ISSN 1738-1142

Volume 14(1) **2016**

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

2016 **춘계**학술논문요약집

Abstracts of Proceedings of the
Korean Radioactive Waste Society SPRING 2016

일 시

2016. **5.25**(수) – **5.27**(금)

장 소

현대호텔 목포

사단법인 한국방사성폐기물학회
Korean Radioactive Waste Society

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

2016
춘계학술논문요약집

Abstracts of Proceedings of the
Korean Radioactive Waste Society Spring 2016

일 시

2016. 5.25(수) – 5.27(금)

장 소

현대호텔 목포

사단법인 한국방사성폐기물학회
Korean Radioactive Waste Society

목 차

1분과 핵주기정책 (Oral)

09:00~09:20 **파이로시설 안전조치성 평가요소 및 평가방안 개발** ····· 17
안성규, 권은하, 김봉영, 김호동, 서희, 신희성, 오종명, 원병희, 이채훈, 장홍래, 박세환, 구정회[한국원자력연구원]

09:20~09:40 **가상 대용량 재처리시설에서의 핵물질 단기전용 탐지 성능 분석** ····· 19
원병희, 신희성, 안성규, 박세환, 구정회[한국원자력연구원]

09:40~10:00 **파이로시설 물리적방호 규제체계 사전 적용성 검토 및 개선 방안** ····· 21
김우진, 김민수, 정연홍[한국원자력통제기술원], 최성열, 이찬기[울산과학기술원]

10:00~10:20 **Risk-informed and Performance-based Nuclear Material Categorization for Advanced Fuel Cycle** ····· 23
Chanki Lee, Sungyeol Choi[UNIST], Woo Jin Kim, Min Su Kim, Yon Hong Jeong[KINAC]

10:40~11:00 **The National Inspection at KAERI** ····· 25
Hyun-Sook Kim, Byung-Doo Lee, In-Cheol Kim, Hyun-Jo Kim, Ju-Ang Jung, Sung-Ho Lee[KAERI]

11:00~11:20 **기장연구로의 계량관리방안 분석에 대한 연구** ····· 27
정주앙, 이성호, 김현조[한국원자력연구원]

11:20~11:40 **LiCl-Li_2O 염 농도에 따른 PRIDE UNDA 중성자 검출효율 평가** ····· 29
안수정, 서희, 이채훈, 원병희, 박세환, 구정회[한국원자력연구원]

1분과 핵주기정책 (Poster)

P0101 **하나로 조사후 큰결정립 소결체의 핫셀시험기술** ····· 33
서항석, 김도식, 이형권, 권형문, 장정남, 권인찬[한국원자력연구원]

P0102 **고리 1호기 감시캡슐 해체를 위한 핫셀용 다축 밀링 머신 개발** ····· 35
허기수, 유병옥, 주용선, 김영준, 김희문, 안상복[한국원자력연구원]

P0103 **감마선분광분석을 이용한 조사 TRISO 핵연료 내 방사성핵종 정량** ····· 37
강병만, 김정석, 최광순, 김영복, 박재일, 하영경[한국원자력연구원]

P0104 **미래원자력시설 규제 기준 마련을 위한 핵물질 매력도 평가 연구** ····· 39
정연홍, 김민수, 김기현, 김우진[한국원자력통제기술원]

2분과 사용후핵연료관리 (Oral)

09:00~09:20 ACPF 전해환원 Mock-up 시험 ····· 43
최은영, 이정, 허동현, 이상권, 전민구, 김성욱, 강현우, 홍순석, 박우신, 오승철, 허진목[한국원자력연구원]

09:20~09:40 Examining Cathodic Deposition Behavior to Improve Electrorefining Simulation Model ····· 45
Young-Eun Jung, Man-Sung Yim[KAIST]

09:40~10:00 Development of 2D Kinetic Model for Multi-species Pyrochemical Electrorefining ····· 47
Dokyu Kang, Sungyeol Choi[UNIST]

10:00~10:20 고온 염화알칼리 용융염 매질에서 리간드-금속 전하이동(LMCT)에 의한 전자흡수스펙트럼 연구 ····· 49
조영환, 김대현, 배상은[한국원자력연구원]

