럭 짐 위를 감싸고 있는 방수천을 이용하여 가방을 만든 것이 시초라 할 수 있다. 최근에는 폐방수천뿐만 아니라 폐현수막, 폐자전거 바퀴, 안전벨트 끈 등을 이용하여 다양한 업사이클링 제품을 생산하고 있다.

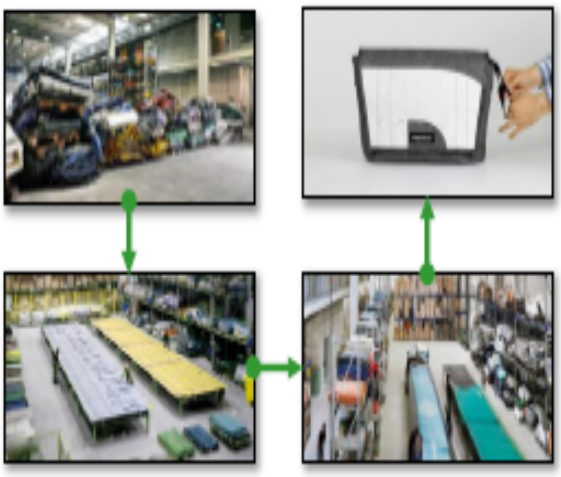


Fig. 1. Upcycling Product of Freitag.

미국의 경우, 2011년에 설립된 TerraCycle 기업에서 재활용이 힘든 쓰레기를 소재로 하여 고부가가치의 제품을 만들고 판매하여 자원 재순환에 기여하고 있다. 그 예로 다 마시고 난 빈 음료수 파우치를 이용한 배낭, 사탕 포장지를 사용한 연, 감자칩 과자 봉지를 사용해 음료나 음식을 장기간 보관할 수 있는 쿨러백 등이 있다.




Fig. 2. Upcycling Process and Product of TerraCycle.

### 2.4 원자력산업계에서의 업사이클링 및 가능성

○ 원자력산업계에서의 업사이클링 현황

원자력산업계에서 발생하는 방사성폐기물은 재활용(Recycling)을 통해 처리되고 있다. 해외 원자력산업계에서는 방사성 금속폐기물에 대한 무제한 방출(국내의 경우 자체처분)을 위해 많은 노력을 기울여 왔다. 특히 일부 원전 선진국에서는 용융기술을 이용하여 방사성 금속폐기물을 잉곳으로 만들어 보관하거나, 또는 처분 용기(Cask, Container 등)를 만들어 원자력산업계에서 재활용하고 있으나 업사이클링 사례는 전무하다 할 수 있다.




Fig. 3. Recycling Products of Nuclear Industry.

○ 원자력산업계에서의 업사이클링 가능성

앞에서 언급하였듯이 원자력발전소 해체과정에서 발생되는 방사성 금속폐기물들은 형상이 다양할 뿐만 아니라 성분도 Stainless steel, Carbon steel, Copper, Aluminium, Lead 및 희토류 등으로 다양하다. 또한 해체과정에서 발생되는 방사성폐기물은 대부분이 비오염 폐기물이거나 일부 제염 후 자체처분이 가능한 폐기물로 이들 폐기물들이 전체 해체폐기물의 약 95% 정도를 차지하는 것으로 알려져 있다.

자체처분이 가능한 방사성 금속폐기물을 단순히 보관용기나 처분용기로 만들어 재활용하는 것보다는 고부가가치를 창출할 수 있는 분야의 상품으로 생산하여 원자력산업계에서 활용한다면 원자력발전소 운영 및 해체과정에서 발생되는 방사성폐기물을 상당량 저감시킬 수 있으며 새로운 성장동력원으로 자리매김할 수 있을 것이다.

원자력산업계에서 방사성 금속폐기물 업사이클링을 통한 자원 재순환 상품으로는 사용후핵연료 처분 캐니스터, 약간 높은 준위의 방사성폐기물 처분용기, Overpack-reusable box for transport, MTR Fuel Cladding 등을 들 수 있으며 그 활용분야는 상당히 많을 것으로 예상된다. 또한 해외 원자력산업계에서는 사용하는 방법 중 방사성 금속폐기물을 용융하는 과정에 일정량의 비오염 금속류를 첨가해서 오염준위를 낮추는 방법에 착안하면 용융과정에 다양한 재질을 추가하여 물성변화를 통해 더욱 가치가 있는 금속류를 제조할 수 있을 것이다. 이러한 관점에서 볼 때 업사이클링 가능성은 무궁무진하다 할 수 있다.

## 3. 결론

원자력발전소 운영 및 해체과정에서 방사성폐기물이 발생하며 특히 해체과정에서는 운영폐기물과 다르게 다양한 종류의 방사성폐기물이 대량 발생하게 된다. 이러한 방사성폐기물을 단순한 처리과정을 거쳐 처분하는 것보다는 C2C이행을 통한 자원재순환 과정을 거쳐 고부가가치의 생산물로 거듭나게 할 수 있는 업사이클링이 필요하다. 해체폐기물 처리 전략에 업사이클링 기술을 반영할 수 있도록 해체폐기물 처리설비에 업사이클링 설비를 추가하게 된다면 해체비용 절감 및 새로운 가치를 창출할 수 있을 것이다.

## 4. 참고문헌

[1] William McDonough & Michael Braungart, “Upcycling: Saving the Planet by Design”, Northpoint Press, (2013).
[2] 한국수력원자력, “방사성 금속폐기물 처리 및 재활용 타당성 연구”, 최종보고서, (2014).
[3] OECD/NEA, “Recycling and Reuse of Scrap Metals”, (1996).
[3] Freitag website, “www.freitag.ch”, (2015).
[4] Terracycle website. “www.terracycle.com”, (2015).

# 방사성폐기물 처리를 위한 메카노케미스트리 기술 고찰

**박지은***, 김학수
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*jepark12@khnp.co.kr

## 1. 서론

원자력발전소 운영 중에 발생하는 폐수지는 방사능 농도가 현행 중준위폐기물에 해당되나 기존의 방법으로 처리가 곤란한 경우가 많다. 이에 폐수지 처분량 저감, 방사성핵종 분리 및 처분 안정성을 확보하기 위한 신기술을 검토하여 기존 방법과는 다른 각도에서 접근할 필요가 있다.

본 논문에서는 분쇄 등의 기계적 응력에 의한 활성화 현상을 이용하는 메카노케미스트리 기술에 대하여 논의하고자 한다. 원자력 산업계에서 분쇄에 대한 연구는 수행된 바 있지만 메카노케미스트리 현상을 이용한 사례는 전무하다.

## 2. 본론

### 2.1 메카노케미스트리의 원리

메카노케미스트리는 물질에 외력이 반복적으로 전달됨으로써 에너지가 축적되어 새로운 특성이 발현되는 현상이며, 초음파 및 마이크로파 조사 뿐 아니라 간단하게는 분쇄에 의해 달성된다.

천연에 존재하는 대부분의 고형 무기/유기물질은 그 내부에 수많은 균열을 포함하고 있으며 기계적 외력이 균열들에 전달되면 분체를 생성하는 1차 파쇄가 발생한다. 이러한 1차 파쇄의 힘이 내부의 세세한 크랙에 전달되어 2차 파쇄가 발생되면서 에너지 변환축적 과정이 일어난다.

에너지의 변환축적 과정은, 우선 공급된 원료가 외력에 의해 변형되어 역학 에너지(응력)가 입자 내에 축적되는 것으로 시작한다. 이 때 소요되는 일은 마치 스프링 코일 내에 에너지가 저장되듯이 일시적으로 발생하는데, 입자에 힘이 더욱 부가되어 변형 한계를 넘게 되면 새로운 표면이 생성된다. 고체의 단위 면적은 일정량의 표면에너지를 갖게 되므로 증가한 표면적에 표면에너지나 격자결함의 비틀림 에너지 등으로 변환되어 축적된다.

Rittinger(1867)의 법칙에 의하면, 분쇄로 인하여 새로운 표면이 생성되어 표면 에너지가 증가하고, 단위질량 당 일(W)은 비표면적 증가에 비례한다.

$$E = k(S-S_0) \quad (1)$$

- E : 분쇄 소비에너지
- S : 비표면적(단위질량 당 표면적, $cm^2/g$)

또한, 파괴의 임계응력($\sigma$)은 식(2)와 같다.

$$\sigma \approx \sqrt{2Y\lambda/\pi c} \quad (2)$$

- λ : 표면 에너지
- c : 임계점 균열 길이의 반
- Y : Young 율

### 2.2 현상 및 응용

미립산물 제조 시, 분쇄 과정에서는 물리적 변화와 화학적 변화가 모두 나타난다. 건식 분쇄 할 경우 비표면적의 증대와 분체의 형상변화, 새로운 균열 생성, 격자 부정 및 결함(잠재응력의 축적, 비중변화 등의 기계적 성질) 등의 물리적인 변화가 나타난다. 이때 산물의 질은 에너지 효율, 설계, 운전조건에 따라 결정된다. 한편, 분쇄 직후의 활성화된 표면은 보다 강고한 화학결합을 형성할 수 있으므로 젖음, 분산성, 용해성 등의 개량을 목적으로 고체 표면의 개질제, 미립자의 복합화, 마이크로 캡셀화 등에 응용 할 수 있다.

- 외부 열에너지 필요 없이 광물입자의 표면개질, 광물자원으로부터 신물질의 합성 등의 연구에 접목할 수 있다.
- 분쇄 시 구조적으로 무정형화 되고 높은 에너지 활성을 가진 새로운 표면이 발현된다. 또한 격자 내 축적 에너지가 결정 변화에 필요한 에너지에 달하여 분체입자 자체의 표면이나 내부까지 영향을 미쳐 구조가 전이 된다.
- 분체의 흡착성 및 반응성 증대로 비표면적이 증가하여 세라믹스 원료의 고상반응 속도를 촉진한다.

### 2.3 장점 및 단점

메카노케미스트리는 기계적 현상이 일률적이지 않아 기구의 종류에 따라, 강도 및 기계적 응력(충격, 마찰, 압축, 전단 응력 등)의 작용요소가 결정되며, 많은 매개변수를 변화시켜 최적의 조건을 찾아내는 이른바 경험적 방법이 주류를 이루고 있다는 단점이 있다. 그러나 고열 또는 용융과 같은 열에너지의 공급이 필요 없으므로 공정을 간소화 할 수 있고, 에너지를 절약할 수 있으며, 환경 친화적이라는 장점이 있다. 또한 기존의 방법으로 획득하기 어려운 흡착성, 유전특성, 촉매특성, 소결성 및 용해성 등으로 인해 물성개질이 가능하다.

### 2.4 연구사례 및 적용 가능성

2.4.1 연구사례

대부분의 폐기물은 분말 상태일 때 연소가 쉬울 뿐 아니라 고형화 시, 매질에 균일하게 분산시킬 수 있다. 따라서 원자력 산업계에서 수행하는 분쇄는 폐 이온교환 수지를 소각처리하거나, 고형화 처리를 위한 전처리 공정으로 이용되었다. 또한 사용후핵연료 저장조 정화를 위하여 입자형 이온교환 수지를 분쇄하여 분말화하기도 한다. 이러한 전처리 공정으로써 분쇄에 대하여 연구하거나 분쇄효율을 높이기 위한 연구를 수행한 사례(그 예로, "급속 동결 전처리에 의한 유기이온 교환수지의 분쇄효과" 및 "초임계수 산화공정에 의한 원전 폐수지 처리기술" 연구)는 있으나 메카노케미스트리 기술을 이용하여 물성개질 등을 위한 분쇄를 수행한 사례는 전무하다.

2.4.2 적용 가능성

기계적 분쇄로 고분자 사슬이 절단되면, 분자량 및 분자량 분포의 변화와 이에 따른 유리전이 온도의 변화를 야기 시키고, 또한 자유라디칼이 형성되어 사슬 사이의 화학반응으로 인해 가교결합을 촉진시킨다. 그 예로 대상 폐기물을 상온 및 저온에서 고에너지 볼-밀링(Milling) 처리하면 네마틱 중간상(Nematic Mesophase)의 비정질을 형성하여 후열처리 과정을 거쳐 쉽게 결정화된다는 연구가 있다.

기계적 처리가 고분자 재료의 구조와 분자 배열 등에 커다란 변화를 일으킬 수 있기 때문에, 이러한 현상을 원자력 발전소에서 발생하는 분쇄가능 폐기물에 적용하면 환경 친화적으로 적절하게 처리할 수 있을 것으로 판단된다.

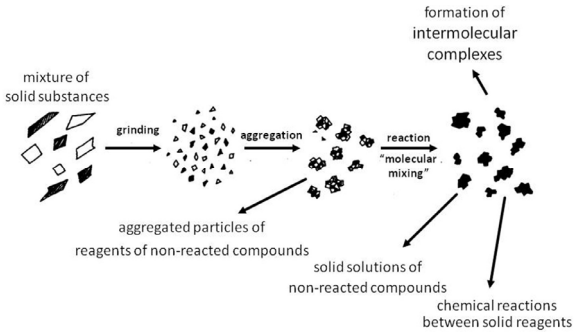



Fig. 1. Mechanochemical transformations in mixture.

## 3. 결론

원자력 발전소에서 발생하는 폐기물을 처리하기 위한 신기술로써 메카노케미스트리 기술에 대하여 논의하였다. 물체의 특성을 개질 할 수 있다는 측면에서 메카노케미스트리 기술의 적용 가능성은 매우 크다고 할 수 있으나, 효율적으로 분쇄할 수 있는 방법에 대한 연구에 집중되었기 때문에 분쇄물 자체의 물리·화학적 성질이 변하는 현상에 대해서는 오랫동안 연구가 이루어지지 못하였다.

본 논문이 원자력 산업계 뿐 아니라 다양한 처리 분야에서 메카노케미스트리 연구에 대한 관심을 높일 수 있는 계기가 될 것으로 기대된다.

## 4. 참고문헌

[1] 김경숙 외 6명, "초임계수 산화공정에 의한 원전 폐수지 처리기술", 방사성폐기물학회지, 7(3), 175~182 (2009).

[2] 이토히토시, 「첨단 분쇄기술과 응용」, 성안당 (2007).

[3] 신희덕 외, "폐기물처리 최신 동향", KISTI (2005).

[4] 박재구, "석영입자의 미분쇄에 따른 메카노케미컬 효과", 한국자원공학회지, 186~191 (1994).

[5] 임성팔 외, "급성동결 전처리에 의한 유기이온 교환수지의 분쇄효과", 한국공업화학회지 제1권 제1호, 23~29 (1990).

[6] A. V. Dushkin, et al., "The Complex World of Polysaccharides", Complexes of Polysaccharides and Glycyrrhizic Acid with Drug Molecules (2012).

[7] Xiuying Guo, et al., "A review of mechano- chemistry applications in waste management," Waste Management (2010).

[8] Fumio Saito, et al., "Novel Waste Processing by Means of Mechanochemical Treatment", Materials Science Forum (2007).

# 폐증기발생기 처리시설 구축 방안

**김정주***, 김학수
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*jeongju1@khnp.co.kr

## 1. 서론

원전 가동연수 증가에 따른 노후설비 교체 등으로 대형금속폐기물이 지속적으로 증가하고 있고, 국내의 경우에도 폐증기발생기, 원자로헤드 등이 발생하여 원전 내 저장고에 보관중이다. 이에 대해 원전해체기술 자립 및 대형금속폐기물 처리정책과 연계한 처리방안을 수립 중에 있다. 본 연구에서는 폐증기발생기 처리시설을 구축하기 위한 기본요건 들을 소개하고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 해외 처리시설 현황

1980년대 중반부터 스웨덴, 미국, 독일, 영국, 러시아 등은 상용 금속폐기물 처리시설을 운영해오고 있으며 이 중 대형금속폐기물을 처리하고 있는 곳은 Studsvik(스), Siempelkamp(독), EnergySolutions(미) 등이다. 각 국가별 처리시설을 Table 1에 요약하였다.

Table 1. Waste Treatment Facility of Each Country

| Company/ country/ starting year | Target wastes | Licensing handling Capacity (ton/y) | Recycled/ released | Furnace Type |
|---|---|---|---|---|
| Energy Solutions, USA, 1992 | Carbon steel, stainless steel, aluminium (planning to melt copper and titanium) | 4,000 | Recycling in nuclear industry | Induction melter |
| Siempelkamp, Germany, 1989 | Carbon steel, stainless steel, aluminium, copper, lead | 4,000 | Most metal recycled in nuclear industry. A minor amount recycled for free release | Induction melter |
| STUDSVIK, Sweden, 1987 | Carbon steel, Stainless steel, Aluminium, brass, copper, lead | 5,000 | 95% recycled directly or after free release | Induction melter |
| Capenhurst, UK, 1994 | Aluminium, brass, copper | - | Recycling | Induction |
| Socodei, France, 1999 | Carbon steel, stainless steel and to less extent non-ferrous metals | - | For restricted use: manufacture of storage drums or biological shield materials. | Induction melter |
| CEA, France, 1992 | Carbon steel, stainless steel | - | Stored/recycling in nuclear industry | Electric arc melter |
| ECOMET-S, Russia, 1994 | Carbon steel | - | Recycling | Induction melter |

### 2.2 폐증기발생기 처리방안

2.2.1 국내 대형금속폐기물 발생현황 및 전망

1998년 고리1호기 증기발생기 2대의 교체를 시작으로 현재까지 발생현황 및 2016년까지의 전망을 Table 2에 나타내었다.

Table 2. Status of Large Metallic Radwaste (Including Schedule)

| 발생 호기 | 폐기물 종류 | 교체 시기 |
|---|---|---|
| 고리1호기 | 증기발생기 2대 | 1998년 |
| 월성1호기 | 압력관 1개 (380다발) | 2009년 |
| 한울2호기 | 증기발생기 3대 | 2011년 |
| 한울1, 3, 4호기 | 증기발생기 7대 | 2012~2014년 |
| 고리1, 2호기 | 원자로헤드 2대 | 2013~2016년 |
| 한빛 3, 4호기 | 원자로헤드 2대 | 2015년 |

2.2.2 폐증기발생기 처리 기본방향

폐증기발생기 처리시설 구축 및 운영을 위한 기본 계획 수립, 설계, 건설, 시운전 등 사업 전반에 걸쳐 고려해야 할 사업추진 기본 방향은 Table 3과 같다.

Table 3. Business Promotion Basic Direction

| 항목 | 기본방향 |
|---|---|
| 안전성 | ○ 작업자 안전 및 환경 보호 최우선<br>- ALARA 및 환경방출 최소화<br>- 원자력안전법 등 관련 법령 및 기술 기준 만족<br>○ 재활용 요건 및 처분 인수조건 만족 |
| 경제성 | ○ 금속 재활용 최대화(금속 용융 고려)<br>○ 2차폐기물 발생량 최소화 |
| 운전 및 유지보수 | ○ 입증된 기술 및 상용화 설비 적용<br>○ 국내 조달 및 유지보수 가능한 설비 및 기술 |
| 주민 수용성 및 인허가 | ○ 투명한 사업추진 및 체계적 홍보를 통한 주민신뢰 확보<br>○ 주민홍보용 관람시설 설치<br>○ 인허가 취득을 고려한 안전여유도 설계 |
| 원전 운영 및 해체 대비 | ○ 원전 운영/해체 금속폐기물 처리에도 적용<br>○ 원전 운영/해체 금속폐기물의 종류 및 특성 고려 |
| 국내 적용성 등 | ○ 기술기반 구축, 가용성 등 국내 적용이 용이<br>○ 국내 산업발전에 파급효과가 큰 기술 및 설비 적용 |

처리시설 부지의 선정은 인허가, 주민수용성, 폐증기발생기 운반 경로 및 전력, 용수 등의 유틸리티 확보를 고려하여 결정한다.

시설의 처리용량은 폐증기발생기 발생량, 주민민원, 설비운영 인력의 효율 및 경제성을 고려하여 연간 1,000~2,000 t이 적정한 것으로 분석되었고, 처리성능은 해외 처리시설 수준의 동등 이상을 확보해야 한다. Studsvik 처리시설은 오랜 운영경험을 통해 최근 처리성능이 폐증기발생기 부피기준 재활용량 85~92%를 나타내고 있고, Siempelkamp의 경우 무게기준 재활용량이 94% 이다. 따라서 해외시설과의 경쟁력을 고려하여 처리성능은 폐증기발생기 300 t 기준으로 부피기준 85% 이상의 재활용량을 갖추어야 할 것으로 분석되었다.

처리설비 중 용융로는 비오염(저오염) 금속의 경우 용융하여 잉곳으로 만든 후 재활용하고, 고오염 금속(전열관 및 클래딩) 및 발생 폐기물은 용융 후 드럼 포장하여 처분하는 개념을 고려할 필요가 있으며 이에 대한 공정의 개념도를 Fig. 1에 나타내었다.

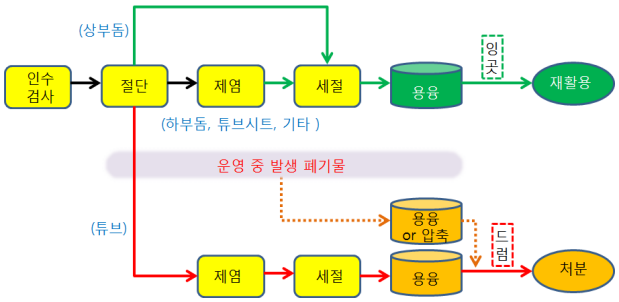



Fig. 1. Concept of Treatment Process.

## 3. 결론

본 논문에서는 원전 운영 중 발생하는 대형금속 폐기물 중 폐증기발생기 처리시설 구축 방안에 대해 검토하였다. 폐증기발생기 처리 기술 및 공정에는 해외경험에 비추어 다양한 방법이 가능하고 각 각 장단점이 존재하는 만큼 국내 인허가 규정, 주민 수용성 등의 사회적 조건 및 경제성에 따라 최적의 방법을 선택해야 한다. 또한 최종 폐기물 처리·처분에 있어 관련 인허가 규정 등에 대한 논의가 필요하다.

## 4. 참고문헌

[1] "대형금속폐기물 처리 실용화 방안 연구", 한수원 중앙연구원, 2013-50003339-단-0451TR, 2013.

[2] "S/G 등 원전 발생 대형 금속성 폐기물의 감용 및 자체처분 기술 개발(최종보고서)", 한국원자력연구원, 2011.

[3] "Treatment, volume reduction and recycling of large components such as heat exchanges, steam generator and boilers", Studsvik, International nuclear forum, 2013.

[4] Siempelkamp Group Annual Report, 2012.

# 원전 해체 폐기물량 평가 방법론에 관한 연구

**문상래***, 오재용, 김희근
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*moonrise@khnp.co.kr

## 1. 서론

최근, 고리원전 1호기 영구정지 결정으로 원전해체에 대한 사회적 관심이 고조됨에 따라, 사업자와 정부는 국내 최초 상업용 원전의 안전하고 경제적인 해체를 위해 사전준비를 수행 중에 있다.

원전해체는 장기간에 걸쳐 막대한 자금이 소요되는 원전 Life Cycle의 최종 단계이다. 정부는 안정적인 해체비용 확보를 위해 1983년부터 법에 따라 해체비용을 산정하여 2년 주기로 평가하고 이를 충당금으로 계상하도록 요구하고 있다[1].

따라서, 원전해체 비용평가 수행을 위해서는 우선 해체 시 발생되는 원전 해체폐기물량에 대한 정확한 산정이 필요하다. 이 논문에서는 국내경수로 원전의 자료를 근거로 해체폐기물량 산정 방법론을 제시하고 이를 적용하여 산정한 결과를 분석하였다.

## 2. 해체폐기물량 산정

### 2.1 자료수집

해체폐기물량 산정에 필요한 플랜트재고량 DB 개발 자료 수집을 위해, 대상 원전의 구조물, 계통 및 비계통 설계자료들을 수집·분석하였다. 또한, 건설·운영기간에 증설 및 신설된 시설, 건물 등을 확인하였으며 원전 현장 및 관계부서를 방문하여 자료를 수집·분석하였다[2].

### 2.2 가정사항

2.2.1 기본 가정사항

원전해체 부지의 최종상태는 Green Field로 가정하였으며, 지하 구조물은 표면제염 및 최종상태조사(Final Status Survey ; FSS) 후 지표면 이하 1 m까지 구조물을 철거하는 것으로 고려하였다. 건물 철거시 발생되는 비오염 콘크리트 잔재는 일반산업폐기물로 분류하였다.

방사성폐기물 처리는 현장에서 초고압 압축기 및 레진건조시스템 등을 사용하고, 해체 시 발생되는 방사성폐기물의 부피저감을 위해 CWPF(Central Waste Processing Facility)를 설치하는 것으로 고려하였다. CWPF에는 절단·용융, 블라스팅, 화학제염 및 초고압 압축에 관한 설비들이 구축된다.

2.2.2 폐기물 분류 및 처리

사용후핵연료는 고준위폐기물로 분류하고, 5년간 저장조에서 냉각한 후, 소내 임시저장시설에 저장하도록 고려하였다. RPVI(Reactor Pressure Vessel Internal)의 일부는 중준위폐기물로 분류하고, 소형 금속폐기물은 국내 기술기준에[3] 따라 분류하였다. 케이블의 경우, 대부분 자체처분하고, 일부는 저준위/극저준위폐기물로 분류하였다. 토양은 현장 제염시스템으로 분류작업을 수행한 후 대부분 자체처분하고, 일부는 저준위/극저준위폐기물로 분류하였다.

저준위/극저준위 소형 금속폐기물, 콘크리트 잔해 및 분쇄 콘크리트, 레진, DAW(Dry Active Waste) 및 절연체 등은 CWPF에서 처리하는 것으로 가정하였다. 원자로를 제외한 일차계통 대형기기는 해외사례 등을 참조하여 one-piece로 제거 후, CWPF로 운반하여 원형상태로 처분하는 것으로 고려하였다[4]. 원자로는 현장에서 절단 후, CWPF로 운반·처리하여 처분하는 것으로 고려하였다.

DCGL(Derived Concentration Guideline Level) 초과 오염토양은 절토 후, 토양 분석 및 분류를 통해 현장에서 처리하는 것을 기본 전제로 가정하였다[5].

### 2.3 플랜트 재고량 DB 개발

원전 기기설비(밸브, 배관, 케이블, 케이블트레이, 전선관, 일차계통 대형장비, 사용후핵연료 저장조, 콘크리트, 구조강 등)의 부품에 대하여 오염도, 제원, 재질 등으로 분류·산정한 후, 플랜트 재고량을 산출하였다. 플랜트 재고량은 기기설비 부품의 처분을 고려하여 세부적인 비용평가의 기초자료로 이용하도록 가공하였다.

### 2.4 방사선원항 DB 개발

플랜트 재고량으로부터 방사성폐기물량 산출을 위해 방사선원항 DB를 구축하였다. 방사선학적 특

성자료는 기 해체된 Maine Yankee(860 MWe) 및 Rancho Seco 원전(913 MWe) 정보[6]를 사용하였다. 계통/구역별 방사선원항은 표면오염도 및 방사선량률 도출, 폐기물분류기준 설정, 폐기물분류, 운반물 기준치 설정, 운반용기 분류 순으로 수행하였다.

이번 국내 경수로원전의 해체폐기물량은, 과거 수행한 국내 경수로 원전의 분석 자료를 보정하여 평가하였다[7].

### 2.5 해체폐기물량 DB 개발

각종 플랜트 재고량 산정결과를, 재질(콘크리트, 금속, 케이블 등) 및 준위(고준위, 중준위, 저준위/극저준위, 자체처분 준위 등)에 따라 통합·재분류하여, 폐기물량 산정 및 비용평가 기초자료로 이용하였다.

재질 및 준위별로 발생되는 폐기물의 총 무게 및 부피를 산정하였으며, 산정 기준은 폐기물 종류별로 각각 설정하였다. 케이블의 경우, 단위길이당 중량은 미국 원전에서 기 적용된 기준을 적용하였으며, 케이블트레이, 배관, 밸브, 콘크리트, 토양, 구조강, 원자로용기, 증기발생기, 가압기 등에 대해서도 각 폐기물에 적합한 산정법을 이용하여 물량을 도출하였다.

## 3. 결론

이 논문은 최근 가동된 국내 경수로 원전을 모델로 하여, 표준형원전 해체 폐기물량 산정 방법론을 제시하였으며 이를 적용해 해체폐기물량을 산정하였다. 그 결과 자체처분 및 저준위/극저준위 모두 콘크리트 폐기물량이 가장 높게 나타났다. 이어서 소형 금속폐기물, 일차계통 대형장비 금속폐기물 등의 순서로 높은 비율을 보였다. 또한, 대부분의 폐기물 물량에서 자체처분 폐기물이 차지하는 비율이 저준위/극저준위에 비해 월등하게 높았다.

이번 연구에서는 단일 용기, 단일 처분비용을 적용하였지만, 향후 원전해체가 수행되는 시점에서 처분용기와 처분방식이 다양화될 경우를 대비해서, 준위별 해체폐기물량 산정에 대한 방법론을 보완, 개발하는 것이 추가로 필요하다고 판단되었다. 향후, 표준형원전 해체비용 평가의 보수성을 유지하면서 해체폐기물량 평가 방법론을 개선할 계획이다. 또한 다양한 원자로형에 대한 해체폐기물량 산정 및 비용평가에 확대 적용할 수 있도록 준비 중에 있다.

## 4. 참고문헌


[1] 대한민국 대통령령 제24994호, "방사성폐기물 관리법 시행령" (2013).

[2] 한국수력원자력(주), "울진원자력 5,6호기 건설 통계자료집" (2005).

[3] 대한민국 원자력안전위원회 고시 제2014-3호, "방사성폐기물 분류 및 자체처분 기준에 관한 규정" (2014).

[4] Studsvik, "Treatment, volume reduction and recycling of large components such as heat exchangers, steam generators and boilers", International Nuclear Forum, Varna (2013).

[5] Maine Yankee Atomic Power Company, "Maine Yankee License Termination Plan" (2002).

[6] Sacramento Municipal Utility District, "Rancho Seco License Termination Plan", (2006).

[7] KHNP, "Decommissioning Cost Analysis for the Korean Pressurized Water Nuclear Power Plant" (2009).

# 건설원전 예비해체계획서 개발

**문상래***, 고종현, 강인선
한국수력원자력㈜ 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*moonrise@khnp.co.kr

## 1. 서론

원전 해체(Decommissioning)란 원전의 운영을 영구적으로 정지한 후, 해당 원전과 부지를 철거하거나 방사성오염을 제거함으로써 원자력안전법의 적용대상에서 배제하기 위한 모든 활동을 말한다[1]. 한편 IAEA에서는 이와 유사하게 사용연한이 끝난 원전을 주변 환경으로부터 영구히 제거하기 위해 취해지는 모든 기술적·행정적인 조치로 정의하고 있다[2].

이러한 해체 관련 내용을 보완 개정한 원자력안전법이 2015년 7월 시행됨에 따라, 원전의 건설허가 신청 때부터 해체계획서(Decommissioning Plan; DP)를 제출하는 것이 법제화되었다.

이 논문에서는 2021년 3월과 2022년 3월 상업운전을 목표로 현재 건설추진 중인 신고리 원전 5,6호기의 건설허가 신청을 위하여 개발한 해체계획서의 성격을 소개하고, 개발내용 일부를 기술하였다.

## 2. 본론

### 2.1 원전 해체 역무

해체역무는 영구정지 전 준비, 핵연료 인출, 배수/격리, 안전관리, 제염/해체 및 부지복원/종료 단계로 구분할 수 있다. 소요기간은 안전관리 기간에 따라 차이가 있으나, 영구정지 전 준비기간부터 부지복원까지 약 15~30 년 정도 소요될 것으로 예상하고 있다.

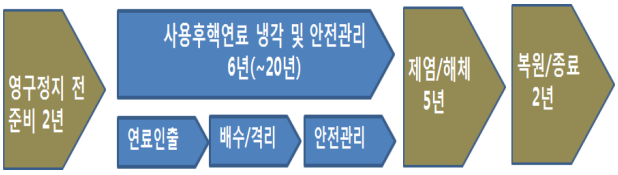



Fig. 1. Estimated Duration of Each Phase for Decommissioning Activities.

### 2.2 IDP 개발대상 원전

신고리 원전 5,6호기의 부지는 기존 고리 1,2,3,4호기와 신고리 1,2,3,4호기가 인접해 있는 울산광역시 울주군 서생면 신암리 일원에 위치해 있다.

각 호기는 양 호기 공유형인 복합건물을 중심으로 원자로건물, 보조건물 및 터빈건물로 구성되며, 각 호기의 터빈건물이 원자로건물에 대하여 방사형으로 배치된다. 보조건물은 핵연료취급 지역과 비상디젤발전기 지역을 통합한 4분할(Quadrant) 배치로서, 원자로건물을 둘러싸고 있는 형태이다[3].

### 2.3 해체계획서 관련 법규

해체계획서는 원전의 건설, 운영, 영구정지, 해체, 종료 등 원전의 전 생애와 연관이 있다. Table 1에 원전의 각 단계별 조치사항과 관련법규를 요약하여 나타내었다[1,4,5].

Table 1. Nuclear Safety Laws related to Decommissioning Plan and Required Activities of Each Phase for Nuclear Power Plant

| 단계 | 조치사항 | 관련법규 |
|---|---|---|
| 건설·운영 | IDP 제출 | 법10조2항<br>법20조2항<br>규칙4조5항 |
| 갱신 | IDP 갱신(10년 주기) | 법92조의2<br>규칙122조2 |
| 영구정지 | 운영변경 허가신청 | 법21조2항 |
| 해체 | FDP 초안 주민의견 수렴 | 법103조2항<br>영143~146조 |
| | 영구정지 후 5년 이내 해체승인 신청 : FDP, 해체품질보증계획서 및 주민의견수렴/공청회 결과 | 법28조1,2항<br>영41조의2<br>규칙22조 |
| | 해체상황 보고 : 해체현황, 방사선 안전 및 폐기물관리현황 등<br>해체완료결과 보고 : 최종 방사선 현황, 부지재이용 방안 등 | 법28조3~7항<br>규칙23조의2~5 |
| 종료 | 해체검사 완료, 운영허가 종료 | 법28조8,9항 |

원전 운영자는 원전의 운영 및 관리과정에서 얻은 경험과 자료 및 해체관련 사항의 평가결과를 반영하여, 10 년 마다 주기적으로 IDP를 보완 및 갱신하여야 한다[5].

또한, 현재 건설 중인 원전 4기와 운영 중인 원

전 24기에 대해서도, 2018년 7월까지 원자력안전위원회에 IDP를 제출하여 승인 받아야 한다.

Table 2. Contents of Initial Decommissioning Plan for Nuclear Power Plant

| 항목 | 세부 내용 |
|---|---|
| 1. 해체계획의 개요 | 개요, 발전소 일반사항, 예비해체계획서의 구성 및 형식 |
| 2. 사업관리 | 조직, 인력, 해체비용, 재원확보 |
| 3. 부지 및 환경현황 | 부지현황, 환경현황, 방사선학적 특성 |
| 4. 해체전략과 방법 | 해체전략과 방법 |
| 5. 해체용이성을 위한 설계특성과 조치방안 | 설계특성, 조치방안 |
| 6. 안전성평가 | 방사선위험도/위해도 평가 |
| 7. 방사선방호 | 방사선량의 ALARA 유지, 방사선방호 계획 |
| 8. 제염해체 활동 | 제염 활동, 해체 활동 |
| 9. 방사성폐기물관리 | 방사성폐기물 분류, 운영 중 발생한 방사성폐기물 관리방안, 해체과정에서 발생하는 방사성폐기물 관리계획 |
| 10. 환경영향평가 | 해체 전/해체 중 환경감시, 주변주민에 대한 영향 |
| 11. 화재방호 | 화재방호계획, 화재예방, 화재감지 및 통보, 화재진압, 화재의 확산 방지, 인명안전 |
| 12. 참고문헌 | |
| 부록1. 용어해설 | |

### 2.4 IDP 작성

원전의 해체를 위한 해체계획서에는 원전의 건설허가 및 운영허가 신청 시 원자력안전위원회에 제출하는 예비해체계획서(Initial Decommissioning Plan; IDP)와 원전의 영구정지 후 5년 이내에 원전의 해체승인 신청을 위해 제출하는 최종해체계획서 (Final Decommissioning Plan; FDP)가 있다.

IDP 작성의 목적은 원전의 건설·운영 전에 해체업무 수행자의 권한과 의무를 정하여 해체착수 전까지 필요 조직과 인력을 사전에 확보토록 하고, 예상되는 비용평가 및 재원 확보방안을 수립하는데 있다. 또한 방사선으로부터의 재해를 방지하기 위한 조치, 오염제거 방법, 방사성폐기물의 처리·저장·처분방법과 환경에 미치는 영향 평가 및 그 대책을 개략적으로 수립하여 해체활동의 안전성을 입증하고 주변주민과 주변환경의 보호 등이 이뤄질 수 있도록 하기 위함이다[6]. Table 2는 IDP를 구성하는 항목과 세부 내용을 나타내었다[7].

## 3. 결론

원전의 건설허가 신청시 IDP 제출 의무화는 원전건설 시부터 해체를 체계적으로 준비하는데 무엇보다도 큰 의미를 부여할 수 있다. 한수원㈜은 이번 건설원전의 IDP 개발을 통해 원전해체 표준설계 기술자립과 해체기술 선도를 위한 전환점이 되었다. 아울러 이를 바탕으로 해체기술 역량을 배양하여 영구정지 예정 원전의 FDP 개발을 추진할 계획이다.

## 4. 참고문헌


[1] 대한민국, 법률 제13078호, "원자력안전법" (2015).

[2] IAEA GSR Part 6, "Decommissioning of Facilities" (2014).

[3] 한국수력원자력㈜, "신고리 5,6호기 예비안전성분석보고서 (1차개정)" (2013).

[4] 대한민국, 대통령령 제26426호, "원자력안전법 시행령" (2015).

[5] 대한민국, 총리령 제1180호, "원자력안전법 시행규칙" (2015).

[6] 대한민국 원자력안전위원회, 규칙 제15호, "원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙" (2015).

[7] 대한민국 원자력안전위원회 고시 제2015-8호, "원자력이용시설 해체계획서 등의 작성에 관한 규정" (2015).

# 원전 공기조화계통 활성탄 흡착기 Halide 냉매기체 누설 성능시험시 측정시간 평가

**성기방***, 권혁철, 이두호, 최종락
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312 번길 70
*kind.sung@khnp.co.kr

## 1. 서론

원전의 주제어실 공기정화계통 등에는 활성탄 흡착기가 사용되며, 이들 성능점검은 ASME N510 & N509, 미국 NRC Reg. Guide 1.52, KEPIC 부록 TA-VII 의 흡착기 뱅크 현장 누설시험의 요건이 반영된 절차에 따라 수행한다. 현장 경험에 따르면 추적자 측정법을 이용할 때 시험전의 배경농도가 매우 낮고 안정되어야 하나, 일부 계통에서는 배경준위가 높아 실험조건이 불만족되고, 실험조건을 충족하기 위해 수일씩 정상유량으로 배출운전후 재시험 하고 있다. 배경준위 상승 원인은 이전주기의 점검과정에서 사용된 추적자가 계통내 활성탄에 흡착되어 있다가 누설되기 때문이다. 본 논문에서는 추적자의 잔류로 인한 시스템 오차를 줄이기 위해서는 활성탄의 흡착기 성능시험법의 할로겐화탄화수소 냉매기체를 사용하는 투과시험의 절차 개선이 필요하며, 이를 위해 원전별로 측정시간의 길이가 10sec마다 10cycle 측정 또는 30sec마다 10 측정하는 2가지 사례에 대해 기존 측정규정의 만족성을 검토하였다.

## 2. 본론

### 2.1 활성탄 흡착기 누설시험

#### 2.1.1 Halide 냉매기체 누설시험 절차

누설시험은 주로 R-11 냉매용 기체를 추적자로 사용하며[1], 주요 시험 절차는, 1)추적기체 발생기를 활성탄 흡착기의 추적기체 주입구에 연결, 발생기 기술지침서에 따라 조절. 2)시료채취관을 흡착기의 상류부와 하류부에 있는 시료채취관에 연결. 3)할성탄 흡착기의 상류부와 하류부에서 초기 상태의 시료를 채취하여 그 농도를 5cycle 이상 측정. 4)초기상태에서 하류부의 시험결과에 지장을 초래할 정도의 오염물이 검출될 경우에는 여과기군의 정격유량으로 계통을 정화. 5)추적기체 발생기로부터 주입구를 통해 검출기까지 추적기체가 통과하는 시간을 산출 후 주입 시작. 6)산출한 통과시간이 경과한 후 상류부의 농도를 측정하기 시작하여 최초의 추적기체가 검출되었을 때를 0 시간으로 설정. 7)추적기체 검출기를 가급적 빠르게 조작하여 상류부와 하류부의 시료농도를 10 sec(또는 30 sec) 간격으로 10cycle 이상 채취한 후 시험결과를 기록. 8)10 sec 간격의 투과누설률은 다음 식을 사용하여 계산한다.

$$\text{투과율}(p) = \frac{Cd}{Cu} \times 100(\%) \qquad \text{(식 1)}$$

여기서, $p$ : 투과누설률(%)

$C_d$ : 하류부 검출기의 하류부 농도(mg/㎥)

$C_{u.}$ : 상류부 검출기의 상류부 농도(mg/㎥)\

#### 2.1.2 Halide 냉매기체 시험 주의사항

ASME N510[2]에 의하면 흡착기의 유량시험 및 성능시험은 다음의 제한사항이 있다. 1)냉매기체 주입위치는 시험가스의 적절한 혼합과 균일농도를 유지하기 위해 상류측 Duct 폭 또는 지름의 10배 이상의 거리에서 주입 또는 시료분무기 사용 주입. 2)시험 종료후 유로에 남아있는 추적기체 농도가 0.01 ppm 이하가 될 때까지는 공기조화계통을 계속 운전. 3)활성탄 흡착기의 상류측과 하류측에 시료 채취관이 있음을 확인하며 시료 채취관과 검사성능 시험장비 사이의 시료채취 라인을 최소화하고 채취라인의 길이도 거의 동일해야 함. 4)성능시험중 상.하류측 배경농도값을 측정하고 5 min간 변화 없어야하며, 최소한 10 min이상 안정되면 수치를 0으로 조정한 후 시험할 수 있음(하류측은 가능하다면 0.03 ppm 이하에서 시험수행) 5)단일지점(1 point) 시료채취 측정시 공기분배 시험을 실시하여야 하며, 공기분배시험을 실시하지 아니할 때는 활성탄 흡착기 공기통로의 평면을 최대 12 인치 간격으로 나눈 각각의 중앙에서 시료를 채취. 6)성능시험중 상류측 추적기체의 농도는 가능한 한 10 ppm이상으로 주입하고, 최소값과 최대값이 2배 이상 차이가 나지 않도록 유지하여야 하며, 약 1 min에서 8 min사이에 시험을 실시하여야 함(최대 3 min 정도의 안정시간을 두어야 함). 7)시험기체의 시료채취점은 필터의 전/후면에서 가능한 멀리 떨어진 곳에 위치.

2.1.3 관내 유량측정시 추적자의 요건

활성탄 흡착기의 누설 측정은 추적자(R-11)을 이용한 관내 가스흐름 측정법과 같다. 추적자를 이용할 경우의 선택기준은 기술표준원 KS B ISO 4053(관내 가스흐름 측정-추적자법)에 따르며 서로 다른 많은 종류의 추적자를 이용할 수 있는데 방사성, 광물성 또는 유기재료 들을 이용할 수 있지만 어떤 추적자든지 다음 요건에 따라야 한다.

1) 관내의 가스와 쉽게 혼합. 2) 유속에 대해 무시해도 좋거나 또는 알려진 만큼만 변경. 3) 독성, 부식성 등에 주의하면서 최대 허용농도보다 낮은 농도에서 충분히 정확하게 측정. 4) 사용조건에서 화학적으로 안정. 5) 무시해도 좋거나 또는 일정한 농도로 본래 관에서 유동하는 가스에 존재. 6) 측정비용 저렴. 7)관에서 유동하는 가스와, 아니면 추적자가 접촉할 수 있는 다른 물질과 측정에 영향을 미치는 식으로 반응해서는 안됨. 8)최고의 정확도를 얻기 위해서 검출기 신호는 추적자 농도에 비례하고 그 반응시간은 무시할 수 있어야 한다.

**2.2 흡착기 누설시험 시간 및 횟수 적합성 검토**

2.2.1 시간 적합성 검토

현재 누설시험시 측정기기 요건은 측정값의 선형성이 1~$10^5$ 범위에서 유지되어야 하고, 반응응답성이 빨라야 한다. Halide 측정기기는 NUCON F-1000HD를 사용하며, 이 기기의 규격은 1~8x$10^5$ 범위에서 선형성이 유지되고, 연속측정이 가능하여 반응속도를 만족한다. 따라서 10 sec간격 및 30 sec 간격의 측정시간은 모두 적합하다.

2.2.2 측정 횟수 적합성 검토

발전소의 절차에 기술된 측정횟수는 측정의 불확도를 줄이기 위해 10 cycle 이상으로 기술되어 있고, 기록지 양식에는 15 cycle이다.  측정횟수는 모두 적합하다.

2.2.3 측정 총 시간 검토횟수 적합성 검토

측정 총 시간은 1회측정 시간 및 측정cycle의 곱이다. 10 sec/cycle x 10 cycle(15 cycle) =100 sec(150 sec)이고, 30 sec/cycle x 10 cycle(15 cycle) =300 sec(450 sec)이다. 이들 총 시간은 모두 냉매의 시험시간 조건인 1 min~8 min 조건을 충족한다.

2.2.4 유량측정시 오차 검토

어떤 물리량의 측정과도 마찬가지로 추적자에 이한 관내 유속의 결정은 측정장치에서의 오차 또는 사용된 측정방법에서의 오차에 기인한 시스템 오차와 유동방식(특히 유동 매체 변수에 영향을 미칠수 있는 압축률을 갖는 가스 상태의 유체에 대하여) 또는 측정장치에서 임의의 변화로 얻어지는 임의의 오차가 있다. 이중에서 추적자와 관계된 사항은 시스템 오차이다. 살펴보면,

어떤 측정기구와도 마찬가지로 유체 측정에 이용된 것들은 측정에 영향을 미친다. 이들 영향은 적절한 방법을 이용하거나 또는 측정 과정의 어떤 환경적 변수의 지식에 근거하여 그 결과를 정정함으로써 완전히 또는 부분적으로 제거할 수 있다. 또 다른 유형의 시스템 오차는 추적자를 이용한 유량측정에 존재할 수 있으며 그 방향은 정할 수 있지만 그 크기는 정 할수 없다. 이러한 오차는 관벽과의 화학적 반응에 의한 특정양의 추적자의 소멸과 관련된 현상으로부터 기인한다. 이들 반응에 의해 야기되기도 하는 시스템 오차는 희석법을 이용할 때 일반적으로 유속의 과대 평가(추적자의 소멸)로 이끌어 간다. 이와 반대로 추적자가 소멸되지 않고 남아 있어서 차기 점검주기까지 남아있는 경우에는 과소평가할 수 있다. 이 오차는 적합한 추적자를 선택하고 그리고 적합한 주입, 검출 샘플링 및 분석절차를 사용함으로써 미미하게 줄어들 수 있다. 따라서 흡착기의 시험시간은 가능한 짧고 빠르게 해야 한다.

## 3. 결론

활성탄 흡착기의 정기점검시 주기적인 성능시험으로 인한 추적자의 배경농도로 인해 어려움이 많으며, 이를 해소하기 위해 10 sec간격 10 cycle 수행과 30 sec간격 15 cycle 수행하는 것을 비교하였으며, KS 규격과 ASME 규격의 추적자 요건을 만족한다. 다만, 활성탄 흡착기의 측정시 시스템 오차를 줄일 수 있는 10 sec 간격 10 cycle 수행이 합리적이다.

## 4. 참고문헌

[1] 발전소 정기시험 절차서(공기조화계통 유량점검 및 성능시험. 한수원).

[2] ASME N510(Testing of Nuclear Air Treatment Systems).

[3] KS B ISO 4053(관내 가스흐름 측정-트레이서법, 기술표준원).

# 원전 해체물량의 효율적 분석을 위한 3차원 형상 DB 기반 물량평가 시스템 개발

**이동국**[1]*, 이수희[1], 민병의[2]
[1]한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
[2](주)디디알소프트, 대전광역시 유성구 테크노3로 65
*dklee386@khnp.co.kr

## 1. 서론

2015년 6월 고리1호기의 계속운전을 신청하지 않기로 함에 따라 해체 기술개발의 중요성이 대두되고 있다. 원전해체 비용평가, 해체전략 및 해체계획서 수립을 위한 중요 인자인 해체물량평가는 기존 2차원의 설계도면과 건설기록 등을 토대로 수작업 평가를 통해 이루어지고 있다. 이에 따라, 많은 시간이 소요되고 물량산출 과정에서 대상물의 누락 등 오류가 발생되고 있다[1]. 따라서 이 논문은 대표원전의 원자로건물 및 보조건물의 건축, 구조물, 계통 등의 3D 모델링을 통해 해체물량산출 과정을 가시화 하고 물량을 보다 빠르고 쉽게 산출하는 원전해체 물량평가 시스템의 특징을 기술하고자 한다.

## 2. 본론

원전 해체물량의 객관성, 정확성 및 다양한 분석을 위해 3차원 형상 DB 기반 물량평가 시스템의 기반기술로 BIM(Building Information Modeling) 기술을 채택하였다. BIM 기술은 3차원적으로 설계·시공·운영 데이터를 활용하여 공정과 물량 등을 자동계산 할 수 있으며, 국내 건설산업에서 이미 적용되고 있다. 기존의 2D 도면 기반 물량산출 시스템은 물량 산출시 공간 개념을 완벽히 구현하기 어렵기 때문에 해체 시나리오 또는 방사능 오염도 등 특정 데이터의 변경이 필요할 경우, 수작업으로 물량산출 과정을 다시 거쳐야 하는 문제점이 발생되고 있다[2]. 이런 불편한 과정을 배제하고자 건축, 구조물, 계통, 오염도 등 사용자의 요구를 반영하여 다양한 분석이 가능하도록 3차원 형상 DB 기반 물량평가 시스템을 설계하였다[3].

이 시스템 개발은 방사능 오염도가 높은 원자로 건물 및 보조건물을 대상으로 국내 대표원전의 건축, 기계, 전기 등의 설계도면을 바탕으로 3차원 모델링 및 이들의 형상 DB를 구축하였다[1,4]. 해체물량 산출을 위한 공간 DB의 정확성 및 DB 구축 자동화율을 높이기 위해 구조물의 모델링 도구로서 데스크사의 Revit 소프트웨어를 사용 하였고, 배관 및 기타 시스템의 모델링 도구는 벤트리사의 MicroStation 소프트웨어를 사용 하였다[1,5]. 두 모델링 도구를 이용하여 얻은 결과를 BIM_DB에서 통합하는 Multi-CAD 동시 활용 기술을 적용하였다.

시스템의 확장성, 다양한 사업 참여주체의 협업 환경 제공, 해체 관련 주요 문서의 연계검색, 정보 접근의 편리성, 다양한 해체 시나리오 창출의 플랫폼 제공 등을 고려하여 해체정보관리시스템(DIMS: Decommissioning Information Management System)을 개발 중에 있다. DIMS는 3차원 공간 DB를 활용한 원전해체 기반시스템으로, 건축, 구조물, 계통, 기기, 공간 및 이들의 다양한 조합에 의한 데이터베이스 Input을 통해 원하는 정보에 접근할 수 있는 특징이 있다. 따라서 이와 관련된 도면 및 문서를 연계검색 할 수 있는 기능의 제공이 가능하다. 또한 시설물 분류체계 및 공간 분류체계에 의한 검색, 컴포넌트 ID에 의한 검색 및 P&ID를 이용한 검색 등 다양한 검색 환경을 제공할 수 있다.

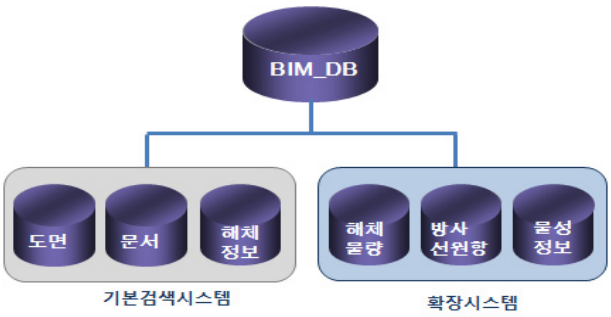


Fig. 1. DIMS Structure.

해체정보관리시스템(DIMS)은 3차원 형상 DB인 BIM_DB와 해체시 필요한 도면, 문서 및 해체 정보를 포함하는 기본검색시스템, 그리고 다양한 방사능 오염도별 해체물량 등 관련 정보를 제공하는 확장시스템으로 구성되어 있다. Fig. 1에 DIMS의 구조를 보여주고 있다.

원전은 수십만 개의 객체로 구성되어 있기 때문에, 특정 속성을 가진 객체를 검색하기 위해서는

DB의 검색속도를 개선한 최적의 분류체계를 적용해야 한다[6]. 따라서 해체물량DB 구조는 기본적으로 공간 분류체계와 시설물 분류체계의 조합으로 구성되어야 한다. 시설물별 공간분포 분석 및 집계, 공간별 다양한 시설물 물량집계 등 다양한 Input에 실시간으로 응답할 수 있는 DB 구조를 개발 중에 있다.

## 3. 결론

3차원 형상 DB 기반 물량평가 시스템은 공간 DB의 특성을 최대한 활용하여 해체물량 산출, 통계 및 분석 보고서 작성에 투입되는 노력을 최소화 할 수 있다. 따라서 기존 시스템의 단점을 극복할 수 있고, 다양한 해체 공정 및 난공사 시뮬레이션 등 활용도를 극대화할 수 있는 특징을 갖추고 있다. 기존의 도면 기반 해체물량 산출과 비교할 때 시스템의 유연성 및 확장성 측면에서 많은 장점이 있다. 이 논문에서는 이러한 장점을 살리면서 사용자 편의성을 제공하도록 3D기반 원전해체 물량평가 시스템을 개발 중에 있다. 또한 비용평가 시스템과 연계하여 공정 시스템 및 사업관리 시스템으로 확장 등을 고려하고 있으며, 시스템 변경을 최소화 할 수 있는 방향으로 개발을 진행하고 있다.

BIM 기반 3차원 형상 DB 기반 물량평가 시스템 개발에는 대용량 데이터의 실시간 처리, 네트워크 기반 협업환경을 제공하기 위한 데이터 구조의 최적화 등 많은 난제가 존재하고 있다. 또한 시스템의 효율적 데이터 처리를 위한 IT 기법과 복잡한 기기 등의 물량산출을 위한 알고리즘 개발 등의 문제점이 예상되고 있다. 그렇지만 원전해체를 위한 도전과제로서 새로운 개념의 해체물량 산출 시스템을 개발·제시하고자 한다.

## 4. 참고문헌


[1] 한국수력원자력(주), "원전해체 선원항평가 기술개발 보고서(2차년도)" (2015).

[2] 한국수력원자력(주), "Decommissioning Cost Analysis for Korean Pressurized Water Nuclear Power Plant", Final Report (2009).

[3] 한국수력원자력(주), "해체폐기물량 평가프로그램 설계안 보고서" (2014).

[4] 한국수력원자력(주), "고리1발전소 최종안전성 분석보고서" (2015).

[5] 한국수력원자력(주), "BIM기술을 이용한 해체폐기물량 평가방안 검토 보고서" (2014).

[6] 정영수, 김예솔, 김민, 주태환, "BIM 객체분류체계(OBS) 개념 및 구조", 한국건설관리학회 논문집, 14(3), 88-96 (2013).

# 원전 해체시 발생한 탄소강 금속폐기물 용융 특성 연구

**이미현***, 황석주, 이상우, 김천우
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*leemh2513@khnp.co.kr

## 1. 서론

원전 해체 시 발생하는 폐기물은 금속, 콘크리트, 토양 등이나 발생량으로 볼 때 대부분은 금속이다. 전 세계적으로 향후 50년동안 탄소강 870만톤, 스테인레스강 약 95만톤, 구리 220만톤이 발생할 것으로 예측하고 있다[1]. 원전에서 규모가 큰 구성품 교체나 해체 시 발생하는 다량의 금속폐기물을 그대로 수용하기에는 부족한 폐기물 처분장 문제뿐만 아니라, 지속적으로 처분단가의 상승이 예상되므로 방사성 금속폐기물의 효과적인 감용 및 재활용 기술이 요구된다[2]. 최근 금속폐기물의 효율적인 관리방안으로 용융제염 기술이 각광받고 있다. 용융제염은 다른 감용방법에 비해 부피감용이 가장 커 최종처분시설 공간을 절약할 수 있으며 탄소강, 스테인레스강 등 많은 양의 금속을 회수하는 것이 가능하다. 본 연구에서는 원전해체시 발생되는 금속폐기물의 양이 가장 많은 증기발생기 및 열교환기, 배관 등에 사용되는 탄소강의 용융특성에 관한 연구를 수행하였다.

## 2. 본론

### 2.1 실험방법

탄소강의 용융온도에 따른 용융정도 및 특성을 확인하기 위해 알루미나 도가니에 탄소강을 넣어 전기로를 이용하여 1,400~1,550℃ 온도에서 시료를 용융시켰다. 실험은 4가지 온도조건을 가지고 수행하였고, 나온 결과를 바탕으로 Co 첨가에 따른 금속의 특성 및 용융정도를 확인하기 위해 Co 첨가한 탄소강 용융 실험도 수행하였다. 금속시료는 열전도도가 크기 때문에 한 번에 높은 온도를 상승시키지 않고, 여러 단계로 나눠 온도를 상승 시켰다. 총 4개의 시료를 전기로에 넣어 초기온도 40℃에서 10℃/min으로 1,200℃까지 승온 시킨 후, 1,200℃에서 1 시간 동안 유지시켰다. 1 시간 후 20℃/min으로 1,400℃까지 승온 시키고, 1,400℃에서 30 분간 유지시킨 후 1번 시료를 인출하였다(C-1). 1번 시료를 인출한 후 10℃/min으로 1450℃까지 승온 시켜 30 분간 유지 시킨 후 2번 시료를 인출하였다(C-2). 세 번째도 첫 번째, 두 번째 시료와 마찬가지로 두 번째 시료를 인출한 후 10℃/min으로 1,500℃까지 승온 시키고, 30 분간 유지시킨 후 3번 시료를 인출하였다(C-3). 마지막으로 10℃/min의 조건으로 1,550℃까지 승온 시키고 30 분간 유지한 후에 4번 시료를 인출하였다.(C-4)

### 2.2 실험결과

2.1.1 용융

탄소강 시료의 용융조건은 Table 1에 나타내었다.

Table 1. Melting Condition for Carbon Steel

| ID | 용융 전(g) | 용융 후(g) | 용융온도 (℃) | 유지시간 (min.) | 결과 (육안판정) |
|---|---|---|---|---|---|
| C-1 | 1,709 | 1,672 | 1,400 | 30 | 용융안됨 |
| C-2 | 1,706 | 1,612 | 1,450 | 30 | 용융안됨 |
| C-3 | 1,780 | 1,660 | 1,500 | 30 | 용융안됨 |
| C-4 | 1,741 | 1,769 | 1,550 | 30 | 용융됨 |
| C-5* | 1,729 | 1,773 | 1,550 | 30 | 용융됨 |

* C-4에 1wt% CoO loading

Fig. 1은 육안상 탄소강의 용융정도를 확인하기 위해 용융 후의 사진이다. C-1, C-2, C-3는 상부만 용융되었을 뿐 대부분 용융되지 않은 것을 확인 할 수 있었다. 반면 C-4는 완전히 용융된 것을 확인하였다.

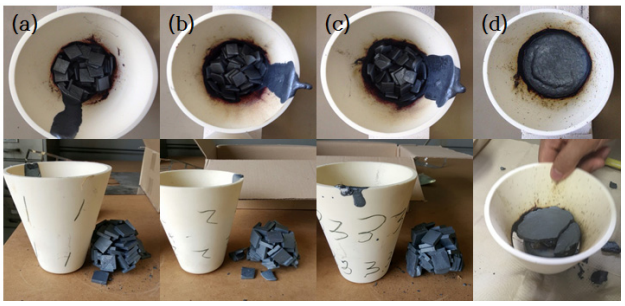



Fig. 1. After melting of Carbon steel (a) C-1, (b) C-2, (c) C-3, (d) C-4.

완전히 용융된 C-4의 형태를 확인하기 위해 도

가니를 깨서 용융된 시료의 형태를 확인하였다. 그 결과 슬래그와 금속물로 층을 이룬 것을 확인하였고(Fig. 2), 완전히 용융된 C-4 금속시편의 단면을 확인하기 위해 워터젯 절단기를 사용하여 단면을 절단하였다. 절단결과 금속시편 안쪽까지 모두 용융된 것을 확인할 수 있었다(Fig. 3).

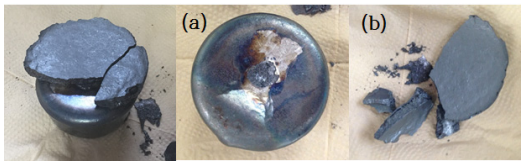



Fig. 2. Melted C-4 (a) Metal (b) Slag.

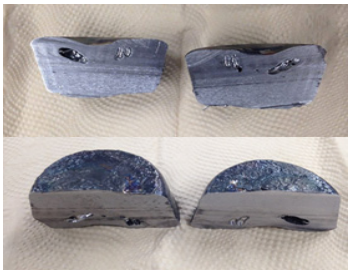


Fig. 3. Cross sectional view of C-4 Metal.

2.1.2 Co loading에 따른 금속특성 및 Co 분포도

CoO loading에 따른 금속의 특성 및 Co 분포도를 알아보기 위해 1wt% CoO를 loading 시킨 후 2.1.1 에서의 완전히 용융된 C-4의 온도조건과 동일하게 C-5 실험을 수행하였다. 도가니에 탄소강 시료 절반을 장입한 후 그 위에 CoO를 장입하고 나머지 탄소강 시료를 덮은 후 전기로에 위치하였다. Co 분포 분석결과 Co는 공기분위기($PO_2$=0.21atm)에서 환원 포텐셜이 높아 금속상으로 환원되어 Slag상에서는 나타나지 않았고, 금속상에서만 나타난 것으로 확인 되었다.

2.1.3 금속 및 Slag 상 분석

완전히 용융된 시료 C-4와 CoO가 첨가된 시료 C-5의 금속영역 균질도를 평가하기 위해 SEM/EDS 분석을 수행하였다.

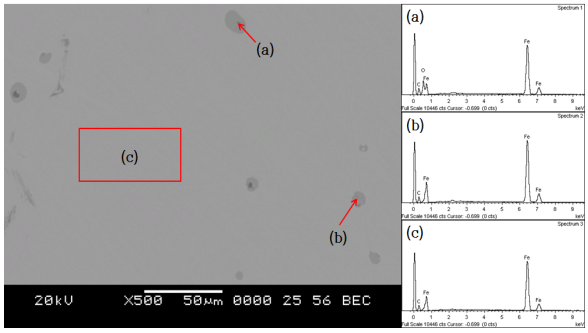



Fig. 4. SEM/EDS result of C-4 metal.

Fig. 4 왼쪽사진에서 보는바와 같이 C-4의 metal 표면은 대부분 균질한 것으로 나타났다. 그러나 표면에 일부 다른 물질이 포함되어 있는 것을 확인하여 물질의 종류를 알아보기 위해 EDS 분석을 실시하였다. 분석결과 (a), (b)는 Fe 산화물이며, (c)는 금속인 것을 확인할 수 있었다. Fe 산화물은 금속 용융시 금속상 위에 위치하는 slag 이다.

C-4 slag의 SEM/EDS 분석 결과를 Fig. 5에 나타내었다. SEM 분석결과 비균질상으로 나타났다. C-4 slag EDS 분석결과 대부분은 Fe 산화물이나 일부 $Al_2O_3$가 나타난 것을 확인할 수 있었다(Fig. 5 (a) 영역). 알루미나는 도가니의 부식에 의한 것으로 판단된다.

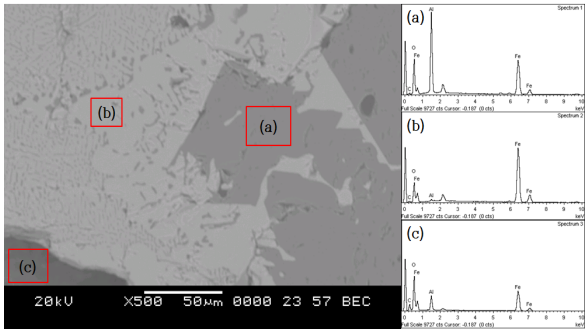



Fig. 5. SEM/EDS result of C-4 Slag.

## 3. 결론

원전 해체시 발생 예상되는 탄소강 모의폐기물을 이용하여 용융온도를 확인하였고 용융된 금속과 Slag의 구조를 확인하였다. 비중이 높은 금속의 경우 도가니 하부에 위치하며 대부분 균질한 것으로 분석되었으며 비중이 낮은 Slag의 경우 산화물 형태를 이루는 것으로 분석되었다. 이 결과를 바탕으로 향후 플라즈마토치 용융로 및 인덕션 용융로에서의 용융조건을 확립하고 금속폐기물의 처리·처분과 처리·재활용 방향을 결정하는 기본자료로 활용할 예정이다.

## 4. 참고문헌

[1] Recycling and reuse of radioactive material in the controlled nuclear sector, EUR18041EN, Euro Commission.

[2] B-Y Min, et, al. J. of Korean Soc. of Waste Management 29[7] 603-615(2012).

# 파이로그린 공정 발생 희토류 폐기물 유리고화체의 처분적합성 평가

**황영환***, 황석주, 이병관, 김천우
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*yhhwang7@khnp.co.kr

## 1. 서론

사용후핵연료를 안전하게 처리하기 위한 건식처리 방식인 파이로프로세싱 (PyroProcessing)에서 발생되는 고준위 폐기물을 중준위화하는 파이로그린(PyroGreen) 공정에 대한 다양한 연구가 수행되고 있다[1]. PyroGreen 공정내 염폐기물 처리공정인 PyroRedSox 공정에서 발생되는 희토류폐기물의 안정화를 위하여 유리화 기술개발이 수행중이다. 유리화 공정 개발을 위해 고려되어야 할 요인들은 waste loading, 운전용이성, 유리고화체 처분적합성 등이 있다. 유리화 기술의 주요 공정변수는 용융 유리의 점도, 전기전도도 등이 있으며, 생산된 유리고화체는 균질성, 화학적 내구성, 비방사능, 열발생률 등의 처분 기준을 만족하여야 한다. 본 연구에서는 파이로그린 공정 발생 희토류폐기물을 유리화하기 위해 개발된 유리고화체의 처분적합성을 평가하기 위해 화학적·기계적 안정성을 시험하고 분석하였다.

## 2. 본론

### 2.1 유리고화체 균질성 평가

제작된 유리고화체의 균질성을 평가하기 위해 SEM/EDS를 활용해 5,000배에서 원소별 mapping을 수행하였다. Fig. 1.에서 보이는 것처럼 유리를 구성하는 Na, Al, Si 및 다양한 희토류 원소들이 전체적으로 균일하게 분포하고 있는 것을 확인할 수 있다.

### 2.2 유리고화체 침출시험

제작된 유리고화체의 화학적 내구성을 ANS 16.1을 적용하여 평가하였다. 파이로그린 공정 발생 희토류폐기물 유리화를 위한 표준 유리 조성에 Co, Sr, Cs을 각각 0.49wt% 첨가하여 유리고화체를 제조하고, 제작된 유리고화체를 대상으로 침출시험을 수행하였다. 시험 수행 중 채취한 용액의 주요 핵종의 농도를 측정하여 Table 1에 나타내었다. 첨가된 Cs, Co, Sr은 시험 시작부터 120 hrs 까지는 검출되지 않았다. 456 hrs, 1128 hrs, 2160 hrs 에서는 Table 1과 같이 검출되었는데, 이를 이용하여 침출지수를 계산하였다.

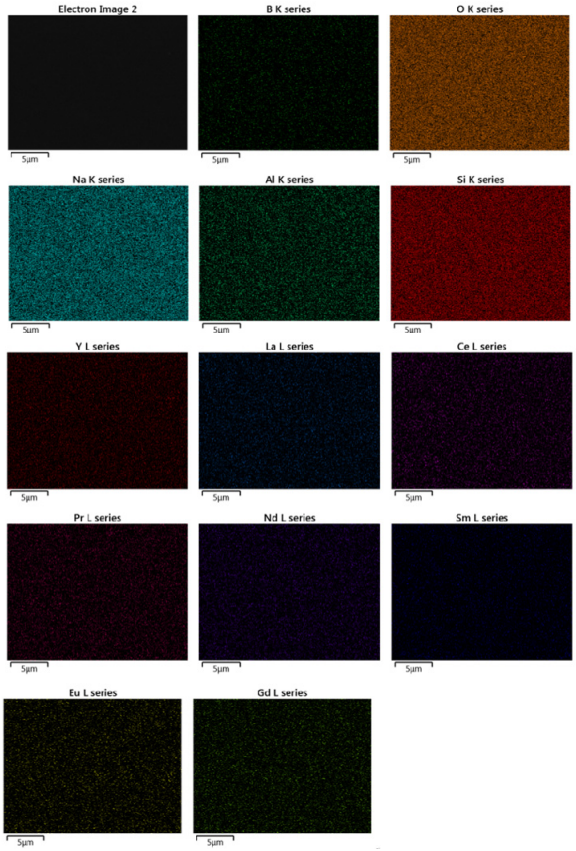



Fig. 1. SEM/EDS Element Mapping.

침출지수 ($L_i$)는 아래의 식 (1)~(3)을 이용하여 계산하였다[2].

$$D = \pi[\frac{a_n/A_0}{(\Delta t)_n}]^2(\frac{V}{S})^2 T \quad (1)$$

$$T = [1/2(t_n^{1/2} + t_{n-1}^{1/2})]^2 \quad (2)$$

$$L_i = \frac{1}{n}\sum_1^n [Log(1/D_i)] \quad (3)$$

Cs, Co, Sr은 2 ~ 120 시간구간 사이에는 침출되어 나오지 않아 침출지수계산에서 제외하였다. 위의 식을 이용하여, 456 ~ 2160 시간구간에 대한 평균값을 구한 Cs, Co, Sr의 침출지수는 각각 10.4, 10.6, 9.8이다. 계산된 침출지수는 처분적합성 침출지수기준인 6을 크게 상회해, 제작된 유리

고화체는 우수한 화학적 내구성을 갖는 것으로 평가되었다.

Table 1. Results of Leached Elements (Cs, Co, Sr) Concentrations by ANS 16.1

| Test | Element | Concentration |
|---|---|---|
| 2 hrs | Cs | N.D. |
| | Co | N.D. |
| | Sr | N.D. |
| 7 hrs | Cs | N.D. |
| | Co | N.D. |
| | Sr | N.D. |
| 24 hrs | Cs | N.D. |
| | Co | N.D. |
| | Sr | N.D. |
| 48 hrs | Cs | N.D. |
| | Co | N.D. |
| | Sr | N.D. |
| 72 hrs | Cs | N.D. |
| | Co | N.D. |
| | Sr | N.D. |
| 96 hrs | Cs | N.D. |
| | Co | N.D. |
| | Sr | N.D. |
| 120 hrs | Cs | N.D. |
| | Co | N.D. |
| | Sr | N.D. |
| 456 hrs | Cs | 3.91 ㎍/L |
| | Co | 2.65 ㎍/L |
| | Sr | 7.54 ㎍/L |
| 1128 hrs | Cs | 8.76 ㎍/L |
| | Co | 5.76 ㎍/L |
| | Sr | 16 ㎍/L |
| 2160 hrs | Cs | 14.4 ㎍/L |
| | Co | 8.5 ㎍/L |
| | Sr | 19.8 ㎍/L |

### 2.3 유리고화체 침수시험 후 압축강도시험

유리고화체의 처분적합성을 평가하기 위해 국내 중저준위 처분장에서 요구하는 고화체 대상 시험법을 적용하였다. KS F2405 시험법을 사용하여 유리고화체의 기계적 특성을 평가하기 위해 1,200℃에서 제조한 유리 용융물을 500℃로 예열된 몰드에 주입하고 약 12시간 동안 서냉시켜 시편을 제작하였다. 침수시험을 수행하기 위해 제작된 원통형 시편 (지름 약 3 cm, 높이 약 6 cm)을 DI water에 90 일 동안 보관 후 분당 0.12 mm의 속도로 가력하여 파괴하중 및 변위를 측정하였다.

90 일 동안 침수시킨 유리고화체의 압축강도를 측정한 결과 15,399 psi로 기준치인 500 psi를 초과하는 우수한 기계적 안정성을 보이는 것으로 측정되었다 (Fig. 2 참조).

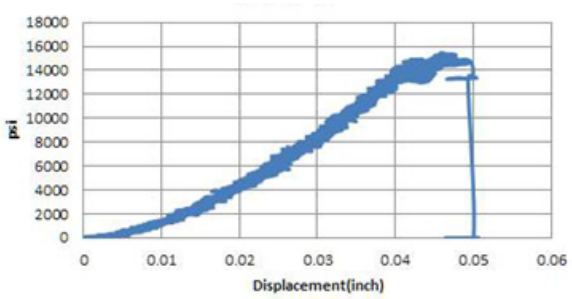



Fig. 2. Compressive Strength Result of 90 Days Immersed Glass.

## 3. 결론

사용후핵연료 재활용 기술인 PyroGreen 공정의 PyroRedSox 처리공정에서 발생하는 희토류폐기물의 유리화를 위해 제작된 유리고화체의 균질성을 평가하였다. SEM/EDS를 활용한 원소 mapping을 수행한 결과 전체적으로 균일한 것을 확인할 수 있었다. 유리고화체의 화학적 안정성을 평가하기 위해 침출시험을 수행한 결과, Cs, Co, Sr의 침출지수가 각각 10.4, 10.6, 9.8로 우수한 화학적 안정성을 갖는 것 확인하였다. 유리고화체의 침수시험을 통해 기계적 안정성을 평가한 결과 침수시료의 압축강도가 15,399 psi로 우수한 안정성을 보이는 것을 확인하였다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 지원을 받아 2014년도 원자력연구개발사업 및 원자력선진기술연구센터과제를 통해 수행되었음 (NRF-2011-0031839).

## 5. 참고문헌

[1] 원자력선진기술연구센터, "파이로그린 공정 폐기물 유리화 타당성 연구" 보고서 (2012M2B2B1056446).
[2] Vitreous State Laboratory, "Glass Formulation and Testing With TWRS LAW Simulants" Final Report (1998).

# 플라즈마 용융로 배출장치 개념설계

**황석주***, 황영환, 김천우
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*hsjhhhhh@khnp.co.kr

## 1. 서론

전 세계적으로 원전은 일반적으로 설계수명 약 40~60 년으로 현재 원전 해체산업은 성장기에 진입했다고 볼 수 있다. 원전에서 발생하는 폐기물을 안전하게 처리 및 처분하는 것은 매우 중요한 사항이며 원전의 해체 시 발생하는 폐기물은 금속, 콘크리트, 토양 등 종류도 다양할 뿐 아니라 발생량 또한 방대하다. 그 중에 대부분이 금속으로 분류되고 있다. 전 세계적으로 향후 50 년 동안 스테인레스강 약 95만 톤, 탄소강 870만 톤, 구리 220만 톤이 발생할 것으로 예측하고 있다[1]. 원전에서 규모가 큰 구성품(열교환기, 습분 분리기, 증기발생기) 교체나 해체 시 발생하는 다량의 금속폐기물을 그대로 수용하기에는 부족한 폐기물 처분장 문제뿐만 아니라, 지속적으로 처분 단가의 증가가 예상되므로 방사성 금속폐기물의 효과적인 감용 및 재활용 기술이 요구된다[2]. 따라서 원전 해체 시 발생되는 금속폐기물의 처리를 위해서는 대용량 금속 폐기물 처리시스템 개발이 필요하다. 이에 따라 현재 다양하게 연구중인 폐기물 처리기술중 하나인 대용량(1.5 MW급) 플라즈마 용융로 시스템의 용융물을 효과적으로 배출시키기 위한 배출장치의 개념설계에 관한 연구를 수행하였다.

## 2. 본론

### 2.1 플라즈마토치 용융로 시스템

1.5 MW급 플라즈마토치 용융로 시스템은 토치로부터 발생되는 고온플라즈마를 이용하여 원전에서 발생하는 가연성 및 비가연성 방사성폐기물을 추가적인 전처리 없이 200 L 드럼형태로 용융로에 투입하여 방사성폐기물의 저감과 처분요건을 충족을 위해 물리적 특성을 구분하지 않고 처리할 수 있는 용융기술이다.

플라즈마 용융로의 측면에는 유리(슬래그) 용융물이 배출되는 배출구가, 바닥에는 금속용융물을 배출하는 배출구가 위치하며 각각의 배출구로부터 배출된 용융물은 몰드이송장치의 몰드에 저장되도록 설계된다(Fig. 1).

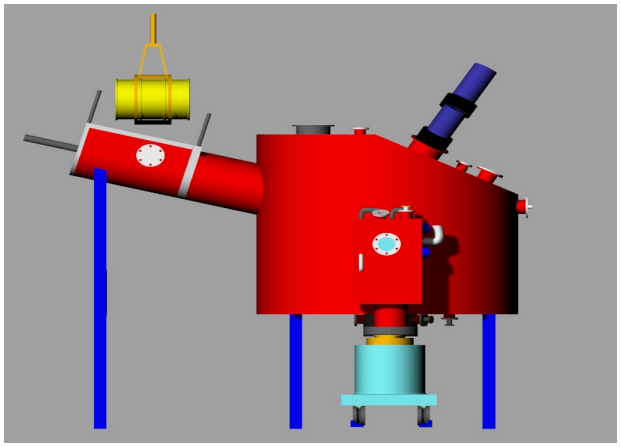


Fig. 1. Plasma Melter System.

### 2.2 측면배출

측면배출은 용융로에 부착된 배출룸 형태로 용융로의 측면 상·하부에서 용융물이 배출관을 통해 배출되는 구조이다. 배출은 각각의 배출관 게이트의 상·하 운동을 통해 제어된다.

상부 배출관은 플라즈마토치로 용융된 용융물의 상부에 있는 슬래그 및 유리가 배출되고 측면 하부 배출관은 슬래그 및 금속을 배출하도록 설계하였다.

측면에 구성된 배출룸은 별도의 열원(저항발열체)이 설치되어 용융물이 응고되지 않고 몰드로 배출되도록 설계하였고 상·하부 배출관은 발열재질로 제작하여 배출시 용융물의 응고로 게이트의 움직임에 방해가 되지 않도록 설계하였다(Fig. 2).

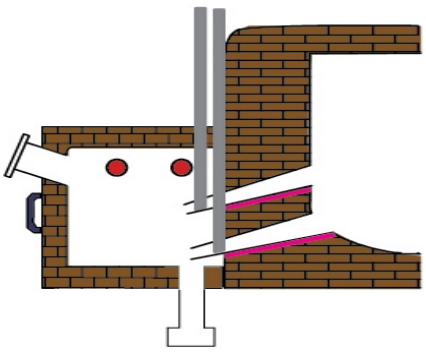


Fig. 2. Side Drainage.

### 2.3 바닥배출

바닥배출은 측면배출을 통해 용융물 상부의 슬래그가 배출된 다음 금속용융물을 바닥 배출구를 통해 배출한다. 바닥배출은 유도가열방식을 채택하여 배출시 배출구를 가열하여 금속용융물이 배출될 수 있는 온도에 도달하면 용융물이 배출될 수 있도록 설계하였다. 배출구는 외부의 공기와 접촉을 차단하기 위해 보온덕트로 용융물 수납 몰드와 연결되어 용융물의 온도감소가 최소화되도록 설계하였다 (Fig. 3).

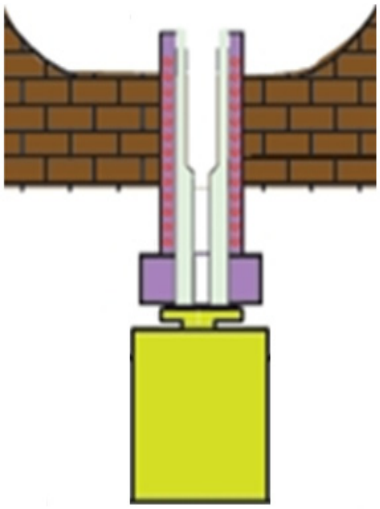


Fig. 3. Bottom Drainage.

### 2.4 몰드이송장치

몰드이송장치는 몰드에 쌓인 금속용융물의 석순현상을 방지하고 금속용융물이 균질하게 쌓이도록 몰드 가열구조체로 예열되도록 설계하였다. 또한 몰드가 보온덕트와 밀봉이 되도록 scissor-lift system을 장착하여 상·하 이동이 가능하도록 설계하였다(Fig. 4).

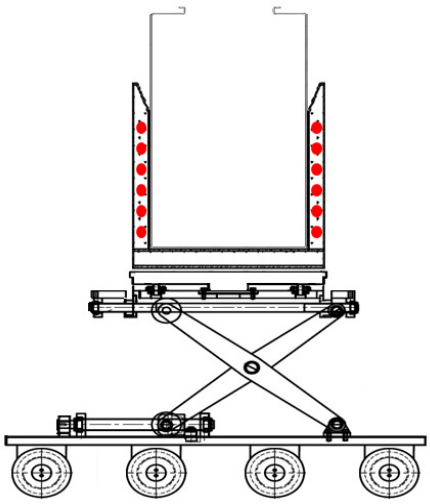


Fig. 4. Mold transfer equipment.

## 3. 결론

원전의 금속폐기물을 처리하기 위해 개발중인 대용량 플라즈마 용융로 시스템의 장치 중 하나인 배출장치는 폐기물 저장과 처분시 인수기준을 맞추기 위한 중요 장치이다. 대용량 플라즈마 용융로 시스템 제작을 위해 배출장치 개념설계 연구를 통해 향후 상세설계를 위한 자료로 활용할 예정이다.

## 4. 참고문헌


[1] Recycling and reuse of radioactive material in the controlled nuclear sector, EUR18041EN, Euro Commission.

[2] B-Y Min, et, al. Journal of Korea Society of Waste Management Vol. 29 No. 7 603-615(2012).

# Preliminary Study on the Regeneration of Spent Electro-decontamination Solution Using Phosphoric Acid and Oxalic Acid

**Marufa Naznin,** Ardie Septian, and Won Sik Shin*
Kyungpook National University, 80 Daehakro, Bukgu, Daegu, Republic of Korea
*wshin@mail.knu.ac.kr

## 1. Abstract

In this study, different amount of (fe(0)) were dissolve into different strength of phosphoric ($H_3PO_4$) acid and the optimum solubility was observed at 0.89M Fe(0) into 4M of $H_3PO_4$ acid. Different concentration of oxalic acid was added to determine the optimum precipitated condition. The dissolution kinetics of Fe(0) into $H_3PO_4$ acid was investigated at 40-50°C . The optimum Fe-oxalate precipitate was dried and thermal decomposition using DSC-TG was conducted. Approximately 52 wt(%) of oxalic acid was removed at 300°C. Iron oxides such as magnetite and hematite that may be formed on the surface of nuclear waste were also dissolved into the $H_3PO_4$ acid and the optimum solubility for magnetite is 0.005M while that for hematite is 0.02M in 8M $H_3PO_4$ acid, respectively.

## 2. Introduction

In Korea, some nuclear power plants have been operating for more than 3 decades. Electrochemical decontamination may be considered in principle to be the chemical decontamination assisted by an electrical field. It may be considered as the opposite of electroplating since metal layers are removed from a surface rather than added as a coating. This experiment suggests a procedure capable to improve the control of the decontamination process to be applied in a power plant, attempting to predict and optimize treatment time in order to improve the efficiency of the plant and minimize the produced wastes (mainly Fe and other metals including Ni, Co, Cr, etc.) as the most cost-effective and quick process of waste removal by using phosphoric acid and other organic acids. Phosphoric acid is very efficient for removing radioactive contaminants and providing a smooth surface.

## 3. Materials and Method

Iron (Fe(0), purity: min. 98%), oxalic acid ($C_2H_2O_4.2H_2O$, purity: 99.5~100.2%), hematite ($Fe_2O_3$, purity: min 95%) were purchased from Kanto chemical Co. Japan, magnetite ($Fe_3O_4$, purity: above 95%) from Daejung Chemical & Metal Co. Korea, phosphoric acid ($H_3PO_4$, purity: above 85%) was purchased from Merck, Germany. Different concentration of $H_3PO_4$ acid (1M, 2M, 4M, 6M and 8M) has been prepared and then different amount of Fe(0) was dissolved into each $H_3PO_4$ acid concentration using Teflon stirrer at 200 rpm for 3.5 to 12 hr. at (25, 40, 50, 60, 70°C) to obtain optimum solubility. Oxalic acid of different concentration (0.5M, 1M, 1.5M, 2M, 2.5M, 3M, and 3.5M) has been added to the optimum Fe solution to have best precipitation. Total Fe content measured by ICP-OES, OPTIMA 2100DV, Perkin Elmer), DSC-TG (Differential Scanning Calorimetry- Thermogravimetry) analysis of Fe-oxalate has been done by using SDT Q600 (TA Instruments, UK). Magnetite and hematite were prepared (0.2M, 0.09M, 0.02M, 0.009M, and 0.005M) and dissolved to 4M and 8M $H_3PO_4$.

## 4. Results and Discussion

Table 1. Optimum solubility of Fe(0) into $H_3PO_4$ acid

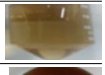
| $H_3PO_4$ (M) | Fe (M) | T(°C) | Reaction time (hr) | Dissolution | Image |
|---|---|---|---|---|---|
| 4 | 0.89 | 40 | 5 | no |  |
| | | 50 | 3.5 | yes |  |
| | 1 | 25 | 12 | no |  |
| | 1.5 | 25 | 12 | no |  |
| | 2 | 25 | 12 | no |  |

Table 1. shows the solubility of Fe (several concentrations) observed into 4M $H_3PO_4$ acid and it is investigated that 0.89M of Fe dissolve into the 4M $H_3PO_4$ acid at 50°C finely.

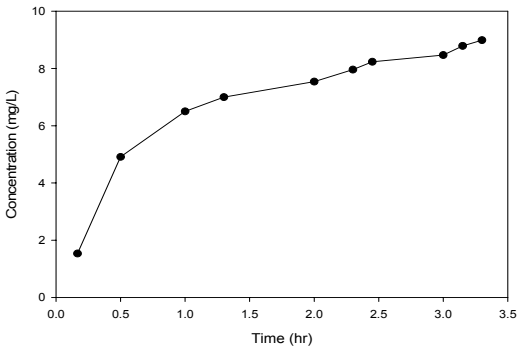



Fig. 1. Dissolution kinetics of Fe(0) into $H_3PO_4$ acid.

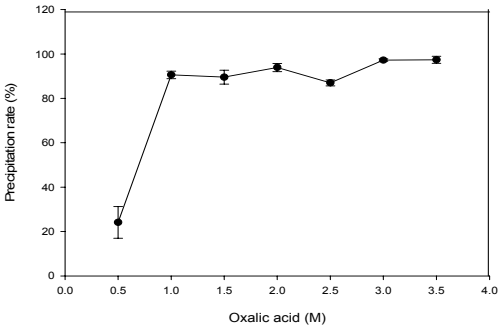



Fig. 2. Precipitation of Fe(II)-oxalate.

Fig.1 shows the dissolution kinetics of 0.89M of Fe into 4M $H_3PO_4$ acid at 50°C within 3.4 hour and Fig. 2. depicts the precipitation rate of Fe-oxalate at different concentration of oxalic acid and high precipitation rate has been observed for 1M to 3.5M of oxalic acid.

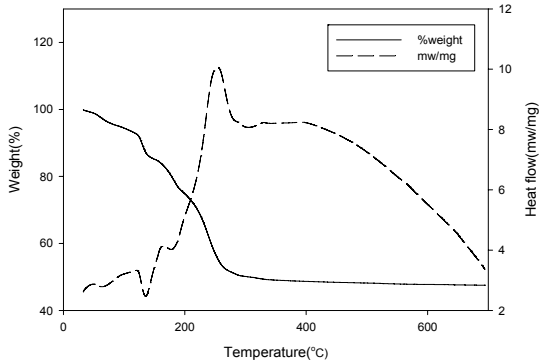



Fig. 3. DSC-TG of Fe-oxalate in air.

In Fig. 3 The TG (Thermogravimetric) curve of Fe-oxalate powder can be divided into few temperature interval and weight loss 4.466% at 75-100°C, 24.5% at 200°C and approximately 52% at 300°C. The total weight loss at 500 does not correspond to the formation of the expected compounds (Fe, FeO, $Fe_2O_3$, and $Fe_3O_4$) as a single phase. The DSC (Differential Scanning Calorimetry) curve shows a narrow endothermic effect at 125-150°C and a broad exothermic peak over the range from 200-300°C accompanied by TG curve showing the weight loss of 27.27%.

Table 2. Optimum solubility of Magnetite and Hematite

| $H_3PO_4$ (M) | Magnetite(M) | T(°C) | Reaction time (hr) | Dissolution | Image |
|---|---|---|---|---|---|
| 8 | 0.005 | 50 to 60 | 2 | yes | |
| | Hematite (M) | | | | |
| 4 | 0.02 | 40 to 50 | 4 | yes | |
| 8 | | 40 to 50 | 4 | yes | |

Table 2 shows that magnetite dissolve to 8M $H_3PO_4$ acid of at its 0.005M at 50 to 60°C temperature range whereas 0.02M hematite dissolve at 4M and 8M $H_3PO_4$ acid at same temperature range

## 5. Conclusion

Fe(0) powder has been dissolved to 4M $H_3PO_4$ acid at 50°C and 1M oxalic acid has been considered as the optimum condition of precipitation with Fe-oxalate. Later, on decomposition oxalic acid removed at high temperature(at 300°C the weight loss is 52% approximately). Optimum solubility for magnetite and hematite found at 0.005M and 0.02M respectively into 8M $H_3PO_4$ acid.

## 6. References

[1] T. Izumida, K. Kato, F. Kawamura, H. Yusa,"Electrolytic deontamination of surface-contaminated metal by alternating electrolysis using square-wave current in a neutral salt electrolyte", Radioactive Waste management, 70, 249-253 (1985).

[2] M. Harmanek, R. Zboril, M. Mashlan, L. Machala, O. Schneeweiss, "Thermal Behavior of Iron (II) oxalate Dihydrate in the Atmosphere of its Conversion Gases", Journal of Materials Chemistry, 16,1273-1280 (2006).

4분과

# 방사선환경 및 안전 (Oral)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

# 전국 지하수 내 자연 발생기원 우라늄의 분포 특성

**신우식**[1,2], 조병욱[3], 이광식[1], 우남칠[2], 정성욱[1*]
[1]한국기초과학지원연구원, 충청북도 청주시 청원구 오창읍 연구단지로 162
[2]연세대학교, 서울특별시 서대문구 연세로 50
[3]한국지질자원연구원, 대전광역시 유성구 과학로 124
*schoung@kbsi.re.kr

## 1. 서론

우라늄은 자연발생 방사성물질 중 하나로써 반감기(44.5억년)가 매우 길며, 장기간 흡입 시 화학적인 독성으로 인해 만성 신장 질환을 초래할 수 있다. 1996년 대전지역의 지하수 내 우라늄에 대한 최초 보고된 이래 1999년부터 전국 단위의 자연방사성 물질에 대한 함량분포 및 원인에 관한 연구가 3차에 걸쳐서 한국지질자원연구원과 국립환경과학원에서 수행되었다. 해당 연구 결과는 매년 보고되었으나, 당해년도 조사 결과만 수록하고 있거나 광역적인 범위가 아닌 지역적인 규모에서의 자연발생 방사성물질의 함량분포 현황과 원인에 대해서만 보고하고 있는 상황이다. 따라서, 본 연구에서는 2006년부터 2014년까지 약 8년간 수행된 조사결과를 정리하여 남한 지역 전체에 대한 지하수 내 우라늄 분포 현황을 밝히고, 발생원인을 규명하고자 하였다. 또한 지역별 평균을 평균을 이용 우라늄 함량 분포도를 작성하여 향후 주기적이고 장기적인 모니터링이 필요한 지역을 규명하였다.

## 2. 본론

### 2.1 연구 방법

2.1.1 지질학적 개요

한국의 지질은 매우 복잡한 상황이지만, 약 70% 이상의 지역이 심성암과 변성암과 같은 결정질암으로 구성되어 있는 것이 특징이다. 암석의 생성 위치 및 기원에 따라 전체 지역을 1:250,000 지질도를 이용하여 심성암, 변성암, 퇴적암, 화산암, 충적층 지역의 5개로 구분하였다. 심성암층 지역은 경기도, 강원도, 충청남북도와 전라남북도 일대의 중생대에 관입한 화강암층이 주를 이루고 있으며, 변성암층 지역은 경기도와 강원도 서부의 선캄브리아기의 편마암 지역과 한반도 중부 지방에 길게 분포하는 시대 미상의 옥천대 지역이 해당되었다. 퇴적암층 지역은 강원도와 충청도 지역의 석회암 분포지역과 경상남북도의 경상누층군 분포지역에 주로 분포하고 있으며, 화산암은 제주도에 대부분 분포하고 있었다.

2.1.2 시료 채취 및 분석

2006년부터 2014년에 걸쳐 총 4,140개의 수질시료를 채취하여 분석하였으며, 전체 시료 중 약 62%는 마을상수도 공급용 관정에서 채취하였고, 나머지 38%는 개인용 관정에서 채취하였다. 0.45 ㎛ 멤브레인 필터를 이용, 여과 후 Polyethylene bottle에 채수하였다. 채수 후 양이온 분석용 시료의 경우 0.1N 질산을 첨가하여 분석 전 공침과 흡착을 방지하였다. 시료 채취 중 기본 수리화학 항목인 수온, EC, ORP, DO, 중탄산이온 등에 대해 현장에서 측정하였다. 채수된 시료에 대한 분석은 양이온은 한국지질자원연구원의 ICP-MS (DRC-II, Perkin Elmer)를 이용하였고, 음이온은 IC (850 Professional, Metrohm)을 이용하였다.

### 2.2 결과 및 토의

2.2.1 지하수의 수리화학적 특성

지하수 수질을 분석한 결과, 해안가에 위치해 해수에 영향을 받은 것으로 보이는 일부 지점을 제외하면, 대부분 Ca-$HCO_3$ 수질 유형인 것으로 나타나, 기반암에 따른 수리화학적 특성 차이를 확인할 수 없었다. 이는 그라우팅 불량 또는 양수정이 대수층 심도를 고려하지 않고 완전 관통 형식으로 설치되어 천부 지하수가 혼입되었기 때문으로 추정된다.

2.2.2 지하수 내 우라늄의 지리학적 분포

지하수 시료 분석 결과, 우라늄 농도는 0.0 ~ 3607 ㎍/L의 범위, 평균 8.2 ㎍/L인 것으로 나타났다. 시료 중 약 89%가 평균 이하로 검출되었고, 약 4%의 시료(160개 시료)만이 미국 음용수 수질기준인 30 ㎍/L을 초과하여 검출되었다. 미국 음용수 수질기준 초과 시료는 충청(42%), 경기(29%), 강원(14%), 전라(8%), 경상(7%)의 순으로 많이 검

출되었다. 우라늄 분석 결과를 시군 단위로 구분하여, 지역별 평균 농도를 산출한 결과, 대전광역시, 아산시, 안성시와 철원군의 평균 농도가 미국 음용수 수질 기준을 초과하는 것으로 나타나 해당 지역의 지하수 수질에 대한 주기적, 장기적인 관측이 필요할 것으로 판단되었다.

Table 1. Summary of analysis results for U by province

| [U] (㎍/L) | GW | GG | GS | JL | CC | JJ |
|---|---|---|---|---|---|---|
| n | 423 | 688 | 1,170 | 603 | 1,196 | 60 |
| Mean | 8.2 | 14.7 | 2.0 | 5.2 | 11.7 | 0.1 |
| Max. | 711 | 1,757 | 169 | 670 | 3,607.0 | 1 |
| 0~1 | 231 | 301 | 753 | 392 | 602 | 59 |
| 1~8 | 138 | 251 | 367 | 163 | 418 | 1 |
| 8~15 | 16 | 48 | 21 | 17 | 71 | 0 |
| 15~30 | 13 | 41 | 20 | 15 | 42 | 0 |
| 30~60 | 15 | 23 | 7 | 5 | 30 | 0 |
| 60~300 | 9 | 19 | 2 | 10 | 25 | 0 |
| 300~ | 1 | 5 | 0 | 1 | 8 | 0 |

GW : Gangwon, GG : Gyeonggi, GS : Gyeongsang
JL : Jeolla, CC : Chungcheong, JJ : Jeju

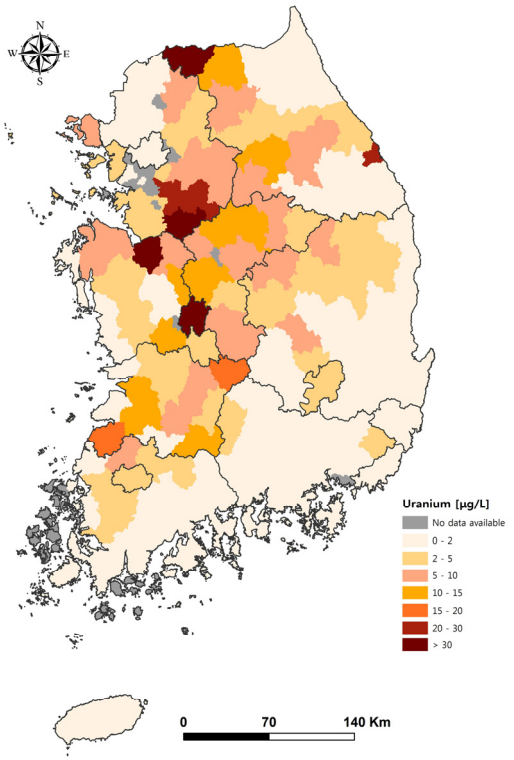



Fig. 1. Regional average concentration of uranium.

2.2.3 지하수 내 우라늄의 지질학적 분포

지하수 시료 분석 결과를 기반암별로 구분한 결과, 심성암 지역, 변성암 지역, 퇴적암 지역에서 미국 음용수 수질기준 시료가 검출되었고, 특히 심성암 분포 지역에서 수질기준 초과율이 약 64%로 가장 많이 분포하는 것으로 나타났으며, 이와 같은 결과는 화강암 지역 지하수에서 자연발생 우라늄이 가장 많이 분포하고 있다는 해외의 조사 결과와도 일치하였다. 변성암 지역의 경우, 편마암층 분포지역과 옥천대층에서 초과하였으며, 대수층이 분포하는 암반 내 협재된 함우라늄 광물의 영향으로 판단된다. 퇴적암층의 경우, 석회암층 분포지역과 경상계 퇴적층에서 초과하였으며, 이는 지질 내 함유된 유기물질에 의한 환원환경에서의 우라늄 흡착 및 산화환경에서의 우라늄 용해의 영향으로 추정된다. 지하수 내 우라늄 함량과 주요 이온 및 관정 심도와의 상관분석 결과, 상관성을 확인할 수 없었다.

Table 2. Summary of analysis results for U by rock types

| [U] (㎍/L) | Plutonic | Meta-morphic | Sedi-mentary | Volcanic | Allu-vium |
|---|---|---|---|---|---|
| n | 1,785 | 1,251 | 934 | 104 | 66 |
| Mean | 13.5 | 5.6 | 2.0 | 0.6 | 1.1 |
| Max. | 3,607 | 564 | 293 | 15 | 13.5 |
| 0~1 | 760 | 767 | 668 | 88 | 55 |
| 1~8 | 688 | 382 | 245 | 15 | 8 |
| 8~15 | 129 | 32 | 9 | 0 | 3 |
| 15~30 | 99 | 27 | 4 | 1 | 0 |
| 30~60 | 56 | 20 | 4 | 0 | 0 |
| 60~300 | 41 | 20 | 4 | 0 | 0 |
| 300~ | 12 | 3 | 0 | 0 | 0 |

## 3. 결론

2006년부터 2014년에 걸쳐, 총 4,140개의 지하수 시료를 채취하여 지하수 내 우라늄 함량을 분석한 결과, 약 3.9%인 160개 시료에서 미국 음용수 수질기준인 30 ㎍/L을 초과하는 것으로 나타났다. 초과 지역을 지리적, 지질학적으로 구분하여 검토한 결과, 경기, 강원 충청 지역의 화강암층 지역과 편마암층 지역, 옥천대층 지역에서 가장 많이 초과하였다. 해당 지역 지하수 내 우라늄은 대수층 하부 지질에서 기원한 것으로 판단된다.

# 방사평형을 통한 $^{226}$Ra의 감마분광분석을 위한 용기건전성 평가

**김창종**[1*], 임충섭[2], 지영용[1], 이완로[1], 정근호[1], 강문자[1], 최근식[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]과학기술연합대학원대학교, 대전광역시 유성구 가정로 217
*cjkim@kaeri.re.kr

## 1. 서론

감마분광분석으로 $^{226}$Ra을 분석하기 위한 방법은 $^{226}$Ra에서 방출되는 186.2 keV의 감마선을 직접 측정하는 방법과, $^{226}$Ra의 딸핵종인 $^{214}$Pb, $^{214}$Bi 등을 방사평형을 통해 간접 측정하는 방법이 있다. 직접 측정방법의 경우 $^{226}$Ra의 186.2 keV 감마선에 대한 $^{235}$U의 185.7 keV의 간섭을 제거해야 한다. 하지만, 이를 위한 $^{235}$U의 다른 감마선들은 그 또한 간섭피크이거나 방출율이 낮아 모든 시료에 대해 직접 측정방법을 적용하기에는 한계가 있다. 이에 반해 간접 측정방법의 경우에는 시료가 방사평형 상태에 도달했다는 가정 하에 감마선 방출율이 높은 $^{214}$Pb, $^{214}$Bi 등을 이용하므로 방사평형을 위한 검증된 방법이 있다면 분석이 좀 더 용이하다.

일반적으로 모핵종의 반감기가 딸핵종에 비해 대단히 긴 경우에는 일정 시간이 지나면 영속평형 상태에 도달할 수 있다. 이때 딸핵종은 모핵종의 반감기로 붕괴하는 것처럼 보이며, 두 핵종간의 방사능이 같아지게 된다. 본 연구에서 분석하고자하는 $^{226}$Ra의 붕괴계열 중에는 불활성기체인 $^{222}$Rn이 존재한다. $^{222}$Rn은 반감기가 약 3.8일으로써 $^{226}$Ra의 반감기인 약 1600 년에 비해 매우 짧기 때문에 영속평형 상태에 도달할 수 있다. 따라서, 방사평형을 통한 간접 측정을 위해서는 반감기의 7배인 3주 이상의 기간 동안 $^{222}$Rn의 누출이 없도록 시료의 상태를 유지 시킬 수 있어야 한다.

이를 위해서 기존의 연구에서는 다양한 용기를 사용하여 시료를 방사평형 시킨 후 $^{226}$Ra을 간접 측정하였다. 하지만 $^{222}$Rn의 누출에 대한 용기의 건전성 및 방사평형에 대한 연구가 제대로 이루어지지 않았으며, 이에 본 연구에서는 몇 가지 용기에 대한 건전성을 평가하여 효과적인 방사평형 방법을 제시하고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 재료

실험을 위해서 사용한 용기의 기하구조는 1L Marinelli Beaker, Cylinder (C1: Ø 6 cm × H 5 cm / C2, C3: Ø 6 cm × H 3.2 cm)이며, Marinelli Beaker은 폴리프로필렌 재질, C1은 폴리스티렌 재질, C2는 알루미늄 재질로 두께 1T, C3 역시 알루미늄 재질로 두께 0.3T이다.