10:40~11:00 고온 용융염 내 악티나이드 화학연구 현황 ····· 51
박태홍, 배상은, 김종윤, 조영환, 김대현, 이나리, 김지혜, 최수희, 연제원[한국원자력연구원]

11:00~11:20 운반·취급 기계적 건전성 평가 모델 개발용 사용후핵연료 선정을 위한 구조 특성 분석 ····· 53
김중진, 엄경보, 박남규, 이성기, 유종성[한전원자력연료㈜]

11:20~11:40 사용후핵연료 수송·저장 겸용 캐스크 모델 OASIS-32D 임계해석 ····· 55
안효철, 김용일, 안준기, 배창준, 송인호, 이규천[한국전력기술㈜]

11:40~12:00 습식저장조에서의 사용후핵연료 부식 건전성 평가 ····· 57
전지훈, 김소영, 신혜인, 이성기[한전원자력연료㈜]

2분과 사용후핵연료관리 (Poster)

P0201 반연속식 염 증류장치 개발 ····· 61
권상운, 정재후, 이영상, 강한별, 강덕윤, 안도희, 이성재[한국원자력연구원]

P0202 경수로핵연료 산화모사 지지격자 기계적 특성 예비분석 ····· 63
이영호, 김일현, 김현길, 국동학, 양용식[한국원자력연구원]

P0203 표층처분고 및 사용후핵연료 저장시설에 대한 항공기 충돌평가 ····· 65
문태철, 조천형, 박주완[한국원자력환경공단]

P0204 경수로 사용후핵연료 콘크리트 저장용기 주요 구성품의 제염해체를 위한 방사능 재고량 분석 ····· 67
김태만, 도호석, 조천형[한국원자력환경공단], 고재훈[㈜코네스코퍼레이션]

P0205 전해환원 공정용 귀금속 양극 특성 평가 ····· 69
김성욱, 강현우, 이상권, 최은영, 박우신, 홍순석, 오승철, 허진목[한국원자력연구원]

P0206 조성 및 열처리에 따른 사용후핵연료 피복관 열화 거동 ····· 71
홍종대, 양용식, 김주성, 정양일, 김효찬[한국원자력연구원]

P0207 **파이로프로세싱 전해환원공정에서의 상압 염증류 특성** ····· 73
강현우, 최은영, 김성욱, 홍순석, 전민구, 이상권, 오승철, 박우신, 허진목[한국원자력연구원]

P0208 **DRYSIM6의 CFD를 이용한 온도분포 민감도 평가** ····· 75
김대호, 신창환, 양용식, 국동학, 김효찬, 홍종대, 임익성, 인왕기, 양재호, 김주성[한국원자력연구원]

P0209 **조사핵연료 FP 방출 핵종분석 가열시험장치 개발** ····· 77
김대호, 김동주, 김종헌, 방제건, 전태현, 김선기, 양재호[한국원자력연구원]

P0210 **정상조건에서의 콘크리트 건식 저장용기 자연대류 유동 해석** ····· 79
강경욱, 김형진, 조천형[한국원자력환경공단]

P0211 **사용후연료 축방향 연소분포가 PLUS 7 핵연료 저장설비 임계안전에 미치는 영향 분석** ····· 81
손희동, 한슬기, 이강욱, 조충래, 박화규[두산중공업㈜], 박창제[세종대학교]

P0212 **U_3O_8 분말의 밀링시간에 따른 특성 변화** ····· 83
나상호, 신진명, 이기원, 황두성, 최종원[한국원자력연구원], 유명준[한전원자력연료㈜]

P0213 **불활성 가스 분위기 핫셀용 원격조종기(20kg급) 설계** ····· 85
정평웅, 곽봉순, 김현성, 정근석, 박근모, 장명진, 이은표[㈜월성티엠피]

P0214 **운반용기의 단기운영공정 열전달 해석 방법론** ····· 87
김형진, 강경욱, 조천형[한국원자력환경공단], 이동규[㈜코네스코퍼레이션]