건전성 평가를 위해서 $^{226}$Ra 액체 표준선원(Eckert&Ziegler, USA)을 사용하였으며, 추가적으로 NIST SRM 1633c(Coal Fly Ash), 600(Bauxite) 및 일반 시료(Zircon 계열)를 사용하여 고체 시료의 방사평형을 확인하였다.

상대효율 30%의 High Purity Germanium (HPGe, Canberra advanced Measurement Technology Inc, (USA) 검출기를 사용하여 측정하였다.

### 2.2 방법

각 용기에 $^{226}$Ra 액체 표준선원을 spike 하여 목적한 기하구조가 되도록 시료를 만든 후, 용기별로 밀봉을 하였다. Marinelli Beaker와 C1 용기의 밀봉은 에폭시 수지 접착제를 사용하였다. C2 용기의 경우는 밀봉을 위한 결합부를 나사선으로 하여 조일 수 있게 하였고 결합부에 배관밀봉재(LOTITE 577, Henkel, Germany)를 사용하였다. C3 용기는 결합부가 이중으로 말리면서 압착되어 밀봉하는 방식을 사용하였다.

모든 시료는 1개월 동안 방치하여 방사평형이 되도록 하였으며, 초기에 spike 한 $^{226}$Ra 방사능농도와 감마분광분석한 $^{214}$Pb, $^{214}$Bi 방사능농도 간의 비교를 통해 용기의 건전성을 평가하였다.

고체 시료의 경우에는 C3 용기를 사용하여 방사평형 시켰으며, 밀봉 전과 후의 방사능농도를 비교함으로써, 고체 시료 자체에서의 방사평형 정도를 파악하고자 하였다.

### 2.3 결과 및 고찰

Table 1. Level of radioactive equilibrium for each container

| Geometry | Radioactivity(Bq/kg) | | | Ratio of $^{214}Bi/^{226}Ra$ |
|---|---|---|---|---|
| | $^{226}Ra$ | $^{214}Pb$ | $^{214}Bi$ | |
| MB | 282.5 | 149.2 | 152.7 | 0.54 |
| | 313.2 | 168.3 | 172.4 | 0.55 |
| C1 | 30.6 | 5.4 | 5.0 | 0.16 |
| | 27.6 | 4.7 | 4.5 | 0.16 |
| C2 | 171.9 | 129.5 | 131.2 | 0.76 |
| | 175.7 | 127.3 | 131.6 | 0.75 |
| | 160.5 | 113.2 | 118.0 | 0.73 |
| | 162.9 | 117.3 | 125.1 | 0.77 |
| C3 | 50.7 | 46.1 | 48.3 | 0.95 |
| | 94.5 | 83.2 | 86.4 | 0.91 |
| | 150.2 | 134.6 | 137.8 | 0.92 |
| | 606.8 | 539.8 | 545.0 | 0.90 |
| | 1079.8 | 952.6 | 972.94 | 0.90 |
| | 1438.2 | 1263.3 | 1293.00 | 0.90 |

Table 1에서는 방사평형 시킨 각 기하구조의 용기별로 spike한 $^{226}Ra$의 방사능농도와, 감마분광분석한 $^{214}Pb$, $^{214}Bi$의 방사능농도를 볼 수 있다. 용기별로 $^{226}Ra$의 농도의 차이를 두었으며, C3 용기의 경우 농도 단계별로 시료를 제작하였다. $^{214}Pb$, $^{214}Bi$ 각각의 농도는 비슷한 분석결과를 보이며, 이는 $^{226}Ra$으로부터 붕괴한 딸핵종인 $^{214}Pb$, $^{214}Bi$가 방사평형 관계라는 것을 확인할 수 있다. 두 핵종 중 $^{214}Bi$와 $^{226}Ra$의 비를 통해 용기의 건전성을 평가하였을 때, spike한 $^{226}Ra$의 농도와 $^{214}Bi$의 농도가 같다면 그 비가 1이 되어 완전한 방사평형이 됐다고 볼 수 있다. 본 실험에서 사용한 용기 중에서는 C3 용기가 가장 방사평형에 대한 건전성이 좋은 것으로 평가되었다. MB, C1의 경우 $^{214}Bi$와 $^{226}Ra$의 비가 0.5 미만으로 나타나며, 이는 용기의 재질 자체와 결합부에서 $^{222}Rn$ 기체가 누출되는 원인에 의한 것으로 보인다. 합성수지의 경우 $^{222}Rn$ 기체를 투과시키므로 방사평형을 위한 용기의 재질로는 적합하지 못한 것으로 판단된다. C2 용기의 경우 C3 용기와 같은 재질에 더 두꺼운 조건이지만 건전성이 떨어지는 것은 결합부에서 $^{222}Rn$ 기체의 누출이 있기 때문으로 판단된다. C3 용기가 가장 건전성이 좋은 것으로 평가되었으며, $^{214}Bi$와 $^{226}Ra$의 비는 0.9 이상이다. 상대적으로 가장 높은 비를 나타내지만 완전한 방사평형 상태인 1에는 미치지 못하였다. 이는 C3 용기가 상용으로 쓰이는 can의 형태로써 밀봉한 후 개봉을 할 수 있는 마개가 있으며, 그 부분과 결합부에서 $^{222}Rn$ 기체의 누출이 있을 것으로 예상된다.

Table 2. Radioactive equilibrium for solid samples

| Sample | Radioactivity(Bq/kg) | | | | Ratio of $^{214}Bi$(Before) $/^{214}Bi$(After) |
|---|---|---|---|---|---|
| | Before equilibrium | | After equilibrium | | |
| | $^{214}Pb$ | $^{214}Bi$ | $^{214}Pb$ | $^{214}Bi$ | |
| SRM 1633c | 132.2 | 123.4 | 111.7 | 121.7 | 1.01 |
| SRM 600 | 118.5 | 112.9 | 112.4 | 117.4 | 0.96 |
| Zircon1 | 3289.3 | 3289.1 | 3480.5 | 3510.5 | 0.94 |
| Zircon2 | 895.5 | 849.6 | 854.4 | 884.4 | 0.96 |
| Zircon3 | 1579.9 | 1581.9 | 1629.1 | 1659.1 | 0.95 |
| Zricon4 | 1639.9 | 1600.6 | 1634.7 | 1664.7 | 0.96 |

Table 2에서는 고체 시료 자체에서의 방사평형 정도를 알아보기 위해서 C3 용기를 사용하였으며, 밀봉하기 전과 후, 즉 방사평형 하기 전과 후의 $^{214}Pb$, $^{214}Bi$의 농도비를 통해 이를 확인 하였다. 그 결과 모든 고체 시료에 대해서 방사평형 전과 후의 비가 1에 가까운 것을 확인할 수 있다. 이것은 이미 시료 자체에서 방사평형이 되어있다는 것을 의미하며, 시료의 결정 내 $^{226}Ra$이 $^{222}Rn$로 붕괴할 때 밖으로 빠져나가지 않고 대부분 결정 내에 잡혀있기 때문으로 판단된다. 일부 결정표면에 있는 $^{226}Ra$은 α-recoil 과정에 의해 $^{222}Rn$이 공극이나 수분으로 이동해서 결정 밖으로 빠져나가게 되나, 본 실험의 고체 시료들은 건조된 상태였기 때문에 수분에 의한 영향도 작았을 것이라고 예상된다.

## 3. 결론

본 연구에서는 몇 가지 용기에 대해서 방사평형을 위한 용기건전성을 평가하였으며, 그 중에서는 알루미늄 재질의 이중 압착 방식인 용기가 가장 건전성이 좋은 것을 확인하였다. 또한 일부 고체 시료에 대해서는 시료 자체에서 이미 방사평형이 되어 있어, 분석을 위해 추가적인 방사평형과정이 필요 없음을 확인하였다.

## 4. 참고문헌

[1] F. Mamedov, "Measurement of radon diffusion through shielding foils for the SuperNEMO experiment", 12th International workshop on radiation imaging detectors, July 11-15, Cambridge U.K. (2010).

# Evaluation of Uncertainty in the Analysis of Uranium Powder Using Alpha Spectrometry with $^{232}U$ Tracer

**Jong-Ho Yoon***, Jung Youn Choi, and Gil Hoon Ahn
Korea Institute of Nuclear Nonproliferation And Control, 1534 Yuseong-daero, Yuseong-gu, Daejeon, 305-348
*2bwiths@kinac.re.kr

## 1. Introduction

Destructive analysis is used to verify that protracted diversion of safeguard nuclear materials has not occurred [1]. Uranium isotope an be analysed using alpha spectrometry, in some experimental groups[2]. Furthermore to obtain meaningful and sufficiently accurate results using alpha spectrometry, it is necessary to demonstrate uncertainty for each steps[3]. The aim of this paper is focused on the evaluation of uncertainty for each procedures in the analysis of uranium isotope using alpha spectrometry[5,6].

## 2. Methods and Results

### 2.1 Sample preparation

Uranium Powder were provided by Korea Electric Power Corporation-Nuclear Fuel (KEPCO-NF). The powder samples were weighed out accurately about 1mg using micro balance (XP2U, Mettler-Toledo, Inc.) and then charged into the teflon vessel with 8M $HNO_3$. Microwave digestion system(START D, Milestone, Inc.) with the Teflon vessels was used to dissolve uranium powder under 400 W at 110℃ for 2 hours as soon as putting $^{232}U$ tracer into teflon vessels. After digestion procedure, the samples in the teflon vessels were taken 1~2 mℓ. The pH was adjusted to 1.7 and controlled with $NH_4OH$(base) and (1:9) $H_2SO_4$ (acid) with the litmus paper. For preparation of SUS disk for alpha spectrometry, the solution was put in the electrodeposition cell which was made of teflon. The anode was a platinum wire and operation condition was maintained by 1A for 2hours. The disks were heat by fire until hot after electro- deposition[4].

### 2.2 Determination of the activity concentration

The activity concentration are determined as follows:

$$A(U_i) = \frac{C(U_i)}{C(^{232}U) \times S(g, amount)} \times A(Bq, ^{232}U) \quad (1)$$

Where, A is activity concentration of uranium isotope, C is net counts of uranium isotope, S is amounts of sample and $U_i$ is isotope uranium($^{234}U$,$^{235}U$,$^{238}U$ respectively). The alpha spectrometry has a great affect on the factor of C in the equation and the measurement of mass and volume also have influence with S and A($^{232}U$ tracer) respectively. The schematic fish born including schematic diagrams of analysis procedure using alpha spectrometry is shown in Fig. 1.

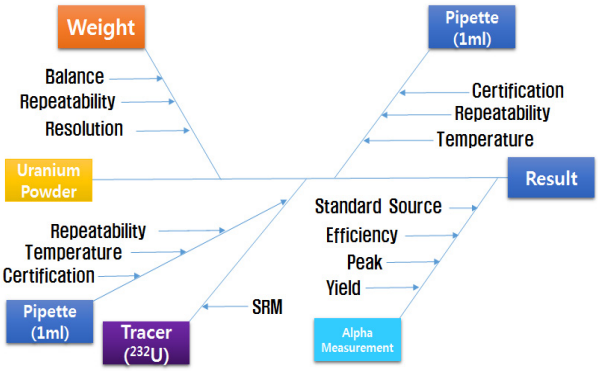



Fig. 1. The schematic fish-born of analysis procedure.

### 2.3 Evaluation of measurement uncertainty

All of uncertainty factor is shown in Table. 1.

Table 1. The type of uncertainty and value

| Group | | Uncertainty type | | Expression | Value | Reference |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 1 | Weigh(Balance) | B type | Certification | $u_{weigh}$ | 0.00018 | certificated by Mettler-Toledo |
| 2 | Tracer NPL | B type | Certification | $u_{NPL}$ | 0.005 | certificated by NPL |
| | Tracer Pipette | B type | Certification | $u_{pip}$ | 0.0005 | certificated by eppendorf |
| | | B type | Temperature | $u_{temp}$ | 0.00031 | · |
| 3 | Volume (Pipette) | B type | Certification | $u_{pip}$ | 0.0005 | certificated by eppendorf |
| | | B type | Temperature | $u_{temp}$ | 0.00031 | · |
| 4 | Instrument (Alpha spectrometry) | B type | Standard source | $u_{ss}$ | 0.018 | certificated by Eckert&Ziegler |
| | | A type | Efficiency | $u_{eff}$ | 0.016 | · |
| | | A type | Yield | $u_{yield}$ | 0.11 | · |
| | | A type | Peak($^{234,235,238}$U) | $u_{234peak}$ | 0.004 | · |
| | | | | $u_{235peak}$ | 0.044 | · |
| | | | | $u_{238peak}$ | 0.99 | · |

In the case of temperature factor in pipette, our lab is reasonable to assume that the temperature does not differ from 20℃ by more than 4 degrees.

**2.4** Calculation of uranium enrichment from concen -tration of isotope uranium

$$C(U_i, \mu g/g) = \frac{A(U_i, Bq/g)}{\gamma_i(Bq/\mu g)} \qquad (2)$$

where, $\gamma_i$ = Specific activity of uranium isotope

- $^{234}\gamma = 2.30 \times 10^{14}$ Bq/$\mu$g
- $^{235}\gamma = 8.0 \times 10^{10}$ Bq/$\mu$g
- $^{238}\gamma = 1.24 \times 10^{10}$ Bq/$\mu$g

$U_i$ = **I**sotope uranium

A = Activity concentration of uranium isotope

C = Mass of uranium isotope

## 3. Conclusions

The main resource of uncertainty were identified as uncertainties associated with the measurement using alpha spectrometry which are difficult to reduce.

## 4. References


[1] SAFEGUARDS TECHNIQUES AND EQUIPMENT: 2011 EDITION, INTERNATIONAL NUCLEAR VERIFICATION SERIES No. 1 (ReV. 2), IAEA, 2011.

[2] M.P Rubio, Montero, A. Martin Sanchez, A.M Carrasco Lourtau "Isotopic uranium and plutonium analysis by alpha-particle spectrometry" Nuclear Instruments and methods in Physics Research B 213 (2004) 429-433.

[3] Dr. ASHRAF E. M. KHATER "RECENT DEVELOPMENT IN RADIOCHEMICAL ANALYSIS FOR SAFEGUARDS PURPOSES" Nuclear Safeguards and Physical Protection Department National Center for Nuclear Safety and Radiation Control Atomic Energy Authority Cairo-Egypt, 2005.

[4] Jong-Ho Yoon etc "The Capability of isotopic uranium analysis in nuclear material at KINAC" Transactionso of the korean Nuclear Society Spring Meeting Jeju, Korea, May 7-8, 2015.

[5] ISO Guide for "the expression of uncertainty in measurement(GUM)" (1998).

[6] The IAEA Guide on Quantifying uncertainty in nuclear analytical measurement" (1999).

# 기장 해수담수화 시설 공급 음용수에 대한 방사선 안전성 평가

**이갑복***, 양양희, 김정미
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70 (장동 25-1)
*gblee5421@khnp.co.kr

## 1. 서론

부산시 상수도 사업본부는 고리원전으로부터 남쪽 약 11km 떨어진 부산시 기장군에 해수담수화 시설을 2014년에 준공하였으며, 한국원자력연구원, 미국위생재단(National Sanitation Foundation) 등의 수질검사 결과 '방사성물질 불검출' 및 'NSF 수질기준 통과'라는 결론을 얻었다. 그럼에도 불구하고 고리원전으로부터 배출되는 방사성물질에 오염될 것을 우려하는 이해당사자의 문제제기로 상업운전이 지연되고 있다[1].

본 연구에서는 해수담수화 시설에서 공급되는 음용수를 섭취할 경우 주민이 받게 될 방사선량을 예측하여, 이해당사자의 의견 차이를 해소하는데 도움을 주고자 한다.

고리원전으로부터 배출된 방사성물질은 일차적으로 해수순환에 따라 희석 및 확산된다. 따라서 삼차원 해양확산모델을 이용하여 해수중 농도를 평가하고, 이를 토대로 주민의 방사선량을 계산하여, 일반인에 대한 선량한도와 비교하였다.

## 2. 평가방법 및 입력자료

### 2.1 해양확산 모델링 체계 및 입력자료

본 연구에서 사용된 해양확산모델은 3단계로 나누어 모델링하였는데(Fig. 1), 동해 전체의 해수순환을 모의하는 동해광역 모델과 원전 반경 80 km 영역의 중간역 모델은 RIAMOM 모델을 사용하였으며, 고리원전 인근 15 km 영역에 대한 협역 수치모델은 EFDC 모델을 사용하였다[2]. 모델링에는 2010년에 관측된 해황자료가 사용되었다.

### 2.1 방사선량 평가모델 및 입력자료

해수담수화 시설로부터 공급되는 물을 음용수로 사용하였을 때 주민이 받는 선량은 다음과 같이 계산된다.

$$D_a^{Ing} = U_a \sum_i C_i D_{ai}^{Ing} \quad (1)$$

여기서,

$D_a^{Ing}$ : 음용수 섭취에 의한 유효선량(Sv/yr)

$C_{ip}$ : 음용수 중 방사성물질의 농도(Bq/L)

$U_a$ : 음용수 섭취량(L/yr)

$D_{ai}^{Inh}$ : 방사성물질 $i$의 (70세까지의) 예탁 유효선량환산인자(Sv/Bq)




Fig. 1. Flowchart of Aquatic Dispersion Evaluation of Radioactive Effluents.

음용수 중의 방사성물질의 농도는 원전으로부터의 배출량을 희석수량과 2.1절에 기술된 해양확산모델로 구한 해양희석인자를 이용하여 계산된다. 방사성물질 배출량은 한수원에서 매년 발간하는 '원자력발전소 주변 환경방사선 조사보고서'에 제시된 고리1호기~신고리2호기의 최근 10 년간(2004년~2013년) 배출실적 중 핵종별 연간 최대 배출량을 조합하여 해당 핵종의 예상배출량으로 설정하였으며, 희석수량은 최종안전성분석보고서(FSAR)에 제시된 값을 평균하여 사용하였다.

음용수 섭취량은 미국 NRC Regulatory Guide 1.109[3]에 제시된 소아 및 성인의 연간 최대 섭취량 510L/yr, 730L/yr를 각각 적용하였다. 그리고 선량환산인자는 ICRP-72[4]에 제시된 값을 사용하였다.

보수적인 관점에서 방사성물질이 배수구로부터 담수화 시설까지 이동하는 동안 방사능붕괴는 일어나지 않는다고 가정하였다.

## 3. 결과 및 고찰

### 3.1 해양확산 평가결과

고리원전이 있는 동해남부 해역의 전반적인 해류 특성은 동한난류의 영향으로 북향하는 흐름특성을 보인다. 따라서 고리원전에서 배출되는 액체 방사성배출물은 남쪽 보다는 북쪽으로 확산되는 추세를 보이기 때문에, 고리원전 남쪽에 위치한 해수담수화 시설에 대한 고리원전의 영향은 상대적으로 적게 받을 것으로 예상된다. 동한난류가 상대적으로 약하게 나타나는 겨울철의 해수순환을 Fig. 2에 제시하였다.

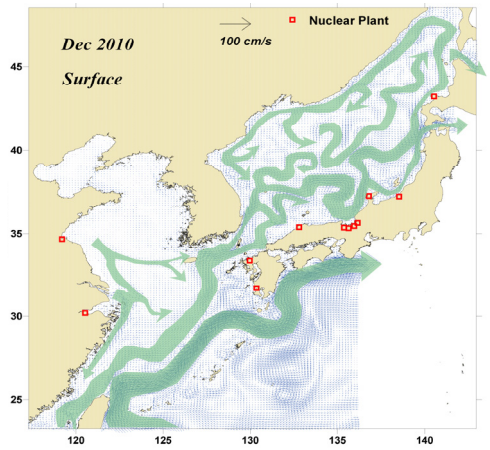



Fig. 2. Current Circulation of East Sea in Wintertimw(2010. 12).

표층에서의 해양확산 분포도 중 겨울철에 대한 결과를 Fig. 3에 제시하였다. 고리원전을 중심으로 연안을 따라 남북으로 확산되는 양상으로 보이고 있다. 방사성물질의 희석배수를 나타내는 해양희석인자는 해수담수화 시설이 있는 배수구로부터 남쪽 10 ㎞ 거리에서 연평균 145로 산정되었다.

### 3.2 주민 방사선량 평가결과

주민이 해수담수화 시설로부터 공급받은 음용수를 연간 지속적으로 섭취하였다고 가정하였을 때, 소아 및 성인에 대한 유효선량이 각각 $9.05\times10^{-6}$ mSv/yr, $5.78\times10^{-6}$ mSv/yr로 나타났다. 이 수치는 주민에 대한 선량을 이론적으로 계산한 값으로, 주민이 실제 받는 양에 비해 보다 보수적으로 평가된 값이다.

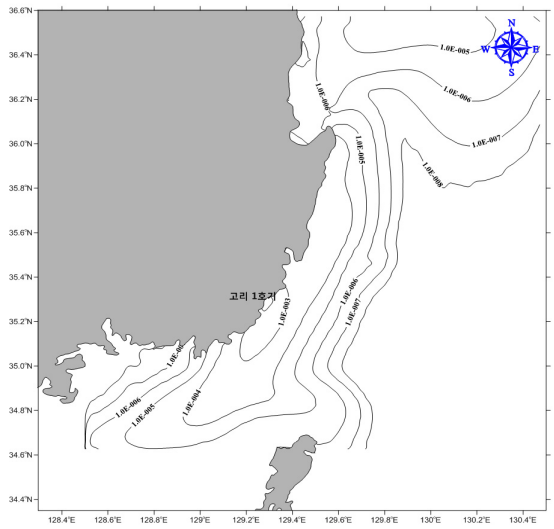



Fig. 3. Aquatic Dispersion Modeling Result around Kori Site in Wintertime(2010년 12월).

## 4. 결론

삼차원 해양확산모델을 이용하여 평가한 결과, 고리원전으로부터 배출된 방사성물질은 남쪽 해역에 위치하고 있는 기장군 해수담수화 시설에 약 100배 이상 희석된 상태로 도달된다.

최대 피폭 연령군인 소아가 담수화 시설로부터 공급되는 물만 음용한다고 가정하였을 때, 연간 받을 수 있는 선량 $9.05\times10^{-6}$ mSv/yr은 일반인에 대한 선량한도 1 mSv/yr의 0.0009%에 불과하기 때문에 담수화 시설에서 제공되는 물을 식수로 섭취하더라도 주민의 방사선 안전에는 문제가 없을 것으로 판단된다.

## 5. 참고문헌

[1] 연합뉴스, "2000억원 짜리 부산 해수담수화 시설 언제쯤 정상가동", 2015.07.12. 기사.

[2] 한전전력연구원, "원전 액체 방사성 유출물 해양확산 평가기술 개발 최종보고서," 산업자원부, R-2004-A-064, 2006.

[3] US NRC, "Calculation of Annual Doses to Man from Routine Releases of Reactor Effluents for the Purpose of Evaluating Compliance with 10CFR Part 50 Appendix I", Rev. 1, Regulatory Guide 1.109, 1977.

[4] ICRP, "Age-dependent doses to members of the public from intake of radionuclides", ICRP-72. 1996.

# 국내 동위원소(RI) 방사성폐기물의 육상운반 방사선영향평가

**서명환***, 홍성욱, 박진백
한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 가정로 168 KT가정빌딩
*mhseo@korad.or.kr

## 1. 서론

한국원자력환경공단(이하 공단)은 중저준위방사성폐기물 1단계 동굴처분시설(이하 환경관리센터)을 운영하고 있다. '중저준위 방사성폐기물 관리 시행계획'에 따라 대전 RI(Radioactive Isotopes) 폐기시설에서 임시로 보관 중인 RI 방사성폐기물을 단계적으로 환경관리센터로 운반할 계획이며, 2015년에 200 L 드럼 400개 분량의 RI 방사성폐기물을 운반할 계획이다. 이를 위해 운반대상 RI 방사성폐기물의 육상운반에 따른 운반 작업자 및 일반인에 대한 예상 방사선피폭선량을 예측하였으며, 그 결과를 국내 방사선 선량한도와 비교하였다.

## 2. 본론

### 2.1 저장현황 및 운반대상 방사성폐기물

2014년 말 기준, 병원, 산업체 등에서 발생하여 대전 RI 폐기시설에서 임시보관 중인 RI 방사성폐기물은 200 L 드럼 기준으로 개봉선원과 밀봉선원이 각각 약 2900드럼 및 300드럼이다.

2015년 운반 예정인 방사성폐기물은 개봉선원 중 잡고체폐기물 400드럼이며, 플라스틱, 종이, 비닐 등으로 구성되어 있다.

### 2.2 운반경로 설정 및 운반 방법

RI 방사성폐기물이 보관된 대전에서 환경관리센터까지 육상운반경로는 크게 고속도로, 국도 및 철도가 가능하나, 운반시간, 인구밀집지역 및 사고발생률을 고려하여 고속도로와 국도를 운반경로로 설정하였다.

운반에 사용될 차량은 25톤 트레일러이며, 차량에 화물용 철제 컨테이터를 올려 차량 당 50 드럼을 적재할 예정이다. (Fig. 1 참조) 1회 운반 시 4대의 운반차량을 운행하며, 총 2회의 운반이 이루어진다. 컨테이너 내 드럼 적재 모식도는 그림 1에 나타내었으며. 운반경로 세부사항, 차량 제원은 각각 Table 1 및 Table 2에 나타내었다.

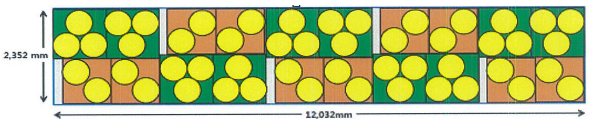



Fig. 1. The Arrangement of Drums in the Container.

Table 1. Specification of the Transporting Vehicle

| | | |
|---|---|---|
| Trailer | Size (mm) | 6,685(L)×2,460(W)×2,880(H) |
| | Weight (ton) | 40 |
| Container | Size (mm) | 12,630(L)×2,460(W)×1,410(H) |
| | Weight (ton) | 25 |

Table 2. Transport Route and Population Density

| 번호 | 구간 | 길이 (km) | 구간별 최대인구밀도 |
|---|---|---|---|
| 1 | 한국원자력연구원 - 금강휴게소 | 32.5 | 3,024명/㎢ (대전 대덕구) |
| 2 | 금강휴게소 - 추풍령휴게소 | 35.7 | 100명/㎢ (충북 옥천군) |
| 3 | 추풍령휴게소 - 김천분기점 | 30.3 | 136명/㎢ (경북 김천시) |
| 4 | 김천분기점 - 칠곡물류 IC | 32.4 | 686명/㎢ (경북 구미시) |
| 5 | 칠곡물류 IC - 경산 IC | 37.3 | 4,813명/㎢ (대구 북구) |
| 6 | 경산 IC - 경주요금소 | 45 | 614명/㎢ (경북 경산시) |
| 7 | 경주요금소 - 환경관리센터 | 37 | 204 명/㎢ (경북 경주시) |

### 2.3 육상운반 평가방법

2.3.1 평가코드

본 평가를 위한 전산해석코드는 RADTRAN을 사용하였다. RADTRAN 코드는 방사성물질의 운반 중 위험도를 평가하기 위하여 미국 SNL에서 개발한 코드이다. RADTRAN은 초기에는 항공기를 포함한 운반수단에 의한 방사성물질의 이동에 대한 방사선영향평가를 위한 계산도구로 사용되었으나, 개선을 통하여 현재는 다양한 이동모델, 경로 및 운반시나리오에 따른 안전성평가를 수행할 수 있는 전산해석코드로 사용되고 있으며, 현재 미국에서 방사성물질의 운반 인허가를 위한 평가코드로 사용되고 있다.

2.3.2 운반시나리오 및 가정사항

본 평가를 위하여 사고가 없는 정상운반시나리오 및 운반차량에 대한 충격에 의하여 드럼이 손상되는 사고운반시나리오를 수립하였다. 고속도로 및 국도에서의 운반차량의 운행속도는 각각 60 km/h와 30 km/h로, 운반차량의 증간 휴식은 고속도로 휴게소에서 30 분간 1회 이루어진다고 설정하였다. 그 외의 가정사항은 아래와 같다.

○ 정상운반 시 모든 운반용기는 손상되지 않음
○ 감마선에 의한 피폭만을 고려함
○ 트럭 자체의 차폐장치는 없음
○ 운반대상 드럼의 선원항 및 방사선량률은 실제 측정값을 사용함
○ 운반차량 운전원은 차량 당 2명으로 함
○ 피폭대상은 차량운전원, 일반인, 상·하차 작업자로 구분함
○ 피폭대상 일반인은 트럭으로부터 반경 800 m 범위 내에 존재하는 대상으로만 설정함
○ 상차 시 6명의 작업자가 운반물로부터 0.1 m 거리에서 차량당 3.25 시간동안 작업함
○ 하차 시 3명의 작업자가 운반물로부터 0.1 m 거리에서 차량당 1.5 시간 동안 작업함
○ 휴식을 위한 정차 시 차량과 일반인의 최소, 최대거리는 각각 1 m와 70 m로 설정함
○ 운반사고는 각 구간에서 차량 한 대에 발생함
○ 사고 시 드럼의 손상에 의한 방사성핵종 누출량은 운반차량 내 전체 핵종량의 0.1%로 설정함
○ 사고 시 주변인 피폭경로는 호흡에 의한 외부피폭만 고려함

위 가정사항들을 바탕으로 하여 정상운반조건에서의 일반인 및 작업자의 집단피폭선량과 경로 주변 및 정차지 주변의 예상인구수를 고려하여 평균개인피폭선량을 계산하여 선량한도와 비교하였다. 또한 운반사고 시 드럼의 손상에 의하여 방출되는 방사성핵종의 피폭경로 별 집단 및 평균개인선량을 운반경로 구간 별로 계산하여 일반인 연간피폭선량한도(1 mSv)와 비교하였다.

### 2.4 육상운반 방사선영향평가 결과

정상운반조건에서의 피폭대상 별 집단 및 400 드럼 전량 운반 시 운반작업자, 상·하차 작업자 및 일반인에 대한 평균개인피폭선량 계산결과를 Table 3에 나타내었다. 2회 운반 시 평균개인피폭선량은 연간선량한도의 0.06~16.3%로 예측되었다.

Table 3. Dose Rates during Non-incident Condition

| 대상 | 집단선량 [man-mSv] | | 2회 운반 평균 개인 피폭선량 (mSv) | 법적 기준치 (mSv/yr) |
|---|---|---|---|---|
| | 1회 운반 (200드럼) | 2회 운반 (400 드럼) | | |
| 운반 작업자 | 7.72E-03 | 1.54E-02 | 7.72E-03 | 12 |
| 일반대중 | 4.26E-02 | 8.52E-02 | 6.36E-05 | 1 |
| 상·하차 작업자 | 4.12E-01 | 8.23E-01 | 1.63E-01 | 50 |

운반사고조건에서의 운반구간 별 피폭선량 계산결과를 Table 4에 나타내었다. 일반인의 연간 개인피폭선량한도인 1 mSv에 비하여 미미한 값임을 확인하였다.

Table 4. Dose Rates during Incident Condition

| 구간번호 | 총피폭선량 단위 : man-mSv(집단) / mSv(개인) | |
|---|---|---|
| 1 | 집단 | 1.55E-01 |
| | 개인 | 3.65E-08 |
| 2 | 집단 | 1.94E-03 |
| | 개인 | 1.38E-08 |
| 3 | 집단 | 2.23E-03 |
| | 개인 | 1.17E-08 |
| 4 | 집단 | 1.20E-02 |
| | 개인 | 1.25E-08 |
| 5 | 집단 | 2.81E-01 |
| | 개인 | 4.17E-08 |
| 6 | 집단 | 1.49E-02 |
| | 개인 | 1.74E-08 |
| 7 | 집단 | 4.07E-03 |
| | 개인 | 1.42E-08 |

## 3. 결론

본 평가에서는 방사성폐기물 운반에 따른 운반경로 주변의 사람들에 대한 방사선적 영향을 예측하였다. 평가 결과, 정상운반 및 사고조건 모두 방사선 영향이 선량한도 이내에 있음을 확인하였다.

## 4. 참고문헌

[1] RADTRAN 6 / Radcat 6 User Guide, Sandia National Laboratory, 2013.

# 원(연) 방사선비상대책 본부상황실 거주성 확보를 위한 양압설비요건 설정

**이관엽***, 이해초, 김봉석, 김종수a, 최평규
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*gylee@kaeri.re.kr

## 1. 서 론

원자력사고에 대비하여 설치, 운영되는 방사선비상대응시설 중 비상대책실(EOF)은 원칙적으로 방사선비상계획구역(EPZ) 외부에 설치하도록 하고 있다. 그러나 상세요건은 제시하고 있지 않다. 국내 원자로시설의 EOF는 EPZ 밖에 위치해 있었으나, 2011년 발생한 후쿠시마 원전사고와 2014년 발생한 세월호 침몰사고로 국내 원자로시설에 대한 EPZ가 확대, 재설정되게 되었으며, 그 결과 국내 원자로시설의 EOF는 모두 EPZ 내부로 편입되게 되었다. EOF가 EPZ 내부에 위치할 경우 '원자력사업자의 방사선비상대책에 관한 규정'은 거주성을 확보할 수 있는 설비를 확보하도록 요구하고 있다. 본 연구에서는 법적 요건을 충족하기 위한 EPZ 내 EOF의 거주성확보 요건을 검토, 제시하였다. 참고로 원자력연구원은 원전의 EOF에 상응하는 비상대응시설로 방사선비상대책 본부상황실을 운영하고 있으며, 이 상황실을 EOF로 본다.

## 2. 본 론

### 2.1 EPZ 밖 EOF에 대한 미국요건 검토

미국의 비상대응시설 요건은 NUREG-0696에 기술되어 있는데, EOF가 EPZ 내에 있을 때는 거주성 관점에서 다음 요건을 충족하도록 요구하고 있다.

1) HEPA필터(챠콜 불필요) 경유 환기계통 설치
2) 환기계통 기능은 MCR/TSC와 유사한 방식을 적용하나, 내진1등급, 중복성, 계장, 자동기동은 불필요

부지내 위치한 MCR/TSC의 거주성 요건은 일반설계기준(GDC) 19, NUREG-0737의 TMI 실행계획 요건 항목 Ⅱ.B.2, 표준계획검토 6.4를 따르도록 되어 있는데, 이 요건은 사건 전 기간(대략 30 일) 동안 전신 50 mSv를 초과하지 않도록 하거나, 공간선량율이 150 μSv/hr 미만이 되도록 거주성 요건을 마련하라는 것이다. 결국 환기계통은 이러한 선량요건을 충족하도록 하는데 필요한 설비이다.

미국 원자력발전소 EOF 중 방사능구름피폭경로 EPZ(10마일) 이내에 위치한 클린턴원자력발전소 EOF의 거주성확보를 위한 환기계통 요건을 살펴보았다. 이 원전의 EOF는 다음 Fig. 1과 같다.

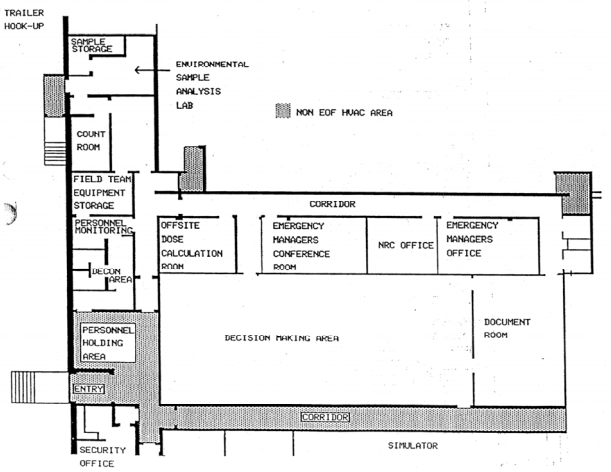



Fig. 1. EOF layout of Clinton NPP in U.S.

클린턴 원전은 거주성확보를 위해 Fig. 1의 평면도에서 백색 부분이 동일 건물 내 다른 지역 및 외부 환경 대비 양압을 유지하도록 하고 있으며, 1개의 급기구 → 3개 구역의 독립된 덕트 → 5개의 배기팬으로 경로를 구성하였고, 환기모드는 상황에 따라 다음과 같이, 설정 운영하도록 하고 있다. 참고로 이 원전의 환기계통은 난방기능을 겸하고 있어, 온도조절 기능을 포함하고 있다.

1) 정상환기모드 : 9,344 cmh 재순환, 5,098 cmh 보충
2) 연기확산상황 : 0 cmh 재순환, 5,098 cmh 보충
3) 외부방사성물질확산 상황 : 필터경유 5,098 cmh 으로 보충

클린턴원전은 방사선관리자가 EOF의 거주성을 관리하는데, 실내 방사능농도가 증가하면, EOF 환기계통을 가동 중지시키거나, HEPA 필터 경유 공기가 유입되도록 하여, 실내 거주자의 피폭선량을 관리하도록 절차화하고 있다. 즉, 자동이 아닌 사람에 의한 관리체계를 유지하고 있는 것이다. 그래서 환기계통도 자동 기동하도록 요구하지 않은 것이다.

### 2.2 국내 양압설비 요건 검토

국내 양압설비 요건은 KOSHA Code E-16-2003 변전실 등의 양압유지에 관한 기술지침에 기술되어 있는데, 이 지침은 양압유지를 위한 급기력으로 다음을 요구하고 있다.

1) 모든 개구부가 닫혀있는 상태에서 실내 모든 부분의 압력이 25 파스칼 이상 유지
2) 또는, 모든 개구부를 개방한 상태에서 개방면에서의 공기속도를 0.305 m/s 이상 유지

### 2.3 원자력(연) 본부상황실 거주성요건 도출

원자력연구원 본부상황실은 하나로로부터 남쪽으로 대략 800 m 거리에 위치하며, 하나로에서 가상할 수 있는 최대사고시 반경 800 m 지점 건물밖 위치시 최대피폭선량은 7 일간 6.86 mSv로써, 선량 면에서는 이미 거주성을 만족하고 있다.

따라서, 양압유지를 위한 환기설비요건 관점에서만 검토한다. 건물 내에 양압을 유지한다는 것은 외기가 실내로 유입되려는 힘보다 환기설비로 실내에 공급된 공기가 실외로 빠져나가는 힘이 크다는 것을 의미한다. 이를 용이하게 충족하려면 배기계통은 불필요할 것이다. 건물밖에 바람이 불면 건물 외벽에 차압이 형성되고 이 차압으로 외기가 실내에 유입되는 현상이 발생한다. 건물 외부 풍속에 의해 건물 벽에 유도되는 차압은 다음 식으로 산출할 수 있다.

$$\Delta P = c_p \rho \frac{v^2}{2} \quad \text{(Equation 1)}$$

$c_p = \text{Pressure coefficient},\ \rho = \text{Local air density}$

$v = \text{Wind speed}$

상기 식에서 압력계수($c_p$)는 하나로 건설시 적용된 설계기준사고시 누설율평가 보고서의 다음 값을 적용한다.

Table 1. Pressure coefficient

| | |
|---|---|
| Upwind pressure coefficient | 0.8 |
| Downwind pressure coefficient | -0.5 |
| Side and top of building | -0.7 |

상기 압력계수중 바람이 불어오는 쪽의 값인 0.8을 이용하여 풍속에 따라 외벽에 유발되는 양압(+$\Delta P$)을 계산하니 다음 표와 같았다.

Table 2. Wind speed vs. pressure differential

| 풍속 (m/sec) | c_p (Upwind) | ΔP (Pa) | ΔP (mmWG) |
|---|---|---|---|
| **0.84** | **0.8** | **0.34** | **0.03** |
| 1.00 | | 0.48 | 0.05 |
| 2.00 | | 1.92 | 0.20 |
| 3.00 | | 4.32 | 0.44 |
| **5.26** | | **13.28** | **1.35** |
| 7.00 | | 23.52 | 2.40 |
| **7.22** | | **25.02** | **2.55** |
| 9.00 | | 38.88 | 3.97 |
| 10.00 | | 48.00 | 4.90 |
| 15.00 | | 108.00 | 11.02 |

연구원 부지 기상탑 10 m 고도에서 2014년 측정한 10 분평균 풍속자료에 대해 년 평균치는 0.84 m/sec이었고 최대값은 5.26 m/sec이었다. 따라서 2014년 기준으로 볼 때 실내에 급기하여 13.28 파스칼 이상의 양압을 생성시킬 수 있는 설비를 확보한다면 년중 어느 때 사고가 나더라고 비상대책상황실내 양압을 유지할 수 있을 것이다.

## 3. 결론 및 고찰

이상 검토한 바에 따라 연구원 비상대책본부상황실의 급기설비를 다음을 유지하도록 설계한다.

1) 개구부가 닫혀있는 상태에서 실내 모든 부분의 압력이 외부에 비해 최대 +25파스칼(0.25밀리바) 이상을 유지할 수 있도록 급기용량 설정
2) 외부 공기는 해파/챠콜 필터를 경유하여 공급
3) 실내공기를 해파/챠콜 필터 경유 재순환시킬 수 있도록 구성 (실내오염시 오염물질 제거목적)
4) 양압유지가 필요한 공간에 균일한 압력분포가 형성되도록 덕트 구성(실내 공기흐름 방지)
5) 양압유지설비는 전원상실시 비상디젤발전기에서 전원을 공급받을 수 있도록 구성
6) 건물내외 차압계를 설치하고 급기팬 풍속 컨트롤러와 연계하여, +1~4파스칼을 유지할 수 있도록 구성(실내 지나친 고압형성 방지)

## 4. 참고문헌


[1] '원자력사업자의 방사선비상대책에 관한 규정', 원안위고시 제2014-82호, 원자력안전위원회 (2014).

[2] 'Functional Criteria for Emergency Response Facilities', NUREG-0696, U.S.NRC (1981).

[3] '클린턴원전 방사선비상계획 수행절차서', 클린턴원자력발전소.

# 중수누설 조기검지를 위한 상용화장치 개발

**홍용호[1*]**, 박형민[1], 최은석[1], 이석기[2], 박현민[3], 김화섭[4]
[1](주)액트, 대전광역시 유성구 테크노 9로 35 IT 벤처타운 406호
[2](주)한빛레이저, 대전광역시 유성구 유성대로 1596번길 32-48
[3]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[4](사)한국원자력기술기업협회, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111 한국원자력연구원 53A 303호
*hyh@actbest.com

## 1. 서론

중수로형원전(PHWR)은 전 세계적으로 운영되고 있는 원자로의 약 5%를 차지하고 있으며 우리나라는 월성원자력발전소 1~4호기가 여기에 해당된다. 중수로형원전의 냉각재와 감속재로 사용되는 중수는 원자로 내에서 생성된 방사성물질인 삼중수소를 함유하고 있어 다량으로 누설될 경우 방사선작업종사자의 내부피폭과 불시정지의 원인이 된다. 따라서 중수누설의 조기 검지 필요성이 현안사항으로 꾸준히 제기되어왔다. 이에 따라 극 미량이라도 누설되는 중수를 직접 측정할 수 있는 레이저 분광기술을 2012년에 한국원자력연구원에서 개발하였고, 이 기술을 2013년에 (주)액트와 (주)한빛레이저가 이전받아 중수누설을 조기에 검지할 수 있는 상용화장치의 개발을 진행하였으며, 이에 대한 개발과정과 내용들을 소개하고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 시제품 설계 및 제작

저손실 광학 공진기의 설계, 혼합 중수 검지용 레이저 선정, 흡수신호 증대를 위한 Mirror 선정 및 공진기 길이가 1,000배 되도록 공진기를 구성함으로써 중수누설검지장치의 핵심요소인 OA-ICOS 흡수셀을 개발하였고, 공압배관 설계, Scroll Pump 구성, 신호처리 및 분석을 위한 DAQ 보드 선정 및 Control PC를 구성하여 중수누설 검사를 위한 시스템을 개발하였다.



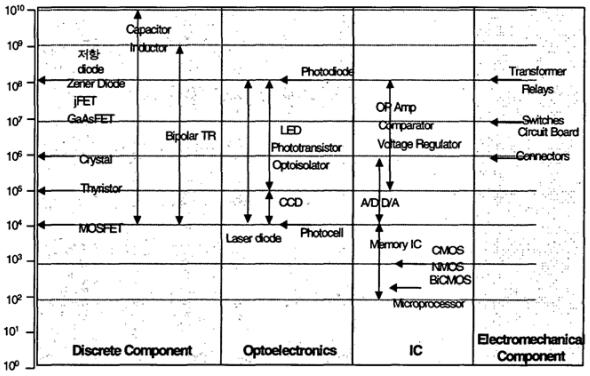

Fig. 1. apparatus for leakage detection of heavy water.

더불어 중수 누출 검사 알고리즘 설계 및 처리.분석을 위한 S/W를 개발하여 분석용 소프트웨어 개발을 완료하였다. 이러한 각 부문별 요소기술 개발 을 통하여 Fig. 1(a)와 같은 시제품을 개발하였다.[2]

### 2.2 내방사선 설계 반영

중수누설검지장치가 설치될 원자로건물 내 지점의 방사선환경은 공간선량율이 평균 0.04~0.05 mSv/hr이다. 하지만 중수누설검지장치의 내방사선 설계를 위해 극한조건으로 평균방사선량율의 10배 이상인 0.7 mSv/hr를 적용하여 제작하였다.

Table 1. Radiation properties results of the electronic component[1]




전자부품 중 방사선에 취약한 Memory IC칩의 방사선 내구성 정도는 Table 1으로 확인한 결과 $10^2$ rad($\simeq 10^3$ mSv)까지 유효함을 알 수 있으며, 이를 중수누설검지장치의 내방사선 설계 시 적용된 극한조건의 공간선량률인 0.7 mSv/hr과 비교할 경우 전자부품의 방사선특성에서 가장 취약한 IC칩에 아무런 영향이 없음을 알 수 있다. 결국 중수누설검지장치의 전체시스템에 대한 방사선영향은 거의 없다고 평가할 수 있다[1].

한편, 방사선수송코드(MCNP)를 이용하여 중수누설검지장치에 대한 내방사선 평가를 진행하였다. 보수적으로 육면체의 표면에 0.7 mSv/hr의 선원이 있다고 가정하고 진행하였다. 그 결과, 육면체 중

심부에서의 공간선량율이 0.35~0.4 mSv/hr 정도의 결과값을 보였으며 이값은 전자부품의 방사선특성에서 가장 취약한 IC칩에도 아무런 영향이 없는 값이다. 결국 중수누설검지장치는 설치 예정인 중수로형 원전의 원자로건물 내에서 외부방사선에 대한 장치 내부의 부품에는 방사선영향이 거의 없음을 확인하였다.

### 2.3 상용화장치 설계 및 제작

1차 시제품을 토대로 사용자 편의성을 고려하고, 내방사선 설계개념을 도입하여 상용화 장치를 제작하였으며, 주요 개발내용으로는 분광 cell 처리기, LD controller, ADC 고속 처리기(4Ch), Data 모니터를 개발하고 Rake case 및 배관 장치를 개발하였다. 더불어 산업디자인을 적용하고 대한민국 평균 인체 체형정보를 반영하여 작업자의 사용편의성을 향상시켰으며, 원거리에서도 중수누설 여부를 사용자가 확인할 수 있도록 가시경보기를 상용화장치 상단부에 설치하였다. 특히 본 장치는 원전의 방사능오염환경에서 사용되어질 예정이므로 상용화장치 외부의 오염전이 문제를 고려하여 제염이 용이한 재질로 외장 케이스를 제작하였으며, 이러한 각 부문별 개발을 통하여 Fig. 1(b)와 같은 상용화 제품을 개발하였다[2].

### 2.4 실증시험

실증시험을 Fig. 2와 같이 한국원자력연구원 실험실에서 수행하였다. 첫 번째 실증시험은 측정 가능한 중수누설 최소치와 모의 연료관마개(CP) 검사 소요시간의 성능평가를 자체 개발한 중수누설 검지장치 성능시험 절차서에 따라 진행하였다. 이후 실험결과 분석과정을 거쳐 측정 가능한 중수누설 최소치의 성능평가를 수행하였으며, 그 결과값은 한국원자력연구원 자체평가 결과 Table 2의 최종목표에 대한 정량적평가 기준인 0.5 g/day로 측정되었다.

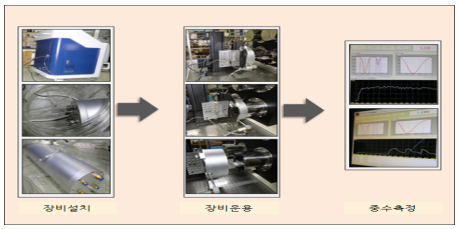



Fig. 2. Empirical testing procedures.

이후 수회 반복 측정한 모의 연료관마개의 측정 그래프에서 단일 측정의 시작부터 종료까지를 분석하였다. 그 결과, 벤추리관과 공압만을 사용한 경우 모의 연료관마개당 2 분 정도 소요되었으며 이에 따라 최소 반복측정 시간이 2 분이었다. 또한 벤추리관과 공압을 사용한 방법에 펌프를 함께 사용한 경우 모의 연료관마개당 1 분 정도로 측정되었으며 이에 따라 최소 반복측정 시간이 1 분이었다.

Table 2. Empirical testing results of Products commercialized

| 주요성능 | 계획 | 달성 |
|---|---|---|
| 측정가능한 중수누설 최소치 (연료관마개 1채널 기준) | 1 g/day | 0.5 g/day |
| 누설신호 응답시간 (포집용호스 100m 기준) | 30 초 | 20 초 |
| 연료관마개 검사 소요시간 | 1분/CP (10시간/전채널) | 1분/CP (10시간/전채널) |

두 번째 모의실증시험은 누설신호 응답시간(포집용호스 100m 기준)의 성능평가를 중수누설 검지장치 성능시험 절차서에 따라 진행하였다. 실험결과 벤추리관과 공압만을 사용한 경우, 45 초에 검출신호 측정시간을 얻을 수 있었으며, 펌프를 함께 사용 한 결과 검출신호 측정시간은 20 초 였고, 이 값에 대한 한국원자력연구원 자체평가 결과 Table 2의 최종목표에 대한 정량적평가 기준에 만족하는 값을 얻었다[2].

## 3. 결론

개발된 상용화장치는 중수로형 원전에서 중수누설을 조기에 검지할 수 있는 성능을 갖추고 있으며 원전내에서 사용할 수 있도록 내방사선 설계와 함께 관리구역내에서 사용 시 장치 외부 오염이 최소화 되도록 제작되었다.

## 4. 감사의 글

이 논문은 대덕특구에서 시행한 2013년 특구기술사업화사업에 선정되어 CANDU 냉각재 누출검사 Engineering 기술사업화 과제로 수행된 연구임.

## 5. 참고문헌

[1] KAERI, “내방사선 카메라 실용화”, KAERI/RR-1952/98, 33-37 (2000).

[2] ㈜액트, ㈜한빛레이저, (사)한국원자력기술기업협회, 한구원자력연구원, “CANDU 냉각재 누출검사 Engineering 기술사업화”, 최종보고서 (2015).

# 사용후핵연료 운송 중 사보타주에 의한 결말 분석

**황미정***, 김승환
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*mjhwang@kaeri.re.kr

## 1. 서론

국내에서는 사용후 연료를 발전소 밖으로 이송한 경험은 없지만, 향후 영구 처분장으로의 운송이 이루어질 경우에 대한 사보타주 영향을 평가하였다. 본 연구는 사고 결말 분석을 위해 폭파가 사용후 핵연료 운송 용기에 미치는 영향 파악 결과에 기반하여 대기로의 확산에 의한 영향 평가 결과를 보여준다.

## 2. 본론

### 2.1 폭파 영향 분석 결과

사용후 핵연료 운송용기(KN-18)에 대한 폭파 영향 평가를 수행한 결과, 구성된 시나리오에 의해 운송 용기가 파손되지 않는 것으로 분석되었다. 그러나 가정된 시나리오보다 더 강력한 수단의 사보타주를 고려해 본 결과에서는 운송용기의 손상이 발생하는 것으로 평가되었다. 또한, 운송용기가 손상된 상태에서 폭파 발생 후 운송 트럭의 전복이나 운송용기 자체가 다시 낙하되는 복합사고 시에는 핵연료봉까지 손상될 가능성을 배제할 수는 없을 것으로 판단된다.

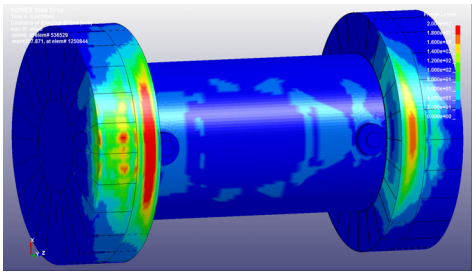


Fig. 1. Effective stress reaction for reflected pressure.

### 2.2 사고 결말 분석

사고 결말 분석을 위해 누설 면적 100 $mm^2$가 운송용기 덮개에 발생하는 것으로 가정하였다. 각 어셈블리에 대한 주요 방사성 동위 원소의 재고량은 Table 1과 같고, 사용후 핵연료는 60 GWD/MTHM의 연소도와, 4.03%의 초기 농축 및 원자로에서 배출된 후 10년이 경과한 것으로 가정하였다. 이들 핵종 집합은 사용후 핵연료 전체 재고량의 99%이상을 차지한다.

Table 1. KN-18 Subset of radioisotopes in spent fuel significant to dose calculations

| 핵종 | 핵종명 | 형태 | 집합체당 재고량(Ci) |
|---|---|---|---|
| Am-241 | americium | fuel matrix | 1,189 |
| Cm-244 | curium | fuel matrix | 9,275 |
| Co-60 | cobalt | CRUD | 31 |
| Cs-134 | cesium | volatile | 7,099 |
| Cs-137 | cesium | volatile | 67,352 |
| Eu-154 | europium | fuel matrix | 5,108 |
| Kr-85 | krypton | fission gas | 3,527 |
| Pu-238 | plutonium | fuel matrix | 4,933 |
| Pu-239 | plutonium | fuel matrix | 128 |
| Pu-240 | plutonium | fuel matrix | 137 |
| Pu-241 | plutonium | fuel matrix | 54,168 |
| Ru-106 | ruthenium | volatile | 422 |
| Sr-90 | strontium | fuel matrix | 42,366 |
| Y-90 | yttrium | fuel matrix | 42,380 |

#### 2.2.1 방사선원항 평가

사용후 핵연료 이송 중 파손으로 인한 방사선원항 평가는 집합체당 핵종별 방사성물질량, Cask당 집합체 수, 연료 파손확률 및 파손 시 용기 외부로 누출되는 방사선 물질량에 의해 결정되며 다음 식으로 평가된다.

$$(\text{Curies/assembly} * \text{Assemblies/cask}) * P_{Fail} * RF_{Rod\text{-}to\ Cask} * RF_{Cask\text{-}to\text{-}Environment}$$

연료봉으로부터 이송용기로의 방출 분율은 파손 시 연료봉으로부터 Cask 내부로 방출되는 물질의 양으로 Table 2와 같다.

Table 2. Rod-to-cask release fractions

| Material Type | Release Fraction | Source |
|---|---|---|
| Fuel Matrix | $4.8 \times 10^{-6}$ | Hanson (2008) - Table 4.10 |
| Volatiles | $3.0 \times 10^{-5}$ | Hanson (2008) - Average of all tests p. 4.12 |
| CRUD | 1.0 | NUREG-2125 |
| Fission Gas | 0.12 | NUREG-2125 |

Cask에서 대기 중으로의 방출 분율은 Cask 내부로부터 외부로 방출되는 물질의 양으로 Table 3과 같다.

Table 3. Cask-to-environment release fractions

| Material Type | Release Fraction | Source |
|---|---|---|
| Fuel Matrix | 0.7 | NUREG/CR-6672 |
| Volatiles | 0.5 | NUREG/CR-6672 |
| CRUD | 0.001 | Einziger and Beyer (2007) |
| Fission Gas | 0.8 | NUREG/CR-6672 |

2.2.2 기상안정도 분포 분석

경남 해안 지역의 최근 1 년간의 기상 자료를 분석하여 방사성물질의 확산에 영향을 주는 기상 안전 등급을 결정하였다. 분석 결과 기상 안정도 D 등급이 86.7%를 차지하였다.

### 2.3 대기 확산 분석

방사선원을 특정한 대기 안정성 및 풍속의 기상 조건에 대하여 Gaussian plume dispersion 모델로 MACCS2 코드 및 Hotspot 코드를 사용하여 분석하였다. 대기 확산 분석 조건에 사용된 기본 기상 안정도는 D-4(D등급, 풍속 4 m/sec) 등급이고 Table 4의 추가 기상 등급에 대한 분석을 수행하였다.

Table 4. Cask-to-environment release fractions

| Case | 기상조건 | 기상등급 | 풍속/강수량 |
|---|---|---|---|
| D1 | Dry (맑은 날씨) | B | 3m/sec |
| D2 | | D | 1m/sec |
| D3 | | E | 1m/sec |
| D4 | | F | 1m/sec |
| W1 | Wet (우천시) | R1 | (D) 2m/sec, 2mm/hr |
| W2 | | R2 | (D) 2m/sec, 4mm/hr |
| W3 | | R3 | (D) 2m/sec, 6mm/hr |
| W4 | | R4 | (D) 2m/sec, 8mm/hr |

## 3. 분석 결과

Fig. 2~4는 MACCS2와 HotSpot으로 계산된 plume 중심선을 따른 총유효선량당량 (Total Effective Dose Equivalent: TEDE)를 나타내고 있다. 분석에서는 개개인이 24 시간 노출된 것을 가정하고 있다. 두 계산 코드의 결과 차이는 plume 확산 변수 평가를 위해 서로 다른 모델을 사용하기 때문이다. 0.05 Sv (5 rem) 피폭량은 산업 노동자의 전신 피폭량의 년간 제한치 이며 피해 분석의 중요도를 판단하는 기준 임계치로 간주된다. 본 분석 결과, 피폭량은 어느 거리에서도 5 rem을 초과하지 않고 있다. 단, 폭발로 인한 100 m 이내의 불확실성을 감안해야 한다.

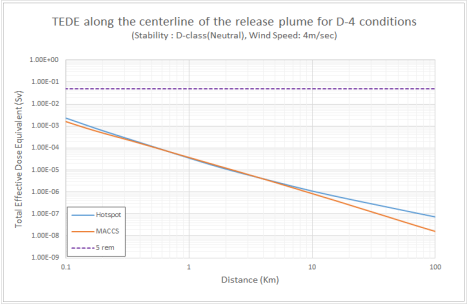



Fig. 2. KN-18 Centerline Dose (D-4 conditions).

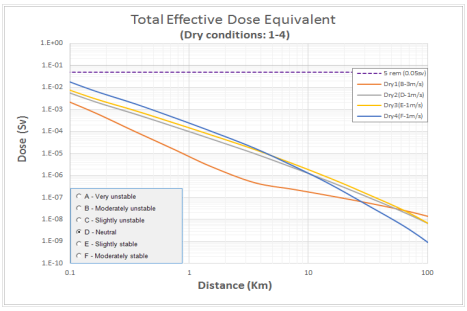



Fig. 3. KN-18 Dose at Distance (Dry conditions 1~4).

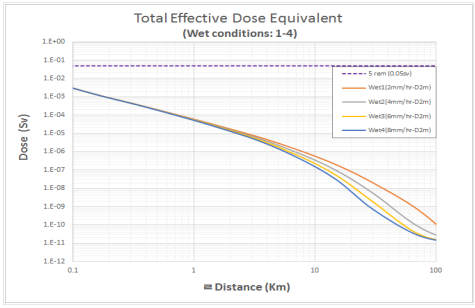



Fig. 4. KN-18 Dose at Distance (Wet conditions 1~4).

## 4. 결론

경남 해안 지역의 1년간의 기상자료를 바탕으로 최빈 분포 등급을 결정하기 위한 통계 분석을 수행한 결과 기상 등급(D등급, 4 m/sec)을 결정하였으며, 이 등급에 대한 분석 결과 허용방사능 연간 제한치(5 rem)의 최대 12%로 크게 밑돌고 있음을 보여주고 있으므로 기상 환경은 맑은 날씨(Dry) 및 우천(Wet)시 어느 경우에도 운송 안정성을 확보하고 있음을 확인하였다.

## 5. 참고문헌

[1] NRC, “Spent Fuel Transportation Risk Assessment,” NUREG-2125, 2014.

[2] Hanson, B.D., Wu, W., Daniel, R.C., MacFarlan, P.J., Casella, A.M., Shimskey, R.W., and Wittman, R.S. (2008). "Fuel-in-Air FY07 Summary Report.“

4분과

# 방사선환경 및 안전(Poster)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

# 지상 단거리 중성미자 검출기를 이용한 원자로 모니터링 기술 연구

**한보영[1*]**, 선광민[1], 오유민[2], 이재승[2], 김영덕[2], 박강순[2], 이정연[2], 전은주[2], 박향규[2], 이무현[2], 박현서[3], 김홍주[4], 이주영[4], 서경민[5], 주경광[6], 김바로[6], 여인성[6], 김시연[7], 고영주[7], 김현수[8], 김진유[8]

[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111,
[2]한국기초과학지원연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1689번길 70,
[3]한국표준과학연구원, 대전광역시 유성구 가정로 267,
[4]경북대학교, 대구광역시 북구 대학로 80,
[5]전북대학교, 전라북도 전주시 덕진구 백제대로 567,
[6]전남대학교, 광주광역시 북구 용봉로 77,
[7]중앙대학교, 서울특별시 동작구 흑석로 84,
[8]세종대학교, 서울특별시 광진구 능동로 209
*byhan@kaeri.re.kr

## 1. 서론

원자로 베타붕괴로부터 발생된 반중성미자는 1956년 발견된 이후로 수 십년간 중성미자의 정체성과 특성에 관한 연구로 물리학자들에게 관심을 받아왔다[1]. 또한 원자력 산업의 증가와 원자력 사용에 대한 관심이 높아지면서 원자로 중성미자 측정은 순수 물리학 분야뿐만 아니라 원자력 발전시설의 오사용을 감시하고 시설의 투명성을 제고에 목적으로 원자로에서 일어나는 연소과정을 모니터링 할 수 있는 연구에 관심을 두고 있다[2]. 본 논문은 원자로 모니터링 기술 개발을 위해 하나로 연구로와 영광한빛발전소 원자로 시설에 반중성미자 검출기를 설치와 중성미자 측정 실험을 소개한다.

## 2. 본론

### 2.1 원자로 모니터링

원자로에서 발생되는 반중성미자는 주로 두 개의 핵분열 동위원소인 $^{235}U$ 과 $^{239}Pu$ 로부터 생성된다 (Fig. 1). $^{239}Pu$ 은 $^{238}U$ 중성자 포획반응으로부터 연속되는 두 번 베타붕괴를 통해 생성된다: $^{239}U \rightarrow ^{239}Np \rightarrow ^{239}Pu$. 원자로 안에서 두 동위원소의 핵분열 반응은 원자로 연소과정(Burn-up)과 관련된다. 시간에 따라 살펴보면 Fig. 1에서처럼 $^{239}Pu$이 증가함에 따라 $^{235}U$의 수는 감소하는 것을 볼 수 있다. Fig. 1의 오른쪽 그림과 같이 핵분열 동위원소들에서 생성된 반중성미자의 에너지 스펙트럼을 측정한다면 원자로 연소이력을 직접적으로 결정할 수 있다 [3]. 지상 단거리 중성미자 측정실험(NEOS)는 한빛원자로 1GW thermal power 시 초당 약 $2x10^{22}$개의 중성미자가 발생되고 원자로 코어 중심 단거리안에 1톤규모의 검출기를 통해 반중성미자의 에너지 스펙트럼을 측정하려고 한다.

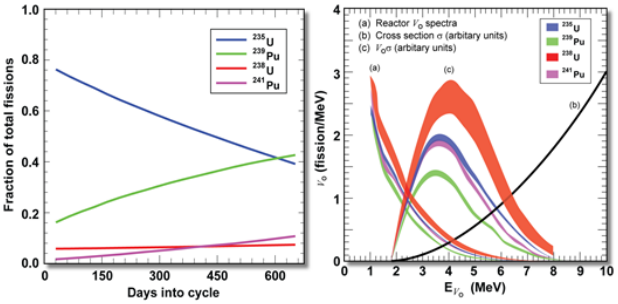



Fig. 1. Fission rate vary in time(left) and antineutrino rate vary with isotope(right).

### 2.2 중성미자 검출기

이 실험에서 사용되는 검출기는 액체섬광체(Gd, liguid scintillator)로 LAB(Linea Alkyl Benzene)이 주요 성분이며 약 1톤규모로 원자로 열출력이 30 MW일 경우, 원자로로부터 수 미터 떨어진 거리에서 하루 100개 정도의 중성미자가 측정될 것으로 예상한다.

#### 2.2.1 반중성미자 신호

NEOS 실험에서는 검출기에 입사된 반중성미자가 식 (1)에서처럼 액체섬광체 내 양성자와 반응하여 양전자와 중성자를 생성하는 Inverse Beta decay를 한다. Fig. 2와 같이 생성된 양전자(즉발, 1~8MeV, γs)와 중성자 (Delayed, τ~30μs for Gd)를 식별하여 중성미자를 결정한다.

$$\overline{\nu_e} + p \rightarrow e^+ + n \qquad (1)$$

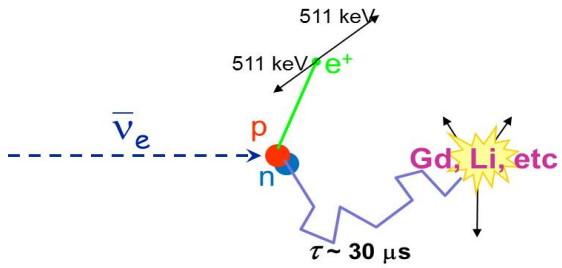



Fig. 2. Antineutrino signal in liquid scintillator.

2.2.2 배경방사능 신호

주요 배경방사능은 우주로부터 온 뮤온등으로 생성된 중성자원(Cosmogenic Neutron)으로 주신호의 중성자와 구별이 어렵기 때문에 차폐를 통해 차단해야만 한다. 검출기 자체 차폐체를 통한 제거는 한계가 있으며, 한빛원자로의 경우 원자로의 지하 10 m 지점 텐돈갤러리에 위치시켜(Fig. 4 참조) 원자로 콘크리트 구조체와 지하 조건으로 배경방사능을 다량 줄이는 효과를 보았다.

### 2.3 Prototype 검출기 설치

주검출기 제작 전 검출기 성능을 최적화하고 신호대 잡음비를 높이기 위해 Prototype 검출기를 제작하여 하나로 연구로에 설치하였다 (Fig. 3 참조). 25 cm 두께 액체섬광체를 가진 뮤온제거(muon veto) 검출기와 10 cm 두께 납차폐체 그리고 50 L 액체섬광체(0.5% Gd, LAB)로 구성하였다. 현재 하나로 운영정지로 배경방사능 데이터 분석만 이루어지고 있다.



Fig. 3. Prototype detector installation in HANARO.

### 2.4 주 검출기 설치

주 검출기는 영광 한빛 원자로에서 27 m(지하 10 m) 떨어진 곳에 검출기를 2015년 7월에 설치하였고(Fig. 4) 배경방사능 제거를 위해 플라스틱 섬광체 광전증배관, 납 그리고 붕소를 첨가한 폴리에틸렌을 차폐체로 사용하였다. 액체섬광체 특성을 이용한 PSD(Pulse Shape Discrimination) 방법을 이용해 중성자와 감마선을 구별하고 배경방사능을 크게 낮추었다.



Fig. 4. Main detector installation in Tendon gallery at Hanbit power station.

## 3. 결론

현재 9월부터 본격 가동되고 있으며 약 6개월간 데이터를 수집할 예정으로 주 검출기 성능과 배경방사능을 이해하고 있다. 앞으로 수집된 데이터를 이용해 중성미자 에너지 스펙트럼을 결정하고 원자로 모니터링을 위한 분석을 진행할 예정이다.

## 4. 참고문헌

[1] C. L Cowan Jr, F. Reines, F. B. Harrison, H. W. Kruse, A. D McGuire, "Detection of the Free Neutrino: a Confirmation", Science 124 (3212): 103-4 (1956).

[2] Th. A. Mueller, D. Lhuillier, M. Fallot, A. Letourneau, S. Cormon, M Fechner, L. Giot, T. Lasserre, J. Martino, G Mention, A. Porta, and F. Yermia, "Improved predictions of reactor antineutrino spectra", Physical Review C83, 054615 (2011).

[3] Patrick Huber, "Determination of antineutrino spectra from nuclear reactors", Physical Review C84, 024617 (2011).

# GEANT4를 이용한 체렌코프 원리 기반 광섬유 방사선 센서의 특성 분석

**한화정**, 김범규, 박병기*
순천향대학교, 충청남도 아산시 순천향로 22
*withan@sch.ac.kr

## 1. 서론

방사선을 검출하는 방법은 전리작용, 여기작용, 섬광작용, 감광작용, 화학작용 등을 이용한 다양한 방법이 있다[1]. 이 중 섬광작용을 이용한 섬광체와 광섬유 그리고 광계측장비로 구성된 섬광체 기반의 방사선 검출기가 있으며, 섬광체 없이 광섬유와 광계측장비로만 구성된 체렌코프 현상을 이용한 광섬유 기반의 방사선 검출기가 있다.

체렌코프 현상은 잘 알려진 프로세스로 물과 같은 투명한 매질 내에서 빛의 위상 속도보다 빠른 속도로 하전 입자가 매질 내를 진행할 때 체렌코프 방사선이 발생하는 현상이다[2]. 체렌코프 방사선 발생의 주요인은 감마선에 의해 발생되는 컴프턴 전자이다. 컴프턴 전자는 감마선이 광섬유 내 전자와 충돌하여 전자가 에너지의 일부를 얻어 튕겨나가는 컴프턴 산란에 의해 생성된 전자이다. 컴프턴 산란은 100keV~10MeV 사이에서 일어나는 중간 에너지를 가진 감마선과의 상호작용이며, 이 상호작용을 통해서 체렌코프 방사선이 발생된다.

체렌코프 방사선의 원리를 이용하여 감마선에 의해 광섬유에서 발생되는 체렌코프 방사선의 측정을 통해 감마선 측정을 위한 광섬유 방사선 센서의 성능평가 연구를 진행하였다[3]. 또한 핵분열 원자로 코어 내부의 혼합 감마-중성자 방사선 영역의 감마 플럭스 모니터링 시스템을 개발하기 위해 광섬유를 사용한 체렌코프 방사선의 모니터링 기술을 제안하는 연구가 있었다[4]. 두 연구는 공통적으로 감마선의 세기가 증가할수록 발생되는 체렌코프 방사선의 세기가 증가하는 결과를 보였다.

감마선이 물질과의 상호작용으로 발생하는 물리적 현상들을 모사할 수 있는 Geant4[5]를 사용하여 광섬유 내에서 감마선과의 상호작용으로 발생된 체렌코프 광자를 모사하여 광섬유 방사선 센서의 특성을 분석하고자 한다.

## 2. Modeling

### 2.1 GEANT4 시뮬레이션 코드

본 연구는 60Co 방사선원으로부터 방출되는 1 MeV 영역의 감마선을 다루기 위해, GEANT4에서 구현된 물리적 모델 중 250 eV 이하의 전자기적 상호작용까지 포함하는 전자기 물리적 현상을 다루는 저 에너지 모델을 사용한다. 이 모델은 다양한 상호작용을 담은 부속 코드들로 이루어져있고, 사용자는 모사하고자 하는 목적에 맞게 기하학적 구조, 선원, 물리적 특성, 결과 처리에 관련된 부분을 직접 작성할 수 있도록 구성되어 있다[6].

### 2.2 광섬유 방사선 센서

광섬유 방사선 센서를 전산모사하기 위하여 상용화된 실리카 광섬유 모델인 BFH-48(1000, Thorlabs)을 사용하였다. 이 광섬유는 수산기(OH-)를 많이 함유하는 광섬유로서 순수 실리카(pure silica)로 이루어진 코어와 하드 폴리머(hard polymer) 재질의 클래딩(cladding)으로 구성되어 있으며, 개구수(numerical aperture, NA)는 0.48이다[3].

광섬유 센서 모델에서는 외부직경 1 mm, 길이 1 m의 원통 형태로 가정하였다. 광섬유의 한 쪽은 발생한 체렌코프 광자를 반사시키기 위하여 반사체 역할을 하는 알루미늄(Al)을 위치 시켰다. 반대 쪽은 체렌코프 효과에 의해 발생된 광자를 측정할 수 있도록 광자 흡수체를 위치시켰다.

방사선원은 감마선을 모사하기 위해 1.17 MeV와 1.33 MeV의 감마선을 방출하는 60Co 선원을 사용하였다. 1.17 MeV와 1.33 MeV의 광자가 각각 50%의 확률을 가지고 모든 방향으로 방출하도록 설정하였다.

### 2.3 Simulation 결과

Fig. 1은 방출된 감마선이 광섬유와 반응하여 발생하는 체렌코프 방사선을 나타내는 시뮬레이션이다. 감마선이 광섬유에 입사되면 체렌코프 효과에 의해 광자를 발생시킨다. 이 광자가 광섬유를 따라 검출 부분에 도달할 때 광자 에너지를 측정하였다.

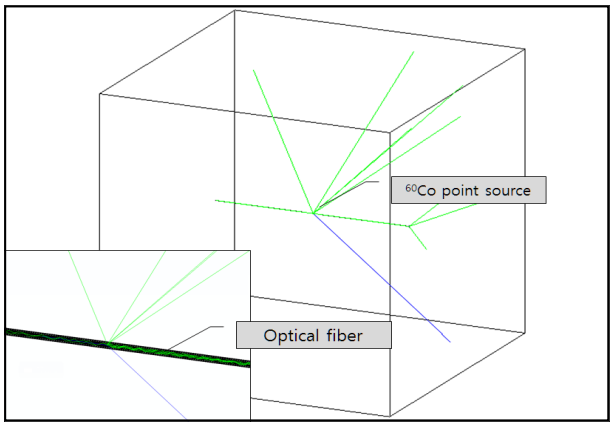



Fig. 1. The Cerenkov radiation in silica optical fiber generated by gamma ray(green line).

시뮬레이션을 통해 얻어진 체렌코프 광자의 에너지 값으로 각각의 파장을 계산하였다. 식 (1)을 사용하였다.

$$\lambda = \frac{h \circ c}{E_{photon}} \qquad (1)$$

여기서, h는 플랑크 상수이며 c는 빛의 속도이다. Ephoton는 체렌코프 광자의 에너지이고, 이 값은 시뮬레이션을 통해 얻어졌다. 각각의 값을 대입하여 파장을 계산하였다. 계산된 결과 값을 바탕으로 Fig. 2에 파장 스펙트럼을 나타내었다.

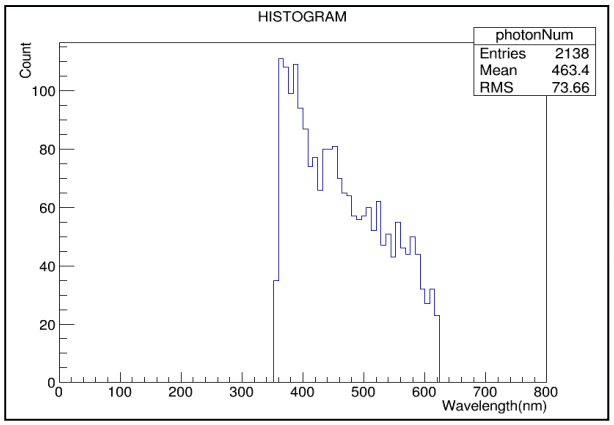



Fig. 2. cerenkov photon energy spectrum calculated with GEANT4.

Fig. 2를 보면, 350nm에서 가장 높은 봉우리가 보이고 620nm까지 점차 감소하는 형태를 보인다. 계산 결과, 스펙트럼은 일반적으로 알려진 체렌코프 방사선의 방출 스펙트럼과 유사하다는 것을 알 수 있다[7].

## 3. 결론

본 연구에서는 Geant4를 이용하여 방사선원에서 방출된 감마선이 광섬유 내로 입사하여 광섬유 매질과의 상호작용에 의해 발생된 체렌코프 광자의 에너지를 측정하였다. 측정된 값을 이용해 파장을 계산하여 스펙트럼으로 나타내었다. 얻어진 스펙트럼의 형태는 체렌코프 방사선의 방출 스펙트럼과 유사함을 보였다.

앞으로의 연구방향은 이번 연구에서 사용된 60Co 외에 감마선을 방출하는 다른 방사선원의 파장 스펙트럼을 구하여 비교하고자 한다. 방사선원별로 가지는 스펙트럼 상의 특징을 찾아 시뮬레이션을 통해 혼합된 방사선원의 구별이 가능한 지 확인할 것이다.

## 4. 참고문헌

[1] 김정호 주관식, 플라스틱 섬광체를 이용한 방사선 검출기의 검출 효율을 높이기 위한 섬광체 연마 기술 연구, KEEE.18.4, (2014).

[2] Landau L D and Lifshitz E M, Electrodynamics of Continuous Media(Oxford: Pergamon) chapter13, (1984).

[3] 신상훈 외 5인, 사용후핵연료 집합체 모사장치를 이용한 광섬유 체렌코프 방사선 센서 시스템의 성능평가, Journal of Sensor Science and Technology 23.4, (2014).

[4] B Brichard , A F Fernandez, H Ooms and F Berghmans,, Fibre-optic gamma-flux monitoring in a fission reactor by means of Cerenkov radiation, Measurement Science and Technology 18, (2007).

[5] H. Yoriyaz, M. Moralles, P. de T. D. Siqueira, C. da C. Guimaraes, F. B. Cintra and A. dos Santos, Med. Phys. 36, 5193(2009).

[6] 강상구, 김종일, 김진영, 양광모, 김정기, 강영록, 정동혁, GEANT4를 이용한 Co-60 방사선 치료기의 전산 시늉, New Physics: Sae Mulli (The Korean Physical Society), 61(12), (2011.12), 1163-1169.

[7] A A Ivanov, S P Knurenko and I Ye Sleptsov, Measuring extensive air showers with Cherenkov light detectors of the Yakutsk array: the energy spectrum of cosmic rays, New J. Phys. 11 (2009).

# 매질 내 선원깊이 및 방사능 동시결정 기술개발

**지영용***, 김창종, 정근호, 이완로, 최근식, 강문자
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yyji@kaeri.re.kr

## 1. 서론

원자력시설의 해체나 원자력사고에 의한 방사성 낙진 등에서 어떤 방사능오염이 존재하는 매질 내 최대 방사능농도의 깊이를 찾거나 매질 내 실제 파묻힌 미지의 방사성동위원소 자체의 깊이를 알아내기 위해 이동형 방사선검출기를 이용한 현장 감마분광분석을 수행하고 있다. 이때, 매질 내 선원 깊이의 계산은 주로 Al-Ghamdi 등이 개발한 간단한 알고리즘[1]으로 가능하지만 이 방법은 깊이를 계산하기 위한 알고리즘으로써 찾아낸 깊이에 있는 방사성물질의 방사능 값에 대한 정보는 주지 못한다. 따라서 선원의 방사능을 결정하기 위해서는 또 다른 현장분석 프로그램을 활용해야 하는 단점이 있다. ISOCS 등의 현장분석 프로그램은 전적으로 수입에 의존하고 있으며, 고가의 비용지불뿐만 아니라, 정확한 측정값을 구하기 위해서는 해당 프로그램 운영에 대한 전문적인 지식이 반드시 동반되어야 하며, 이는 필연적으로 시간 및 비용적인 단점을 초래한다.

본 연구에서는 Al-Ghamdi의 알고리즘을 수정 보완한 새로운 알고리즘으로 선원의 깊이를 찾아내고 이 결과를 활용하여 별도의 소프트웨어 없이 선원의 방사능을 값을 계산해 내는 방법 및 프로그램[2]을 제시하였다. 그리고 선원깊이를 찾아내고 방사능을 계산하는 모든 절차를 익숙한 엑셀 프로그램 베이스에서 구현되도록 함으로써 누구나 쉽게 활용하고자 하였다.

## 2. 본론

### 2.1 Al-Ghamdi 이론

방사성물질의 매질 내 깊이를 찾아내기 위한 Al-Ghamdi의 알고리즘은 Fig. 1과 같이 매질 내 어떤 깊이에 방사성물질이 있을 때, 이론적으로 계산되는 두 검출기 높이에서의 방사선플루언스 비와 실제 방사선검출기로 측정된 계수율의 비는 원칙적으로 같다는 원리에서 출발한다. 일반적으로 방사선플루언스는 선원과 검출기 유효중심까지의 거리와 감쇄인자에 의존한다. 그러나 선원에서 검출기까지의 감쇄인자는 매질 및 공기층에 의한 방사선 감쇄로 나눌 수 있지만, 공기층에 의한 감쇄는 매질에 비해 거의 무시 가능함으로 방사선플루언스의 비는 식 (1)과 같이 거리만의 함수로 나타낼 수 있다.

$$\frac{cps_1}{cps_2}=\frac{\varphi_1}{\varphi_2}\approx\frac{(d+l_2)^2}{(d+l_1)^2}=\frac{(d+h_2+c)^2}{(d+h_1+c)^2} \qquad (1)$$

여기서, d는 매질 내 선원깊이, h는 매질표면으로부터 검출기까지의 거리, c는 검출기 유효중심거리 그리고 l은 매질표면으로부터 검출기 유효중심까지의 거리를 각각 의미한다.

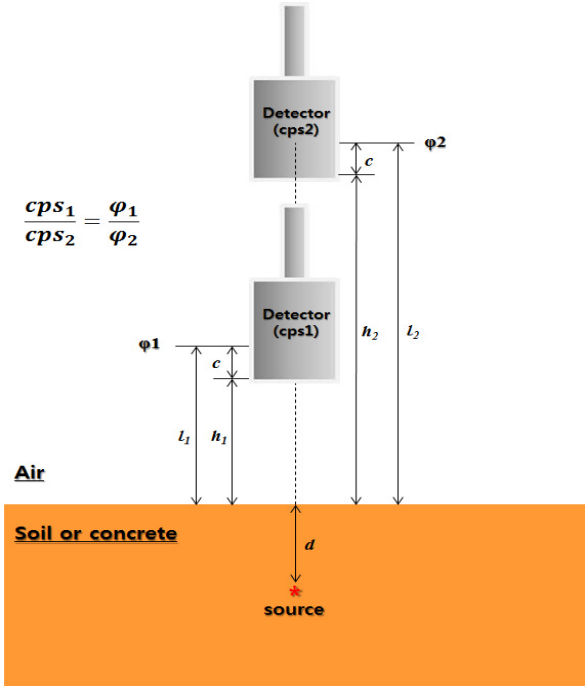



Fig. 1. The geometry between a source and a detector.

### 2.2 선원깊이 및 방사능 동시 계산방법

Al-Ghamdi 방법은 사용하는 검출기마다 입사면에서부터의 유효중심 거리를 실험적으로 구해 알고 있어야 하며, 식 (1)에서 위치함수가 2차항의 비이기 때문에 거리측정의 작은 오차라 할지라도 그 의존성은 크게 나타나 결과에 영향을 주게 된다. 따라서 본 연구에서는 계측기 높이에서의 방사

선플루언스를 직접 이용하는 방법을 택했으며, MCNP 코드를 이용하여 매질 내 핵종들의 깊이별 그리고 검출기 높이별로 방사선플루언스를 계산하여 데이터베이스화 하였다. 그리고 이를 엑셀 VBA(visual basic application)를 이용하여 매질 내 가상의 선원깊이를 변화시켜가며 두 검출기 높이에서의 플루언스비가 해당 높이에서의 계수율비와 같아지는 지점을 찾을 수 있도록 설계하였다. 이때 단순히 스크롤바를 이용하여 가상의 선원깊이를 변경시켜가며 두 값의 비를 확인할 수 있도록 하였으며, 비가 서로 같아지는 지점이 매질 내 선원의 깊이가 된다.

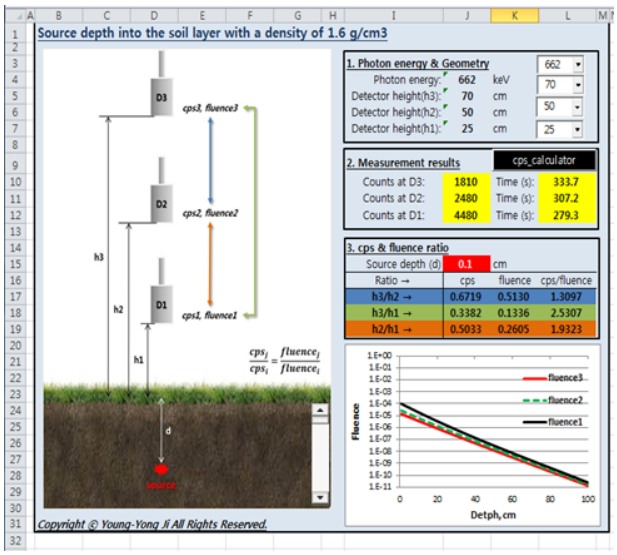



Fig. 2. The determination of the source depth using the Execl VBA.

위와 같이 방사선플루언스를 이용하여 선원깊이를 구하는 방법은 해당 깊이에서부터 검출기까지의 플루언스를 알게 되므로 방사성핵종의 방사능을 결정할 수 있는 정보를 제공하게 된다. 즉, 결정된 선원깊이에서의 방사선플루언스 값으로부터 식 (2)를 이용하여 직접 방사능을 계산할 수 있다.

$$\frac{N}{\gamma}=\left(\frac{N}{N_0}\right)\left(\frac{N_0}{\phi}\right)\left(\frac{\phi}{\gamma}\right) \qquad (2)$$

여기서, ($\varphi/\gamma$)는 매질 내 선원으로부터 방출되는 방사선당 검출기 높이에서의 플루언스로써 Fig. 1에서 결정된 깊이에 따라 계산되도록 프로그램을 설계하였다. ($N_0/\varphi$)는 검출기 축에 평행하게 입사하는 방사선에 대한 검출기의 반응함수로써 MCNP 코드 등을 이용하여 이론적으로 계산하였으며, 방사선에너지에 따라 결과가 도출되도록 프로그래밍하였다. ($N/N_0$)는 실제 검출기로 입사하는 플루언스의 각도에 대한 보정항으로 매질 내 방사성핵종이 점선원인 경우 거의 1에 가까우며, 충분히 큰 면적의 선원이라 할지라도 검출기 주변을 콜리메이터를 이용하여 차폐하면 검출기로 입사하는 플루언스의 각도 보정항은 역시 1에 가깝게 된다. 그리고 ($N/\gamma$)는 이론적인 교정함수로써 매질 내 방사성핵종으로부터 방출되는 단위 감마선당 검출기 높이에서의 계수율을 의미하며, 선원의 깊이가 정해지면 개발된 프로그램에서 자동 계산되도록 설계하였다.

## 3. 결론

원자력시설의 해체나 사고대응을 위해 어떤 방사능오염이 존재하는 매질 내 최대 방사능농도의 깊이를 찾거나 매질 내 실제 파묻힌 미지의 방사성동위원소 자체의 깊이를 간단히 찾아낼 수 있는 프로그램을 개발하였다. 이는 고가의 현장감마분석 프로그램의 도움 없이 MCNP 코드를 이용한 방사성플루언스 계산결과를 DB화하고 사용한 계측기의 반응함수를 이용하는 방법으로 실제 측정된 고도별 계수율 값만으로 간단히 방사성핵종의 깊이와 방사능을 계산할 수 있다. 그리고 깊이를 찾아내고 방사능을 계산하는 모든 절차를 엑셀프로그램 베이스에서 구현함으로써 방사능 계산과 프로그램 운영에 대한 전문지식이 없어도 누구나 쉽게 활용할 수 있다.

## 4. 참고문헌

[1] Al-Ghamdi, A. and Xu, X.G., Health Phys.,, 84(5), 632-636, (2003).

[2] Ji, Y.Y. et al., Korea Copyright Commission, C-2014-028247, (2014).

# KINAC의 HRGS IAEA 숙련도 시험 평가 결과

**서하나***, 윤종호, 안길훈
한국원자력통제기술원, 대전광역시 유성구 유성대로 1534
*hana@kinac.re.kr

## 1. 서론

국제원자력기구(International Atomic Energy Agency, IAEA)는 핵활동을 검증하는 하나의 수단으로 환경시료를 활용하고 있다. 환경시료에서 원자력 관련 시설의 미신고 핵활동을 예측할 정도로 미량의 방사성동위원소를 검출하기 위해서는 분석자의 숙련도가 매우 중요하다. 본 원은 환경시료를 분석하기 위해 구축한 고분해능감마분광분석장비(High Resolution Gamma Spectroscopy, HRGS)의 분석 숙련도를 정량화하기 위해 IAEA가 매년 개최하는 숙련도 시험에 참가하고 있다.

본 논문은 해당 시험의 결과와 이를 토대로 한 향후 개선 방안을 도출하여 기술하였다.

## 2. 재료 및 방법

본 원의 HRGS는 N형 HPGe(Gamma-X, ORTEC)으로 60%의 상대효율을 가지며, 반치폭은 5.9 keV에서 1.1 eV, 1.33 MeV에서 2.3 keV다. 엔드캡은 탄소섬유(carbon fiber)로 제작하였다. 검출기로부터의 신호는 디지털MCA (DSPEC-Plus, ORTEC)로 계측하였다.적용하는 모든 신호처리 회로와 컴퓨터는 절연트랜스를 통해 전원을 공급하여, 전원으로부터의 노이즈를 최소화하였다. 축적된 데이터는 분석 프로그램인 Gamma Vision을 대신하여 자체적인 툴로 분석하였다.

효율을 계산하기 위하여 한국표준과학연구원의 인증 표준선원 14PB500KINAC1 50 ml을 U-8 용기에 담아 활용하였다. 해당 표준선원에 포함된 대부분의 핵종은 인공 방사성핵종으로, $^{235}$U와 같은 자연 방사성핵종은 포함되지 않는다. 이를 보완하기 위하여 미국국가표준기술연구소의 인증 표준물질 SRM 4350B를 사용하였다. 해당 시료는 우라늄 동위원소를 포함하고 있으나, 인증서에 정량값이 표시되지 않아 한국기초과학지원연구원에 의뢰하여 그 값을 인증받아 효율 교정에 활용하였다.

수령한 토양 및 해조류 시료는 모두 분쇄된 형태였으므로, 습분을 증발시키기 위해 105℃에서 24시간 건조하여 표준선원과 동일한 기하학적 구조를 가지도록 준비하였다. 또한 토양 내 존재할 것으로 예상되는 $^{226}$Ra 핵종이 자핵종들과 방사평형을 이룰 수 있도록 21 일 간 밀봉한 상태를 유지한 뒤, 각각 40 만초를 계측하였다

## 3. 결과

### 3.1 방사능

핵종의 비방사능 A 아래와 같이 산출하였다[1].

$$A = \frac{N}{\epsilon\, t_s m \gamma K_1 K_2 K_3} \quad (1)$$

A: 핵종의 비방사능 [Bq/kg]
N: 시료 스펙트럼의 순피크 영역 면적 [cts]
ε: 전에너지 피크의 효율
$t_s$: 시료 스펙트럼 측정 시간(live time) [s]
m: 시료의 질량 [kg]
γ: 해당 에너지에서의 감마선 방출 확률

이 때, $K_1$, $K_2$, $K_3$은 각각 아래와 같이 시료의 채취 시점부터 측정시작 시점까지 핵종의 붕괴 정도, 측정시간 동안의 핵종의 붕괴 정도, Random summing 효과에 의한 펄스 손실을 보정하는 인자다. 산출한 비방사능은 Table 1, 2에 나타내었다.

$$K_1 = \exp\left(-\frac{\ln 2\, \Delta t}{T_{1/2}}\right) \quad (2)$$

$$K_2 = \frac{T_{1/2}}{\ln 2\, t_r}\left[1 - \exp\left(-\frac{\ln 2\, t_r}{T_{1/2}}\right)\right] \quad (3)$$

$$K_3 = \exp(-2R\tau) \quad (4)$$

Δt: 시료 채취 시점에서 측정시작까지 소요 시간[s]
$T_{1/2}$: 해당 핵종의 반감기 [s]
$t_r$: 측정 시간(real time) [s]
R: 평균 계수율
τ: 분해시간

이 결과에 따르면, 해조류와 토양 모두 $^{40}$K, $^{208}$Tl, $^{212}$Pb의 자연 방사성핵종과 $^{137}$Cs를 포함하고 있다. 해조류는 토양과 달리 $^{134}$Cs를 포함하고 있으며, $^{40}$K를 제외한 자연 방사성핵종의 비방사능은 토양에 비하여 낮다. 토양은 $^{214}$Bi, $^{226}$Ra, $^{235}$U을 포함하고 있다.

### 3.2 불확도 및 최소검출 방사능

합성표준불확도는 아래의 수식과 같이 포함인자 k를 1로 산출하여 Table1, 2에 나타내었다. Table 1에서 해조류 내의 방사성핵종의 계수율이 낮아 비방사능의 불확도는 토양에 비하여 높은 추이를 보인다.

$$\frac{\sigma_A}{A}=\sqrt{\frac{\sigma_N^2}{N^2}+\frac{\sigma_\epsilon^2}{\epsilon^2}+\frac{\sigma_{K_1}^2}{K_1^2}+\frac{\sigma_{K_2}^2}{K_2^2}+\frac{\sigma_{K_3}^2}{K_3^2}} \quad (5)$$

B가 배경방사능 피크 면적일 때, 최소검출 방사능(Minimum Detectable Activity, MDA)는 아래의 수식과 같이 각각 산출하여 Table 1, 2에 나타내었다[2].

$$MDA=\frac{2.71+4.65\sqrt{B}}{t_B\epsilon\gamma m} \quad (6)$$

Table 1. Results of the Sample(Seaweed)

| Nuclide | Specific Activity [Bq/kg] | Uncert. [%] | MDA [Bq/kg] |
|---|---|---|---|
| $^{40}$K | 1811.919 | 3.79 | 15.1178 |
| $^{134}$Cs | 5.533 | 5.23 | 0.0054 |
| $^{137}$Cs | 20.824 | 2.81 | 0.0060 |
| $^{208}$Tl | 0.732 | 11.54 | 0.3101 |
| $^{212}$Pb | 2.024 | 12.06 | 0.3681 |
| $^{214}$PB | 2.496 | 12.27 | 0.5114 |

Table 2. Results of the Sample(Soil)

| Nuclide | Specific Activity [Bq/kg] | Uncert. [%] | MDA [Bq/kg] |
|---|---|---|---|
| $^{40}$K | 407.20 | 3.84 | 12.5005 |
| $^{137}$Cs | 16.81 | 2.82 | 0.0050 |
| $^{208}$Tl | 5.03 | 9.09 | 0.2548 |
| $^{212}$Pb | 13.15 | 10.20 | 0.3004 |
| $^{214}$PB | 25.35 | 9.78 | 0.4185 |
| $^{214}$Bi | 25.28 | 9.64 | 0.5195 |
| $^{226}$Ra | 23.80 | 3.72 | 3.2098 |
| $^{235}$U | 1.05 | 4.45 | 0.1644 |

## 4. 결론

본 원은 해당 분석 결과를 IAEA에 송부하였으며, 불확도 범위 내에서 결과가 합치하였다. IAEA의 결과에 따라 본 원은 토양 및 해조류에서 우라늄을 비롯한 자연방사성동위원소를 분석하기 위한 숙련도를 확보하였음을 나타낸다. 다만 향후, 불확도를 낮추기 위해 장비 교정값의 보정이 추가적으로 필요할 것으로 판단된다.

## 5. 참고문헌


[1] C.Dovlete, P.P.Povinec., "Quantification of uncertainty in gamma-spectrometric analysis of environmental samples", IAEA TECDOC-1401 103-126 (2004).

[2] 이명호, 조영현, 최근식, 이창우, 신현상, 환경시료 중 Pu 측정에서 최소검출방사능 농도 산출에 대한 연구, Analytical Science and Technology Vol. 14, No.1, 64-71 (2001).

# 줄, 애기부들, 미나리를 이용한 세슘 제거 연구

**김병호***, 임광묵, 전인, 최용호, 금동권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*bhkim1@kaeri.re.kr

## 1. 연구 배경

지금까지 국내에서 환경 오염원에 대한 식물의 정화기술 개발은 담수 수계에 분포하는 일부 아열대성 수생식물을 대상으로 이루어졌으므로, 향후 예기치 않은 국내 원전 사고시 방사능에 의한 오염 토양의 정화를 위하여 우리나라에서 성장하는 적정 정화식물을 선정하여, 이를 이용한 방사성 핵종 정화 연구, 그리고 이의 활용기술을 개발할 필요가 있다.

본 연구에서는 이러한 기술문제를 해결하기 위하여 이미 선발된 후보 수생식물인 줄, 애기부들, 미나리를 대상으로 근권여과법에 의한 후보식물의 세슘 제거 실험을 수행하였다

## 2. 실험 방법 및 조건

세 가지의 초기 세슘농도(50, 100, 150 Bq/ml)를 가지는 수용액에서 미나리에 대하여 세슘 흡수 실험을 수행하였으며, 두 가지의 pH 조건(pH 5, 9)에서 pH 변화에 대한 식물들의 세슘 흡수 영향을 관찰하였다.

이들 식물들을 수생 재배하는 동안, 일정 경과 시간에 수용액을 채취, 분석하여 세슘 농도를 측정함으로서 식물로의 세슘 흡수량을 확인하였다. HPGe detector를 이용한 감마선 분광분석을 통하여 세슘농도를 측정하였다.

종자를 발아시켜 규사배지에서 활착한 실생묘를 생장시키기 위하여 식물 생장상에서 온도 25℃, 습도 75%, 광주기를 16 시간, 광 밝기를 5,000 lux으로 하였다. 7 일의 생장시간이 지난 실생묘들은 통기성, 배수성이 좋고 비료성분이 거의 없는 상토로 옮겨졌으며 생장조건은 상기 조건과 동일하다.

상토에서 자란 묘목들 중 육안으로 크기가 균등한 것들을 선발하여 유사한 무게(10~20 g)의 무게를 가진 식물들을 유리 화병에 옮겨 심었다. 유리 화병에 각 농도별 세슘 수용액 80 ml를 첨가한 후 식물들의 뿌리 부분이 수용액에 완전히 담가지도록 하여 7~12 일 동안 생장시킨다. 이때 식물 생장조건은 실생묘의 생장조건과 동일하게 하였으며, 생장기간 동안 일정시간을 간격으로 0.5 ml를 채취하여 감마분석기를 이용하여 각 식물에 의한 세슘 흡수율을 조사하였다.

## 3. 실험결과

줄, 애기부들, 미나리를 50, 100, 150 Bq/ml의 $^{137}$Cs 초기농도를 가진 수용액에서 생장시키면서 이들의 핵종 흡수변화를 조사하기 위하여 수행한 실험 결과가 Fig. 1, 2, 3에 나타나 있다. 이때 각 Cs 수용액의 pH 농도 5와 9에서의 실험결과도 함께 보여주고 있다.

Fig. 1에 나타난 바와 같이 수용액의 각 초기 Cs 농도가 미나리에 의한 흡수율에 미치는 영향이 거의 없는 반면에, pH 9보다는 pH 5의 수용액에서 미나리에 의한 흡수율이 높게 나타났으며, pH 5에서의 흡수율은 pH 9에서의 흡수율과 비교할 때 세 종류의 Cs 초기농도 조건에서 모두 약 5% 안팎으로 높게 나타났다.

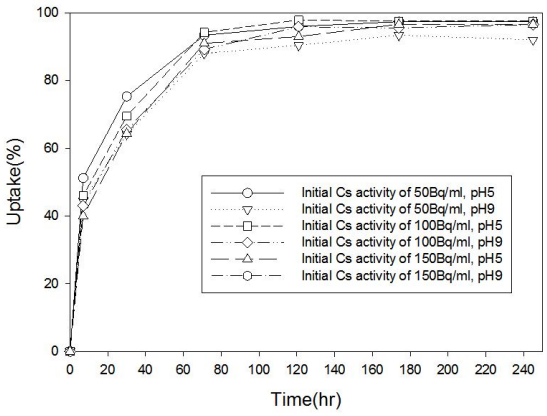



Fig. 1. Effect of initial Cs activity and pH on the upake of $^{137}$Cs by water parsley.

Fig. 2에 나타난 애기부들의 실험결과에서 알 수 있듯이 애기부들에 의한 Cs 흡수는 상기에서 설명된 미나리의 실험결과와 유사한 경향을 보이고 있다. pH5에서 미나리에 의한 흡수율은 pH9에서의 흡수율과 비교할 때 세 종류의 Cs 초기농도 조건에서 모두 약 5~9% 정도 높게 나타났으며, pH에

따른 차이가 오히려 뚜렷해짐을 볼 수 있다. 반면에 미나리와 비교하여 애기부들의 Cs 흡수율은 전체적으로 약 8% 안팎으로 낮게 나타났다.

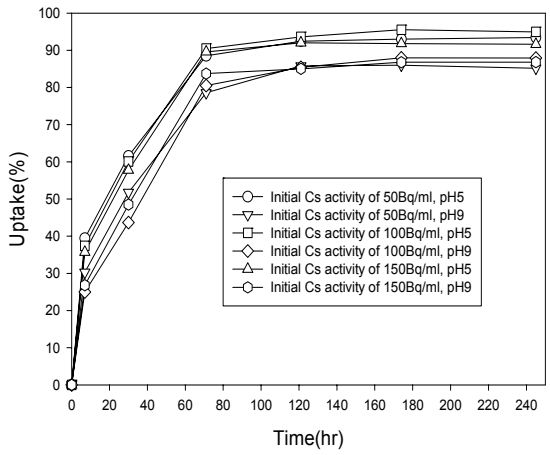



Fig. 2. Effect of initial Cs activity and pH on the upake of $^{137}$Cs by raupo.

Fig. 3은 줄의 Cs 흡수 실험결과를 보여주고 있다. 줄도 애기부들과 마찬가지로 줄에 의한 Cs 흡수는 미나리의 실험결과와 유사한 경향을 보이고 있다. Cs 초기농도가 줄의 Cs 흡수율 변화에 대한 거의 영향을 미치지 않지만, pH는 줄의 Cs 흡수율 변화에 다소 영향을 미치고 있는 것으로 나타났다. 미나리와 애기부들과 비교하여 전반적으로 흡수율이 낮게 나타나고 있지만 미나리와 애기부들에 비하여 3 시간이 지난 후 모든 실험조건에서 47~57%까지 Cs 흡수율은 미나리와 줄에 비교하여 높은 편이다. 그 이후 줄의 Cs 흡수율은 미나리와 애기부들에 비하여 완만한 증가세를 보인다.

Fig. 4는 Cs 초기농도 50 Bq/ml, pH 5에서 미나리, 애기부들, 줄의 흡수율 비교 결과를 보여주고 있다. 그림에서 보여진바와 같이 실험시간 60 시간 이내에서 미나리와 애기부들에 비하여 줄의 초기 Cs 흡수율은 높지만 그 이후 Cs 흡수율은 급격히 둔화된다.

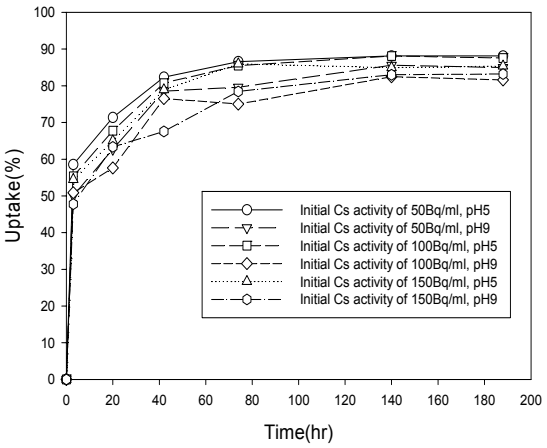



Fig. 3. Effect of initial Cs activity and pH on the upake of $^{137}$Cs by wild rice.