P0215 **COMSOL MULTIPHYSICS 프로그램을 이용한 GBC-32 건식저장용기에 대한 온도분포 평가** ····· 89
윤형주, 박광헌[경희대학교]

P0216 **사용후핵연료 관리방식 간 연계성에 대한 조명** ····· 91
국동학, 양용식, 양재호, 구양현[한국원자력연구원]

P0217 **핫셀시험시설의 배기팬 교체후 T.A.B 시험에 대한 고찰** ····· 93
백상열, 백승제, 정양홍, 주용선, 김희문, 안상복[한국원자력연구원]

P0218 **전해제련 공정에서 불활성 양극과 액체카드뮴음극 전착거동** ····· 95
김시형, 심준보, 김가영, 김택진, 백승우, 이성재, 안도희[한국원자력연구원]

P0219 **경수로 사용후핵연료 금속운반용기 장전가능연료의 특성평가** ····· 97
도호석, 김태만, 조천형[한국원자력환경공단], 고재훈[㈜코네스코퍼레이션]

P0220 **역설계 기법을 이용한 ACPF 아르곤 셀 구축** ····· 99
박병석, 조일제, 김기호, 이종광[한국원자력연구원]

P0221 **경수로 사용후핵연료 금속저장용기의 용기간 인접거리 영향 평가** ····· 101
이성용, 이동규, 박제호[㈜코네스코퍼레이션], 강경욱, 김형진, 조천형[한국원자력환경공단]

P0222 **사용후핵연료 관리 시나리오 분석 및 물량 평가 도구 개발** ····· 103
정연홍, 황용수, 장선영, 한재준[한국원자력통제기술원]

P0223 **사용후핵연료 저장조 사고시 핵연료 파손 거동 평가 시험** ····· 105
방제건, 김대호, 김선기[한국원자력연구원]

P0224 **핵연료 소결체의 밀도시험에 대한 정밀도 평가** ····· 107
이형권, 김도식, 서항석, 권형문, 장정남, 김성근, 권인찬, 정상희[한국원자력연구원]

P0225 폐 피복관 부피감용을 위한 Zr-Cr계 금속폐기물고화체 합금의 특성 연구 ····· 109
한승엽, 장선아, 김나영, 한아름, 이태교, 조인학, 박환서[한국원자력연구원], 김종우, 신상용[울산대학교]

P0226 SS-Zr계 금속폐기물고화체 합금의 미세조직 및 특성에 미치는 열처리 영향 연구 ··· 111
장선아, 한승엽, 김나영, 한아름, 이태교, 조인학, 박환서[한국원자력연구원], 김종우, 신상용[울산대학교]

P0227 전해환원 장치 성능 검증을 위한 대체 금속산화물 선정 및 시험 ····· 113
이정, 최은영, 김성욱, 이상권, 허진목[한국원자력연구원]

P0228 LiCl 염시료 내 Li_2O 농도 측정을 위한 산염기 적정 실험의 감마선 영향 연구 ···· 115
최수희, 배상은, 박태홍[한국원자력연구원]

P0229 고온열처리 온도에 따른 연료파편 내재 세슘 휘발 특성 ····· 117
이재원, 이도연, 이영순, 이광연, 양재환, 조용준[한국원자력연구원]

P0230 연소도와 U, Pu, Nd 및 Cs 동위원소 상관관계를 이용한 조사 U-Mo 분산핵연료 분석 ····· 119
김정석, 강병만, 박양순, 김영복, 박재일, 하영경[한국원자력연구원]

P0231 LiCl-KCl-UCl_3 용융염의 전기전도도 측정 연구 ····· 121
김대현, 김종윤, 배상은, 박태홍[한국원자력연구원]

P0232 The Effective Thermal Conductivity of Spent Fuel Assemblies for Spent Fuel Storage ····· 123
Hee-Jae Lee, Mi Jin Kim, Dong-Seong Sohn[UNIST]

P0233 정밀거리측정기를 이용한 Laser Induced Breakdown Spectroscopy 정량분석 신뢰성 향상 ····· 125
김동선, 한보영, 박세환, 구정회[한국원자력연구원]