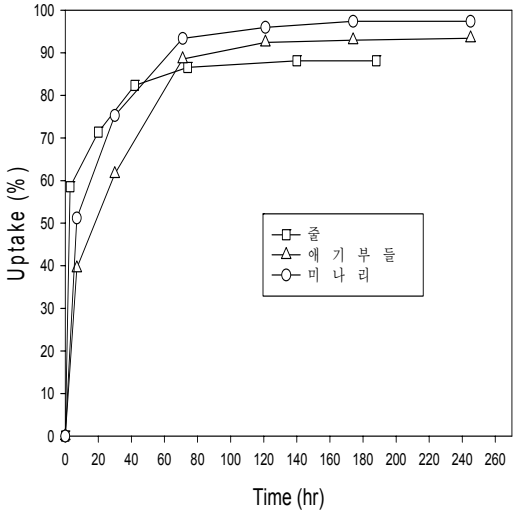



Fig. 4. Upake of $^{137}$Cs by water parsely, raupo, and wild rice.

## 4. 결론

후보식물에 의한 흡수율은 수용액의 초기Cs 농도보다는 pH의 영향을 받는 것으로 나타났으며, pH 5에서의 흡수율은 pH 9에서의 흡수율과 비교할 때 세 종류의 Cs 초기농도 조건에서 모두 약 5% 안팎으로 높게 나타났으며, 미나리, 애기부들, 줄의 세 후보식물 중 미나리의 Cs 흡수력이 가장 뛰어 났으며, 미나리의 경우, 120 시간이 지난 후 약 98%의 Cs 흡수율을 보였다.

## 5. 감사의 글

이 논문은 미래창조과학부가 시행한 원자력중장기연구개발사업의 결과물입니다.

# 감마분광분석에서 $^{40}$K의 방사능 농도 및 검출기 효율에 따른 MDA 변화

**임충섭**[1,2*], 김창종[2], 지영용[2], 이완로[2], 정근호[2], 최근식[2], 강문자[2], 서경석[2]
[1]과학기술연합대학원대학교, 대전광역시 유성구 가정로 217
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*lunareclipz@naver.com

## 1. 서론

최소검출농도(Minimum Detectable Activity, MDA)는 Currie에 의해 제안된 검출한계치(Lower Limits of Detection, LLD)에 효율, 시료량, 측정시간 등 방사능 농도에 영향을 주는 모든 인자를 고려하여 방사능의 존재를 판단하는 값이다. 목표하는 MDA를 낮추기 위해서는 경제적 사회적 비용이 소요되기 때문에 시료의 종류 및 분석의 목적에 따라 적절한 MDA를 설정하는 것이 합리적이다.

후쿠시마 사고 발생 이후 국내에서는 각종 농·식품의 방사성 물질 오염에 대한 불안감이 야기 되었으며, 인공방사성 핵종인 $^{137}$Cs, $^{134}$Cs, $^{131}$I을 대상으로 많은 감마분광분석이 이루어져 왔다. 천연방사성핵종인 $^{40}$K은 지각뿐만 아니라 사람을 포함한 모든 생명체에 존재한다. 위 인공방사성 핵종들은 $^{40}$K 보다 낮은 에너지대에 주 감마선 피크가 존재하여 $^{40}$K의 컴프턴 연속의 영향을 받는다. 감마핵종 분석시 농·식품의 경우 $^{40}$K보다 높은 에너지대에 있는 천연방사성핵종의 존재는 극히 작으며, 주로 시료 자체가 가지고 있는 $^{40}$K 농도에 따라 위 인공핵종들의 백그라운드 에 가장 큰 영향을 준다. 일반으로 농·식품의 경우 건조 상태에 따라 10~3000 Bq/kg의 농도 범위를 갖는다.

본 연구에서는 감마핵종 분석시 MDA에 영향을 미치는 조건 중 $^{40}$K에 따른 백그라운드 변화와 측정효율, 측정시간에 따른 $^{137}$Cs, $^{134}$Cs, $^{131}$I 핵종의 MDA 변화를 확인 하였으며, 농도별 $^{40}$K의 시료와 다른 효율의 감마선 검출기를 사용하였다. 이를 반영하여 효율, 시료량, 측정시간, MDA 간의 관계를 제시 할 수 있을 것으로 판단된다.

## 2. 본론

### 2.1 재료

$^{40}$K의 농도를 조절하기 위해서 순도 99.5%의 고체 KCl 시약을 사용하였으며, 시료의 기하구조가 1L의 Marinelli Beaker가 되도록 탈이온수를 사용하여 용해시켰다. 사용한 검출기는 상대효율 30%의 High Purity Germanium(HPGe, advanced Measurement Technology Inc, USA) p-type 검출기, 상대효율 45%의 High Purity Germanium (HPGe, advanced Measurement Technology Inc, USA) n-type 검출기이다.

### 2.2 방법

KCl 시약을 탈이온수에 용해시킨 후 1L Marinelly Beaker의 기하구조에 맞게 희석하는 방식으로 $^{40}$K의 시료를 만들었다. 총 6개의 농도 조건을 만들기 위해 각각 6.11 g, 12.2 g, 30.4 g, 60.5 g, 121 g, 182 g의 KCl 시약을 사용하였으며, 자연존재비 0.0117%로 하여 계산한 방사능 농도는 약 101 Bq, 201 Bq, 502 Bq, 1000 Bq, 2004 Bq, 3002 Bq이다. 실제 감마분광 분석한 $^{40}$K의 방사능 농도는 각각 103±2.1 Bq, 204±2.8 Bq, 557±4.6 Bq, 1001±6.2 Bq, 2022±8.7 Bq, 3027±11 Bq으로 목적한 농도의 시료가 만들어졌음을 확인하였다. 일반적으로 MDA는 검출한계치 중 검출한계 ($L_D$: Detection Limit)를 이용하여 구하며 식 (1)과 같다.

$$MDA = \frac{2.71 + 4.65 \cdot \mu_B}{t_s \times \epsilon \times m \times \gamma} \qquad (1)$$

위의 식에서 시료량($m$)은 1kg, $^{137}$Cs(661.7 keV), $^{134}$Cs(604.7 keV), $^{134}$Cs(795.9 keV), $^{131}$I(364.5 keV)의 주 피크 방출률($\gamma$)은 각각 85.0%, 97.6%, 85.5%, 81.2%로 설정하였다. 효율($\epsilon$)은 상대효율 30%, 45%의 검출기로 측정한 각각의 에너지에서의 측정효율을 적용하였다. 시료의 측정 시간($t_s$)은 1000~5000 초 사이는 1000 초 간격으로, 5000~150000 초 사이는 5000초 간격으로 스펙트럼을 기록하였다. 백그라운드 불확도($\mu_B$)는 핵종별로 주 피크 에너지 위치에서 10 point 채널의 총 카운트 수로 계산하였다.

### 2.3 결과 및 고찰

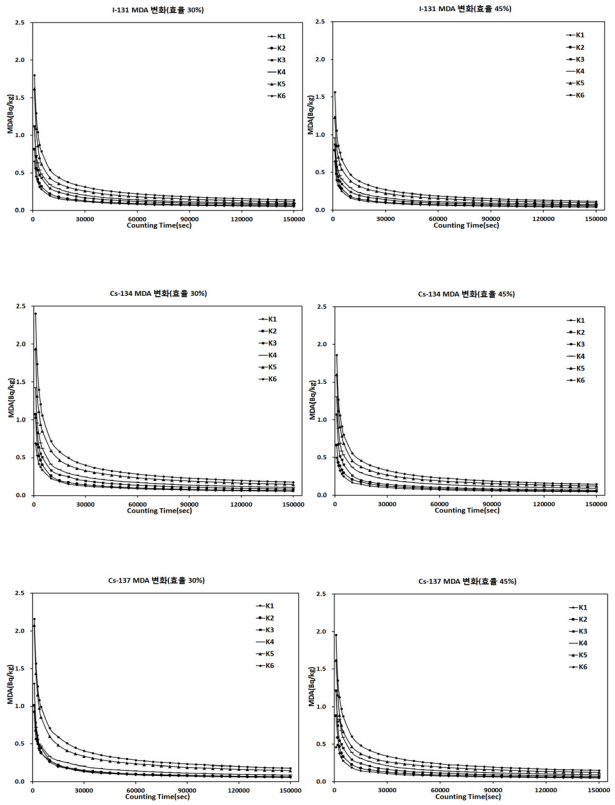



Fig. 1. Change of MDA according to K-40 activity and detector efficicency, time.

$^{40}$K 시료는 방사능 농도에 따라 낮은 순으로 각각 K1, K2, K3, K4, K5, K6으로 나타내었다. $^{40}$K의 농도에 따른 백그라운드 변화와 측정효율, 측정시간에 따른 $^{137}$Cs, $^{134}$Cs, $^{131}$I 핵종의 MDA 변화를 확인한 결과, $^{40}$K의 농도가 높을수록 MDA가 증가하는 것을 볼 수 있다. 이는 컴프턴 연속에 따른 백그라운드가 핵종별 주 피크에 영향을 미치기 때문으로 세 핵종에 대해서 모두 같은 경향을 보인다. 또한, 측정효율의 경우 같은 핵종에 대해 비교했을 때, 상대효율 45%의 검출기가 30%의 검출기보다 좀 더 낮은 MDA를 나타내는 것을 볼 수 있다.

초기 1000 초를 측정하였을 경우 모든 시료에서 검출기의 효율 상관없이 초기 MDA가 2 Bq/kg 전후에서 설정되었다. 10,000 초를 측정하였을 경우 MDA는 1 Bq/kg 이하였으며, 30,000 초로 측정한 경우 MDA가 모두 0.5 Bq/kg 이하로 나타났다. 상대적으로 낮은 $^{40}$K 농도인 K1, K2, K3의 시료는 80,000 초 이내에서 0.1 Bq/kg 이하의 MDA 설정이 가능하였으나, K4, K5, K6와 같은 1000 Bq 이상의 고농도 시료는 실험에서 측정한 최대 계측시간인 150,000 초를 초과하는 시간이 요구되어 측정불가 하였다.

MDA는 0.5 Bq/kg를 기준으로 효율 45%의 검출기가 30%의 검출기보다 측정시간이 약 5000초, 0.2 Bq/kg에서는 약 30,000 초 정도 적게 소요되었다. MDA 수치가 낮을수록 검출기의 효율에 따라 측정시간의 차이는 더 컸다. 하지만 농도가 높은 K4, K5, K6시료의 MDA를 0.1 Bq/kg로 설정하는 것은 본 실험에서 설정한 최대 계측시간을 초과하여 계측기 간의 비교가 어려웠다.

실험을 통해 일반적인 농·식품 시료의 경우 계측기 효율에 상관없이 짧은 측정시간에도 적정한 MDA 설정 가능하다는 것과 효율이 좋은 검출기에서도 MDA를 낮게 설정 할수록 상당한 측정시간이 필요하다는 것을 확인하였다.

## 3. 결론

농·식품 중 감마핵종 분석시 $^{137}$Cs, $^{134}$Cs, $^{131}$I의 MDA는 $^{40}$K의 농도에 따른 백그라운드, 계측기의 효율, 측정시간에 영향을 받지만 설정한 MDA 따라 각각의 인자에 대한 상관관계는 다르게 작용하였다. 실험 결과를 통해 효과적인 MDA 및 측정시간 설정에 대한 논의가 가능할 것으로 판단된다.

## 4. 참고문헌

[1] Currie, Lloyd A. “Limits for Qualitative Detection and Quantitative Determination”, Analytical Radiochemistry, 40(3), 586-593 (1968).

# 빗물 시료 속에 $^{131}I$, $^{134}Cs$, $^{137}Cs$, 방사능 측정 농도 비교

**박정남***, 정혜윤, 전재완, 김진섭
부산대학교, 부산광역시 금정구 부산대학로 63번길
*zuzungnam@pusan.ac.kr

## 1. 서론

2011년 3월11일 동일본 대지진 이후 후쿠시마 제1원전의 원자로에서 유출된 방사성 물질의 확산과 관련하여 사고 원전으로부터 서쪽으로 약 1,100km 떨어진 부산대학교에서 2011년 4월 6일부터 8일까지 내린 빗물 시료를 고순도 저마늄 검출기를 이용하여 측정한 결과 방사능 핵종 $^{131}I$, $^{134}Cs$, $^{137}Cs$의 방사능 농도는 각각 0.92 Bq/L, 0.48 Bq/L, 0.46 Bq/L 이었다. 본 연구는 후쿠시마 원자력 사고이후 $^{134}Cs$의 반감기가 지난 2015년 7월에 내린 빗물 속 방사능 농도를 비교 및 환경평가를 위해 동일한 방법으로 측정 후 비교를 해 보았다.

## 2. 본론

### 2.1 측정 및 방법 (Materials and Methods)

2011년 4월 초 방사능 측정이 이루어졌던 동일 시점에서 2015년 7월 10일 빗물을 모아 2 L 마리넬리 비커에 담았다. 본 연구에서는 짧음 반감기의 특정을 가진 $^{131}I$을 함께 측정하기 위해서 채취한 시료를 바로 측정하는 직접법을 사용하였다.

감마선 측정에는 상태효율 30%인 고순도 저마늄(HPGe) 검출기를 이용하였다. HPGe 검출기는 두께 10 cm인 원통형 납 차폐체로 둘러싸여 감마선 백그라운드의 계수율을 초당 한 개 이하로 낮추었다. 검출기 신호는 프리엠프와 앰프를 거쳐 16 K 채널의 MCA로 들어간다. 데이터 수집과 해성은 Gamma-Vision의 소프트웨어를 이용하였다.

에너지 검출효율과 교정은 한국표준과학연구원의 1L 교정용 감마 선원을 이용하였다. 이 교정선원에는 총 10개의 핵종에서 나오는 다음의 13개의 감마선 피크를 제공한다. $^{241}Am$ (59.5keV), $^{109}Cd$ (88.0 keV), $^{57}Co$ (122.1 keV, 136.5 keV), $^{139}Ce$ (165.86 keV), $^{51}Cr$ (320.08 keV), $^{113}Sn$ (391.70 keV), $^{85}Sr$ (514.00 keV), $^{137}Cs$ (661.66 keV), $^{88}Y$ (898.04, 1836.05 keV)와 $^{60}Co$ (1173.23 keV, 1332.49 keV). 검출기의 에너지 교정 곡선을 표준 감마선 피크 위치와 함께 나타내었다.

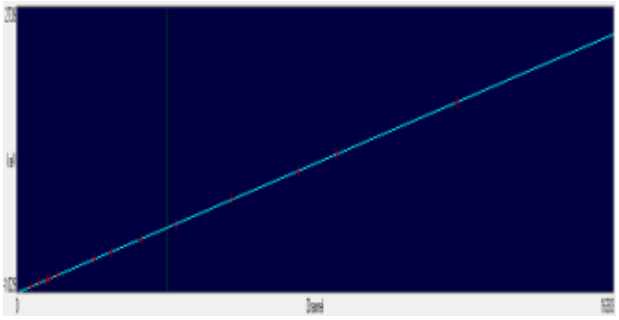


Fig. 1. Energy calibration curve of the 20% HPGe detector.

위 20%검출기의 에너지 교정 곡선을 표준 감마선 피크 위치와 함께 나타내었다.

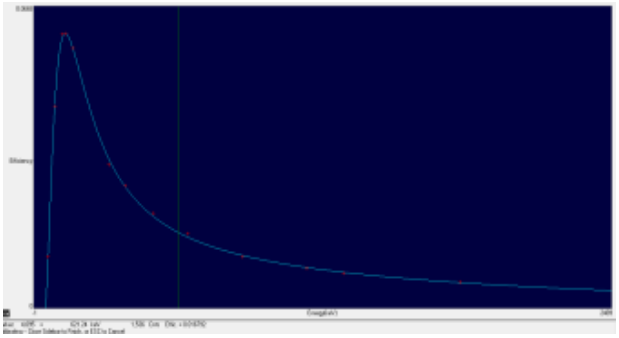


Fig. 2. Efficiency curves of the 20% HPGe detector for the 2L rainwater samples.

Fig. 2는 교정용 표준선원을 이용한 검출효율 보정 곡선을 나타내었다.

### 2.2 결과(Results)

Fig. 3은 빗물 시료를 8만초 동안 측정 한 스펙트럼을 나타내었다.

$^{131}I$, $^{134}Cs$, $^{137}Cs$ 결과는 각각 0.416 Bq/L, 0.483 Bq/L, 1.35 Bq/L 으로 $^{131}I$ 과 $^{134}Cs$ 는 MDA 미만으로 검출되었으며, $^{137}Cs$ 은 1.35±0.12 Bq/L로 검출 되었으나 이는 자연 준위에 준하는 아주 낮은 수준으로 볼 수 있다.

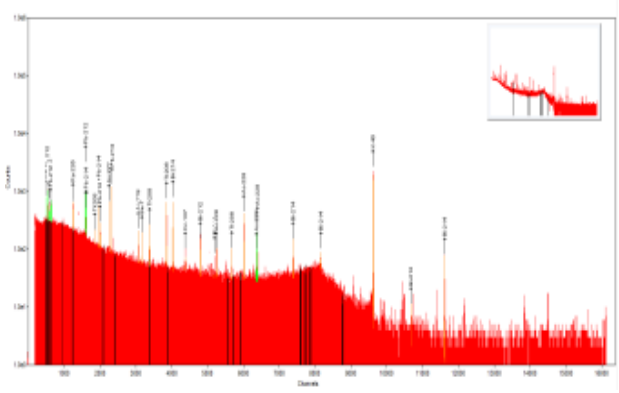


Fig. 3. Gamma-ray spectrum.

## 3. 결론

2011년 3월 11일 동일본 대지진으로 인한 쓰나미로 인하여 후쿠시마 원전사고가 발생하였다. 사고 이후 핵반응 생성물이 원전 주변뿐만 아니라 미국이나 유럽까지 퍼져나감에 따라 우리나라에서도 방사능에 대한 관심이 높아지고 있다.

본 연구에서는 과거 $^{131}I$, $^{134}Cs$와 $^{137}Cs$ 핵종의 방사능 농도 값인 0.92 Bq/L, 0.48 Bq/L, 0.46 Bq/L 보다 낮은 수준으로 $^{131}I$, $^{134}Cs$는 <MDA 및 $^{137}Cs$은 1.35±0.12 Bq/L로 검출이 되었다. 하지만 빗물에 포함되어 있는 방사성 핵종이 토양에 침착되어 농산물에 흡수되는 과정을 거치게 되므로 빗물 및 환경방사능에 꾸준한 모니터링이 필요할 것으로 판단된다. 또한 반감기가 약2년인 $^{134}Cs$는 앞으로 수 년 간 토양 및 환경 방사능에 축적되는 양을 추적하는데 아주 좋은 핵종이며, $^{137}Cs$ 핵종의 방사능 농도와 함께 모니터링 필요가 있다.

## 4. 참고문헌


[1] 김현, 박정남, 안정근, “빗물 시료 속 134Cs, 137Cs, 131I, 방사능 측정 연구”, 한국물리학회지 “새물리”, 61(8), 734-738 (2011).

[2] 안정근, 강연수, 이효상, 박진용, 김현철, 김태현, 박정남, 류선영, “토양시료의 134Cs 측정과 검출 하한치”, 대한방사선방어학회 2006 추계 학술발표회 논문요약집, 58-59, 2006.

# 수산물 가공 식품의 방사능 농도 측정

**곽찬효***, 정태희, 정혜윤
유니테코, 경기도 광주시 초월읍 선동길 77
*sales@uniteko.co.kr

## 1. 서론

지난 2011년 3월 12일 일본에서는 강진으로 인한 쓰나미로 인해 후쿠시마 원전이 폭발하였다. 이후 핵반응 생성물이 원전주변뿐만 아니라 미국이나 유럽까지 퍼져 나가면서 우리나라에서도 방사능에 대한 관심이 높아졌다.

우리나라 인근 국가의 원전 사고로 인하여 본국에서는 수입식품에 대한 방사능 검사가 활발히 이루어지고 있는 실정이다.

이에 본 연구에서는 생활 속에서 쉽게 접할 수 있는 수산물가공품 중 한천을 선정하여 분석 하였다. 한천의 경우 물과의 친화성이 강하여 수분을 일정한 형태로 유지하는 능력이 크기 때문에 어린 아이들이 즐겨 먹는 젤리나 잼 등 과자와 아이스크림과 같은 식품가공에 많이 이용되고 있기에 선정하였다. 그리고 당사의 고순도 게르마늄 검출기를 이용하여 수산물가공품(한천)의 천연 및 인공감마 방사능을 측정하고 분석하였다.

## 2. 본론

### 2.1 전처리 및 분석 장치

시료는 시중에서 쉽게 구매 할 수 있는 한천을 가루 형태로 구매 후, 환경방사능 시료와 준하여 일정한 온도(60도) 이상의 건조기에 수분을 제거한 후, 1 L 마리렐리 비커에 충진 후 측정 분석 하였다.



Fig. 1. The agar powder(samples).



Fig. 2. Drying of samples.

분석장치는 한국표준과학연구원에서 제시하는 국제적으로 인증된 표준물질(Certified Reference Material)을 사용하여 교정 완료된 감마선 핵종 검출기를 사용하였다. 교정선원은 원통형 마리렐리 비커 (1 L)에 교정 선원을 사용하였다.



Fig. 3. Certified Reference Material (1L).

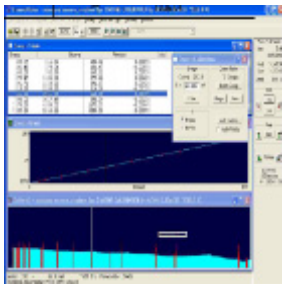


Fig. 4. Calibration.

상대효율 20%, 오차범위 5% 이내로 교정 완료된 검출기를 사용하였다. 측정 범위는 0~3 Mev로 설정 하였다. 장치의 구성은 반도체 결정(HPGe), 전치증폭기, 저온유지장치(Cryostat), 액체질소용기(Dewar)와 전기적 신호를 처리하는 증폭기, MCA(Multi-Channel Analyzer)등으로 이루어져 있다. 시료의 측정시간은 80,000 초 설정하여 측정 분석 하였다.



Fig. 5. HPGe.



Fig. 6. Measurement and analysis.

### 2.2 방사능 농도 측정 결과

감마 방출 분석은 검출하한치미만(Minimum Detectable Activity ; 이하 MDA) 값에 준하여 모두 불검출로 나타skT다. 대표적인 인공 방사능 핵종인 Cs-134, Cs-137, I-131 모두 MDA 수준이었다.

Table 1. Radiation concentration of samples

| 핵종 | 결과값 | 비고 |
|---|---|---|
| Cs-134 | <5.4336E-02 | MDA |
| Cs-137 | <6.6228E-02 | MDA |
| I-131 | <8.639 | MDA |

본 연구는 시료 측정 시 적은양의 시료로 측정 및 분석을 하였다. 검출기의 시료량과 관련하여 많은 양의 시료의 농축을 통하여, 검출 효율이 높은 검출기를 사용한다며 다양한 핵종을 측정 할 수 있을 것을 보인다.

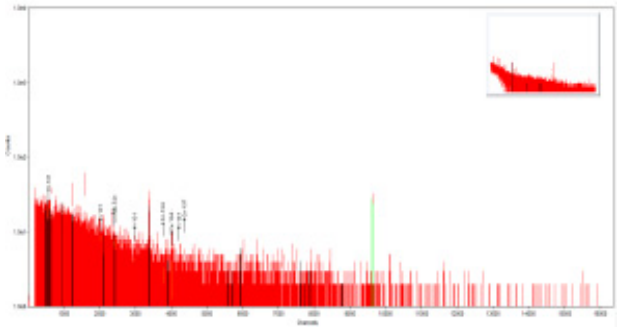


Fig. 7. 80,000sec spectrum.

## 3. 결론

본 연구는 우리가 쉽게 접할 수 있고, 대중적인 식품원료인 한천에 대해 분석을 하였다. 감마 방출 핵종을 알아보기 위해서 HPGe 검출기를 이용 하였다. 그 결과 시료에서 방사능 농도 값은 MDA값 이하로 불검출 되었다. 비록 한 번의 측정에서는 MDA값 이하로 나타났지만, 반복 섭취로 인해 인체에 미치는 잠재적 피폭은 존재 할 수 있다. 이와 같은 이유로 현재 선진국에서는 방사성물질에 대한 연구를 수 십 년 간 진행 중이며, 그 결과를 토대로 식품 원료에 대한 꾸준한 개선·보완이 이루어지고 있다. 우리나라 역시 방사성 물질에 대한 많은 조사와 연구가 수행 중에 있다. 하지만 타국에 비해 단기간의 결과이므로 좀 더 지속적인 관심과 활발한 연구가 필요할 것으로 보인다. 또한 본 연구 결과를 토대로 향후 식품 원료에 대한 방사성 연구가 진행된다면 보다 효율적인 관리기준을 마련할 수 있을 것이라 판단된다.

## 4. 참고문헌


[1] 장은성, 김진섭, "직접법에서 환경시료중 육상시료의 방사성 핵종 및 농도 분석", 한국환경과학회지, 24(3), 275-280 (2015).

[2] 권중호, "식품 안전과 방사능 오염", 식품과학과 산업, 46(3), 1-1 (2013).

[3] 이원근, 구세훈, "경기지역의 토양과 식품의 감마 측정", 산학협력기술연구논문집, 13, 35-43 (2007).

# ICP-MS를 이용한 건축자재의 천연방사성핵종 Th과 U 분석

**이훈**[1], 주선동[1], 임기중[1], 임종명[2*]
[1]한국방사선안전재단, 경기도 성남시 분당구 대왕판교로 644번길 49
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*lh@korsafe.or.kr

## 1. 서론

생활주변방사선 안전관리법이 시행됨에 따라 원료물질 및 가공제품에 포함되어 있는 Th-232, U-235, U-238, Ra-226, K-40 과 같은 천연방사성핵종에 대한 정확한 분석이 필요하며 이를 사용하는 일반 대중 및 취급종사자들에 대한 체계적인 관리가 필수적으로 요구되어지고 있다. 대표적인 천연방사성핵종인 Th과 U의 분석은 시료의 매질을 모두 파괴하여 알파스펙트로미터 또는 ICP-MS 로 측정하는 파괴분석법이 있으며 감마스펙트로미터를 이용하여 시료의 파괴없이 Th과 U을 직접측정하는 직접측정법 또는 Pb, Bi와 같은 Th과 U의 딸핵종을 지표핵종으로 설정하여 Th과 U을 간접측정하는 간접측정방법이 이용되어진다.

본 연구에서는 인증표준물질(CRM : Certified Reference Material) 4 종을 이용하여 Th과 U의 회수율의 비교를 통해 ICP-MS를 이용한 Th과 U 분석법의 유효성을 평가하였으며 ICP-MS 분석법을 이용하여 시중에 판매되고 있는 건축자재 중 타일 18 종, 시멘트 19 종, 페인트 4 종을 선정하여 Th과 U을 분석하였다.

## 2. 본론

### 2.1 시료 및 시약

본 연구의 표준인증물질은 NIST(National Institute of Standards and Technology) SRM(Standard Reference Material) 1944(New-York/New Jersey waterway sediment), 8704(Buffalo river sediment), 278(Obsidian rock), 1633c(Trace element in coal fly ash), 총 4가지를 사용하였다. 시약은 모두 분석시약 등급으로 32% HCl, 65% $HNO_3$, 28~30% Ammnoia solution (Merck EMSURE® KGaA)을 사용하였고 Fe carrier 는 Iron(III) nitrate nonahydrate(Sihma-Aldrich, ACS reagent≥98%)를 이용하여 제조하였으며 용융법의 융제는 Lithium metaborate, Lithium bromide(XRF scientific Limited)을 사용하였다.

### 2.2 실험방법

ICP-MS를 이용한 Th과 U 분석법의 유효성 평가는 다음의 Fig. 1 의 실험과정과 같이 105℃ 건조된 SRM 0.5 g과 Lithium borate 1.5 g, Lithium bromide 0.2 g을 백금도가니에 넣어 700~1100℃의 구간에서 25 분 동안 bead 형태를 만든 후 5% $HNO_3$ 100 mL에 용해하였다. 용해된 시료는 Fe carrier 25 mg을 넣고 $NH_4OH$ 를 사용하여 pH 7 상태에서 침전시켜 3800 rpm, 6 분 동안 원심분리한 후 상등액은 버리고 침전물을 8 M HCl 30 ml 로 용해하여 시료로 사용하였다.

건축자재 시료는 105℃, 4 시간동안 건조 후 550℃, 8 시간동안 회화하여 회분화된 시료를 이용하여 Fig. 1 과 같이 유효성 평가의 이후 실험방법으로 Th과 U을 분석하였다.

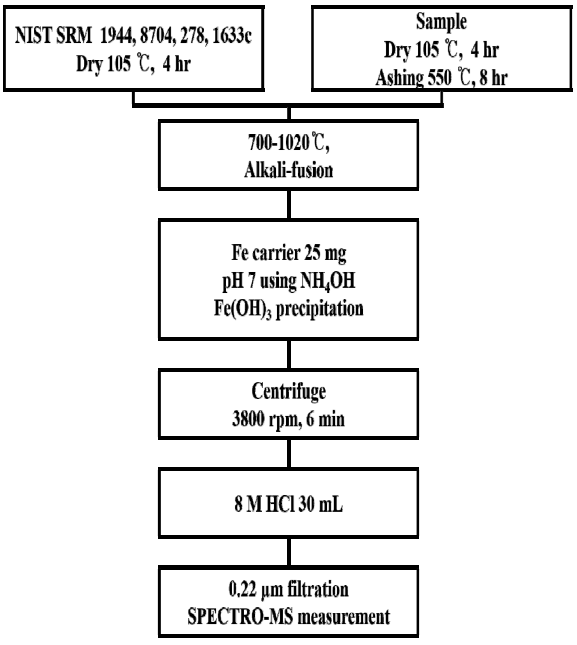



Fig. 1. Schematic representation of experiment.

### 2.3 측정 및 분석

Accustandard®에서 제조된 Thorium standard 1000 μg/g, Uranium standard 1000 μg/g의 표준용

액을 2% $HNO_3$로 희석하여 0.5, 1, 2.5, 5, 10 mg/L의 검량선을 단계별로 만들었으며 모든 시료는 검량범위에 적정범위로 희석하여 ICP-MS(SPECTRO-MS)를 이용하여 측정하였다.

## 3. 결과 및 고찰

### 3.1 분석법의 유효성 평가

유효성 평가에 사용된 인증표준물질은 본 연구의 시료인 건축자재의 매질와 비슷한 구성을 가지고 있는 것으로서 인증표준물질 4종에 대한 ICP-MS를 이용한 Th과 U 분석법의 회수율은 Table 1.과 같이 Th과 U의 회수율은 각각 약 98.7%, 98.5% 이였으며 상대표준편차(RSD : Relative Stanadard Deviation)는 Th은 1.2%, U은 1.9% 의 결과를 나타내었다. 이를 통해 Th과 U의 회수율 모두 98% 이상의 매우 높은 정확도와 2% 미만의 정밀도를 나타냄으로서 ICP-MS를 이용한 Th과 U의 분석법은 건축자재 중 Th과 U 분석에 적용할 수 있는 유효한 분석법으로 판단되었다.

Table 1. Recovery of Th and U using ICP-MS

| CRM | Recovery (%) | | RSD (%) | |
|---|---|---|---|---|
| | Th | U | Th | U |
| 1944 | 97.4 | 98.7 | 1.3 | 1.6 |
| 8704 | 98.4 | 100.5 | 2.3 | 1.0 |
| 278 | 98.8 | 98.8 | 4.0 | 1.9 |
| 1633c | 100.3 | 96.0 | 1.6 | 1.3 |

### 3.2 건축자재의 Th과 U 분석

용융법으로 전처리된 건축자재 중 타일 18 종, 시멘트 19 종, 페인트 4 종의 ICP-MS를 이용한 Th과 U의 분석 결과를 다음의 Table 2. 에 나타내었다. 건축자재의 Th과 U의 분석결과, Tile의 Th은 9.74 ~ 52.23 $mg \cdot kg^{-1}$, U은 4.04 ~ 9.30 $mg \cdot kg^{-1}$ 이였으며 Cement의 Th은 1.41 ~ 25.34 $mg \cdot kg^{-1}$, U은 0.60 ~ 10.56 $mg \cdot kg^{-1}$, Paint의 Th은 0.02 ~ 2.57 $mg \cdot kg^{-1}$, U은 0.01 ~ 0.59 $mg \cdot kg^{-1}$ 수준의 결과를 보였다. Th의 최고 농도는 Tile-11 으로 52.23 $mg \cdot kg^{-1}$, U의 최고 농도는 Cement-16으로 10.56 $mg \cdot kg^{-1}$ 으로 분석되었다.

Table 2. Th and U concentration in Building material

| Material | Th | | | U | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | Min | Med. | Max | Min | Med. | Max |
| Tile | 9.7 | 16.6 | 52.2 | 4.0 | 5.2 | 9.3 |
| Cement | 1.4 | 6.6 | 25.3 | 0.6 | 2.2 | 10.6 |

ICP-MS를 이용한 질량농도 분석결과를 방사능농도로 환산하여 IAEA report와 비교한 결과를 다음의 Table 3. 에 나타내었다. 본 연구에서 분석한 건축자재 중 Tile과 Cement 시료는 IAEA report에서 제시한 평균치와 유사한 수준의 방사능농도를 가지고 있는 것으로 판단되었다.

Table 3. Comparison of NORM activity in building material

| Material | IAEA($Bq \cdot kg^{-1}$)[a] | | This work ($Bq \cdot kg^{-1}$) | |
|---|---|---|---|---|
| | $^{232}Th$ | $^{238}U$ | $^{232}Th$ | $^{238}U$ |
| Tile | 20 ~ 200 | 30 ~ 200 | 40 ~ 212 | 50 ~ 116 |
| Cement | 7 ~ 240 | 7 ~ 180 | 6 ~ 103 | 7 ~ 130 |

a) IAEA 2003 Tech Report 415, p. 104

## 4. 참고문헌


[1] M. Lust and E. Realo, "Assessment of natural radiation exposure from building materials in Estonia", Proceedings of the Estonian Academy of Sciences, 61(2), 107-112 (2012).

[2] D. Amrania and M. Tahtatb, "Natural radioactivity in Algerian building materials", Applied Radiation and Isotopes, 54, 687-689 (2001).

[3] N. Ibrahim, "Natural activities of 238U, 232Th and 40K in building materials", Journal of Environmental Radioactivity, 43, 255-258 (1999).

# 중수로원전 주변 환경 중의 삼중수소방사능 농도 비교

**정진욱**[1*], 김상왕[1], 정현걸[1], 임준[1], 정성일[1], 김종욱[2]
[1]경주시월성원전·방폐장민간환경감시기구, 경북 경주시 양북면 능골연당길 19-6
[2]한국수력원자력(주) 월성원자력본부 방재환경팀, 경북 경주시 양남면 동해안로 696-13
*forever0224@wsnesc.or.kr

## 1. 서론

원자력시설의 건설.운영으로 인한 결과물은 국민 모두의 혜택으로 돌아가지만, 그로 인해 발생하는 리스크 등의 여러 부정적 문제는 상대적으로 원전 주변지역에만 국한되어 그 지역 주민들과 빈번한 마찰을 일으킨다. 특히 경주에는 중수로원전 4개호기, 경수로 2개호기, 동굴/표층처분식 방폐장, 사용후핵연료 건식저장시설 등 다양한 원자력시설의 운영 및 건설이 계획됨으로써 원자력 비중 확대는 물론이고 원자력산업 실험 무대의 장으로까지 인식되고 있다.

한편 많은 논란과 우여곡절 끝에 월성1호기의 계속운전이 승인되었지만, 지역주민의 잠재적 불만과 불안감은 여전하다. 주민들은 월성원전 주변 환경 중의 삼중수소 농도가 기준치에 비해 미량이지만 국내의 경수로원전 지역보다 상대적으로 최대 5배 이상 높고, 체내에까지 삼중수소가 검출된다는 이유로 계속운전을 반대하고 있으며, 또한 삼중수소 문제 해결에 사업자의 적극적인 노력을 요구하고 있다.

본 논문에서는 같은 캔두형 중수로를 운영 중인 월성원전과 캐나다원전의 과거 10 년간 주변 환경 중의 삼중수소 농도 비교를 통해 중수로 원전지역의 삼중수소 배출 및 분포 현황을 이해하고, 이를 바탕으로 월성원전의 삼중수소 농도 및 관리 현황을 객관적으로 파악함으로써 주민들의 불안감 해소에 기술적인 기초 자료를 제공하고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 재료 및 방법

중수로원전 주변 환경 중의 삼중수소 농도의 비교를 위해 월성원전과 캐나다의 달링턴 및 피커링원전을 대상으로 10 년간(2004 ~ 2013) 각 원전의 HTO배출량, 대기, 식품류(채소, 우유), 지하수 및 지표수의 HTO 분석값(연간 평균값)을 사용하였다.

Table 1. Wolsong, Darlington and Pickering NPP

| 구분 | 월성원전 | 달링턴원전 | 피커링원전 |
|---|---|---|---|
| 노형 | CANDU 6 | CANDU 6 | CANDU 6 |
| 출력 | 700MW<br>(총 2,779MW) | 875MW<br>(총 3,500MW) | 517MW<br>(총 3,100MW) |
| 호기 | 4개 | 4개 | 6개(2,3폐로 '97) |
| 위치 | 경주시<br>양남면 해변 | Clarington시<br>온타리오 호 | 피커링시<br>온타리오 호 |
| 운영 | 한수원(주) | OPG | OPG |
| 특징 | **TRF 가동 중**<br>압력관수: 380<br>핵연료건식저장<br>폐압력관저장<br>주변 농어업 | **TRF 가동 중**<br>압력관수: 480개<br>핵연료건식저장<br>주변 농/낙농업<br>Oshawa시 3㎞ | **TRF 없음**<br>압력관수: 390<br>핵연료건식저장<br>폐압력관저장<br>주변 산업/상업 |

Table 1에서와 같이 피커링원전의 출력이 가장 낮으며 다른 원전에 비해 TRF가 없다. '삼중수소제거설비'(TRF : Tritium Removal Facility)는 냉각재 및 감속재에서 생성되는 삼중수소를 중수로부터 분리하는 설비이며, 분리공정은 중수(DTO)와 중수소(D2)기체의 촉매 반응을 통해 삼중수소를 분리제거한 후 약 -250℃의 초저온에서 중수소와 삼중수소의 끓는점 차이를 이용하여 삼중수소를 분리 농축하게 된다.

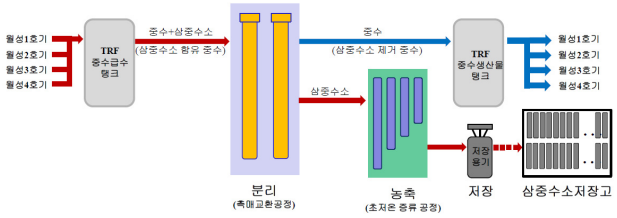



Fig. 1. Principles of TRF.

### 2.2 비교결과 및 고찰

공기 중 HTO 배출량의 경우 월성원전은 TRF 가동(2007.7) 이후 지속적으로 감소하는 경향을 보이고 있으며 TRF가 없는 피커링원전이 다른 원전에 비해 높음을 알 수 있다. 수중 배출량 또한 압력관 교체기간(2010)을 제외하고 월성이 캐나다원전에 비해 낮은 수준이다.

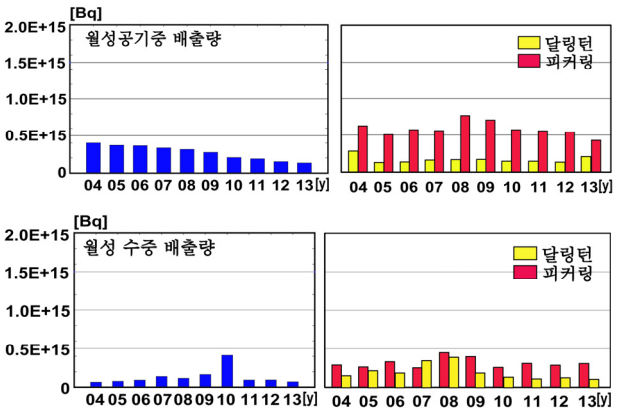



Fig. 2. Tritium Oxide Air and Water Emissions.

우유의 경우 거리에 따른 확산의 영향을 고려하면 월성원전 지역의 우유에서 검출되는 삼중수소 농도가 캐나다 원전에 비해 현저히 낮음을 알 수 있다.

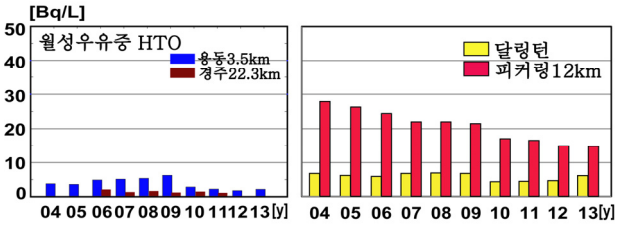



Fig. 3. $^{3}H$ in Milk.

지하수의 경우 지하수계, 지상으로부터의 유입량 및 유속의 영향을 받으므로 직접적인 비교는 어려우나 월성 및 캐나다 모두 최대 20 Bq/L이하로 판단된다.

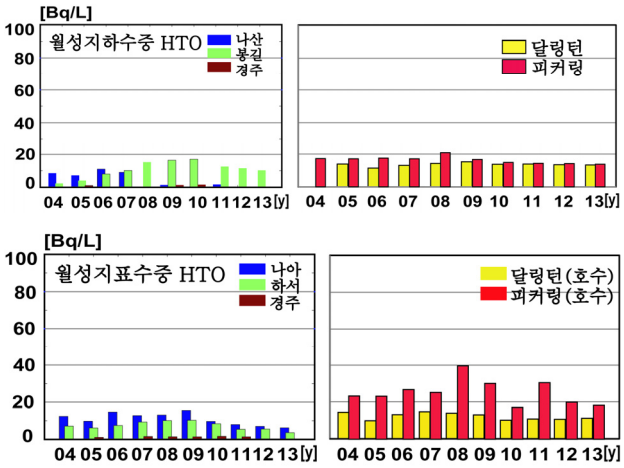



Fig. 4. $^{3}H$ in ground and surface water.

지표수의 경우 월성과 달링턴원전이 비슷한 준위이며 피커링원전의 경우 달링턴원전의 하류에 위치해 상대적으로 삼중수소 농도가 높은 것으로 판단된다.

채소류의 경우 달링턴과 피커링에서 채취한 채소류의 명이 명확하지 않아 직접적인 비교는 불가능하지만 물을 많이 포함한 시료(배추, 감, 과일 등)로 예상된다. 즉, 조직내 물을 많이 포함한 시료의 삼중수소 농도가 높음을 알 수 있다. 한편, 월성의 배추의 경우(198 Bq/kg) 1 mSv대비 0.035%로 평가되어 그로인한 영향은 제한적일 것으로 판단된다.

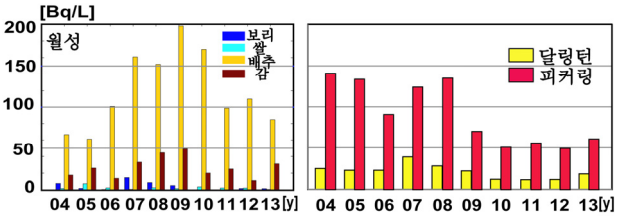



Fig. 5. $^{3}H$ in green ound and surface water.

## 3. 결론

환경 중의 삼중수소 농도는 공기 및 수중의 확산과 희석에 의한 영향이 크며 또한 풍향, 풍속, 습도 및 계절적 요인에 의한 영향을 받는다. 3개 원전 중에 피커링원전의 배출량 및 환경 중 삼중수소 농도가 상대적으로 높은 편이며, 이는 TRF의 가동 유무에 따른 영향으로 판단된다. 월성원전의 경우 TRF 가동 이후 1호기 감속재의 삼중수소 농도가 62.7 Ci/kg에서 0.25 Ci/kg으로, 2호기 감속재는 48.37 Ci/kg에서 5.5 Ci/kg으로 저감된 것으로 볼 때, 향후 환경 중 배출 및 준위가 점진적으로 감소될 것으로 예측된다. 또한, 삼중수소에 대한 국제기구별 음용수 허용치의 경우 캐나다는 7,000 Bq/L, WHO는 10,000 Bq/L, 미국은 740 Bq/L 등으로 월성원전의 환경 중 삼중수소 농도는 국제기준을 만족하며 캐나다원전에 비해 양호한 편이다.

본 논문에서는 삼중수소 배출 및 환경 중 준위에 대해 단순 비교를 통해 분포 현황을 파악하고자 한 것이므로 주민들의 불안감 해소에는 한계가 있다. 다시 말해, 기술적인 이해와 접근만으로는 주민 불안감 해소에 기여하는 데는 한계가 있으므로 앞으로 이에 대한 고민과 함께 지속적인 해결 방안 마련이 필요하다.

## 4. 참고문헌

[1] '2013 Result of Environmental Monitoring Programs'. by Ontario Power Generation.

[2] '원전 주변 주요 환경시료의 삼중수소농도 분석결과에 대한 고찰', 방사선방어학회 추계학술대회, 정진욱 외, 2010. 11.138-139.

[3] '월성원전 주변 지역주민 및 경주시민 체내 삼중수소 분석결과', 경주시월성원전.방폐장민간환경감시센터, 2010. 11.

# 방사선 비상시 갑상선 방호약품 배포기준 검토

**김봉석***, 이관엽
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kbs@kaeri.re.kr

## 1. 서론

원자력시설 사고 발생시 적절한 주민보호조치는 원자력시설 주변의 주민의 피해를 최소화 시키는데 중요한 역할을 한다. 원자력시설 사고 대응에 있어 초기의 주민보호조치 방안은 크게 3가지로 옥내대피, 주민소개, 갑상선 방호약품 배포가 있다. 갑상선 방호약품이란 원자력 사고 발생시에 많은 양이 방출 될 수 있는 방사성 요오드(I-131)로 인한 갑상선 피폭을 막기 위한 약품으로 요오드화 칼륨(KI)이다. 이는 체내에 방사성 요오드이 피폭되는 것을 막아주는 역할을 한다. 방사성 요오드에 피폭될 경우 갑상선 암을 발생시키는 주요한 원인이 될 수 있다. 따라서 방사능 방재의 주민보호조치 방안에 있어 갑상선 방호를 위한 요오드화 칼륨(KI)의 배포는 주민보호조치 중 필수적인 요소라고 볼 수 있다. 그러나 갑상선 방호약품의 섭취에는 부작용이 존재하며 일정수준 이하의 선량에서 갑상선 방호약품을 섭취하는 것은 효과가 없거나 적을 수 있다. 따라서 갑상선 방호약품의 효과를 최적화하기 위해서는 갑상선 방호약품의 배포에 대한 적절한 기준과 방법론을 검토해야 한다.

## 2. 본론

### 2.1 국내 갑상선 방호약품의 배포기준

원자력시설 등의 방호 및 방사능 방재 대책법 시행규칙에 따르면 우리나라의 방사선 비상시 주민보호조치를 위한 갑상선 방호약품의 배포 결정기준은 100 mGy로 되어 있다. 이에 따라 원자력시설의 사고가 발생하여 선량이 100 mGy를 초과할 경우 해당 지역의 주민들 모두에게 갑상선 방호약품을 배포할 수 있도록 해야 한다.

우리나라는 원자력시설 주변 방사선비상계획구역의 주민을 대상으로 사전적인 주민보호조치를 위해 해당지역 주민수에 해당하는 갑상선 방호약품을 확보 및 비축하고 있으며 이를 배포하기 위한 방법론을 검토 중에 있다.

### 2.2 국외 갑상선 방호약품의 배포기준

미국 Protective Action Guides Manual(2013)에 따르면 미국의 방사선 비상시 주민보호조치를 위한 갑상선 방호약품의 배포결정 기준은 어린이의 예상 피폭선량이 50 mSv일 때 이다. 우리나라의 갑상선 방호약품의 배포기준인 100 mSv와 비교해 볼 때 수치만을 본다면 더욱 낮은 수치가 배포기준임을 알 수 있다. 그러나 배포 대상에서 차이가 있다. 갑상선 방호약품의 배포 기준은 어린이만을 대상으로 하고 있으며 이와 같이 연령대에 따라 배포기준을 나눈 것은 연령대에 따라 방사성 요오드에 대한 영향이 상이하기 때문이다.

미 FDA보고서에 따르면 0~18세까지의 연령대에 대한 갑상선 방호약품 배포기준은 50 mSv 이상이며 임신부 혹은 모유수유중인 여성역시 50 mSv로 동일한 배포기준을 권고하고 있다. 또한 18세~40세까지의 연령대의 경우 배포기준은 100 mSv로 비교적 어린 연령대에 비해서 두 배 가량 높은 배포기준을 권고하고 있다. 또한 40세 이상의 연령대에 대한 배포기준은 5 Sv이상으로 다른 연령대의 배포기준에 비해 매우 높은 기준 선량을 권고 하고 있다. 이를 통해 일정 연령대 이상에서는 방사성 요오드에 피폭되는 것이 갑상선 암의 발생에 큰 영향을 미치지 않는 다는 것을 알 수 있다.

위와 같은 기준권고 이전에는 그 이전의 감상선 방호약품 배포 기준는 250 mSv로 권고하고 있었다. 이는 히로시마와 나가사키의 원폭 투하로 인한 방사선 피폭자 및 머리와 목주변의 방사선 치료를 받은 어린아이들의 자료를 바탕으로 연구된 결과이다. 그러나 이후 체르노빌 원전 사고 이후 주변지역의 인구를 대상으로 장기간의 역학조사 결과를 기반으로 하여 위와 같은 배포기준으로 수정 권고하고 있다. 체르노빌 원전 사고 지역에 대한 연구는 사고 당시 어린이 또는 청소년이면서 사고지역 주변에 있었던 사람들에게서 갑상선암의 발생비율이 현격히 증가하는 것을 제시하였으며 이를 통해 어린아이들이 방사성 요오드에 피폭될 경우 어른들에 비해 영향이 크다는 것을 알 수 있다.

또한 국제원자력기구(IAEA)의 Criteria for use

Table 1. Threshold Thyroid Radioactive Exposures and Recommended Doses of KI for Different Risk Group

| | Predicter Thyroid exposure(mSv) | KI dose(mg) | # of 130mg tablet | # of 65mg tablet |
|---|---|---|---|---|
| Adults over 40 yrs | ≥5000 | 130 | 1 | 2 |
| Adults over 18 through 40 yrs | ≥100 | | | |
| Pregnant or lactating women | ≥50 | | | |
| Adles. over 12 through 18 yrs* | | 65 | 1/2 | 1 |
| Children over 3 through 12yrs | | | | |
| Over 1 month through 3 yrs | | 32 | 1/4 | 1/2 |
| Birth through 1 month | | 16 | 1/8 | 1/4 |

in preparedness and response for a nuclear or radiological emergency(2011)에 따르면 미국과 마찬가지로 50 mSv의 선량이 예상될 때 갑상선 방호약품 배포를 권고하고 있지만 추가적으로 시간적인 개념까지 추가하여 사고직후 7일간의 예상되는 피폭선량으로 한정하고 있어 한정적인 시간에 배포해야 효과가 있는 것을 의미하고 있다.

### 2.3 갑상선 방호약품의 배포 및 복용

갑상선 방호약품은 방사성 요오드로 인한 피폭이 발생하기 직전이나 바로 직후에 섭취하는 것이 가장 효과적이며 피폭이 시작된 이후 오랜 시간이 지난 이후에 섭취하는 것은 효과가 매우 떨어진다. 그만큼 갑상선 방호약품은 수량적인 준비뿐만이 아니라 사람들에게 갑상선 방호약품이 필요한 시간에 알맞게 배포하는 체계를 갖추는 것이 중요하다. 따라서 원자력 시설의 사고초기에 방사선 피폭이 예상되는 지역의 사람들에게는 선제적으로 배포하는 체계를 갖추는 것이 중요하다.

또한 앞서 살펴본 국외의 갑상선 방호약품 섭취기준의 연구결과에 근거한다면 40세를 전후로 하여 갑상선 암이 발발하는 기준 선량이 큰 차이를 보이는 것을 알 수 있으며 어린이와 청소년, 그리고 임산부에게는 더욱 민감한 영향을 받는 것으로 나타나는 것을 확인하였다. 따라서 이 연령대의 인구를 중심으로 한 갑상선 방호약품 배포체계를 갖추는 것이 중요하다.

## 3. 결론

우리나라는 방사선비상계획구역 내의 지역주민들에게 배포할 갑상선 방호약품을 구비하고 있으며 현재 배포체계를 구축 및 검토 중에 있다. 갑상선 방호약품의 배포 및 섭취는 주민보호조치에 있어 매우 중요한 부분이며 원자력 시설의 사고로 인한 피해를 최소화 할 수 있는 조치이다. 그러나 이를 알맞은 시기에 복용하지 못한다면 적절한 주민보호를 할 수 없기 때문에 우리나라 역시 원전주변지역의 연령대별 인구분포와 수송체계를 고려하여 갑상선 방호약품의 구비 및 배포체계를 갖추어야 할 것이다.

## 4. 참고문헌


[1] PAG Manual, Protective Action Guides and Planning Guidance for Radiological Incidents, U.S. Environmental Protection Agency(2013).

[2] Guidance Potassium Iodide as a Thyroid Blocking Agent in Radiation Emergencies, Federal Register, 66, 64046; U.S. Department of Health and Human Services, Food and Drug Administration, Center for Drug Evaluation and Research(2001).

[3] Guidance for Industry - KI in Radiation Emergencies - Questions and Answers, U.S. Department of Health and Human Services, Food and Drug Administration, Center for Drug Evaluation and Research(2002).

[4] Safety Standards : General Safety Guide GSG-2 Criteria for Use in Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, International Atomic Energy Agency, Vienna(2011).

[5] 원자력시설 등의 방호 및 방사능 방재 대책법 시행규칙, 원자력안전위원회(2014).

# 한울3,4호기 삼중수소 배출량 및 부지경계농도 평가

**손중권***, 김민철, 강기두
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*jungkwon.son@khnp.co.kr

## 1. 서론

원자력발전소에서 발생되는 삼중수소는 대표적인 장수명 저에너지 순수베타 방출체이다. 삼중수소는 연간 배출량이 크고 반감기가 길어 환경에서 오랜 기간에 걸쳐 방사선학적 영향을 미치기 때문에 원자력발전소 삼중수소 배출을 제한, 감시 및 관리하는 것은 매우 중요한 일이다. 한울원전의 경우 기체 삼중수소에 의한 주민선량은 약 75%, 액체 삼중수소 및 미립자에 의한 주민선량은 96.4%를 차지하고 있다.

한울 3,4호기의 최근 운영실적에 따르면 액체방사성유출물을 통한 연간 삼중수소 배출량이 설계배출량에 근접하게 운영되고 있으며, 가동 연수가 증가함에 따라 액체 삼중수소 배출량의 증가가 예상되고 있다. 한울 3,4호기의 설계기준 연간 액체 배출량은 액체 방사성폐기물의 재사용설계 기준으로 평가되었으나, 현재 액체폐기물의 재사용이 이루어지지 않고 있다. 따라서 원전 운영여유도 확보를 위해 FSAR의 설계기준 연간 삼중수소 예상배출량을 재평가하여야 한다.

## 2. 본론

### 2.1 PWR-GALE 코드를 이용한 배출량 평가

한울 3,4호기 가동년수 증가에 따라 액체방사성유출물내 삼중수소의 농도가 증가하여 FSAR의 배출설계값에 근접하게 운영되고 있다. 2004년 ~ 2013년까지의 액체 및 기체 방사성유출물내 평균 삼중수소의 배출량은 각각 57.44% 및 2.11%이지만, 점점 증가하는 추세이다. 특히 2014년의 경우 액체 삼중수소의 설계값 대비 배출비율이 약 95%로 거의 배출설계값에 근접하였다.

한울 2발전소의 경우 실제 액체 및 기체 삼중수소 배출량을 평가해보면 액체유출물의 삼중수소가 93.75%로 대부분을 차지하고 있다. 그러나 FSAR의 삼중수소 배출설계값을 보면 총 배출량 중 기체 형태로의 배출이 액체 형태로의 배출보다 크게 설계되어 있다. 이는 한울 2발전소에만 국한된 문제로 한울 2발전소를 제외한 모든 표준원전의 설계값을 보면 액체 유출물의 삼중수소 비율이 높다. 또한 국내 표준원전 실제 운영자료를 분석해 보아도 액체형태로의 삼중수소 배출이 대부분을 차지하고 있다.

이와 같이 설계값과 실제 운영값이 차이가 나는 이유는 설계시 고려된 삼중수소의 배출유로별 배출률과 실제 원전 운영시 배출률과의 차이로부터 기인한 것이다. 즉 한울 2발전소 설계시 FSAR의 배출설계값은 1차냉각재 및 방사성폐기물의 재사용을 고려하여 설계되었으나, 발전소 가동후 실제로 계통에서 처리된 응축수는 수질요건(전도도 및 DO 농도)에 불만족하여 발전소 용수로 재사용이 불가하여 전량 배출되고 있는 실정이다. 현재 Hold Up Tank 저장수(일차냉각재)는 붕산농축기(BAC) 운전 후 증류수를 액체방사성폐기물로 처리하고 있으며 청정폐기물 및 오염폐기물은 액체방사성폐기물 처리계통에서 처리된 응축수는 전량 배출하고 있다.

따라서 액체배출율 개선을 위해 상기 항목에 대한 변수를 수정하여 재계산하면 현재 운영상황에 맞는 배출설계값을 구할 수 있다.

한울 3,4호기의 삼중수소 연간 예상 배출량 설계값 재평가는 미국 NRC (Nuclear Regulatory Committee)에서 개발한 PWR-GALE (NUREG-0017) 전산프로그램을 사용하여 평가하였다[1]. PWR-GALE 코드의 액체폐기물 입력 유로는 6개를 고려하고 있다. 6개의 유로는 각각 화학제어제(Shim Bleed), 기기 배수(Equipment Drain Waste), 청정폐기물(Clean Waste), 오염폐기물(Dirty Waste), 취출 폐기물(Blowdown Waste) 및 재생폐기물(Regenerate Waste)이다. 한울 2발전소의 운영현황을 고려하면 이중 화학제어제(Shim Bleed), 기기배수(Equipment Drains), 청정폐기물(Clean Waste) 및 오염폐기물(Dirty Waste)의 PWR-GALE 코드 입력값을 변경해야 한다. 프로그램 입력 데이터는 화학제어제(Shim Bleed), 기기배수(Equipment Drains), 청정폐기물(Clean Waste) 및 오염폐기물(Dirty Waste)의 액체방출률을 제외하고는 한울 3,4호기의 FSAR 표 11.2-10의 'PWR-GALE 전산

프로그램에 입력된 변수값'과 동일하게 적용하여 평가하였다. 재평가를 위해 변경된 변수는 Table 1과 같다.

Table 1. Revised Input of PWR-GALE Code

| Release Pathway | Revision |
|---|---|
| Shim Bleed | 0.46 → 1.0 |
| Equipment Drain Waste | 0.46 → 1.0 |
| Clean Waste | 0.1 → 1.0 |
| Dirty Waste | 0.1 → 1.0 |

배출량 개선방안을 적용한 한울2발전소의 연간 기체 및 액체 삼중수소 예상배출량 평가를 수행한 결과는 Table 2와 같다. 한울 3,4호기의 삼중수소 배출설정치 재평가 결과, 기체 및 액체 삼중수소 배출치는 각각 110 Ci/yr 및 1010 Ci/yr로 평가되었다. 총 삼중수소 배출량에서 액체 삼중수소가 차지하는 비율은 35%에서 90%로 증가하였다.

Table 2. Comparison between FSAR and Calculated Tritium Release (Ci/yr)

| Type | FSAR | Calculated |
|---|---|---|
| Gas | 720 | 110 |
| Liquid | 400 | 1,010 |

### 2.2 부지경계농도 평가

한울 3,4호기의 삼중수소 연간 예상 배출량 재평가결과를 바탕으로 변경되어야 하는 제한구역경계에서의 기체 및 액체배출물의 방출농도를 재평가하였다. 제한구역경계에서의 기체 및 액체배출물의 방출농도는 원자력안전위원회고시 2014-34호의 제6조 '배출관리기준(별표3의 제1란의 당해 방사성핵종에 대한 제5란과 제8란의 농도)'에서 제시하는 방사성핵종별 기체 및 액체 방출 농도제한치를 만족하여야 한다[2]. 이 기준은 일반인에 대한 선량 제한치로부터 도출된 것으로 전체 부지에 대한 기준이다.

제한구역경계에서 기체방출물의 설계기준 방출농도는 식 (1)로 구한다.

$$C_i = \frac{N_{WD}}{N_{WE}} Q_i (\chi/Q) \quad (1)$$

여기서, $C_i$ = 제한구역경계에서 기체 방출물의 방출농도, (Bq/m$^3$)
$Q_i$ = 기체 방사성물질의 핵종별 예상방출량, (Bq/sec)
$(\chi/Q)$ = 제한구역경계에서의 대기확산인자, (sec/m$^3$)
$N_{WD}$ = 1차 냉각재의 설계기준 비방사능, (Bq/g)
$N_{WE}$ = 1차 냉각재의 예상 비방사능, (Bq/g)

제한구역경계에서 액체방출물의 설계기준 방출농도는 식 (2)로 구한다.

$$C_D = \frac{N_{WD}}{N_{WE}} \frac{Q_i}{W_P} DF \quad (2)$$

여기서, $C_D$ = 제한구역경계에서 액체 방출물의 방출농도, (Bq/m$^3$)
$Q_i$ = 액체 방사성물질의 핵종별 예상방출량, (Bq/sec)
$W_P$ = 배수로를 통한 냉각수 방출량 (m$^3$/sec)
$N_{WD}$ = 1차 냉각재의 설계기준 비방사능, (Bq/g)
$N_{WE}$ = 1차 냉각재의 예상 비방사능, (Bq/g)
DF = 해수에 의한 희석인자 (=2)

평가 결과 원자력안전위원회 고시의 배출관리기준 제한치와의 비율은 기체의 경우 8.69E-04, 액체의 경우 5.58E-04로 법적 제한치를 충분히 만족한다.

## 3. 결론

한울3,4호기의 삼중수소 배출설계값을 재평가하였으며 이에 따른 제한구역경계에서의 기체 및 액체삼중수소의 부지경계농도에 대해 재평가를 수행하였다. 재평가 결과, 한울 3,4호기 전체 삼중수소 중 액체 삼중수소의 비율이 크게 증가하였으며 제한구역경계에서의 기체 및 액체 삼중수소를 포함하여 모든 기체 및 액체폐기물의 배출물농도가 원자력안전위원회 고시의 배출제한치를 충분히 만족하는 것으로 평가되었다.

## 4. 참고문헌

[1] US NRC, NUREG-0017, Calculation of Release of Radioactive Materials in Gaseous and Liquid Effluents from Pressurized Water Reactors, 1985.
[2] 원자력안전위원회고시 제2014-34호, 방사선방호 등에 관한 기준, 2014.

# 품목계수 및 중량취급이 혼재된 연구용원자로의 안전조치 적용방안을 위한 계량관리 특성 분석

**김현조***, 이성호, 정주앙, 박울재
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*keiki@kaeri.re.kr

## 1. 서론

진단용 동위원소 중 80% 이상을 차지하고 있으나 전량 수입되고 있는 Mo-99 및 그 외 방사성동위원소 생산, 전력반도체 생산에 필요한 중성자 도핑 용량 증대 및 연구용원자로 수출역량 강화를 위한 국내실증을 위해 기장 연구용원자로 건설이 추진 중에 있다[1,2].

기존 우리나라의 연구용원자로는 모두 품목계수 시설로서 핵물질이 조사만 될 뿐 그 이외의 물리화학적 변화가 일어나지 않았다. 그러나 부산 기장군에 건설 예정인 기장 연구용원자로는 국내 기존의 연구용원자로와 달리 Fission Mo를 생산하기 위한 공정이 같이 존재하고 있으며 공정 중 핵물질의 물리 화학적 변화가 발생되므로 기존 연구용원자로에 적용하고 있는 계량관리 또는 안전조치 이행방안과 다르게 적용되어 할 필요성이 있다. 따라서 본 논문에서는 품목계수와 중량취급이 혼재된 기장 연구용원자로시설에 대해 IAEA에서 추진하고 있는 설계기준 안전조치 적용방안 확립을 위하여 시설 차원의 안전조치 및 계량관리 이행을 위해 공정 특성과 시설 내 핵물질 흐름을 분석하고 이에 따라 주요측정지점을 설정하였다.

## 2. 본론

안전조치 관점에서 기장 연구용원자로는 크게 원자로 건물 및 Fission Molybdenum (FM) 생산구역으로 구성된다.

### 2.1 원자로 건물

2.1.1 기장 연구용원자로 특성

기장연구용원자로는 최대 출력은 15 MWth이고, 최대 중성자속은 $3.0x10^{14}$ n/$cm^2$-s 이상이다. 원자로는 수조에 잠긴 개방수조형이며, 냉각재는 경수, 반사체는 베릴륨, 흑연 및 알루미늄을 사용하고 하프늄으로 제작된 제어봉으로 원자로를 제어한다. 원자로는 신연료저장고, 원자로 노심, 작업수조 및 사용후핵연료 저장조로 구성되며, 노심에는 Driver fuel 및 FM 표적 이외에 방사성동위원소 생산 및 중성자핵변환도핑을 위한 조사공이 위치한다[2].

2.1.2 기장 연구용원자로 핵물질 특성 및 흐름

기장 연구용원자로에 장전되는 Driver fuel은 판형 형태의 저농축우라늄 U-7Mo dispersion fuel로서 Standard Fuel Assembly와 하프늄으로 제작된 중성자 흡수체가 연결된 Follower Fuel Assembly로 구성된다[3].

원자로 내에서 Driver fuel의 흐름은 Fig. 1과 같이 다른 연구용원자로와 동일하다.

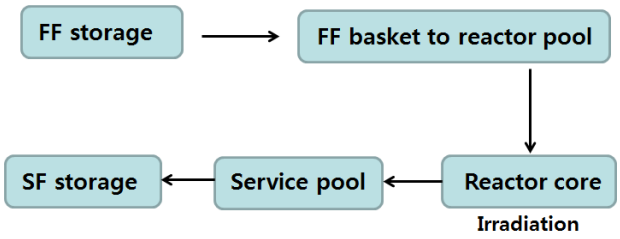



Fig. 1. Driver fuel flow in Kijang Research Reactor.

### 2.2 Fission Mo 생산 구역

2.2.1 FM 생산구역 특성

Fission Mo 생산 구역은 원자로에서 조사된 FM 표적으로부터 Mo-99 용액을 생산하는 시설로서 콘크리트 핫셀을 포함한 FM 생산과정에서 발생된 우라늄 필터를 저장하기 위한 U filter storage 및 핵물질 분석을 위한 실험실 등으로 구성된다.

핫셀은 의료용 방사성동위원소 생산성을 고려하여 2열로 설치되며, 이송핫셀, 준비핫셀, 용해핫셀, 분리핫셀, 정제핫셀, 포장핫셀, 분배핫셀 및 고체폐기물 임시저장핫셀로 구성된다.

지하에 위치한 U filter cake storage는 여러개의 pit로 구성되어 있으며 각 pit에는 5개의 U filter container가 저장된다.

2.2.2 FM 생산구역 핵물질 특성 및 흐름

Fission Mo를 생산하기 위해 장전되는 FM 표적은 Driver fuel과 같은 농축도의 판형 형태의 UAlx-Al dispersion 표적이 장전된다.

FM 생산을 위해 원자로에서 단기간 조사된 FM 표적을 원자로 수조 내에서 일정시간 동안 냉각 후 사용후핵연료 저장조 내 설치된 이송승강기를 통해 FM 생산구역의 이송핫셀로 반입한다. 반입된 FM 표적은 Mo-99 생산을 위하여 용해핫셀에서 알칼리 용액으로 용해되며, 이 과정에서 침전된 우라늄을 Filter cake로 걸러낸다. 우라늄이 제거된 용액은 Mo-99 생산과정으로 투입되어 Mo-99를 분리하는 공정과 정제공정을 거쳐 방사성동위원소 생산건물로 이송된다.

용해핫셀에서 Filter cake에 걸러진 우라늄은 Canister에 포장된 후 고체폐기물 임시저장핫셀로 이송되며, 방사능 준위와 붕괴열이 일정조건 이하가 될 때까지 임시 저장된다. Canister에 포장된 우라늄 필터는 고체폐기물 임시저장핫셀에서 U filter cake container에 넣어 용접된 후 지하에 위치한 U filter cake storage에 최종 저장하게 된다.

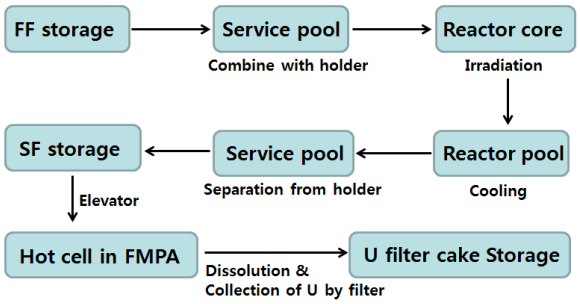



Fig. 2. FM target flow in Kijang Research Reactor.

### 2.3 주요측정지점 설정

기장 연구용원자로는 크게 원자로 구역과 FM 생산구역으로 나누어지지만 원자로에서 조사된 FM 표적이 FM 생산구역으로 매일 이동이 발생되므로 물질수지구역은 1개의 MBA로 설정되었다. 시설 내 Driver fuel 및 FM 표적흐름을 분석한 결과를 바탕으로 재고 주요측정지점 (Key Measurement Point)은 Table 1과 같이 설정하였으며, 유통 주요측정지점은 IAEA에서 요청에 의해 모든 시설에 일률적으로 적용하기로 함에 따라 기존 시설과 동일하게 유통 주요재고지점을 설정하였다.

Table 1. Inventory KMPs in Kijang Research Reactor

| KMPs | Description |
|---|---|
| KMP A | Fresh fuel and FM target storage |
| KMP B | Reactor core |
| KMP C | Spent fuel storage |
| KMP D | FMPA hotcells |
| KMP E | U filter cake storage |
| KMP F | FMPA hot labs |

## 3. 결론

본 논문에서는 부산 기장에 건설예정인 기장 연구용원자로에 대해 시설차원의 안전조치 및 계량관리 이행을 위하여 시설 특성 및 시설 내 핵물질 흐름을 분석하고 이에 따라 주요측정지점을 설정하였다. 향후 주요측정지점 설정에 대한 타당성을 분석할 예정이며, 원자로에서 조사된 FM 표적이 FM 생산구역에서 공정을 거치면서 발생되는 품목계수 및 중량취급 관련 계량관리 적용방안에 대해 분석하고 품목계수 및 중량취급 공정이 혼재되어 있는 시설의 효율적인 계량관리체제 구축방안을 도출할 예정이다.

## 4. 참고문헌

[1] I.C. Lim, et al., “Strategy for the effective utilization of new research reactor”, KAERI/TR-4519/2011.

[2] H.T. Kim, et al., “A Study on the power supply plan for major system and equipment of KIJANG Research Reactor”, KAERI/TR-5731/2014.

[3] C. Park, et al., “Current Status of the KJRR project and its design features”, 16th IGORR, 2014.

[4] S.G Lee, et al., “LEU-based fission Mo-99 process with reduced solid wastes”, Korean nuclear society spring meeting, 2014.

# 전략물자 자율준수제도(Compliance Program)의 이해 및 KAERI 적용방안 도출

**김인철***, 이성호, 이병두, 김현조, 김현숙, 정주앙
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ickim@kaeri.re.kr

## 1. 서론

전략물자 수출입 통제의 근간인 4대 국제수출통제[핵공급국그룹(NSG), 호주그룹(AG), 바세나르협정(WA), 미사일기술통제체제(MTCR)]는 전략물자수출통제와 관련한 가이드라인을 제시하고 수출통제 품목을 구체화하며 회원국들에게 전략물자 수출관리를 엄격히 적용할 것을 요구하고 있다. 정부는 최근에 대외무역법을 개정하여 수출을 주도하는 기업뿐만 아니라 연구원 및 대학이 전략물자 관리를 원활하게 수행할 수 있도록 전략물자 자율준수체제(CP: Compliance Program)를 구축할 것을 장려하고 있다. 이에 따라서 한국원자력연구원(KAERI)는 이중용도 품목에 대한 자율준수체제를 구축함으로써 연구원이 전략물자의 불법수출로 인합 법적 제제 및 연구원 이미지 손상 등을 입지 않도록 자율준수체제를 구축코자 관련당국과 협의 중에 있다. CP를 이해하기 위하여, 국내.외 자율준수제도 이행 사례를 살펴보면, 미국, EU, 일본 등 선진국의 기업(연구기관,대학 포함)들은 자율준수체제 구축이 기업운영에 필수불가결한 선택으로 생각하고 자율준수체제를 구축. 운영 중에 있다. 국내 사례를 살펴보면, 수출을 주도하는 기업의 경우 자율준수제도가 활성화 되어 있고 등급도 AA 이상 획득하여 활발하게 운영하고 있으며, 최근에 대학으로서는 유일하게 KAIST가 자율준수제도를 획득하여 운영 중에 있다, 그러나, 정부에서 지원하는 연구원의 경우는 자율준수제도를 획득한 기관이 없어 KAERI 가 자율준수체제를 획득, 운영한다면, 타 정부출연연구 기관에 귀감이 될 수 있다고 생각한다. 본 연구는 전략물자 자율준수제도를 올바로 이해하고 전략물자수출통제가 세계평화 및 안보를 위한 국제무역규범이라는 인식하에 KAERI에 자율준수체제를 적용하기 위하여 KAERI 특성을 감안한 조직, 규정, 심사, 감사, 교육 등 자율준수제도 획득에 필요한 제반준비 사항을 검토하고 구축방법을 제시코자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 자율준수제도

전략물자 자율준수제도란 전략물자 수출 통제법규의 준수를 위하여 기관 자율적인 수출통제 이행 시스템을 구축하는 것을 말하며, 동 시스템을 구축하기 위하여 CP 신청기관은 전략물자 수출관리에 필요한 조직, 규정, 심사, 교육, 감사 등의 체체를 갖추고 전략물자 사전판정 및 수출허가 신청 등 자율적으로 수출 통제를 이행하는 것이다. 자율준수체제는 2005년도에 처음으로 우리나라에 도입되었으나 지정요건 등이 획일적으로 정해져 있어 기관의 특성을 반영하지 못하였다. 정부는 2014년 선택형 CP제도를 실시하여 수출관리능력 등 기관의 특성을 고려한 등급을 선택하여 신청하고, 현 시행되고 있는 제도에 따르면 연구기관이나 대학도 AA 이상 선택 신청할 수 있다. Table 1은 자율준수 체제 도입을 위하여 전략물자관리원에서 필수적으로 요구하는 사항들이다.

Table 1. Assessment Indicators for CP

| | 평가항목 |
|---|---|
| 조직 | 조직 구성 및 책임 |
| 규정 | 전략물자 통제관련 제도 제정/운영 |
| 이행의지 | 최고경영자의 준수 의지 |
| 심사절차 | 전략물자 사전판정 및 허가 절차 |
| 교육 | 전략물자 관련교육계획 및 이행 |
| 감사 | 감사 계획/실적 등 |
| 문서관리 | 관련서류 보관 절차 및 방법 |
| 보고 및 시정조치 | 위반사례 발생 시 보고/시정 방법 등 |

### 2.2 CP 도입시 고려사항

자율준수체제를 도입한다는 것은 전략물자(기술포함)를 불법 수출로부터 기관의 법적인 제제를 사전에 예방하자는 관점에서 당연히 구축하여야 할 시스템이다. 기관은 자율준수체제를 구축함으로써 자율적으로 전략물자통제가 가능해진다. 그러나, 한편으로는 전략물자에 대한 자체판정으로 기관의 책임

이 무거워 질 수 있다. 예를들어, 자율준수제도를 구축하여 수출코자 하는 물자나 기술이 전략물자에 해당되지 않는다는 자체판정 결과 수출허가를 득하지 않고 수출을 진행하였으나 추후 전략물자로 불법적으로 이전되었다는 결과를 초래한다면, 이는 전적으로 자체판정한 해당기관이 책임을 지워야 한다. 그러므로 자율준수체제 등급을 부여하는 정부당국은 기관이 자율준수제도 도입시 판정능력이 적절한가를 주요한 평가지표로 삼고 있다. 그러나, 미국, EU등 전략물자통제에 한발 앞서있는 국가의 경우 자율준수제도를 수출주도기관이 적극적으로 획득, 추진해야 하는 기관이 갖추어야할 기업덕목으로 여기고 있으므로 상기에서 언급한 자체판정결과에 사기저하 되지 말고 자율준수제도를 추진해야할 것이다. 자율준수제도 도입 시 기관이 무엇보다도 특히 고려할 사항이 경영진의 전략물자 수출통제에 대한 중요성 인식 및 이행의지라고 할 수 있다. KAERI 는 경영진의지지 하에 자율준수체제를 구축하기 위하여 관련당국과 지속적으로 협의를 하고 있다. KAERI 가 자율준수제도를 구축하기 위해서는 먼저 우리나라에 전략물자 수출입 허가를 이행하고 있는 정부부처 및 관련법령(Fig. 1 참조)에 대하여 파악하고 전략적으로 추진해야 한다고 생각한다.

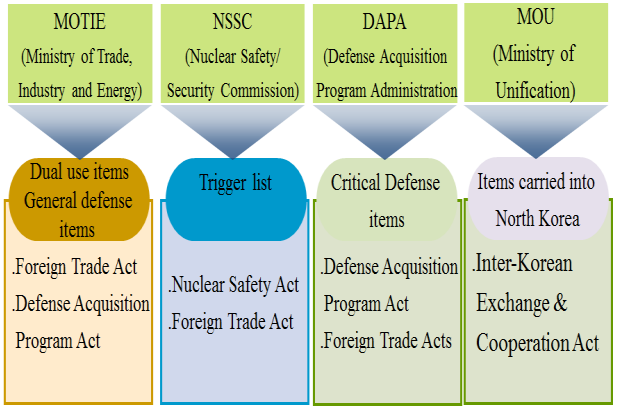



Fig. 1. Licensing Organizations and Laws related.

### 2.3 KAERI CP 도입방안

KAERI는 전략물자 수출입승인이 타 기관과 비교하여 볼 때, 약간의 차이가 있다고 본다. KAERI의 주요 연구개발 방향은 원자력전용품목이 전 연구과제의 대다수를 차지하고 있다고 해도 과언은 아니다. 지금까지, KAERI가 획득한 정부의 전략물자 수출입 승인규제기관으로부터 전략물자 수출입 승인 통제 건수를 살펴보면 대다수의 전략물자 수출입 통제가 원자력전용품목에 해당한다는 것을 알 수 있다. (Table 2 참조) 그러나, 원자력전용품목 외에 이중용도품목에 대하여 소홀히 할 수 없음은 명백한 사실이다. 2014년 1월부터 개정된 대외무역법 및 시행령에 따르면, KAERI에서 외국인 또는 외국기관에 송부되는 모든 정보(이메일, 팩스, 전화, 정보저장장치 등)는 관렵 법에 따라 전략물자 통제대상이 될 수 있다는 것이다. 사실상 지금까지 은연중 또는 무의식적으로 전송된 정보가 통제대상이 아니라고 할 수 없다. 이에 따라서, 정부는 각 기관이 자율준수체제를 갖추고 자체적으로 전략물자 통제를 할 수 있는 능력을 제고함으로써 국제사회에 우리나라가 WMD (Weapons of Mass destruction) 비확산 체제에 발맞추어 나가고 있으며, 어느 나라보다도 투명하고 명확한 전략물자 수출입 통제를 이행하고 있다는 것을 전 세계에 보여주려 한다. KAERI는 지금까지 개발된, 그리고 향후 개발될 원자력기술의 수출을 추진하고 있어, 국제전략물자 4대통제체제의 Denial List에 등재되어 원자력기술의 수출기관으로서 불명예뿐만 아니라 원자력기술 수출에 차질이 발생되어서는 안 되기에 자율준수체제를 도입코자 하며 현 시점에서 원자력전용품목은 자율준수체제가 인정이 되고 있지 않아, 이중용도품목에 대한 CP도입을 추진하고, 원자력전용품목에 대한 관련법규가 개정된 이후 원자력전용품목의 CP체제 추가 도입이 바람직하다고 본다.

Table 2. The amount of strategic items licensed at KAERI

| | Nuclear Item | | Dual use Item | |
|---|---|---|---|---|
| | Classification | License | Classification | License |
| 2014 | 23 | 31 | - | - |
| 2013 | 67 | 46 | - | - |
| 2012 | 9 | 16 | - | - |

## 3. 결론

KAERI는 타 기관과 달리 원자력전용품목에 대한 전략물자 수출입승인이 대다수를 차지하고 있다. 현 법령에 따르면, 원자력전용품목에 해당하는 전략물자수출입은 CP제도가 인정이 되고 있지 않으므로 이중용도품목에 해당하는 전략물자에 대하여 CP제도를 획득, 이용하여야 할 것이다. 향후, 원자력전용품목에 대한 관련법규가 개정된 이후 원자력전용품목의 CP체제 추가 도입이 바람직하다고 본다.

## 4. 참고문헌

[1] KOSTI 보고서 " 무역안보와 통상진흥을 위한 수출통제의 이해 " 2015. 3.
[2] KOSTI 보고서" 전략물자 자율준수 가이던스 " 2009. 12.

# 표준형발전소 RPCS 동작 후 원자로출력 및 ASI 최적제어 연구

**유문철**[1], 송종순[2*]
[1]한수원(주)한빛본부, 전라남도 영광군 홍농읍 홍농로 846
[2]조선대학교, 광주광역시 동구 필문대로 309번지
*nuguls78@khnp.co.kr

## 1. 서론

2005년 이후 표준형 원자력발전소에서 원자로출력 급감발계통(Reactor Power Cutback System, RPCS)은 십여차례 발생되었으나 이에 대한 적정 원자로출력 유지 및 축방향출력편차(Axial Shape Index, ASI) 제어에 대한 지침이 미흡하여 주기초를 제외하고, 출력 및 ASI 제어의 어려움을 경험함에 따라 RPCS 동작시 변수 및 운전원 조치를 분석하여 적정 원자로출력 유지 및 최적 ASI 제어방법을 제시하고자 함.

## 2. 본론

### 2.1 RPCS 계통 개요

2.1.1 기능

출력운전 중 주급수펌프 트립시, 터빈트립 또는 대형부하 감발시 원자로 출력을 재빨리 감소시켜 가압기 고압력에 의한 원자로 트립을 방지하고 1,2차 안전밸브 개방을 방지시킴

2.1.2 RPCS 장점

보다적은 SBCS 용량으로도 대형부하 탈락사고 영향을 흡수할수 있고, 주급수펌프 용량 감소, 발전소 가동률 및 이용률 향상에 기여할수 있음.

2.1.3 제어봉 선택신호

발전소 감시계통(Plant Monitoring System)에서 원자로출력, Tavg 및 연료연소도를 감시하고, 연료운도계수와 감속재 온도계수를 계산하여 필요한 부반응도에 따라 낙하 제어봉을 선택.

### 2.2 ASI 개요

2.2.1 ASI 제어 목적

FSAR 사고해석에 사용된 초지조건 만족, 운영기술지침서에서 제한한 범위내 ASI 유지

2.2.2 ASI 정의 및 제한치

노심의 축방향 출력분포가 상부 또는 하부쪽으로 어느정도 편중되어 있는지 나타내는 지표로 정상운전시 $-0.27 \leq ASI \leq +0.27$ 범위내에 유지

2.2.3 ASI 진동유발 요소

제어봉, 연소도, 냉각재온도, 지논(Xe) 분포 및 붕산희석/ 주입

2.2.4 주기말 RPCS 동작시 ASI 제어시 고려사항

출력운전 유지기간, 제어봉 삽입제한 및 RPCS 동작 직후 또는 Xe누적 시간등을 고려

### 2.3 RPCS 동작 이력 분석

2.3.1 2005년 이후 발전소별 RPCS 동작현황

표준형 발전소인 한빛 2발,3발, 한울 2발, 3발 및 신월성 1발전소 RPCS 동작현황

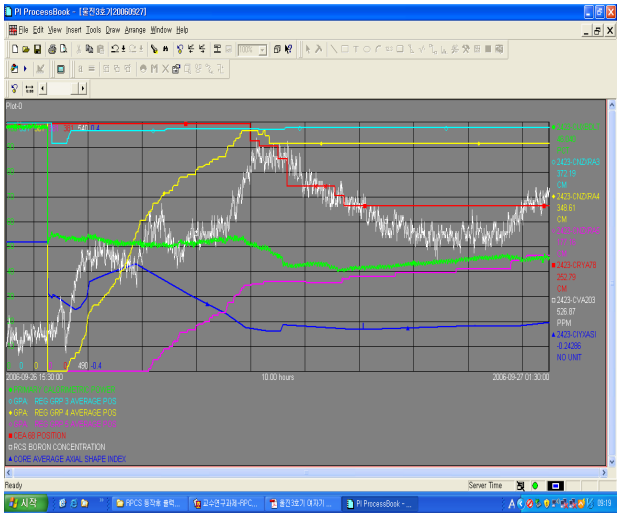


Fig. 1. PI Program When RPCS Actuated.

### 2.4 문제점 검토

2.4.1 ASI 제어 문제점 검토

RPCS 동작이력 검토결과 주기초(BOC)인 경우를 제외한 주기중반(MOC), 주기말(EOC)의 경우 운영기술지침서상 제한치를 초과하려는 경향이 있어, 제어봉 중첩을 위반한 사례발생

2.4.2 조절제어봉 집합체 삽입한계 검토

RPCS 동작시 조절제어봉 및 부분강제어봉 집합체 삽입한계 이상유지는 문제없음

2.4.3 원자로 출력유지 검토

약 5건의 RPCS 동작시 Xe 축적 및 ASI 제어를 이한 제어봉 삽입으로 인하여 원자로 출력유지에 어려움을 경험

2.4.4 관련절차서 문제점 검토

RPCS 동작 후 적용하는 관련 절차서에서 ASI 및 원자로출력 유지관련 적절성 검토

### 2.5 해결방안 제시

2.5.1 ACEONED 프로그램 검증

RPCS 동작시 실제 ASI와 ACEONED ASI 비교검증을 통해 최적 ASI 제어방안 모색

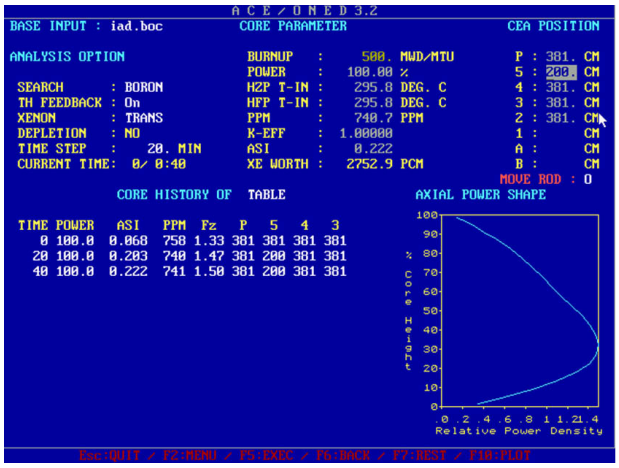



Fig. 2. First Display of ACEONED.

2.5.2 원자로출력 유지

RPCS 동작시 실제 원자로출력 및 ASI 거동을 분석하고, ACEONED 프로그램과 비교검증 함으로서 최적 원자로출력 범위 및 유지방안 도출

2.5.3 최적 ASI 및 원자로출력 유지 절차서반영

PRCS 동작시 적용하는 절차서에 최적 ASI 및 원자로출력 유지방안 반영

## 3. 결론

### 3.1 조절제어봉 중첩위반

주기초를 제외한 대부분의 기간중 RPCS 동작시 ASI 제어의 어려움을 격었으며, ASI 제어를 위해 조절제어봉을 중첩위반하고 있으므로 시정조치 방안을 세워야 함

### 3.2 RPCS 동작후 ASI 제어

노심거동을 분석하는 ACEONED 프로그램을 이용하여 실제 ASI 거동과 분석 비교함으로서 최적 ASI 제어방안을 제시

### 3.2 RPCS 동작후 원자로 출력유지

RPCS 동작후 부적절한 반응도 제엉로 인해 지논 축적시 원자로 출력유지에 어려움을 격었으며, 이러한 출력감소는 ASI가 악화되는 방향으로 이어지고, 이는 제어봉 삽입을 유발하여 출력을 감소시키는 악순환이 야기됨, 이에따라 RPCS 동작시 초기 출력을 적절한 범위내에서 최대한 높게 운전하는것이 바람직함.

## 4. 참고문헌


[1] 운영기술지침서, 한빛 2,3발전소.

[2] 운영기술지침서, 한울 2,3발전소.

[3] 운영기술지침서, 신월성 1발전소.

[4] 핵설계보고서(NDR), 한빛 2발전소.

[5] 출력급감발계통 계통설명서, 한빛 2,3발전소.

[6] 출력급감발계통 계통설명서, 한울 2,3발전소.

[7] 출력급감발계통 계통설명서, 신월성 1발전소.

[8] 종합-3003 출력운전, 한빛 2,3발전소.

[9] 종합-3003 출력운전, 한울 2,3발전소.

[10] 종합-3003 출력운전, 신월성 1발전소.

[11] 비정상-3511A 터빈발전기 트립, 한빛 2,3발전소, 한울 2,3발전소, 신월성 1발전소.

[12] 비정상-3541G 주급수펌프 트립, 한빛 2,3발전소, 한울 2,3발전소, 신월성 1발전소.

[13] 비정상-3880A 소내부하운전, 한빛 2,3발전소, 한울 2,3발전소, 신월성 1발전소.

# LTSBO 중대사고 S-REDAP 반영을 위한 선원항 평가 비교분석

**양양희**[1*], 이갑복[1], 손순환[1], 이용진[2]
[1]한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
[2](주)엔에스이, 대전광역시 유성구 가정로 218
*yhyang79@khnp.co.kr

## 1. 서 론

미국 NRC는 1995년 NUREG-1465에서 중대사고시 선원항을 예측하는 기준과 방법을 발표한 이후, 후쿠시마 사고를 경험하면서 2012년 말 장기정전사고(LTSBO[1]) 포함하는 NUREG-1935 SOARCA[2] 보고서를 발간하였다. 이에 따라 국내에서도 2013년부터 후쿠시마 후속조치의 일환으로 LTSBO 중대사고 반영이 고려되었으며 개발중인 원전사고시 방사선량평가프로그램(S-REDAP[3])의 선원항 평가에 LTSBO 중대사고를 포함시켰다. 본 연구에서는 자연재해로 인한 LTSBO 사고시 선원항 평가 프로그램에 사용되는 가정과 데이터에 대한 적합성을 확인하고 선원항 평가로직의 타당성을 RASCAL[4] 4.3 프로그램과 비교한 결과를 기술하였다.

## 2. 본 론

### 2.1 사고 시나리오

LTSBO 사고분석 시나리오는 후쿠시마 사고를 설정하여 적용하였다. 사고 시나리오는 자연재해로 인한 정상적인 원자로 정지와 운전원 조치가 수행되었으나 전원이 상실되어 배터리 전원으로 원자로 정지등 비상운전조치가 수행되고 이를 제외한 모든 안전계통이 불능인 상태로 가정하였다.

LTSBO 사고에서 Surry 원전에 대해 확률론적 분석으로 예측한 원자로수위 변화를 Fig.1에 나타내었다. 이를 살펴보면 8 시간 경과 후에 전원상실로 비상운전조치가 불가능하여 1,2차계통의 압력이 상승된다. 또한 증기발생기 비등현상으로 1차 냉각재계통 밀봉기능 상실로 16 시간 후에는 원자로냉각재 수위가 떨어져 노심노출현상이 발생되고 핵연료피복재 간극에 존재하는 방사능방출이 일어난다. 또한 전원상실로 원자로 수위를 정상으로 복구하지 못함에 따라 노심용융에 의한 격납건물의 압력이 상승된다. 28 시간 후에는 설계압력(45psig)에 도달하고 45 시간 후에는 설계압력의 2배까지 상승하며 격납건물 누설량이 증가되어 최대 50%/d율로 누설된다고 가정하여 LTSBO 중대사고를 평가하였다. S-REDAP 프로그램에도 이러한 LTSBO 선원항 평가로직을 적용하였으며, 계산결과를 SOARCA 보고서와 비교하였다.

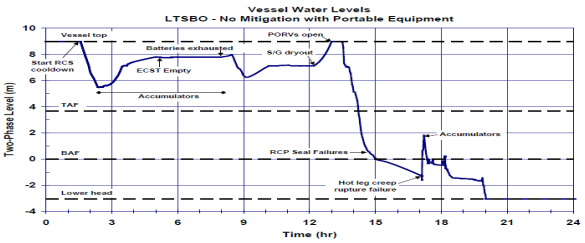



Fig.1. Unmitigated LTSBO vessel coolant level history.

### 2.2 입력자료

LTSBO 중대사고 선원항 평가에 적용된 가정과 데이터는 원전설계자료, 노심재고량, 노심방출시간 및 핵분열생성물의 그룹별 노심유출율 등을 고려한다. LTSBO 사고를 계산하기 위해 DC배터리 가용시간은 SOARCA 보고서에서 안전여유도를 감안하여 4 시간을 기본값으로 설정하였다. 그러나 Surry 원전의 PSA 분석결과에 의하면 약 8 시간 후에 방전되는 것으로 평가되었다.

소내외 전원상실로 인한 원자로냉각기능 상실로 원자로심 노출 및 손상으로 방사능유출이 시작되는 시간은 확률론적 분석결과 배터리 방전 이후 12시간이 소요되는 것으로 보고 있다. 이에 따라 S-REDAP 프로그램에서 배터리 방전과 노심손상 시작시간을 이를 적용하였다.

원자로의 노심재고량은 RASCAL에서 이용하고 있는 PWR형 표준 노심재고량을 S-REDAP 프로그램에도 동일하게 사용하였다.

SOARCA 보고서에서는 LTSBO 중대사고가 발생

1) LTSBO, Long Term Station Blackout
2) SOARCA, State of the Art Reactor Consequence Analysis
3) S-REDAP, Smart Radiological Emergency Dose Assessment Program
4) RASCAL, Radiological Assessment System for Consequence Analysis

하여 노심손상이 일어나는 경과시간을 10단계로 구분하고 손상시간은 최대 24 시간까지 적용하고 있다. 핵종그룹은 Noble Gases등 11개 그룹으로 구분하였다. 그룹별 방출분율은 불활성기체를 제외한 대부분의 핵종 그룹들이 SOARCA 분석 결과가 NUREG-1465 보다 더 높은 값을 나타낸다. RASCAL에서 LTSBO 중대사고를 평가하기 위하여 적용한 기본데이터를 추출하여 S-REDAP 프로그램에 동일하게 적용하여 핵종 그룹별 유출율을 계산하였다.

### 2.3 결과 분석

LTSBO 사고시 핵분열생성물의 선원항평가 타당성 검토를 위해 S-REDAP 프로그램과 RASCAL 4.3 프로그램을 이용한 평가결과와 비교하였다. 핵분열생성물은 후쿠시마 사고에서 방재대응활동에 중요한 핵종으로 고려되었던 핵종으로 Kr-85, I-131 및 Cs-137을 선정하였다.

Fig. 2는 LTSBO 사고시 Kr-85 핵종의 선원항 평가결과를 나타낸 것으로 S-REDAP과 RASCAL 4.3 선원항 평가결과, 유사한 경향을 나타내었다. LTSBO 사고시 Kr-85 선원항 변화가 원자로정지 이후 12 시간부터 6 시간 동안 집중적으로 일어남을 알 수 있다. 사고발생 6 시간 이후에는 노심 유입량이 적어 방사능붕괴와 격납건물 누설로 인하여 서서히 감소되고, 45 시간 이후에는 격납건물내 압력상승에 의한 건물손상으로 격리기능이 손상됨에 따라 급격한 방출이 일어남을 보여주고 있다.

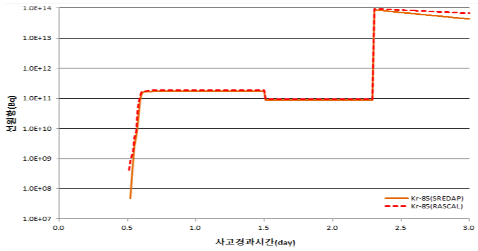



Fig.2. Evaluation results of Kr-85.

Fig. 3은 LTSBO 사고시 I-131 선원항평가 결과를 나타낸 것으로 S-REDAP과 RASCAL 4.3 프로그램의 평가결과가 잘 일치함을 알 수 있다.

한편 Cs-137에 대한 선원항평가 결과는 사고후 24 시간까지는 서로 비슷한 경향을 나타내다가 시간경과에 따라 Kr-85와 I-131과는 달리 점차 확대되는 경향을 나타내었다. Cs-137에 대한 선원항 평가결과를 Fig. 4에 제시하였다.

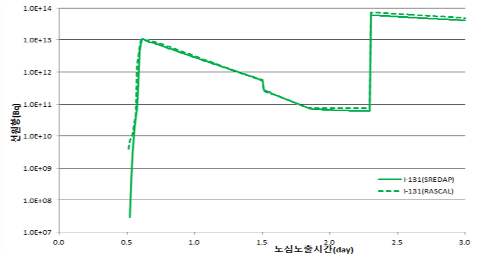



Fig.3. Evaluation results of I-131.

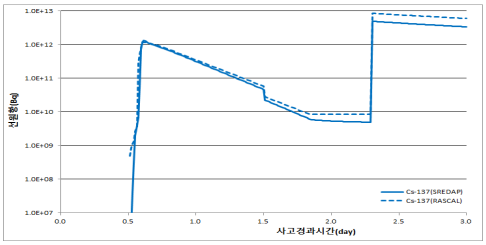



Fig.4. Evaluation results of Cs-137.

## 3. 결 론

LTSBO 중대사고를 S-REDAP 프로그램에 반영하기 위해 선원항에 대해 RASCAL 4.3 평가결과를 비교하였다. S-REDAP은 고리1호기를, RASCAL 4.3은 고리1호기의 참조원전인 Kewaunee 원전을 대상으로 하였다. 평가에 사용된 가정과 입력변수들은 SOARCA 보고서에 제시된 거동현상을 잘 재현함을 확인하였다. 3 일 이상 장기간 선원항을 평가하는 경우 일부 핵종에서 과소 현상을 나타냈으나 전반적으로 잘 일치함을 보여주었다.

따라서 국내원전에서 자연재해에 의한 LTSBO 사고가 발생하여 선원항을 계산해야 하는 경우 S-REDAP 프로그램으로 평가가 가능할 것으로 판단된다.

## 4. 참고문헌

[1] US NRC, NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants,” Washington, DC, 1995.

[2] US NRC, NUREG-1935, "State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses(SOARCA) Report", Nov. 2012.

[3] 한수원중앙연구원, “원전 사고시 방사선량 평가 통합시스템 개발(중간보고서)”, 2014-50003339-전-0276TM.

# 한국 표준형 원자로 헤드 관통관 TOFD-UT Coverage 검사연구

**임성진**[1], 송종순[2*]
[1]한수원(주)한빛본부, 전라남도 영광군 홍농읍 홍농로 846
[2]조선대학교, 광주광역시 동구 필문대로 309번지
*stonebow@khnp.co.kr

## 1. 서론

한국 표준형 원자로 헤드 원자로헤드 관통관 결함을 확인하고자 수행되었던 TOFD(Time of Flight Differaction) UT 검사기법을 인접 J-Groove 용접부까지 확장 가능함을 검증을 위해, 실제 원자로 헤드 관통관과 동일한 형상 및 제작공정을 적용한 모의 시험편에 초음파를 추사하고, 그에 따른 유효한 Coverage를 확인하고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 검사 장비

2.1.1 시험편 제원

시험편 모재(SA508)와 CEDM Nozzle(SB166), 용접재(52/152)는 한빛 3,4호기 원자로헤드 교체와 동일한 재질을 사용하였다.

2.1.2 시험편 형상

본 검사에 사용된 시험편은 매 15° 마다 1개의 평저공을 J-Weld 용접부내에 가공하여 총 14개의 평저공을 가공하였다. 이중 9개의 평저공은 ASME Sec. V Art. V에 따라 3.2mm로 가공 되었으며, 5개의 평저공은 참조용으로 활용하기 위해 2.0mm로 가공하였다.

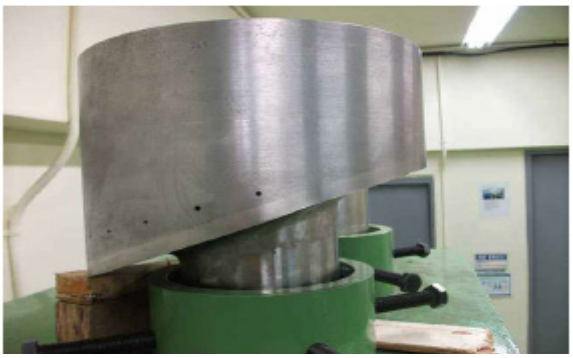


Fig. 1. Shape of Test sample.

2.1.3 검사 장비

검사 장비는 EPRI 로부터 결함 탐지 능력이 검증되고, 국내 원전의 PSI 및 ISI에 사용되는 IntraSp ect System을 사용하여 UT 신호를 수집한다. 해당 장비는 UT 신호를 A Scan, B Scan, B′ Scan, C Scan을 통하여 신호를 종합적으로 수집 가능한 장비이다.

### 2.2 검사방법

2.2.1 교정시험편(Calibration Block)

교정시험편은 검사할 시험편과 동일한 재료로 제작되었으며, 한빛 3호기 교체용 원자로헤드 관통관 PSI 검사 당시 사용된 교정시험편을 사용하였다. 교정을 위해 검사부의 표면과 동일한 상태의 검사용 교정시험편에 가공된 EDM Notch를 사용하였다.

2.2.2 검사 방법

Fig. 2에서 표시한 영역에 대한 초음파 신호의 검출 가능 영역을 검사하기 위하여 2개의 UT Channel을 사용한다. 각 Channel 에는 축 방향 및 원주 방향 주사가 가능한 진동자를 부착하여 초음파 신호의 유효한 Coverage 영역을 확인한다.

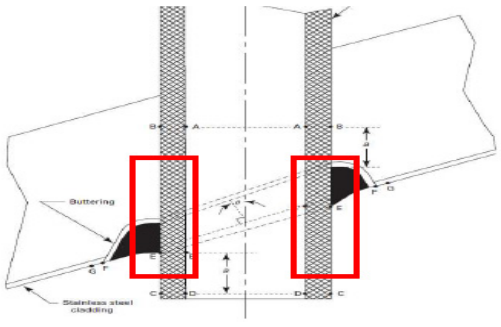



Fig. 2. Range of Scan.

## 2.3 검사 결과

### 2.3.1 0.625" Wall Type 탐촉자

0.625" Wall Type 탐촉자를 사용하여 원자로 헤드 관통관에 대한 TOFD-UT Coverage를 측정한 결과는 아래와 같다.

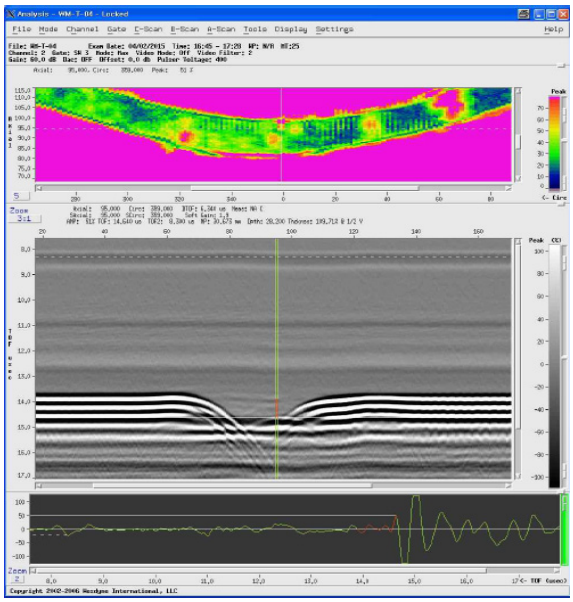


Fig. 3. Inspection Result.