P0234 중성자흡수체 보론카바이드 균질/비균질 임계모델링에 대한 고찰 ····· 127
김윤식, 박제호[㈜코네스코퍼레이션], 황원찬[한전원자력연료㈜]

P0235 PRIDE 이동식 셀장치의 원격 유지보수 체계 및 고장 분석 ····· 129
한종희, 조일제, 이종광[한국원자력연구원]

P0236 ACPF 핫셀의 원격 수단 ····· 131
김기호, 김성현, 박병석, 이종광[한국원자력연구원]

P0237 새로운 지침에 따른 가동원전 사용후핵연료 조밀저장대 임계평가 ····· 133
정성환, 김기영[한국수력원자력㈜], 김윤식, 박제호[㈜코네스코퍼레이션]

P0238 ACPF 소형 아르곤 핫셀용 원격운전 크레인 시스템 개발 ····· 135
이종광, 박병석, 유승남, 김기호, 조일제[한국원자력연구원]

P0239 PSA를 위한 사용후핵연료 저장캐스크의 충돌 해석 및 평가 ····· 137
이상훈[계명대학교], Belal Almomani, 강현국[한국과학기술원]

P0240 바스켓형 교반 날개에 장착된 희토류 금속을 이용한 모의 공융염 조성에서 악티늄족 원소의 회수 및 회수물 함량 분석 ····· 139
심준보, 김택진, 김시형, 김가영, 정재후, 백승우, 안도희, 이성재[한국원자력연구원]

P0241 고온 LiCl-KCl 용융염 내 금속구조재 부식 속도 측정 ····· 141
정현준, 최성열[UNIST]

P0242 원격성 분석을 위한 PRIDE 3D 시뮬레이터의 작업자 및 카메라 시각 모사 ····· 143
김도연, 류동석, 한종희, 김성현, 김기호, 이종광[한국원자력연구원]

P0243 사용후핵연료 관리 단계별 안전정보 표준 목록 개발 ····· 145
육대식, 박동극, 이호진, 안상면, 정규환[한국원자력안전기술원]

P0244 경수로용 사용후핵연료 지지격자 딤플 및 스프링 피치 측정 ····· 147
주용선, 김길수, 백승제, 유병옥, 김영준, 진영관, 김희문, 안상복[한국원자력연구원]

P0245 저연소도 사용후핵연료 국내 수송을 위한 구조건전성 평가 기술현안 ····· 149
이강희, 강흥석, 신창환, 양용식, 양재호[한국원자력연구원]

3분과 고준위폐기물처분 (Oral)

09:00~09:20 고준위폐기물 처분시스템의 처분효율 향상 방안 예비 평가 ····· 153
최희주, 이종열, 김인영, 김경수, 김현아[한국원자력연구원]

09:20~09:40 사용후핵연료 실제 연소·냉각 이력을 반영한 원자력시설 설계 타당성 연구 ····· 155
조동건, 김정우, 정종태, 백민훈[한국원자력연구원]

09:40~10:00 고준위방사성폐기물 심층처분의 위험도기준에 대한 부합성평가 방안 ····· 157
정찬우, 서은진, 박진용, 정효숙, 방제헌[한국원자력안전기술원]

10:00~10:20 K-PAM을 이용한 안전성평가 주요 입력자료 민감도분석 ····· 159
김정우, 조동건, 고낙열, 정종태, 백민훈[한국원자력연구원]

10:40~11:00 해안지역 암반대수층 지하수의 동위원소 분포 특성 ····· 161
이정환, 윤정현, 박주완, 김수진[한국원자력환경공단]

11:00~11:20 고준위폐기물 처분환경조건에서 고압축벤토나이트로부터 확산 및 용출되는 우라늄의 특성 ····· 163
이승엽, 이재광, 황진하, 백민훈[한국원자력연구원]

11:20~11:40 환원조건에서 플루토늄의 가수분해 화학 거동 ····· 165
조혜륜, 정의창, 차완식[한국원자력연구원]