### 2.3.2 1.0" Wall Type 탐촉자

현재 국내형 원자력 발전소의 가동중 검사에 사용되는 1.0" Wall Type 탐촉자를 사용하여 원자로 헤드 관통관에 대한 TOFD-UT Coverage를 측정한 결과는 아래와 같다.

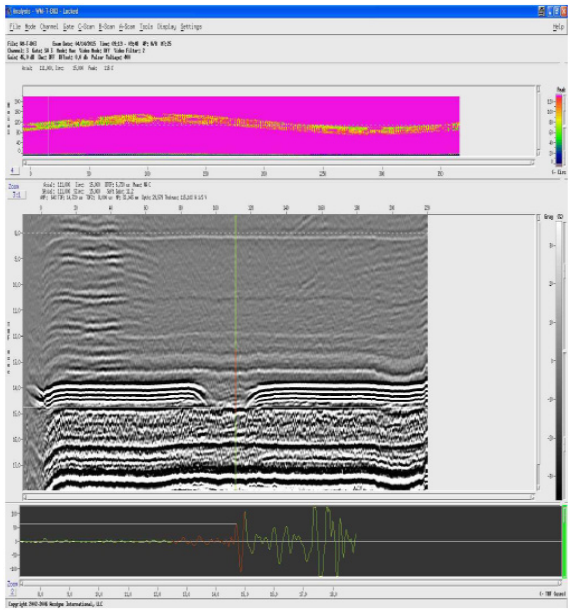


Fig. 4. Inspection Result.

## 3. 결론

금번 한국 표준형 원자로헤드 관통관 TOFD-UT의 초음파 Coverage 검증은 실제 원자로 헤드 관통관과 동일한 형상 및 제작 기법을 가진 시험으로 수행되었다. 모의 시험편 내 위치한 평저공의 신호 검출 및 깊이 측정 가능성을 검사한 결과 원자로 헤드 관통관 외벽 기준 대비 0.4 inch 까지 추가 가공된 평저공의 신호를 탐촉자(CH3)를 통해 확인할 수 있었으나, 0.625" Wall type의 TOF D 탐촉자로 수행된 검사(CH1,CH2)에서는 평저공의 신호를 검출할 수 없음을 확인하였다. 그리고 국내형 원전의 헤드 관통관 검사에 최적화된 1.0" Wall type의 탐촉자를 사용하여 CH2, CH4에 대한 검증을 수행한 결과 0.1, 0.3 inch 구간에서 3.2mm의 평저공 검출신호와 0.1, 0.2 inch 구간에서 2.0mm의 평저공을 확인함으로서 한국 표준형 원자로 헤드 관통관 검사 및 인접 용접부(J-Grrove)에 대한 검사 영역을 검증할 수 있었다.

## 4. 참고문헌


[1] 운영기술지침서, 한빛 2발전소.

[2] C.H. Lee, D.Y. Kang, M.K. Jeon, K.H. Kang and G.I Park, "Zr Electrorefining Process for the Treatment of Cladding Hull Wastes from Used Nuclear Fuel", Proc. of Asian Nuclear Prospects 2014, 89-91, KRS, Jeju-island (2014).

[3] 이종열, 김현아, 이민수, 김건영, 최희주, "사용후 핵연료봉 밀집을 고려한 심지층처분 개념 분석", 방사성폐기물학회지, 12(4), 287-297 (2014).

[4] 윤병식, 김용식, 이희종, 이영호, "위상배열 초음파 기법을 이용한 TOFD 검사에 관한 연구", 한국비파괴검사학회, 304-310(2005).

[5] 정태훈, 김한중, "원자로헤드 관통관 결함의 검출 정확성 연구", 한국공작기계학회, 216-227(2005).

[6] 김중직, 전종권, 김진택, "모의 시험편에 대한 TOFD와 방사선투과시험의 비교", 한국비파괴검사학회, 64-69(2008).

# 고압수증기 분위기에서 수소화물에 의한 지르코늄 합금의 고온산화 가속효과

**정윤목**[1], 박광헌[2*]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 덕영대로 1732
*jym@kaeri.re.kr

## 1. 서론

핵연료 피복관은 방사성 물질의 1차 방호벽 역할을 하기 때문에 고온·고압 및 고방사선의 환경에서 장시간 사용되더라도 그 건전성이 유지 되어야한다. 지르코늄은 고온의 물과 반응하여 산화막을 형성하면서 수소를 발생시킨다. 이때 발생하는 수소의 약 10~20%의 수소는 피복관 내부로 녹아들게 된다. 운전방식이 고연소도·장주기화 되면서 정상상태에서 흡수되는 수소의 양이 증가하게 되었으며 이렇게 피복관 내부로 녹아든 수소는 LOCA 사고 발생시 산화를 급속히 가속화시켜 건전성 확보에 치명적인 영향을 미치게 된다. 대표적인 예로 TMI 원전사고를 들 수 있는데 SB-LOCA가 발생하여 수소가 다량 흡수된 피복관이 고온, 수증기 조건에서 장시간 산화됨에 따라 대형사고로 이어지게 되었다. 본 논문에서는 고압 수증기 분위기에서 지르코늄 합금 피곡관내의 수소가 어떻게 피복관의 산화에 영향을 미치는지에 대해 기술한다.

## 2. 본론

### 2.1 시편준비 및 실험장치

본 연구에 사용된 시편은 판재형 Zry-4이며 절단-연마-초음파세척-에칭-헹굼-초음파세척의 순서로 준비되었다[1]. 수소를 인위적으로 200 wppm 장입시키기 위하여 음극수소장입법으로 수소를 시편 표면에 수소화물 층으로 만들었으며 형성된 수소화물 층의 수소를 지르코늄 합금 내부로 균일하게 확산시키기 위해 전기로를 이용하여 진공상태를 유지하며 열처리를 진행 하였다[2]. 열처리 후에는 진공용융법으로 지르코늄 합금 내 수소의 장입량을 분석하였다[3]. 실험장치는 크게 두 개의 히터(내·외부)와 압력용기로 이루어져 있다(Fig. 1). 외부히터는 산화 전 초기 장입된 물을 끓여서 수증기 압력을 상승시키고, 내부히터는 시편과 맞닿아 있는 열전대로 시편의 온도를 측정 및 조절한다. 실험장치의 압력용기는 최대 15.0 MPa까지 압력이 상승하기 때문에 내부의 수증기가 새어나가 압력이 떨어지는 것을 방지하기 위해 20개의 볼트를 체결하여 고압환경을 유지했다.

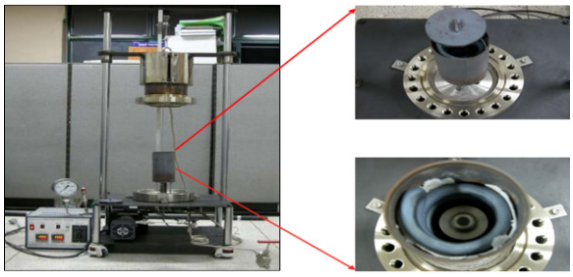


Fig. 1. Experiment apparatus.

### 2.2 실험결과

일반 Zry-4 피복관에 대해 800℃ 수증기 분위기에서 각각의 압력에 따른 1,200 초의 산화가 진행된 후 weight gain을 Fig. 2에 나타내었다. 또한 1,200 초 동안 산화가 진행 된 시편들의 수소 함유량을 측정했다(Fig. 3). 수증기의 압력이 증가할수록 weight gain이 더 증가했다. 이를 통해 피복관 내부에 다량의 수소가 흡수되어 있을 경우 고압·수증기 분위기에서 산화가 가속화 된다는 것을 알 수 있으며 산화과정 중 수소가 산화를 가속시킬 수 있는 요인이 될 수 있음을 보여준다.

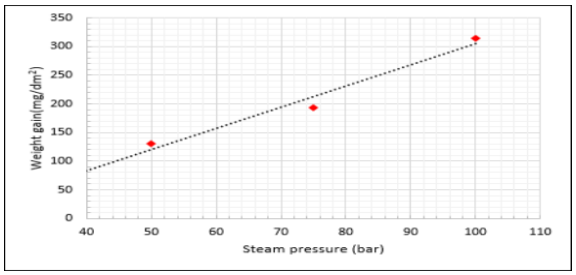



Fig. 2. Weight gains of claddings for 1,200sec at different steam pressures.

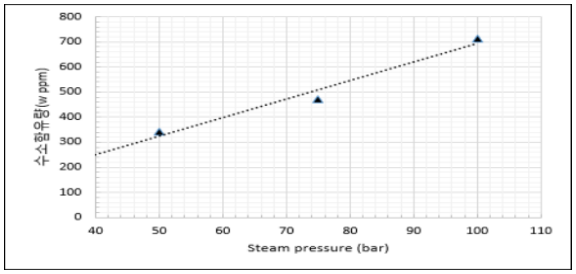



Fig. 3. The hydrogen contents of specimens oxidize for 1,200sec at different steam pressures.

일반 피복관과, 수소를 장입 시킨 피복관을 800℃, 75bar에서 산화시킨 시편의 금속층과 산화막층에 대해 광학현미경(OM) 촬영을 했다.(Fig. 4) 수소를 장입 시킨 피복관에서 비균질한 산화막이 크게 생성되었으며 균열(crack)이 크게 발생되었다. 수소를 장입시킨 피복관의 800℃, 75℃bar에서 1,200 초 동안 산화된 시편에 대해 SEM촬영을 했다.(Fig. 5) 산화막 층에서의 균열과 이로 인해 국부적으로 비대해진 산화막을 선명하게 발견할 수 있다. 또한 금속 내부에서는 수소가 장입되어 있었던 흔적(trace)를 확인할 수 있다.

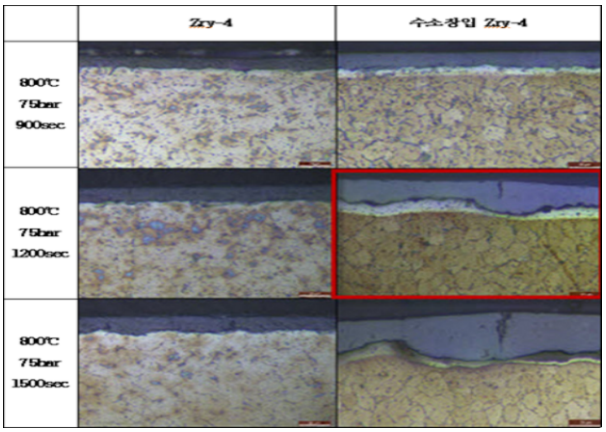



Fig.4. Microstructures of claddings experimented under 800℃.

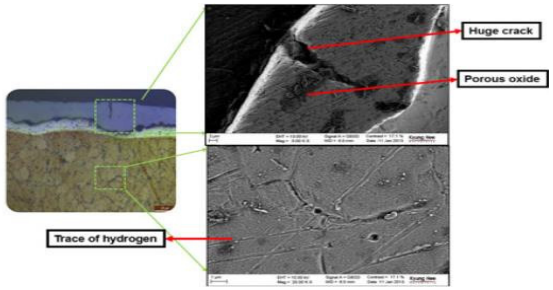



Fig. 5. The microstructure of hydrogen charged claddings at 800℃ in 75bar for 1200sec.

800℃, 75bar, 1,200 초 산화실험 후의 일반시편과 수소장입시편의 산화막에 대해 Raman spectrum을 촬영하여 산화막 위치에 다른 정방정 산화지르코늄의 상대비율을 측정하였다(Table 1). 두 시편의 산화막이 메탈 부분으로 부터 5 ㎛가 되는 지점까지 4개의 부분으로 나누어 측정했으며 정방정 산화 지르코늄의 비율은 식(1)을 이용하여 계산했다.

$$R_{(mono/tetra)} = \frac{I_{274_t}}{I_{180_m} + I_{190_m} + I_{274_t}} \qquad (1)^{[4]}$$

Table 1. Ratio of the intensity

| | 일반시편 | 수소장입시편 |
|---|---|---|
| 1.25㎛ | 36% | 27% |
| 2.5㎛ | 22% | - |
| 3.75㎛ | - | - |

## 3. 결론

본 연구에서는 Raman spectrum 분석을 통해 수소 장입시편에서 정방정 으로의 상변화가 일반시편 보다 일찍 일어난 것을 확인할 수 있었다. 금속과 산화막 게면에서 생성되는 초기 준안정 상태인 정방정이 산화막의 성장에 따라 완화되는 응력에 의해 단사정 산화막으로 변태하는데 수소가 없는 상태에서는 내부식성이 좋은 원주형(columnar)단사정의 형태로 변화한다. 하지만 다량의 수소가 흡수된 경우에는 이 수소가 단사정의 표면에너지를 감소시켜 응력에 불안정한 등방성(equiaxial)의 단사정 산화막을 만들게 되고, 주변 응력에 의해 등방성 산화막에 균열이 생기면서 내부식성이 급격히 감소하여 결국 산화가 가속된다.

## 5. 참고문헌

[1] ASTM, Standard Test Method for CorrosionTesting of Prosucts of Zirconium, Hafnium, and Their Alloys in 633K or in Steam at 673K[Metric], Annual Books of ASTM Standard section, 3, 49 (1991).

[2] Y.S. Kim et al, A Manual for CharacterizationTests for Zr-2.5Nb Pressure Tubes, KAERI Technical Report, KAERI/TR-1329/99 (1999).

[3] ASTM E1447-05, "Standard Test Method for Determination of Hydrogen in Titanium and Titanium Alloys by the Inert Gas Fusion Thermal Conductivity/Infrared Detection Method," ASTM International, West Conshohocken, PA (2005).

[4] J. Godlewski, J. P. Gros, M. Lambertin, J. F. Wadier and J. Weidinger, "Raman Spectroscopy Study of the Tetragonal to Monoclinic Transition in Zirconium Oxide Scales and Determination of Overall Oxygen Diffusion by Nuclear Microanalysis of O18", ASTM STP, 1132, 395, 1991.

# ITER 삼중수소 저장공급시스템 헬륨-3 수집계통 운전절차개발 및 게터특성분석

**송규민**[1*], 이정민[1], 고병욱[1], 윤세훈[2], 장민호[2], 강현구[2]
[1]한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
[2]국가핵융합연구소, 대전광역시 유성구 과학로 169번길 148
*kmsong001@khnp.co.kr

## 1. 서론

국제핵융합실험로(ITER, International Thermonuclear Experimental Reactor)는 핵융합연료로 중수소와 삼중수소를 사용하며, 이를 위해 삼중수소 저장공급시스템(SDS, Storage and Delivery System)이 설치된다. SDS는 한국 조달품목중 하나로, 핵융합연료인 삼중수소 및 중수소를 저장하고 공급하는 기능을 한다. 또한 핵융합연료의 순도를 유지하기 위하여 SDS에 축적되는 헬륨-3를 주기적으로 제거하는 기능을 한다. 본 연구에서는 ITER SDS 헬륨-3 수집계통(He-3 collection loop)의 운전절차개념을 확립하고 구성품 중 게터의 특성을 반영하고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 SDS 헬륨-3 수집계통 특징

ITER SDS에 헬륨-3 수집계통의 필요성에 관한 논란이 많았다. 왜냐하면 삼중수소가 붕괴하여 생성되는 헬륨-3는 핵융합연료주기를 순환하면서 TEP (Torus Exhaust Process)의 분리막이나 ISS (Isotopes Separation System)의 초저온증류탑에서 대부분 제거되기 때문이다. 하지만 ITER의 주기적인 셧다운 기간이나 장기 운전정지 시 대부분의 삼중수소를 SDS에 저장하게 되는데, 이때 생성된 헬륨-3가 핵융합연료의 순도를 낮출 수 있기 때문에 가동전에 미리 제거할 필요성은 여전히 존재한다. FDR-2001 등 ITER 설계 초기에 SDS 기능에 헬륨-3 수집기능이 명시되어 있었으나 운전개시 조건이나 헬륨-3의 순도, 운전방법 등은 명확하지 않았다[1].

### 2.2 운전조건 및 설계요건

헬륨-3 수집계통의 운전은 독립적이기 보다 전적으로 PVT-c 계량계통의 운전 후 조건부로 개시된다. 게터용기 내 삼중수소 재고량을 수시로 확인하는 것은 SDS 기능 중에 하나인데, 이를 위해 게터용기 내부에 설치된 헬륨루프를 이용하는 in-bed 열량계 방식과 계량용기로 측정하는 PVT-c 방식이 있다. 헬륨-3 수집계통의 운전은 PVT-c 운전 시 정량분석에 의해 헬륨-3의 수집운전의 필요성이 있을 경우 진행된다. PVT-c 운전의 마지막 단계는 계량용기의 삼중수소를 다시 우라늄 게터용기로 흡장하는 운전이다. 이때 계통에 잔류하는 삼중수소의 잔량은 게터로 사용되고 있는 우라늄의 특성상 ~1 $mCi/m^3$ 수준이 될 것으로 보인다. 헬륨-3 수집 시 불순물로의 삼중수소 농도요건은 ~10 $\mu Ci/m^3$으로 한다. 하지만 처리량에 대한 요건은 미정이다. 헬륨-3 수집을 위한 순환루프 전용 펌프는 없으며, PVT-c 계량 시에 사용되는 펌프인 MBP (Metal Bellows Pump, MB-601)를 공용으로 사용하기 때문에 헬륨-3 처리량이 너무 적어 부압에서 운전가능범위를 벗어날 수도 있다. 이 경우 PVT-c 계량운전을 다른 게터용기에 적용하여 헬륨-3가 누적된 후 운전할 수도 있다.

### 2.3 정상운전절차서

헬륨-3 수집계통의 운전조건과 요건을 바탕으로 정상운전 절차서를 개발하였다[2]. 정상운전 절차서를 요약한 흐름도는 Fig. 1과 같다. PVT-c 삼중수소 계량운전 이후 선택적으로 헬륨-3 수집운전이 진행된다.

### 2.4 게터 적용 헬륨-3 수집계통 시작품 구성

SDS 헬륨-3 수집계통 설계자료 생산을 위한 시작품을 제작하였다. SDS의 저장용기와 PVT-c탱크를 이용하여 삼중수소를 비롯한 헬륨-3, 불순물의 재고량과 조성을 확인한 후 다시 저장용기에 삼중수소를 저장하고 남은 잔존 가스를 헬륨-3 회수 실험용 게터실험장치로 보내는 과정을 공급탱크로 대신하였다. 삼중수소, 헬륨-3 및 불순물을 크래커와 게터의 고온운전에 맞도록 미리 잔존가스의 온도 분위기를 형성하기 위한 목적으로 전열기를 설치하였다. 헬륨-3 회수 실험용 게터실험장치의 목적은 삼중수소와 불순물이 제거된 헬륨-3의 회수이다. 따라서 크래커와 게터를 지속적으로 순환하면서 헬륨-3의 회수가 가능하도록 MBP(Metal Bellows

Pump)와 수집탱크를 설치하였다. 삼중수소, 헬륨-3, 불순물의 조성을 GC로 분석할 수 있도록 샘플러를 공정의 단계별로 분석이 가능하도록 연결하여 일정 시간간격으로 측정할 수 있도록 하였다.

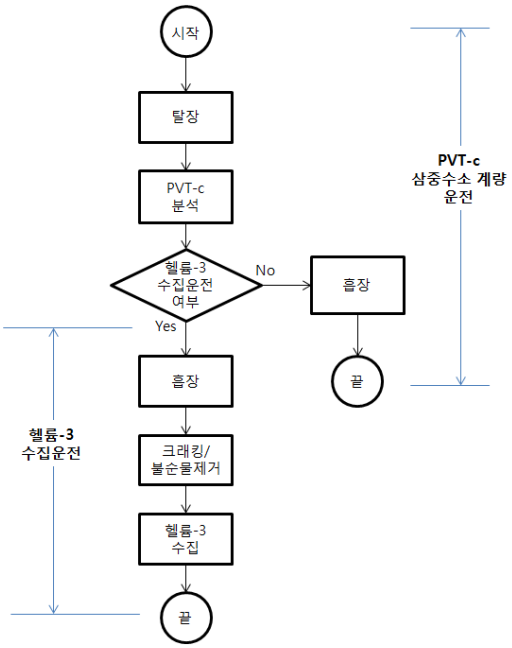



Fig. 1. Operation flow chart of He-3 collection loop.

### 2.5 게터 특성 및 분말화

SDS 우라늄 베드에서 탈장된 삼중수소는 일부 $CQ_4$의 형태로 존재한다. $CQ_4$의 형태의 삼중수소를 제거하기 위하여 우선 크래커를 전단에 설치한다. 크래커로서 ZrMnFe (ST-909)를 선정하였다. $CQ_4$는 ZrMnFe 베드를 통과하면서 탄소는 잡히고 삼중수소만 기체형태로 남는데 삼중수소는 후단의 $Zr_2Fe$ 베드로 제거한다. ZrMnFe와 $Zr_2Fe$ 게터의 특징은 Table 1에서 볼 수 있다.

헬륨-3에서 삼중수소를 제거하기 위하여 $Zr_2Fe$ (ST198) 게터를 사용한다. $Zr_2Fe$는 최대 5몰의 삼중수소를 흡장시킬 수 있다. 하지만 일정량 이상을 흡장할 경우 분말화가 진행된다. Figure 3은 250~400℃에서 반복흡탈장 후 분말화된 $Zr_2Fe$의 사진이다. 분말의 사이즈는 약 5 μm 수준이나 흡탈장이 반복되면 더 작은 사이즈로 분쇄될 가능성이 크다. ST198의 분말화가 진행되는 농도는 10 torr·L/g으로 알려져 있다. 이를 기준으로 한다면, 실제 헬륨-3에서 삼중수소를 제거할 때 삼중수소 농도는 ~1 $mCi/m^3$ 즉, 1E-7 g/g-ST198 수준으로 헬륨-3 수집운전을 약 1000회 정도하여야 분말화가 진행될 것으로 예상된다. 하지만 일부는 흡장량 제한치 이전에 진행될 수 있기 때문에 게터반응기 전후단에 분말사이즈보다 작은 필터를 설치하여야 한다.

Table 1. Characteristics of cracker and getters

| Alloy | ZrMnFe (ST 909) | $Zr_2Fe$ (ST 198) |
|---|---|---|
| Activation Temperature | >400 ℃, >24hr | >400 ℃, >24hr |
| Reaction Temperature for Hydrogen Isotope | After Activation | After Activation |
| Reaction Temperature for Hydrogen Isotope | No | 200 ℃ |
| Storing Capacity for Hydrogen Isotope | 50 Torr L/g → powder<br>10 Torr L/g | 50 Torr L/g → powder<br>10 Torr L/g |
| Regenerate Temperature | No | 500 ℃ |
| Operating Temperature | 300~600 ℃ | 200~350 ℃ |

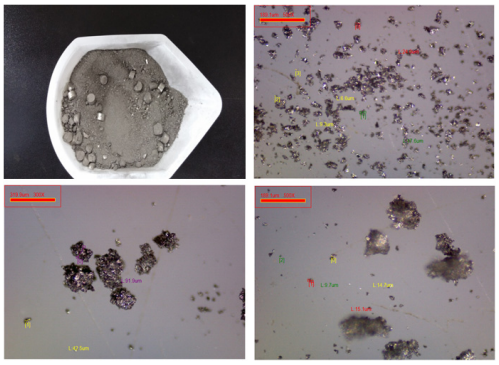


Fig. 2. Powderization of ST198 during the adsorption.

## 3. 결론 및 향후계획

본 논문에서는 ITER 핵융합연료의 순도유지를 위해 SDS에서 생성되는 헬륨-3를 주기적으로 제거하기 위한 헬륨-3 수집계통의 운전조건, 설계요건 및 공정개발 시 주요 구성품인 반응기의 게터특성을 살펴보았다. 향후 운전조건에 따른 설계자료 생산을 통해 ITER SDS에 적합한 헬륨-3 수집계통의 개발을 완료할 예정이다.

## 4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부와 산업통상자원부의 국제핵융합실험로 공동개발사업(NRF 2012-000333) 및 국가핵융합연구소의 지원으로 수행되었다.

## 5. 참고문헌

[1] ITER, "Design Description Document", WBS 32C, N 32 DDD 34 01-07-03(Rev0.1) (2007).
[2] K. Song, "Standard Operating Procedure of the SDS", 32C-SOP-3100 (2013).

# 분산제를 이용한 원전 증기발생기 슬러지 제거 방법 개선

**장덕기**[1], 송종순[2*]
[1]한수원(주)한빛본부, 전라남도 영광군 홍농읍 홍농로 846
[2]조선대학교, 광주광역시 동구 필문대로 309번지
*duks2000@gmail.com

## 1. 서론

원자력발전소 증기발생기 2차계통에서 고온, 고압의 용수가 연속적으로 높은 유속으로 순환하여 운전되기 때문에 고순수를 사용하고 최적으로 수질관리를 하더라도 구성기기 및 배관으로부터 철산물의 용출 및 슬러지 생성은 피할 수 없다. 현재 원자력발전소에서는 취출계통(Blow-down)으로 슬러지를 일부 배출하고 있고 계획예방정비 기간에는 슬러지 랜싱과 화학세정을 실시하여 제거하고 있다. 본 연구는 국내 PWR 원전의 수질영향 검토 후 적절한 분산제를 주입하는 현장 적용 등의 방법을 검토하고, 시험기간에 분산제 적용 전후 슬러지 배출거동 조사 및 주입결과를 도출하여, 타 발전소에 확대 적용하는 가능성까지 고찰하고자 한다.

## 2. 분산제 특징 및 주입 방법 고찰

### 2.1 연구 발전소 2차계통 고찰

2.1.1 2차계통 수화학

2차계통의 수질관리 목표는 기기의 부식을 최소화 할 수 있도록 계통수질 부식을 억제할 수 있는 상태로 지속 유지함으로써 증기발생기와 다른 2차계통 기기 및 계통의 신뢰도를 확보하는 것이다. <Fig. 1>은 미국 내 원자력발전소에서 부식으로 인한 발전소 이용율 손실을 나타낸 것으로 수화학 관리기술의 발전 등 효과적인 부식억제가 수행됨으로써 원자력발전소 운영의 경제성과 안전성이 향상될 수 있음을 보여준다[1].

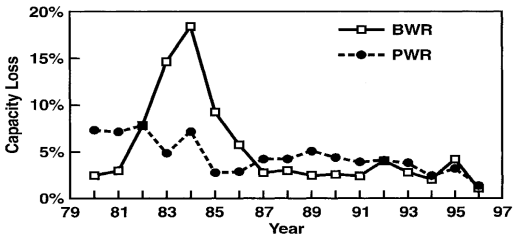



Fig. 1. Capacity loss at US power plants by corrosion.

2.1.2 2차계통 구성 및 계통 재료[2]

원전 2차계통의 구성은 크게 증기발생기 및 복, 급수계통 및 터빈·발전기 등으로 나눌 수 있다. 증기발생기는 1차측 열에너지를 2차측으로 전달해 증기를 생산하며, 터빈·발전기는 이 증기 운동에너지를 전기에너지로 바꾸어 전기를 생산한다. 이후 증기는 복수기에서 응축된 후 복·급수계통을 통해 가열 후 다시 증기발생기로 보내진다. 2차계통 재료의 부식 억제를 위해 원전에서는 pH 높게 유지하는 한편, 하이드라진 등의 화학약품을 이용 용존산소를 매우 낮은 수준으로 관리한다.

### 2.2 분산제 특성 고찰

2.2.1 분산제 화학적 특성

분산제로 사용하는 PAA(Poly-Acrylic Acid)는 acrylic acid를 단위체로 하여 용액중합에 의해 합성되면, 중합개시제로 persulfate를 사용한다. PAA는 착화(chelation)과 분산(dispersion) 기능을 동시에 갖는데, 이러한 화학적 특성은 2차계통수 내에서 용출되는 철 화합물과 효율적으로 착화하고 분산시키는데 미국 ANO-2 원전에서 단기간 적용 시 보여준 분산제의 효율성은 <Fig. 2>과 같다.

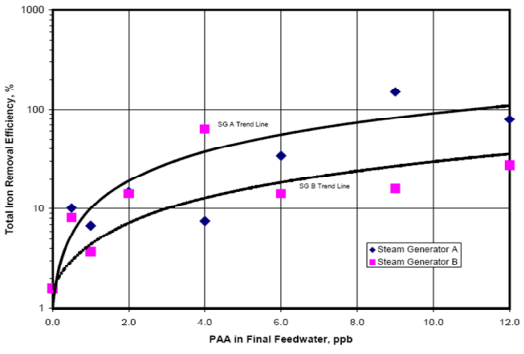



Fig. 2. Log mean iron removal efficiency Vs. PAA concentration in feedwater[3].

2.2.2 분산제 열분해 특징

PAA는 고온에서 열분해하기 때문에, 이를 분산제로 사용할 경우에는 그 분해특성을 고찰할 필요

가 있는데, 그 특징을 요약하면, 반감기는 약 45분(270℃), 열분해 산물(유기산, 지방족 화합물)로 인한 계통영향은 미미한 수준일 것이라 판단된다.

### 2.3 분산제 현장 적용 연구 결과

2.3.1 분산제 주입 설비 및 준비

증기발생기에 분산제 주입을 위하여, 약품농도, 유량, 저장용량, 보충계획 등을 사전에 준비하였고, 기타 관련 기기 및 운전방법 등도 미리 산정하여 준비하였다.

### 2.4 분산제 적용

2.4.1 분산제 주입에 의한 2차계통 수화학 영향

분산제 주입에 따라 2차계통 수화학 어떤 영향을 미치는지 추이를 관찰하였다. pH나 TOC 등은 2차 수화학 환경에 거의 영향을 주지 않으며, 열분해에 의한 유기산의 영향으로 발생될 양이온 전도도의 경우도 약간 증가하였을 뿐, 큰 영향은 없는 것으로 나타났다.

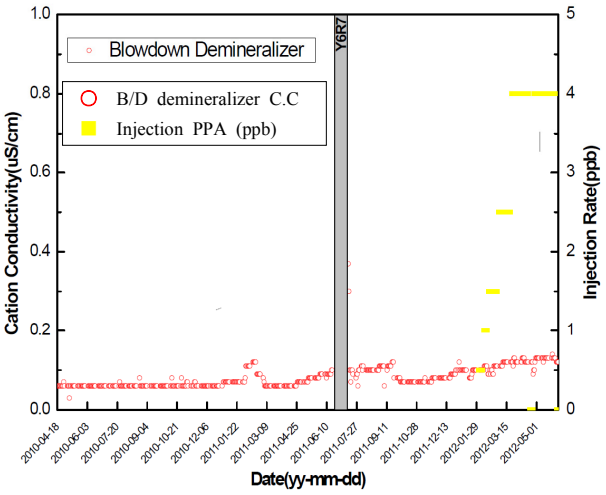



Fig. 3. Trend of cation conductivity.

2.4.2 증기발생기 내 슬러지 제거

분산제 주입에 따라 실제 증기발생기 내 슬러지가 얼마나 제거가 되는지 효과를 평가하기 위해서, 취출수 계통 필터 차압 변화와 증기발생기 내 철성분 추이 변화를 모니터링하였는데, 차압은 큰 변화를 관찰 할 수 없었지만, 증기발생기 철농도는 down-comer에서 약 6.42배, 고온관에서는 약 5.04배 배출되는 현상을 보여, 증기발생기 내 슬러지 제거에 효과가 있는 것으로 판단된다.

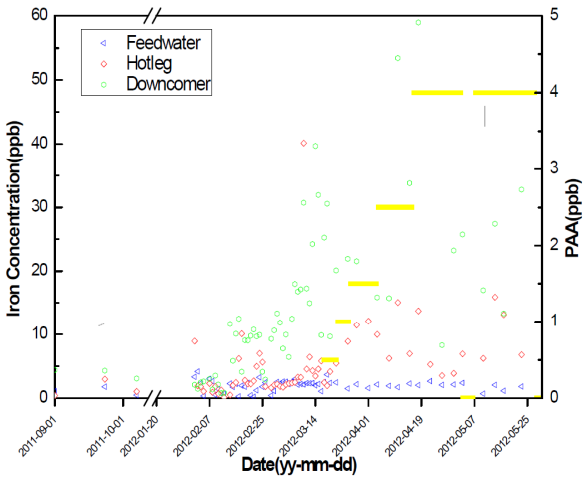



Fig. 4. Trend of iron concentraion during the injection of PAA.

2.4.3 타 원전 확대 적용 및 향후 과제

본 사례는 증기발생기 습식보관시 사용하는 하이드라진 약품펌프를 임시변경하여 이용하였다. 다른 표준원전도 분산제 약품주입탱크와 연결배관 등 몇가지만 추가한다면 분산제 주입을 할 수 있을 것으로 판단된다.

## 3. 결론

분산제 주입에 따른 2차계통 수화학 환경에 미치는 영향은 미미한 것으로 나타났고, 슬러지 제거 효과도 뛰어난 것으로 평가된다. 열성능 변화 관찰 결과도 소량 개선되었음을 확인할 수 있었다.

향후 분산제 주입후 철농도나 약품농도 분석방법을 좀 더 용이한 방법으로 개선한다면, 다른 노형의 원자력발전소에도 적용해도 좋은 결과를 얻을 수 있을 것이라 판단된다.

## 4. 참고문헌


[1] P. Robbins, P. Frattini, “Dispersants for Tube Fouling Control Volume 2 : Short-Term Trial at ANO-2”, EPRI 1003144, Final Report (2001).

[2] 최종안전성검사보고서, 한빛 3발전소.

[3] K. Fruzzetti, “Dispersants for Tube Fouling Control, Volume 3: Qualification for a Long-Term Trial in a Replacement Steam Generator Tubed with Alloy 690 TT”, EPRI 1002774, Final Report (2002).

# 격납건물 계기용공기 상실시 최적대응방안 연구(한빛 3,4호기)

**김영철**[1*], 송종순[2*]
[1]한국수력원자력(주) 한빛원자력본부, 전남 영광군 홍농읍 홍농로 846
[2]조선대학교, 광주광역시 동구 필문대로 309
*zerofe69@khnp.co.kr

## 1. 서론

원자력발전소 공기구동밸브(AOV)의 구동원으로 사용되는 계기용압축공기계통은 발전소 안전운전에 필수계통으로 발전소 운전모드와 관계없이 정상운전이 요구되고 있으며, 공기압축기 고장 발생시에도 계기용압축공기의 정상적인 공급을 보장하기 위한 설비들이 발전소 설계에 반영되어 있다. 따라서 계기용압축공기계통의 상실 가능성은 희박하나, 격납건물에 공급되는 계기용압축공기는 공기구동 SOV를 통해 공급되고 있어, 격납건물내 계기용압축공기 공급밸브의 고장 및 공학적안전설비작동신호(ESFAS) 오동작 발생시 격납건물내에 설치된 모든 공기구동밸브의 운전불능으로 복구조치에 실패할 경우 원자로 수동정지 등 심각한 과도상태의 발생이 예상된다. 본 연구에서는 격납건물내 계기용압축공기 상실가능성과 상실시 영향 및 최적대응방안 연구를 통해 발전소 안전성 및 설비신뢰도 제고에 도움을 주고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 격납건물내 계기용압축공기 상실가능성 검토

2.1.1 계기용압축공기계통 완전상실 가능성 : 없음

호기당 100% 용량의 공기압축기 2대가 설치되어 1대는 상시운전 나머지 1대는 대기상태를 유지하고 있으며, 공기압축기 2대 모두 운전불가능한 조건을 고려하여 인접호기를 통한 계기용압축공기의 공급이 가능하도록 호기간 공통배관이 설계되어 계기용압축공기계통의 완전상실 가능성은 없음.

2.1.2 격납건물살수작동신호(CSAS) 오동작에 의한 격납건물내 계기용압축공기 상실가능성 : 존재

격납건물내 계기용압축공기 공급밸브는 건전한 상태이므로 관련 비정상절차서(비정상-3712A : CSAS 오동작)에 따라 신속한 대응조치 수행 시 발전소 과도상태 발생가능성 최소화 가능

2.1.3 격납건물내 계기용압축공기 공급밸브 고장 : 존재

격납건물내 계기용압축공기 공급밸브는 고장 발생시 자동 격리되도록 설계되어 밸브구동용 SOV 고장 등 비정상 발생시 밸브의 재개방 수단 및 방법이 없어 격납건물내에 설치된 모든 공기구동밸브의 운전불능으로 심각한 과도상태 발생 가능성이 존재함

### 2.2 격납건물내 계기용압축공기 상실시 발전소 거동

2.2.1 가압기 수위 상승

화학 및 체적제어계통(CVCS)의 유출수 격리밸브 차단으로 가압기 수위가 증가되어 운영기술지침서에서 제한하고 있는 수위 상한치(57%)를 초과할 경우 1시간 이내 복구가 요구되며, 복구 실패시 원자로 수동 정지 후 운전모드 3(고온대기) 진입이 요구 됨

2.2.2 원자로냉각재펌프 제어유출수 유로 전환

원자로냉각재펌프 제어유출수 격리밸브의 닫힘에 의해 제어유출수 유로가 체적제어탱크(VCT)에서 원자로배수탱크(RDT)로 전환되며 유로 전환 후 원자로배수탱크 수위 증가시 원자로배수탱크 상부에 설치된 파열판 보호를 위해 원자로 및 원자로냉각재펌프 수동정지가 요구됨

2.2.3 격납건물내 설치된 모든 AOV 운전불능

### 2.3 최적대응방안 검토

격납건물내 계기용압축공기 공급밸브의 부적절한 차단 발생시 원자로배수탱크 파열판 파손에 의한 원자로냉각재 상실사고 발생 및 원자로 수동정지를 방지하기 위해 최적화된 운전원의 대응조치가 필요하며, 최적화된 대응조치의 보장을 위한 개선방안을 검토 함

2.3.1 격납건물내 계기용압축공기 공급설비 개선

- 밸브 Type(AOV → MOV) 변경
- 계기용압축공기 공급밸브 우회밸브 신설

- 격납건물내 계기용압축공기 보조압축탱크 신설
- 질소공급배관 활용
- 수동조작이 가능한 AOV로 밸브 변경(채택안)
- 계기용압축공기 공급밸브 구동원 가압라인 전환

2.3.2 주제어실 경보 신설

운전원이 격납건물내 계기용압축공기 공급밸브의 부적절한 차단을 조기에 인지하여 비정상 복구에 필요한 여유시간 확보가 가능하도록 주제어실에 "IA CIV CLOSED" 경보창 신설 필요

2.3.3 관련 비정상절차서 개선

격납건물내 계기용압축공기 공급밸브 차단 후 배관내 압축공기 잔압을 이용한 원자로배수탱크 배수절차 및 원자로배수탱크 파열판 손상 방지 절차 추가

## 3. 결론

### 3.1 격납건물내 계기용압축공기 공급밸브 개선

공급밸브 고장 형태에 관계없이 격납건물내 계기용 압축공기 공급이 가능하도록 비상시 수동조작이 가능한 AOV로 변경하여 격납건물내 계기용압축공기 상실 문제 해결 가능

### 3.2 주제어실 IA CIV CLOSED 경보창 신설

주제어실 경보 신설로 비정상 상황의 조기 인지를 통한 운전원의 신속한 대응 조치 및 비정상 복구에 필요한 여유 시간 확보 가능

### 3.2 비정상 절차서 개선

관련 비정상 절차서 개선으로 체계적인 대응조치를 통해 원자로배수탱크 파열판 손상에 의한 원자로냉각재 상실사고 및 원자로수동정지 방지 가능

검토결과 격납건물내 계기용압축공기 공급밸브의 비정상 차단을 유발할 수 있는 밸브 구동전원 상실, 밸브 구성품 고장 및 공학적안전설비작동신호(ESFAS) 오동작 발생시에도 원자로냉각재계통 건전성, 원자로배수탱크 파열판 파손에 의한 원자로냉각재 상실사고 및 원자로 수동정지를 예방하기 위해서는 격납건물내 계기용압축공기 공급밸브의 설비개선, 경보창 신설, 관련 절차서 개선을 통해 발전소 과도상태 및 원자로 불시정지 예방이 가능함을 확인 함.

## 4. 참고문헌


[1] 운영기술지침서, 한빛 2,3발전소.
[2] 비정상절차서, 비정상-3712A, 비정상-3596A/B/C, 비정상-3431F/G.
[3] 한빛 2발전소 OM Manual.
[4] 한빛 3,4호기 Control Logic Diagram.
[5] 한빛 3,4호기 EWD.
[6] 한빛 2발전소 계통설명서.
[7] 해외기술정보.
- OE33444 : Solenoid Operated Valve Coil Failure causes Loss of Instrument Air to Containment (Palo Verde Generating Station)
- OE30475 : Manual Trip due to Loss of Instrument Air to Containment (Palo Verde Generating Station)

# 원자력발전소 공기정화계통내 첨착활성탄 수명평가 방법에 대한 고찰

**김학수***
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*hskim0071@khnp.co.kr

## 1. 서론

원자력발전소는 운영과정에서 발생되는 기체상 방사성물질을 환경에 배출되지 않도록 공기여과계통 및 공기정화계통을 설치하여 운영하고 있다. 특히 원자력발전소에서 배출되는 입자성요오드는 공기정화계통내 고효율여과기(HEPA)에, 유기성요오드는 첨착활성탄에 의해 제거된다. 방사성요오드를 처리하는 첨착활성탄의 성능기준은 안전계통의 경우에는 Reg. Guide 1.52 그리고 비안전계통의 경우에는 Reg. Guide 1.140에서 요구하는 $CH_3I$ 투과율을 만족해야 한다. 첨착활성탄은 장기 연속운전 및 대기운전기간 동안에 시간이 경과됨에 따라 성능이 저하될 것으로 예상되어 첨착활성탄 수명에 대한 관심이 증가하고 있다. 본 본문에서는 첨착활성탄수명에 영향을 미치는 요인과 이들 요인 중 노화에 의한 첨착활성탄 수명평가 방법에 대해 고찰하였다.

## 2. 본론

### 2.1 첨착활성탄 교체 주기

Reg. Guide 1.52 및 1.140[1, 2]에 의해 안전계통에서 연속 운전하는 경우에 사용된 첨착활성탄은 매 720시간마다 샘플링하고, 안전계통 대기운전 및 비안전계통의 연속운전과 대기운전의 경우에는 Reg. Guide 1.140에 의해 24개월마다 샘플링하여 ASTM D 3803(1989)에 의해 $CH_3I$ 투과율을 측정하여 첨착활성탄 성능을 확인하고 있으며 교체주기는 Table 1과 같다.

Table 1. Replacement Interval for Activated Carbon

| 첨착활성탄 교체 조건 | 교체시기 |
|---|---|
| • 현장누설시험 실패, 활성탄의 방사능 흡착시험 부적합, 계통의 습도가 높거나 물에 젖은 경우, 페인트/신나/기타 유기용제에 노출, 캐스킷 또는 필터유닛 손상 시 | 즉시 |
| • 연속 사용 시(18개월) | 18개월 |
| • 간헐적 사용 시 | 3년 |
| • 포장된 상태에서 보관 시 | 5년 |

### 2.2 첨착활성탄 수명에 영향을 미치는 요인

첨착활성탄 수명에 영향을 미치는 요인은 다양한 문헌을 통해 확인할 수 있으며, 첨착활성탄 수명에 영향을 미치는 주요 요인으로는 노화(Aging) 및 피독(Poisoning)을 들 수 있다[3, 4]. 노화란 첨착활성탄이 공기나 기체 중에 노출되지 않은 경우라도 요오도 제거효율이 시간이 경과함에 따라 감소하는 현상을 말하며, 피독은 첨착활성탄이 요오드이외의 다른 오염물질(페인트, 신나, 유기용제 등)을 흡수함에 따라 첨착활성탄의 활성화 정도가 현저히 손상되는 현상을 말한다.

### 2.3 노화에 의한 첨착활성탄 수명평가 방법

○ 첨착활성탄 수명관련 요건

ASME AG-1 및 KEPIC MHD, TA-4820에 흡착기 뱅크에 설치되는 새로운 흡착제는 방사능 요오드 침투에 대한 제조자의 시험자료에 따라 인정되어야 하며, ASME AG-1, Div. II, FF-5000에 따라 제조자가 지정한 자체수명 50% 또는 5 년 이상 저장된 흡착제는 설치에 앞서 ASTM D 3803에 따라 실험실 시험을 수행하도록 요구하고 있다. ERDA (Energy Research and Development Administration) 76-12 에서는 첨착활성탄의 유효수명 평가에 대한 유효한 지침이 없으며, 첨착활성탄의 불확실한 수명 때문에 미국원자력규제위원회는 공학적안전설비계통의 첨착활성탄 시료에 대해 매 720 시간마다 실험실 시험을 수행할 것을 권고하고 있다. 상기에서 알 수 있듯이 첨착활성탄 수명과 관련된 기술기준이 없어 수명평가는 첨착활성탄 성능시험기준(물리적 특성, $CH_3I$ 투과율 등)을 통해 간접적으로 입증한다.

- 물리적 특성 : ASME AG-1, FF-5000에서 요구하는 밀도, 입도, 발화온도, Ball-Pan
- $CH_3I$ 투과율 : Reg. Guide 1.52/1.140
- 기타 : pH(ASTM D3838), Moisture Content (ASTM D2867)

○ 노화에 의한 수명평가용 실증장치 설계 방안

일반적으로 노화시험은 “accelerated aging test”

방법을 사용하나 첨착활성탄에 대해서는 이러한 방법이 현재 존재하고 있지 않다. 따라서 첨착활성탄 노화에 의한 수명에 미치는 영향을 평가하기 위해 원자력발전소 공기정화계통과 유사한 설계조건 및 구조를 고려하였다. Table 2에 이러한 조건을 제시하였다.

Table 2. Design conditions for evaluating the life of impregnated activated carbon

| Items | Design conditions |
|---|---|
| Residence time (sec/2inch) | 0.25 |
| HEPA | Industry or Nuclear grade |
| Impregnated activated carbon | TEDA(Same product applied to NPP) |
| Type III carbon absorber | Not use. But design to meet as much as possible to ASME AG-1, FE-4000 design requirements |
| Air flow rate (cfm) | Not a critical factor for evaluating the aging effect |
| Temp. & Relative humidity | Apply conservative than the operation conditions |

실증장치의 구성 및 개략도는 Fig. 1과 같다. Air condition chamber는 발전소 운전조건의 온도 및 습도를 만들어 제어하며 Pre- 및 Medium-filter는 Air condition chamber로부터 유입되는 공기 중 비교적 크고 작은 입자를 제거하고, Heater는 유입공기 온도를 제어하여 상대습도를 관리하며 HEPA는 공기 중 미세입자를 제거한다. Buffer tank는 전단에 설치된 다양한 필터를 통과하여 유입된 공기를 첨착활성탄에 보내기 전에 임시 저장하고 후단에 있는 첨착활성탄에 필요한 공기유량을 보내는 기능을 가진다.

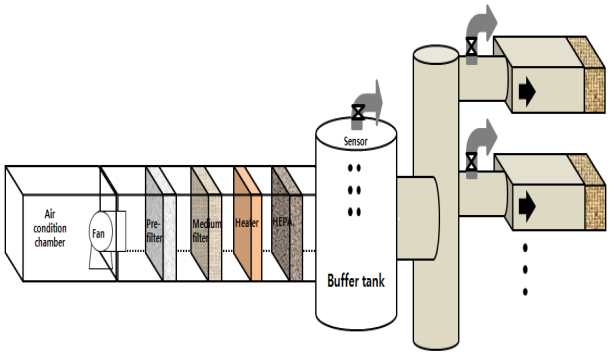



Fig. 1. Schematic design and configuration of pilot scale equipment.

원자력발전소 공기정화계통내 HEPA는 규제기관에서 승인된 정격용량 1,500 혹은 2,000 cfm의 필터를 사용하고 있으나 첨착활성탄 노화평가에서는 유입공기 중 미세입자를 제거하는 기능만이 요구되기 때문에 일반산업용 HEPA를 사용할 예정이다. 노화평가대상인 첨착활성탄은 공기정화계통내 설치된 TYPE III 형태가 아닌 별도의 첨착활성탄 시편을 제작한다. 시편제작은 수명평가 성능확인을 위해 요구되는 분석량(물리적 특성 1,000㎖ 및 $CH_3I$ 투과율 1,100 ㎖(2인치기준))과 유입공기량을 고려하고 결정하고, 노화에 가장 큰 영향을 미치는 운전조건은 원자력발전소의 운전환경조건(온도 및 습도)보다는 조금 더 보수적으로 설정하여 시험할 예정이다.

## 3. 결론

원자력발전소 공기정화계통내 설치되어 있는 첨착활성탄은 장기 연속운전 및 대기운전기간 동안에 시간이 경과함에 따라 성능이 저하되는 노화현상을 겪게 되며 최근 이에 대한 관심이 증가하고 있다. 이와 관련하여 본 논문에서는 노화에 의한 첨착활성탄 수명평가 방법을 제시하였고 이를 이용하여 장기간에 걸친 첨착활성탄 노화실험을 수행할 예정이다.

## 4. 참고문헌

[1] USNRC Reg. Guide 1.52, "Design, Inspection, and Testing Criteria for Air Filtration and Adsorption Units of Post-Accident Engineered-Safety-Feature Atmosphere Cleanup systems in Light-Water-Cooled NPPs", Rev. 3, (2001).

[2] USNRC Reg. Guide 1.140, "Design, Inspection, and Testing Criteria for Air Filtration and Adsorption Units of Normal Atmosphere Cleanup systems in Light-Water-Cooled NPPs", Rev. 2, (2001).

[3] ORNL, "Nuclear Air Cleaning Handbook", ERDA 76-21, (1977).

[4] W. Kevin Winegardner, "Filter-Adsorber Aging Assessment", 23rd DOE/NRC Nuclear Air Cleaning and Treatment Conference, (1994).

# 하절기 복수기 진공도 최적운영을 통한 한빛 1발전소 이용률 향상에 관한 연구

**김수남**[1], 송종순[2*]
[1]한국수력원자력(주) 한빛원자력본부, 전남 영광군 홍농읍 홍농로 846
[2]조선대학교, 광주광역시 동구 필문대로 309
*kimsoonam@khnp.co.kr

## 1. 서론

국내 원자력 발전소 복수기는 운전년수가 증가함에 따라 성능에 직접적으로 영향을 주는 오염도가 증가되므로 성능을 복구하기 위하여 운전변수 등의 검토가 필요함

하절기 기간 중 해수온도 상승시 발전소 효율에 영향을 주는 복수기 압력 증가폭이 매우 큼에 따라 발전기 출력이 크게 감소하므로 복수기 압력 영향인자 등을 검토하여 하절기 기간뿐 아니라 연중 복수기 진공도 개선방안을 수립하여 운영함으로써 발전소 이용률 및 전력판매량 증대에 기여하고자 본 연구를 시작하게 되었다.

## 2. 본론

### 2.1 순환수 계통

2.1.1 기능

순환수 계통은 열 제거원으로 영광 근해의 해수를 이용한 개방형, 한 방향, 냉각수 계통이다. 이 계통은 발전소 모든 운전 기간 동안 주복수기에서 순환수까지 폐열을 제거하기 위해 설계됨

2.1.2 설계 기준

- 순환수 계통은 열균형(Heat Balance)에 따라 세 개의 복수기 셀이 1%의 증기발생기(Steam Generator) 취출수와 0.5% 복수 충수의 최대 부하에서 폐열을 제거하도록 설계됨
- 순환수 계통은 설계 배압을 유지하기 위해 복수기에 바닷물을 적정하게 공급하도록 설계됨

### 2.2 복수 계통

2.2.1 기능

복수계통은 터빈 추기증기와 주급수 펌프 터빈 추기 증기를 응축시키고, 집수정에 복수를 수집하고, 집수정의 복수를 복수 정화 탈염기와 저압가열기를 거쳐 주급수 펌프 흡입까지 펌핑함

2.2.2 설계기준

- 복수계통 설계는 1.0 % 증기 발생기 취출수와 0.5 % 계통 누설 보충을 가진 100 % 부하에 기초
- 복수계통은 33⅓ % 용량의 4대 펌프 중 정격운전 중에는 3대가 운전

Table 1. Circulating system and Condensate system design criteria

| 운전변수 \ 온도 | | 월간 평균 저 | 월간 평균 고 | 년간 평균 | 최대값 | 설계값 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 순환수 | ℉ | 39.6 | 81.9 | 63 | 96.8 | 89.6 |
| 온도 | ℃ | 4.2 | 27.7 | 17.2 | 36 | 20.5 |
| 복수기 | inHgA | 0.78 | 2.12 | 1.27 | 3.29 | 1.5 |
| 압력 | mmHgA | 19.8 | 53.8 | 32.3 | 83.6 | 38.1 |

### 2.3 한빛 1발전소 복수기 현황 및 문제점 분석

2.3.1 복수기 성능 영향인자

- 복수기 튜브 플러깅(Plugging)
- 복수기 튜브 파울링(Fouling)
- 냉각수 즉 순환수 유량 감소
- 계절적인 영향으로 냉각수 고온(하절기)
- 복수기내로 불응축성 가스 유입
- 복수기 공기 추출기를 통한 불충분한 공기제거
- 복수기로 다수의 고에너지 증기 누설

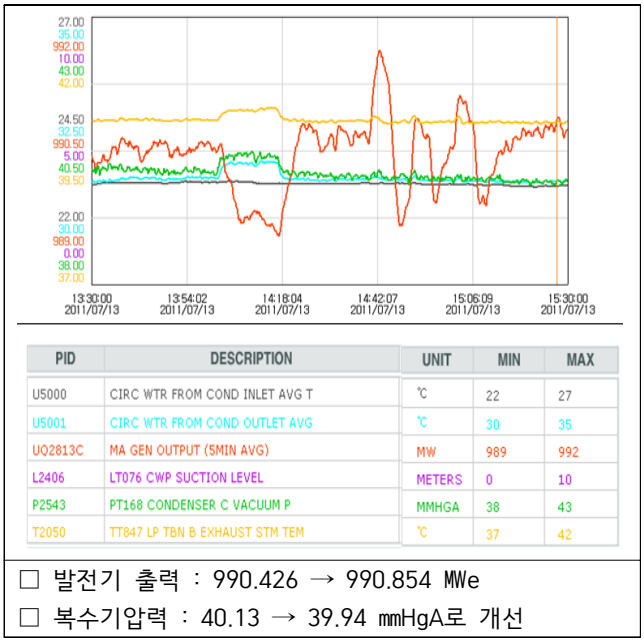
### 2.4 개선방안

2.4.1 복수기 전열관 세정계통 운전 후 상,하부 스크린 개방상태 유지

- 순환수펌프 유량 감소로 복수기 입.출구 온도차 증가
- 닫힘상태 유지할 경우 이물질이 스크린표면에 축적되어 볼 수집률 감소
- 복수기 전열관 열전달 효율 감소로 복수기 압력 증가 및 발전소 출력감소

2.4.2 복수기 전열관 세정계통 볼 재순환 및 수집 후 상.하부 스크린 개방

- 유로 차단면적이 적은 하부 스크린 개방시 발전기 출력 증가 확인
- 스크린 면적이 관로 전체를 차지하는 상부스크린 개방시 효과증대예상
- 주기적으로 역세척을 수행하여 스크린 표면을 항상 청결상태 유지하도록 권고함(공급자 지침서)

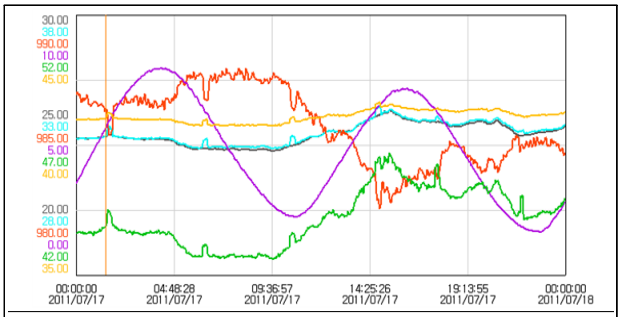



| PID | DESCRIPTION | UNIT | MIN | MAX |
|---|---|---|---|---|
| U5000 | CIRC WTR FROM COND INLET AVG T | ℃ | 22 | 27 |
| U5001 | CIRC WTR FROM COND OUTLET AVG | ℃ | 30 | 35 |
| UQ2813C | MA GEN OUTPUT (5MIN AVG) | MW | 989 | 992 |
| L2406 | LT076 CWP SUCTION LEVEL | METERS | 0 | 10 |
| P2543 | PT168 CONDENSER C VACUUM P | MMHGA | 38 | 43 |
| T2050 | TT847 LP TBN B EXHAUST STM TEM | ℃ | 37 | 42 |

☐ 발전기 출력 : 990.426 → 990.854 MWe
☐ 복수기압력 : 40.13 → 39.94 mmHgA로 개선

Fig. 1. Condenser tube cleaning system upper and lower screen open when the generator power changes.

2.4.3 복수기 입구 Debris Filter 운전방법 개선
- 현재 Debris Filter 수동 세정운전 방법을 차압 설정값에서 자동 운전




| PID | DESCRIPTION | UNIT | MIN | MAX |
|---|---|---|---|---|
| U5000 | CIRC WTR FROM COND INLET AVG T | ℃ | 20 | 30 |
| U5001 | CIRC WTR FROM COND OUTLET AVG | ℃ | 28 | 38 |
| UQ2813C | MA GEN OUTPUT (5MIN AVG) | MW | 980 | 990 |
| L2406 | LT076 CWP SUCTION LEVEL | METERS | 0 | 10 |
| P2543 | PT168 CONDENSER C VACUUM P | MMHGA | 42 | 52 |
| T2050 | TT847 LP TBN B EXHAUST STM TEM | ℃ | 35 | 45 |

☐ 출력 손실량(해수온도 25.4℃) : 900 kWe×6회 /day×0.42hr/1회=2,268 kWh/day

Fig. 2. Condenser inlet debris filter for manual operation when the generator power changes.

2.4.4 복수기 전열관 세정 설비 교체 : 한빛2,3발전소 및 신고리1,2발전소 설비로 교체(스크린 구조 간단)

## 3. 결론

한빛 1발전소 복수기 전열관 세정계통 운전방법 개선을 통한 냉각수 유량 확보로 진공도 향상 개선사항으로 첫 번째, 복수기 전열관 세정계통 운전 후 상,하부 스크린 개방상태를 유지하였고 두 번째, 복수기 입구 Debris Filter 운전방법을 개선하였으며, 세 번째 복수기 전열관 정상화를 통한 냉각수 유량 및 전열면적 확보를 하면서 이번 연구의 결과로 복수기 전열관 세정계통 볼 재순환 및 수집 후 상,하부 스크린 개방으로 복수기 진공도 개선 약 0.19 mmHgA으로 발전기 출력이 약 0.5 MWe 상승하는 결과를 얻게 되면서, 원자력발전소 일일 판매단가 기준(60원/kWh)으로 약 1,400,000원(5억1천만원/년) 증대 효과를 얻게 되었다. 그리고 복수기 입구 Debris Filter 운전방법을 개선으로 순환수펌프 6대 운전 시 복수기 전열관 세정계통 운전주기를 연장함으로써 출력손실을 추가적으로 감소시키게 되었다.

## 4. 참고문헌


[1] KOREA NUCLEAR UNITS 7&8 STATION MANUAL(운전 기술 설명서 : 계통 기능 및 설계 기준).
[2] O&M Manual(순환수펌프 : 13081-M-008-59).
[3] O&M Manual(복수기 사양 : 13081-M-004).
[4] Condenser Application and Maintenance Guide, EPRI, Palo Alto, CA:2001.1003088.
[5] 한빛 1발전소 기자재 설계집(순환수계통 및 복수계통).

# 발전기 고정자냉각수 수질 이상 경험사례 분석

**김정미***, 손순환
한국수력원자력(주)중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*jeongmi00@khnp.co.kr

## 1. 서론

국내 원자력발전소에서는 주발전기 고정자코일의 전기저항으로 인한 과열을 방지하기 위해 별도의 고정자냉각수계통(SCW : Stator Cooling Water System)을 운영하고 있다. 일반적인 기기냉각수(1,2차 기기냉각수, EDG 냉각수 등)가 계통의 부식 방지를 위해 하이드라진($N_2H_4$)이나 아질산나트륨($NaNO_3$) 등의 화학방식제를 적용하는 것에 비해, 고정자냉각수는 화학처리를 하지 않은 순수(Demineralized Water)만으로 운전하는 방식이다. 이는 고정자냉각수의 운전 중 절연저항을 만족해야 하기 때문이며, 이 때문에 냉각수의 전도도를 제한치 이내로 엄격히 관리하여야 한다[1].

최근 국내 원전에서 고정자냉각수 전도도 상승과 관련한 이상 현상을 경험하여, 국내외 유사사례와 기술문서를 검토하고 조치계획을 수립하였다.

## 2. 본론

### 2.1 고정자냉각수 수질 관리현황

고정자냉각수의 주요 수질관리 항목은 절연저항 요건 충족을 위한 전도도, 순수 계통에서 고정자 권선 구리재질의 부식 방지를 위한 용존산소 농도, 부식 및 재질 건전성 확인을 위한 구리(Cu)와 철(Fe) 이온 농도이다. 국내 표준형원전에서 적용하고 있는 고정자냉각수 수질관리 기준은 <Table 1>과 같다.

Table 1. Monitoring Parameters for SCW

| Parameter | Unit | Normal Range | Sampling Frequency |
|---|---|---|---|
| pH | - | 6.0 ~ 8.0 | Weekly |
| Conductivity | μS/cm | < 0.5 | Weekly |
| Dissolved Oxygen | ppm | 2 ~ 8 | Weekly |
| Fe | ppb | < 20 | Weekly |
| Cu | ppb | < 20 | Weekly |

이러한 수질 요건을 충족시키기 위해 전체 냉각수 운전 유량 중 10%는 연속적으로 이온교환수지와 수지탑 전단필터로 구성된 정화시스템을 통과하여 재공급 하고 있다[2].

### 2.2 전도도 상승 경험사례 현상 분석

국내 표준형 원전 A발전소에서 고정자냉각수 수질 전도도가 운전 주기 초 약 0.10 μS/cm 미만으로 안정적인 상태를 유지하였으나, 약 5개월 만에 <Fig. 1>에서 보는 바와 같이 서서히 상승하여 전도도 0.28 μS/cm에서 전량 교체하였다(1차 교체). 전도도 상승 시 Cu, Fe, DO 농도 등 다른 수질관리 항목은 변화가 없었다. 1차 수지 교체 후 약 3개월 경과 시부터 전도도가 다시 상승하여, 약 5개월 후에 전도도 0.25 μS/cm에서 2차 교체를 수행하였다. 수지 2차 교체 후 전도도에 큰 변화가 없어 계통의 Feed & Bleed를 반복 수행하고, 약 1개월 만에 3차 수지 교체 후 계통 수질을 지속 관리하고 있다.

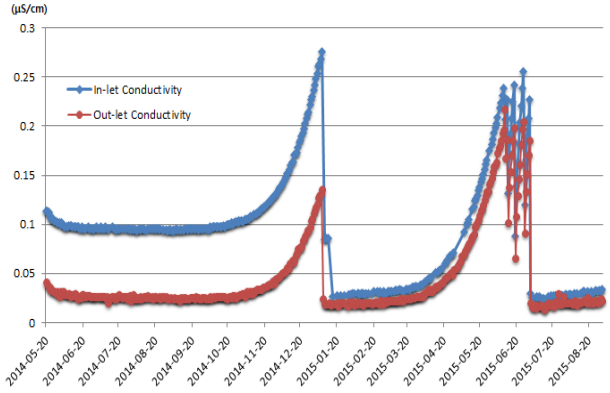



Fig. 1. SCW Conductivity Trends at Ion Exchange Bed in-let and out-let.

### 2.3 원인분석

국내외 경험사례 검토 결과, 고정자냉각수 계통 수질 이상 사례의 일반적인 원인은 1) 계통 재질 보호피막 불안정에 따른 부식생성물 증가, 2) 2차 기기기냉각수 누설 유입, 3) 이온교환수지 불량 또는 성능 미흡, 4) 필터로부터의 오염물질 용출 등이다. 5) 이 외 정비용 오일류의 유입, 공급수의 수

질 문제, 계통 배기 불량 등이 원인이 되는 경우가 있다[3],[4],[5].

재질의 보호피막(CuO, $Cu_2O$ 형태)이 불안정한 경우 전도도 증가와 함께 구리 농도가 같이 상승한다. 본 사례에서는 구리 농도의 변화가 없어 보호피막 불량이 주원인은 아닌 것으로 판단하였다. 또한 2차기기냉각수(TBCCW)가 누설되어 유입되는 경우, 방식제 성분이 검출되어야 하나 본 발전소에서 방식제로 쓰이는 하이드라진($N_2H_4$) 분석 결과 검출되지 않았고, 2차기기냉각수가 사용되는 열교환기를 교체 운전 시 전도도 상승 경향에 변화가 없어 이로 인한 문제는 아닌 것으로 판단하였다[5].

2.3.1 이온교환수지 이상 검토

국내 다수 호기에서 고정자냉각수 계통의 이온교환수지 성능 문제로 수질 이상을 경험한 사례가 보고되었다(한울2호기, 한울4호기, 한울5호기 등)[4]. 본 사례의 수지 성능을 확인하기 위하여 이온교환수지 교환용량, 함수율, 재생율, 외관검사 등 물리·화학적 특성 분석을 수행하였으나, 특이사항이 발견되지 않았고, 산화 진행 정도가 양호한 것으로 판단되었다. 또한 기존 사례에서 이온교환수지 합성 물질인 Trimethylamine($N^+(CH_3)_3OH$)이 전도도 상승을 유발한 사례가 있어 분석을 시행하였으나, 해당 계통수에서 검출 농도 미만으로 분석되었다.

2.3.2 필터 용출물로 인한 오염

고정자냉각수의 정화계통에 설치되어 있는 필터에서 유기물질 용출로 인한 전도도 상승사례는 대부분 발전소 운전 주기 초에 나타나거나, 계획예방정비 기간 중 필터 세척 시 거품 발생 현상으로 확인할 수 있다. 본 사례는 주기 초가 아닌 운전 시작 수개월 후에 전도도가 급상승 되는 양상으로 기존 보고 사례와 차이가 있으나, 장기용출 가능성을 고려하여 필터 용출물에 대해 GC-MS 분석법으로 Methyl isobutyl ketone 등 10종의 의심 대상 화학물을 분석한 결과 대조 시료와 비교하여 의심 물질을 확인할 수 없었다.

**2.4 주요 조치방안 도출**

해당 발전소는 3회에 걸친 이온교환수지 교체 후 전도도가 관리 범위 이내로 유지되고 있으나 시간 경과에 따라 다시 점진적인 전도도 상승 경향이 관찰되고 있으므로, 이에 대한 지속적인 관리와 조치방안을 강구할 필요가 있다.

2.4.1 단기 조치 방안

전도도 상승으로 인한 수질 문제가 계통 재질 부식에 영향을 미치지 않도록 구리농도와 용존산소 등 관리항목들을 지속적으로 모니터링하고, 전도도 상승의 주원인 물질을 규명할 수 있도록 미량 유기, 무기 분석을 추가 시행할 계획이다.

2.4.2 중장기 조치 방안

차기 계획예방정비 기간 중 1) 고정자냉각수 계통의 점검·정비 계획 수립 이행 2) 적절한 건식보관을 통한 구리피막 안정화 3) 이온교환수지 및 필터에 대한 철저한 사전 세척 및 점검 4) 정비용 윤활유 및 오일류 사용 주의 5) 계통 배기 상태 점검 6) 공급수에 대한 지속적 수질 관리가 필요하다.

## 3. 결론

최근 국내 원전에서 고정자냉각수 전도도 상승과 관련한 이상 현상을 경험하여, 국내외 유사사례와 기술문서를 검토하고, 원인 분석을 수행하였다. 전도도 상승은 재질 부식이나 계통 누설이 아닌 외부 오염 물질 유입에 의한 것으로 판단하였다. 이에 따라 이온교환수지와 필터 용출물에 대한 유기화합물을 분석하였으나 특정 의심 물질을 규명하지는 못하였으며, 이에 대한 장단기적 조치 방안을 수립하여 수질을 지속관리하고 있다.

## 4. 참고문헌


[1] EPRI Technical Report, “Closed Cooling Water Chemistry Guideline”, Rev.01 to TR-107396 (2004).

[2] EPRI Technical Report, “Prevention Flow Restrictions in Gnerator Stator Water Cooling circuits”, TR-1006684 (2002).

[3] EPRI Technical Report, “Generator Sator Cooling Water System Layup Guideline”, TR-1004952 (2003).

[4] 한국수력원자력(주), 운전경험보고서 8건 (KONIS-원자력 기술정보활용).

[5] INPO Plant Event Operating Experience Daily Data Reports, “Stator Cooling Water Contamination By Cooling Water Infilteration”, OE22670 (2006).

# 한울1호기 아연주입 시의 아연의 거동

**이두호***, 권혁철, 성기방
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*dooho.lee@khnp.co.kr

## 1. 서론

한울 1호기는 국내 원전에서는 최초로 일차계통의 선량율 저감과 발전소 구조재료의 건전성 확보를 위한 목적으로 일차냉각재에 5 ppb 수준의 아연을 주입하는 운전을 적용중이다. 한울 1호기 17주기 중반인 2010년 4월에 최초로 아연주입 운전을 개시한 이후 현재까지도 지속적으로 아연주입 운전을 시행하고 있다. 본 논문에서는 국내 원전에서는 최초로 시행된 한울 1호기의 아연주입 적용결과를 아연의 주입과 분석, 거동 및 발전소 운전에 미친 영향의 관점에서 간략히 요약하였다.

## 2. 본론

### 2.1 아연의 주입

한울 1호기는 아연의 목표농도를 5 ppb로 설정하고, 화학 및 체적제어계통(CVCS : Chemical and Volume Control System) 내 체적제어탱크와 충전펌프 사이의 배관을 통해 아연을 주입하고 있다. 아연주입장치는 100 갤런 용량의 탱크, 0.2 gph 유량의 아연주입펌프와 제어판넬 등으로 구성되어 있으며, 아연용액의 보충 없이도 한 달간 연속운전이 가능하도록 설계되어 있다. Zn-64의 방사화에 의한 Zn-65 발생을 억제하기 위하여 Zn-64의 함유량을 1% 미만으로 감소시킨 정제아연(Depleted Zinc)을 zinc acetate 화합물의 형태로 주입하고 있다. 정제아연의 주입에 의해 일차냉각재 중의 Zn-65 핵종 농도는 주입 전 또는 아연을 주입하지 않은 한울 2호기와 거의 유사한 수준으로 유지됨을 확인하였다.

### 2.2 아연의 분석

아연은 유도결합플라즈마 분광광도계(ICP-AES : Inductively Coupled Plasma Atomic Emission Spectroscopy)를 활용하여 분석 중이다. 아연농도 분석시 붕소 매질에 의한 간섭현상을 배제하기 위하여 월 1~2회, 분석 당시의 일차냉각재 중의 붕소 농도를 고려하여 표준시료를 제작, 검량선을 재작성하여 분석값을 도출하고 있다.

한울 1호기에서는 최초 아연주입 후(17주기) 아연이 검출되기 전에는 1회/일, 아연이 검출된 후 아연이 목표농도로 도달하기 전에는 2회/일, 그리고 아연이 목표농도로 안정적으로 유지된 이후부터는 1회/주의 분석주기로 아연을 분석하고 있다. 현재까지의 운전경험에 따르면 아연주입 운전이 안정화된 이후부터는 주당 1회의 분석만으로도 아연농도의 관리가 가능한 것으로 나타났다.

### 2.3 발전소 정상운전 중 아연의 거동

한울 1호기에서는 17주기 기동 후 389 일이 경과된 시점에서 아연주입 운전을 착수하였으며, 아연주입 개시 후 아연이 일차냉각재 시료에서 최초 검출되기 전까지 66 일이 소요되었다. 참고문헌 [1]에서는 동 과정에서의 일차계통 단위표면적당의 아연 유입량을 식 (1)의 회귀식으로 표현한 바 있다.

$$m_{inc} = 0.0053\ln(t) - 0.0088 \quad (1)$$

여기서, $m_{inc}$ : 단위표면적당 아연의 유입량 ($g/m^2$)

t : 운전일수 (day)

위의 식에 따르면, 한울 1호기의 경우 아연주입 후 아연의 최초 검출 시까지 66일이 소요되었으므로 대략 0.013 $g/m^2$의 아연이 계통 산화막으로 유입된 것으로 계산된다. 이를 통상적인 계통 표면적 조건인 25,000 $m^2$(연료 및 증기발생기 표면) 하에서의 총 유입량 값으로 환산하면 약 335 g으로 계산되며, 이를 다시 일 평균 유입율로 환산하면 5 g/day로 계산된다. 한울 1호기에서는 최초 아연주입율을 6 g/day로 운전하다가, 아연의 최초 검출이 다소 지연되자 40 일 정도 경과된 시점에서 아연주입율을 6 g/day에서 12 g/day로 높여 운전한 바 있다. 이에 따라 아연이 최초 검출되기 전까지 주입된 아연의 양은 587 g에 해당하였으며, 이는 식 (1)에서 계산한 총 유입량 값인 335 g보다 높은 값이다. 즉, 아연이 최초 검출되기 전까지 소요되는

시간은 단순히 계통 표면적만의 함수가 아니라 계통 산화막과 연료 크러드의 총량에 의해서도 변화됨을 알 수 있었다. 특히 이들 변수들은 발전소별 운전이력에 따라 달라지므로 아연의 최초 검출 시까지의 소요시간 역시 발전소별로 큰 폭의 변화를 보일 것으로 예상된다. 아연의 최초 검출 시까지의 아연주입량만으로 판단해보면 한울 1호기는 계통 내 크러드 재고량이 평균적인 경우보다 높았음을 알 수 있다(국외 발전소의 경우 평균적으로 20 일 내외에 검출).

한울 1호기 18주기에는 주기 착수 후 약 3개월 경과한 시점에서 아연주입 운전을 재개하였으며, 아연주입 전부터 아연이 냉각재에서 검출되었으므로 17주기와 같은 아연의 검출지연 현상은 나타나지 않았다. 특히 아연이 목표농도에 도달된 이후에는 아연의 농도를 안정적으로 유지 관리할 수 있음을 확인하였다. 또한, 한울 1호기 19주기에도 18주기와 유사한 아연농도의 변화를 보였다.

### 2.4 발전소 정지시 아연의 거동

발전소가 정지되는 과정에서는 일차계통 산화막으로 유입되었던 아연이 냉각재 중으로 재용출되는 현상이 나타날 수 있다. 가압경수로형 원전에서의 발전소 정지시 크러드 용출현상은 일반적으로 니켈의 거동에 의해 지배되므로, 발전소 정지시의 아연의 거동 역시 니켈의 거동과 밀접한 연관이 있을 것으로 판단된다. 이는 일차계통 크러드의 주성분인 니켈 화합물이 용해되는 과정에서 동 화합물의 구성성분으로 유입되어 있던 아연 역시 냉각재로 용출되는 현상이 나타날 것이기 때문이다. Fig. 1에는 한울 1호기 19차 O/H시에 측정된 냉각재 중의 니켈, 철 및 아연농도의 변화를 보여주고 있다. 본 그림에서 확인할 수 있듯이 발전소 정지 시에는 아연을 함유하고 있는 니켈 화합물의 용해에 의해 냉각재 중의 아연농도가 100 ppb 수준까지 증가하였음을 알 수 있다.

### 2.5 아연주입에 따른 핵종농도 변화

한울 1호기에서의 아연주입 후 냉각재 중 방사성 코발트 변화경향을 살펴보면 아연주입 운전의 개시에 따라 방사성 코발트의 농도가 어느 정도 증가된 경향을 보이다가, 이후 아연주입 운전이 지속적으로 수행됨에 따라 점차 안정화 되어감을 확인할 수 있다. 한울 1호기의 경험에 따르면 아연주입 운전에 따른 냉각재 중의 방사성 코발트의 농도 변화가 기존 CVCS 계통의 이온교환수지와 필터에 의해 충분히 처리될 수 있는 범위였으므로 아연주입 운전이 발전소 운전에 별다른 영향을 미치지 않음을 확인하였다. 특히, CVCS 계통 이온교환수지탑의 경우 수지의 포화여부와는 관계없이 매 O/H 기간에 수지 교체운전을 실시하였으므로 아연주입 운전에 의해 수지 소모량이 증가되지 않았으며, CVCS 필터 교체량 역시 아연주입 전과 유사한 수준임을 확인하였다.

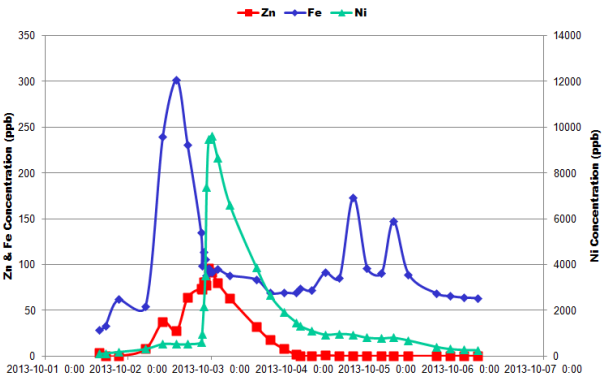



Fig. 1. Trends of Ni, Fe, Zn during RFO 19.

## 3. 결론

본 논문에서는 한울 1호기에서 국내 최초로 시행된 일차냉각재 아연주입 운전 결과를 아연의 주입, 분석, 유지관리 측면에서 간단히 요약하였다. 전반적으로 한울 1호기의 운전경험에 따르면 일차계통 내에 아연을 주입하고, 분석하여 목표농도로 유지하는 데에는 별다른 어려움이 없음을 확인하였다. 다만, 발전소 불시정지와 같은 단기적인 과도현상 발생 시의 분석자료가 확보되지 못해서 동 현상 발생 시의 평가가 수행되지 못하였다. 따라서, 향후에는 동 기간 중 아연의 거동 평가가 필요할 것으로 판단된다.

## 4. 참고문헌

[1] S.E. Ziemniak and M.E. Hanson, "Zinc Treatment Effects on Corrosion Behavior of Alloy 600 in High Temperature, Hydrogenated Water", Lockheed Martin Corporation. Schenectady, NY, 2004. LM-04K144.

# DEVELOPMENT OF PACKAGES FOR LOW LEVEL RADIOACTIVE MATERIALS IN TANZANIA

**Jerome Mbwilo Mwimanzi***, Chang-Lak Kim
KEPCO International Nuclear Graduate School, 658-91, Haemaji-ro, Seosaeng-myeon, Ulsan.
*jmbwillo@yahoo.co.uk

## 1. Introduction

In Tanzania, practices that produces low level radioactive waste (LLW) are medical, industry, agriculture and research. The LLW is safely managed, and often transported to the Central Radioactive Waste Management Facility (CRWMF) which is located in Arusha, Tanzania. Shipments are done in recommendable packages, either in the original containers or overpacks.

There are domestic and international regulations for the packaging and transport of radioactive material [1-3] consistent with activity strength. As far as the level of activity is concerned, LLW can be transported in Type A packages. A well designed, manufactured, tested and approved design needs to be used for such purposes. This paper presents the status of Type A packages that are used particularly in Tanzania and proposes that the country should start production of its own transport packages as country intends to acquire a its first nuclear research reactor.

## 2. Regulatory Framework

The transport of radioactive materials in Tanzania is regulated by the Atomic Energy Act No. 7 of 2003 [1] which repealed the Protection from Ionizing Radiation Act of 1983. Since then Tanzania Atomic Energy Commission assumes the responsibility for the safety in the possession, use and transfer (including transport) of radioactive materials. Due to the increased number of radioactive materials users (Fig. 1), Tanzania promulgated the packaging and transportation of radioactive materials regulations of 2011 [2]. These regulations are consistent with the IAEA regulations, 2005 [3].

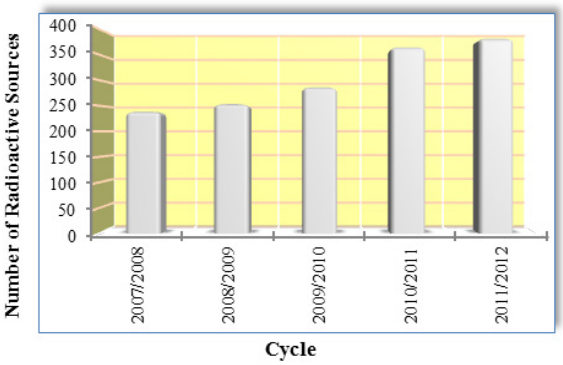



Fig. 1. Number of Radioactive Sources in Tanzania, 2012.

## 3. Types of Packages

Since radioactive wastes are produced in many different forms and volumes and with a different range of specific activities, several different types of packages are used to transport the waste [4]. There are five categories of packages (Table 1); the activity and/or risk posed by the contents, and the design requirements both increase from the excepted packages to the Type B and Type C packages [5].

Table 1. Type of Packages [5]

| Package Type | Permitted Content |
|---|---|
| Excepted Content | Very small content of radioactive materials |
| Industrial Packages | Low specific activity materials or surface contaminated objects |
| Type A Packages | Less than $A_2$ of radioactive materials |
| Type B Package | Generally limited by the package design unless being transported by air, in which case certain limits apply |
| Type C Package | Generally limited by the package design and only required for air transport |

According to [2] [3] approval is required for the following package design only:

i. Packages containing 0.1 kg or more of $UF_6$.
ii. All packages containing fissile materials; and
iii. Type B and Type C packages

## 4. Status of Transport Packages in Tanzania

Radioactive materials, in the Tanzania that are used in particular for medicine, industrial and research institutions, are shipped in their original Type A packages. Fig. 2 below show the number of Type A packages that were shipped in URT by the end of the year 2012, according to their source categories or strength. As of now there is no manufacturer or designer of such packages.

Type A packages have also been used at the CRWMF were spent high activity radioactive sources (SHARS) are immobilized in Type A 200 L metallic standard drums, that are shielded with concrete, in order to prevent radiation doses to both workers and the public at large. Caesium-137 sources with activity of 1639 Ci and 3228 Ci that

were previously used for sterilizations of tsetse flies are stored in such packages. In some cases Type A packages are used for storage and transportation of orphan disused sources and contaminated scrap metals.

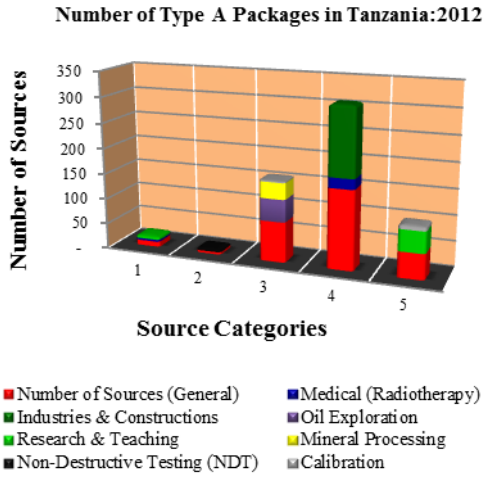



Fig. 2. Type A packages in Tanzania (2012).

Currently Tanzania is undertaking a pre-feasibility study for the consideration of its first nuclear research reactor. For that reason there will be a significant increase in the production of LLW. A research reactor produces about 150 $m^3$ of liquid wastes and 5 $m^3$ (25 drums) of solid LLW annually. This needs to be managed safely and the major challenges will be the packaging and transportation of the LLW

## 5. Requirement for Industrial Packages and Type A Packages

According to [2, 3], Industrial packages (IP) and Type A packages shall be designed to meet the following requirements:

iv. The smallest overall external dimension of the package shall not be less than 10 cm.
v. The design of the package shall take in account an operating ambient temperature range of -40°C to +70°C for the components of the packaging.
vi. The Type A package shall be equipped with device that provide evidence that package has not been opened. The device shall not be easily breakable.
vii. The design shall include the containment system securely closed by a positive fastening device that cannot be opened unintentionally or by pressure that may arise within the package.
viii. If the containment system is represented by separate component it has to be closed by independent fastening device.
ix. The design and manufacturing techniques shall be in accordance with national or international standards or other requirements acceptable to the competent authority.

Both IP and Type A packages must be able to prevent the loss of dispersal of radioactive materials contents, and loss of shielding integrity which would result in more than a 20% increase in the radiation level at any external surface of the package.

## 6. Discussion and Conclusion

In Tanzania, LLW is expected to increase in the near future as the country considers the acquisition of its first nuclear research reactor. Consequently the number of packages needed for transportation would rise. As such, Tanzania should strategies on the design and manufacturing of its own packages. Given the amount of resources, and technology that is available in the country, it is possible to manufacture Industrial Packages and Type A packages that can be used for storage and transportation of LLW. Their designs could make use of the conventional mechanical engineering technologies and materials. Moreover, IP and Type A package does not require approval from international or national authorities. Transportation risks will be assessed for these types of packages as follow up.

## 7. Acknowledgments

The research was supported by the 2015 Research Fund of the KEPCO International Nuclear Graduate School (KINGS), Republic of Korea.

## 8. References

[1] Atomic Energy Act, 2003, http://taec.or.tz/Downloads/atomic_energy_act_2003.pdf.
[2] Packaging and Transportation of Radioactive Materials, Regulations, 2011, http://www.taec.or.tz/Downloads/Parking_n_Transport.pdf.
[3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Regulations for Safe Transport of Radioactive Materials, IAEA, Vienna (2012).
[4] J.H. Saling and A.W. Fentiman, Radioactive Waste Management, Second Edition, Taylor and Francis, New York, 2001.
[5] C.R. Bayliss and K.F Langley, Nuclear Decommission, Waste Management and Environmental Site Remediation, Elsevier, London (2003).

# 표층처분시설 운영중 사고평가를 위한 시나리오 설정 방법론

**김민성,*** 김현주, 박진백
한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 가정로 168
*mskim86@korad.or.kr

## 1. 서론

중·저준위 방사성폐기물 표층처분시설은 공단 'Safety Case 종합프로그램'[1]의 안전성확보체계에 따라 안전원칙 및 규제지침을 만족하도록 단계별(건설/운영/폐쇄후)로 개발하며, 처분시설의 안전성은 최적화 전략에 따라 안전기능 분석, 현상분석 및 정성적 안전성분석 단계를 포함하여 운영중 및 폐쇄후 단계에 대해 평가한다.

운영중 안전성평가에서는 설계특성을 반영한 안전기능 분석, 잠재위험요소 분석 및 정성적 사고분석을 통한 시나리오 개발 및 정당화, 평가 결과분석 및 신뢰성 증진을 통해 처분시설을 최적화한다.

본 논문에서는 2단계 표층처분시설 운영중 사고평가 시나리오의 정당성 확보를 위한 설정 방법론을 적용하고 그 결과를 소개하고자 한다.

## 2. 본론

### 2.1 안전기능 분석(Functional Analysis)

처분시설 단계별 안전성평가를 위해 운영/폐쇄후/제도적관리기간으로 나누어 안전기능 분석을 수행한다. 표층처분시설 운영기간에 고려해야할 안전기능 구성요소는 폐기물포장용기, 이동식크레인쉘터, 처분고, 지하점검로, 제한구역경계(EAB)이며 해당 구성요소별로 피폭제한, 방사성물질 누출 방지 등의 안전기능을 할당하였다. 구성요소와 안전기능 간 상호작용(feedback)을 통해 표층처분시설 설계에 반영하여 처분시설 개발을 최적화한다. 처분시설 운영중 각 안전기능 구성요소가 잠재위험요소로 인해 손상 및 파괴되면 할당된 안전기능 또한 상실하게 되므로 이를 사고분석과 연계하여 사고시나리오를 도출한다.

### 2.2 사고분석(Hazard Analysis)

처분시설별 잠재위험요소분석 등의 정성적 사고분석을 통해 위험도가 높다고 판단되는 사건에 대해 사고 시나리오를 수립하고 그에 따른 정량적 사고영향 평가를 수행한다(Fig. 1 참조).

#### 2.2.1 시설의 구획화

처분시설 내에서 사건을 유발시킬 수 있는 모든 잠재위험요소를 체계적으로 파악하기 위해 방사성폐기물 취급유형에 따라 2단계 표층처분시설을 표층처분고(IVAU), 지하점검로(IGAL), 운송경로(OTR)로 구획화하였다. 이외에 2단계 표층처분시설 운영을 위한 통제건물, 유지보수를 위한 시설 등이 존재하나 방사성물질을 취급하지 않는 시설이며 화재사고의 경우 한 구역에서 다른 구역으로 확산될 가능성이 매우 낮다. 또한 평가대상에서 제외한 시설에서 폭발 등의 사건이 발생하여 비산물이 처분고에 영향을 주더라도 이는 잠재위험요소 분석에서 외부사건으로 분류하여 고려할 수 있으므로 평가대상에서는 제외하였다.

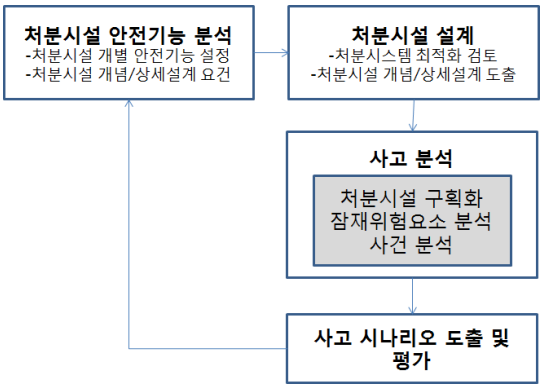



Fig. 1. Development of Accident Scenario for the disposal facility.

#### 2.2.2 잠재위험요소 분석

잠재위험요소는 전기적요인, 열적요인, 가연성물질, 불꽃, 인화성물질, 폭발성물질, 위치에너지, 운동에너지, 핵임계, 외부사건, 자연재해 등으로 분류하였다[2]. 처분시설의 잠재위험요소는 실제 처분시설의 특성과 밀접한 관계가 있으므로 설계요건 등 설계 시 고려사항을 반영하여 시설 구획별로 잠재위험요소 존재 유무를 판단하고 이에 의해 해당 구성요소가 사고로 이어질 가능성에 대해 분석하였다.

#### 2.2.3 사고분석(Hazard Analysis)

처분시설의 잠재위험요소가 바로 사고로 이어지

거나 여러 잠재위험요소가 결합되어 하나의 사고 또는 동시다발적인 사고로 전개된다. 위에서 분석한 잠재위험요소가 원인으로 작용하여 발생하는 사고를 화재, 폭발, 밀폐구조 손상, 직접적인 방사능 노출, 핵임계, 외부사건, 자연재해 7가지 사고유형으로 분류하여 정성적 사고분석을 수행하였다.

또한 처분시설의 운영계획, 국내외 문헌 등을 참고하여 사고가 발생할 확률 및 누출되는 방사능량을 산정하였다.

### 2.3 사고 시나리오 도출

미국의 WIPP 처분장, 영국, 프랑스 ANDRA의 운영중 사고 평가 등 국외 사례의 경우 모두 사고 발생빈도(Frequency)와 사고로 인한 방사선적 결과(Consequence)의 수준을 종합하여 위험도를 판단하며 그에 따라 평가 시나리오를 선별하고 있다 [2,3].

현재 국내 처분시설의 경우 위험도를 판단하는 기준이 명확하지 않으므로 발생확률이 높거나 사고로 인해 피폭자에게 미치는 방사선적 영향이 크다고 판단되는 시나리오를 평가 시나리오로 선정하였다. 2단계 표층처분시설의 사고 분석내용 중 선별된 사고 시나리오를 발췌하여 Table 1에 나타내었다.

## 3. 결론

안전기능에서 할당된 구성기기들이 그 기능을 상실하였을 경우를 사고 분석과 통합하여 사고시나리오를 도출하였다.

안전기능과 사고 분석을 연계하여 사고 시나리오를 도출함으로써 안전기능에 할당된 구성기기들이 기능이 상실되는 원인 파악이 가능하며 잠재위험요소 및 사고 분석만으로는 부족했던 피폭대상 및 피폭경로를 보다 쉽게 파악할 수 있을 것으로 판단된다.

또한 평가 시나리오는 사고 발생빈도와 사건의 결과 수준에 따라 선별되는데 이의 기준이 명확하지 않은 상태에서는 평가자의 판단이 주요하게 작용할 것이다.

추후 객관적인 사고 시나리오 선별을 위해 다양한 사고 시뮬레이션, 실험 및 실제 운영중 측정데이터 등 신뢰성 있는 데이터를 기반으로 사고 시나리오 선별 기준을 설정하여 시나리오에 대한 불확실성을 저감하는 노력이 필요하다.

## 4. 참고문헌


[1] J. B. Park, J. T. Jeong and J. W. Park, "Development of the Safety Case Program for the Wolsong Low- and Intermediate-Level Radioactive Waste Disposal Facility in Korea", J. of Nuclear Fuel Cycle and Waste Technology, 12(4), 335-344 (2014).

[2] Waste Isolation Pilot Plant Contact Handled(CH) Waste Documented Safety Analysis(DSA), DOE/WIPP-95-2065 (2009).

[3] Generic Operational Safety Assessment, Nirex Report N/079 (2003).


Table 1. Hazard Analysis (Example)

| 사고 유형 | 사고 번호 | 잠재 위험 요소 | 사건원인 및 전개 | 발생확률 | MAR (Material at Risk) | 사건 선별 근거 | 대표안전기능 | 비고 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 밀폐/ 구조 손상 | IVAU3 -2 | 위치 에너지 | ● 이동식크레인쉘터로 처분 작업중인 폐기물포장용기가 그리퍼 오작동 및 작업자실수 등으로 인해 낙하<br>● 취급장비 노후화로 적재된 폐기물로 설비 일부가 떨어져 폐기물용기 손상 | ● 1.43E-01<br>☞ 원자력발전소 중하물에 대한 낙하빈도 (1.1E-05 낙하/인양) 적용<br>☞ 연간 13,000 드럼 정치 가정 시 | ● 손상드럼으로 폐기물 2 드럼을 우선선정<br>● 용기별 평가 후 영향이 가장 큰 폐기물 용기 로 최종 선정 | ● 손상되는 드럼수(방사능량)는 적으나, 사고 발생확률이 매우 높음<br>● 누출되는 방사능량이 극소량이므로 제한구역 경계의 일반인에게 미치는 영향은 없을 것이라 판단 | SF2.1.1 작업자에 대한 방사선 직접 피폭 환경의 제한<br>SF3.1.1.1 폐기물 포장물의 구조적 안전성 유지 | 평가대상 :작업자 |

# 경수로 연료건물에서의 삼중수소 방출량 평가

**김민철***, 손중권, 강기두
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*kim.minchul@khnp.co.kr

## 1. 서론

한울1발전소는 기체 삼중수소의 환경 배출량이 최종안전성분석보고서의 연간예상배출량에 근접하고 있어 방출량 저감방안을 수립하기 위해 노력하고 있다. 프라마톰 원전인 한울1발전소의 기체 방사성물질은 격납건물 배기구와 공동배기구를 통해 배출하고 있다. 건물별로 독립된 배기구를 갖는 일반적인 경수로와 다르게 건물별 기체 방사성물질이 혼재되어 주로 공동배기구를 통해 배기되므로 건물별 방출량을 확인할 수 없다. 국외 운전경험 등을 바탕으로 기체 삼중수소 주요 배출경로 및 영향인자를 분석하고 한울1발전소에 적용 가능한 기체 삼중수소 방출량 저감방안을 제시하였다.

## 2. 본론

### 2.1 기체 삼중수소 배출경로 분석

미국 경수로 운전경험에 따르면 기체 삼중수소는 연료건물 50%, 보조건물 32%, 원자로건물 18%로 배기되는 것으로 보고된다[1]. 표준형원전인 한울2발전소의 지난 10 년(2003~2012) 동안의 기체 삼중수소 방출량 조사결과, 3호기 연료건물에서 42.3%, 4호기 연료건물에서 35.2%로 전체 배기구에서 방출되는 방출량의 77.5%를 차지하는 것으로 나타났다. 따라서, 연료건물에서의 배기량 저감방안을 도출하는 것이 효율적일 것으로 판단하였다.

### 2.2 삼중수소의 측정 및 배기량 평가

삼중수소 측정을 위해 방사능감시기와 버블러가 사용된다. 삼중수소 방사능 감시기는 원자로건물과 공동배기구에 설치되어 있고 배출허가를 위해 삼중수소 시료채집 버블러가 설치되어 있다. 배출방사능은 농도와 배기유량을 이용하여 평가한다. 배기유량은 격납건물에서는 적산유량계로, 공동배기구에서는 배기유량계에서 측정된 시간당 배출량을 이용하여 주간 기체 배출량을 계산한다. 적산유량계와 배기유량계의 고장시, 각 계통의 배출팬 용량과 운전시간으로 주간 기체배출량을 산출한다.

### 2.3 삼중수소 배출량 영향인자

#### 2.3.1 RCS 재사용 및 손상핵연료

RCS 재사용은 삼중수소 재고량 증가에 영향을 미치며, 특히 연료재장전 기간 중 냉각재, 원자로수조와 사용후핵연료저장조(SFP)가 연결되어 삼중수소수의 유로가 형성된다. 이러한 계통수는 정화시스템(이온교환기 및 필터)을 거치며 핵분열생성물 및 방사화물질의 제거엔 효과적이나 삼중수소 제거엔 도움이 되지 않는다. 한편, 핵연료 손상을 방지하는 노력이 필요하며, 장주기 운전, 출력증강 운전도 삼중수소 생성량을 증가시키는 원인이 될 것이다.

#### 2.3.2 계통수 관리정책

과거 11년(2003~2014) 동안의 한울본부의 냉각재 내 삼중수소 농도를 분석하였다. 1호기 연평균 농도 대비 각 호기별 농도를 비교한 결과 2호기는 1호기와 유사했지만 3~6호기의 경우 약 50%로 호기별 냉각재 관리정책이 상이한 것으로 나타났다.

### 2.4 삼중수소 저감기술

상용화된 삼중수소 제거기술은 TRF(Tritium Removal Facility)가 유일하지만 삼중수소 농도가 높은 중수로에만 적합하다. 기타 기술로 CECE (Combined Electrolysis Catalytic Exchange)와 Bithermal Hydrogen-Water Process의 경우, 2차 폐기물의 처리가 상업화의 걸림돌이 되고 있다. Molecular Separation 기술은 매질 용량증대와 건조기술이 추가적으로 필요한 것으로 평가되었다[2]. 따라서 경수로에 적합한 삼중수소 제거기술은 현재로선 요원한 상태이기에 삼중수소의 증발 최소화 방안이 현실적인 대안으로 판단되었다.

### 2.5 삼중수소 배출량 저감방안

미국 전력연구원에선 SFP에서의 증발량 계산 실험식을 다음과 같이 제시하였다[2].

$$Q_m = A(x_1 - x_2)a_e \quad (1)$$

여기서,

$Q_m$ = SFP 삼중수소수 증발량(kg/hr)

A = SFP 표면적($m^2$)

$x_1$ = 특정 상대습도에서 SFP 상부 습분량 (kg $H_2O$/kg Air)

$x_2$ = 특정 상대습도에서 연료건물의 습분량 (kg $H_2O$/kg Air)

$a_e$ = 증발계수(kg/$m^2$hr)

증발계수는 다음 식과 같다.

$$a_e = (25 + 19v) \quad (2)$$

여기서, v = SFP 상부의 공기 유속(m/s)

SFP 상부 공기 속도를 "0"으로 가정하면, 식(1)을 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$Q_m = A(x_1 - x_2)a_e = 25A(x_1 - x_2) \quad (3)$$

습공기선도(Psychrometric chart)에서 구한 SFP와 연료건물의 습분량과 각 SFP의 삼중수소 비방사능량을 식(3)에 적용하여 증발량을 계산할 수 있다. $x_1$은 상대습도 100%로 가정하였다. SFP 내 삼중수소 비방사능을 2회(2014년 2월/5월) 분석하였고 그 결과, 2월의 1호기는 1,303 Bq/g, 2호기는 1,568 Bq/g으로, 5월은 1,343 Bq/g, 1,633 Bq/g으로 나타났다. 공동배기구의 방출량은 주간단위로 합산하여 계산되므로 측정일자가 포함된 주간(2.12~2.28, 5.1~5.7)에 대해 Table 1의 정보는 동일하다고 가정하였다.

Table 1. Operation data for Evaporation Calculation

| 1) Feb. 3rd Week, 2014(2.12~2.18) | | | |
|---|---|---|---|
| Item | Temperature (℃) | | R.H of Fuel BD |
| | SFP | Fuel BD | |
| 1호기 | 20.0 | 28.1 | 10% |
| 2호기 | 18.7 | 28.3 | 10% |
| 2) May 2nd Week(5.8~5.14) | | | |
| 1호기 | 22.1 | 27.0 | 20% |
| 2호기 | 20.6 | 28.1 | 20% |

## 3. 결론

상기 정보를 증발량 산식에 적용하여 계산한 증발량을 Table 2에 나타내었다. 또한 실제 공동배기구를 통해 배기된 삼중수소 방사능량을 Table 3에 제시하였다. 2월 3주간, 5월 2주간의 한울1발전소 SFP에서의 삼중수소 증발량은 각각 1.43E+10 Bq, 1.45E+10 Bq 이고, 공동배기구를 통한 삼중수소 배기량은 2.76E+10 Bq, 3.60E+10 Bq 이다. 따라서, 연료건물에서의 기체 삼중수소 증발량은 배기구 방출량의 51.7%, 40.2%로 평가되어 미국 운전경험과 유사한 것으로 나타났다.

Table 2. Evaporation Calculation

| Item | | Temp (℃) | | Weight (g) | | Evapo-ration Amount (kg) | Activity (Bq) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| Mon | Unit | SFP | FB | $x_1$ | $x_2$ | | Week |
| Feb | #1 | 20.0 | 28.1 | 14.7 | 2.3 | 5249.7 | 6.84E+09 |
| | #2 | 18.7 | 28.3 | 13.6 | 2.4 | 4741.6 | 7.43E+09 |
| May | #1 | 22.1 | 27 | 16.7 | 4.4 | 5207.3 | 6.99E+09 |
| | #2 | 20.6 | 28.1 | 15.5 | 4.7 | 4572.3 | 7.47E+09 |

Table 3. Gaseous Tritium Release by common stack

| Item | Release Amount ($m^3$) | Activity Concentration (Bq/$m^3$) | Activity (Bq) |
|---|---|---|---|
| Feb | 53,280,000 | 5.18E+02 | 2.76E+10 |
| May | 51,936,000 | 6.92E+02 | 3.60E+10 |

SFP의 삼중수소 증발에 대한 주요변수인 SFP 온도와 연료건물 습도에 대하여 증발량 추이분석을 수행하였고 결과를 Fig. 1에 나타내었다.

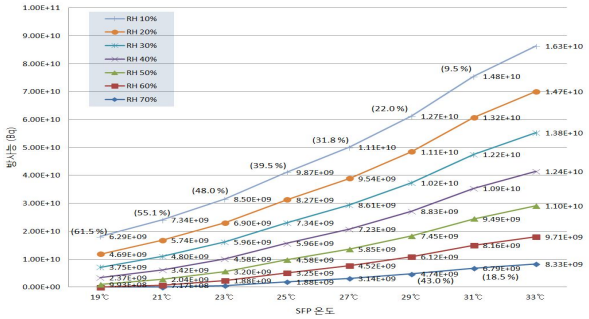



Fig. 1. Evaporation Analysis by Temp. & Humidity.

연료건물에서의 온·습도 조절을 통해 삼중수소 증발량을 관리할 수 있을 것으로 기대되나, 발전소 적용을 위해서는 주변 설비 및 기기에 대한 영향성 분석이 수반되어야 할 것으로 판단된다.

## 4. 참고문헌

[1] NUREG-0017, Rev. 1, 1985.

[2] EPRI Tritium Management Model, TR-1009903, 2005.

2015 **추계**학술논문요약집

**발행인** 송명재

**발행처** 한국방사성폐기물학회

**주 소** 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
한국원자력연구원 원자력성과확산관(53A) 202호

**연락처** **Tel** +82-42-861-5851, +82-42-866-4205
**Fax** +82-42-861-5852 **E-mail** krs@krs.or.kr

**인쇄처** 신진기획인쇄사 / **Tel** +82-42-638-7887

Abstracts of Proceedings of the
Korean Radioactive Waste Society **AUTUMN 2015**

**www.krs.or.kr**

사단 한국방사성폐기물학회
법인 Korean Radioactive Waste Society