11:40~12:00 Dissolution Kinetics of Studtite ($UO_4 \cdot 4H_2O$) in HCO_3^- Solution and Synthetic Ground Water ····· 167
Jungjin Kim, Won-Seok Kim[POSTECH], Wooyong Um[PNNL]

3분과 고준위폐기물처분 (Poster)

P0301 TOUGH2-MP/FLAC3D 연동 해석을 위한 시스템 구축 ····· 171
이재원, 이창수, 김건영, 김경수[한국원자력연구원]

P0302 음이온성 방사성핵종 고정화 물질인 탄소나노튜브의 오존처리를 통한 분산성 연구 ··· 173
박태진, 최세호[한국원자력연구원]

P0303 열적안정성 측면에서의 고준위폐기물 복층처분개념 분석 ····· 175
이종열, 최희주, 이민수, 김경수, 김현아[한국원자력연구원]

P0304 심부시추공 처분기술에 대한 인식변화 고찰 ····· 177
이종열, 이민수, 배대석, 김건영, 최희주[한국원자력연구원]

P0305 공학적방벽 갭채움물질의 열전도도 측정기술 고찰 ····· 179
이재완, 이민수, 최희주[한국원자력연구원]

P0306 우라늄 수착에 미치는 생지화학적 인자의 영향 ····· 181
이재광, 이승엽, 백민훈[한국원자력연구원]

P0307 단일 처분공 내 복수 처분용기 정치 심지층처분장의 열 해석 ····· 183
조원진, 김건영[한국원자력연구원]

P0308 사용후핵연료 처분율에 따른 처분방안 ····· 185
이민수, 최희주, 이종열[한국원자력연구원]

P0309 지하처분연구시설 확장 구간 연구모듈의 수리지질학적 평가 ····· 187
고낙열, 김건영[한국원자력연구원]

P0310 암반 내 단열망 분포 평가를 위한 지하투과레이더 탐사의 적용: KURT 내 예비평가 ·· 189
권장순, 고용권[한국원자력연구원], 백승호, 김승섭[충남대학교]

P0311 1/3 축소모델 방사성폐기물 처분용 완충재 컨테이너 구조해석 ····· 191
최영철, 김진섭, 김건영[한국원자력연구원], 김소연, 박성호[한빛시스템]

P0312 K-SAP을 활용한 LiCl 방사성 염폐기물 고화체 합성 및 물리화학적 특성 분석 ·· 193
이기락, 한아름, 박환서, 조인학, 은희철, 최정훈, 한승엽, 안도희[한국원자력연구원]

P0313 지질환경의 장기진화 예측을 위한 FEPs 및 시나리오의 구성: 일본 URL 사례 ··· 195
정수림, 고용권[한국원자력연구원]

P0314 중수로 사용후핵연료 파이로공정 도입 효과 분석 – 공정 시나리오별 폐기물 특성 분석 ····· 197
김인영, 최희주, 이종열, 이민수, 이연명[한국원자력연구원]

P0315 방사성폐기물 처분 연구를 위한 결정질 암반의 수리지질특성 비교 연구 ····· 199
박경우, 고용권, 김경수[한국원자력연구원]

P0316 장심도 굴착시 암질특성이 공휨 현상에 미치는 영향 ····· 201
정홍윤, 고용권, 박경우, 류지훈[한국원자력연구원], 김병우[K-water 연구원]

P0317 Sensitized Eu(III) Luminescence for Probing Ternayr Surface Complex Formation ····· 203
Hee-Kyung Kim, Kyoung Kyun Park, Euo Chang Jung, Hye-Ryun Cho, Wansik Cha[KAERI]

P0318 형성엔탈피 정보를 이용한 우라늄 광물의 장기 거동 예측 방법 ····· 205
박태진, 백민훈[한국원자력연구원]

P0319 우라늄(IV) 나노입자와 흡산의 상호작용에 관한 연구 ····· 207
김선태, 차완식, 조혜륜, 정의창[한국원자력연구원]

4분과 방사성폐기물관리 (Oral)

09:00~09:20 Comparative Analysis of Disposal Container for Spent Resin Waste from Heavy Water Reactor ····· 211
Nakwon Sung, Hee Reyoung Kim[UNIST]

09:20~09:40 중수로 폐수지 시료채취 및 폐수지혼합물 분리장치 개발 ····· 213
박규태, 유정민, 박현오, 최영구[선광티앤에스]

09:40~10:00 2015년도 한국원자력연구원 운영폐기물의 영구처분장 인도 ····· 215
신기백, 홍대석, 장원혁, 강일식, 김태국[한국원자력연구원]

10:00~10:20 알루미나계시멘트를 활용한 방사성폐기물 고화 특성 평가 ····· 217
김정명, 조남찬, 주영종[한전원자력연료㈜], 기경국, 박정훈[㈜케미콘]

10:40~11:00 고리 1호기 원자로 압력용기 절단 처분시 붕괴열 및 수화열을 고려한 안정성 검토 ··· 219
최유정, 이성철, 하창주, 김창락[한전국제원자력대학원대학교]

11:00~11:20 Kinetics of Perrhenate Reduction by Stannous and Analysis of the Solid Phase Product ····· 221
Mumtaz Khan, Won-Seok Kim[POSTECH], Wooyong Um[PNNL]

11:20~11:40 Removal of Radioactive Cesium Using Prussian Blue-Graphene Oxide Hydrogel Beads in a Fixed-Bed Column System ····· 223
Jiseon Jang, Dae Sung Lee[Kyungpook National Univ.]

11:40~12:00 원전 농축폐액 파라핀 고화체의 처분기준 충족을 위한 재처리 방안 고찰 ····· 225
임석남, 김민수, 장동규, 정철영[액트알엠티㈜]

4분과 방사성폐기물관리 (Poster)

P0401 증기발생기 내부 이물질 검사 및 제거 작업시 작업시간 단축 및 방사선피폭저감을 위한 안내관 개선 ····· 229
박병목, 채경선, 신경욱, 정정남, 김일현, 민윤기, 윤상정, 김영국, 장희곤[세안기술㈜]

P0402 증기발생기 세정로봇 분사장치 노즐 변경 및 배열에 따른 세정 효과 ····· 231
박병목, 채경선, 신경욱, 윤상정, 홍재영, 최용석, 김상태, 김영국, 장희곤[세안기술㈜]

P0403 방사성폐기물의 원격 측정을 위한 광섬유 방사선 센서의 제작 ····· 233
김민건, 송영범, 김혜진, 이봉수[중앙대학교], 신상훈, 이동은, 장경원, 유욱재[건국대학교], 변철호[교토대학]

P0404 중저준위방사성폐기물 표층처분시설의 GA설계 최적화 ····· 235
장근백, 이동재, 황익규[한국전력기술㈜], 하창용[한국원자력환경공단]

P0405 음극재에 따른 전해정련 우라늄의 특성연구 ····· 237
이창화, 이성재, 박성빈, 안도희[한국원자력연구원], 강덕윤[충남대학교]

P0406 폐 피복관 처리를 위한 혼합 용융염 내 Zr 전해정련에서 AlF_3의 첨가효과 연구 ···· 239
강덕윤, 이종현[충남대학교], 이창화, 강권호, 이성재, 안도희[한국원자력연구원]

P0407 원전 해체 시 방사성금속폐기물 발생량 감소를 위한 RESRAD-RECYCLE 코드 적용성 평가 연구 ····· 241
김동민, 이상헌, 김선일, 조훈조, 송종순[조선대학교]

P0408 알루미늄 폐기물 처분 적합성 확보를 위한 처리기술 현황 분석 ····· 243
양다솜, 황두성, 민병연, 김근호, 윤경수[한국원자력연구원]

P0409 원전 해체시 발생되는 방사성폐기물 포장용기에 대한 고찰 ····· 245
안희진[한국수력원자력㈜]

P0410 VHTR 압력용기 해체시 방사화 핵종 재고량 평가 ····· 247
김윤식, 박제호[㈜코네스코퍼레이션], 조창근[한국원자력연구원]

P0411 원전 유출물 방사선감시계통에서 ANSI N13.1 적용 현황 고찰 ····· 249
이동국, 소지양, 안희진[한수원㈜중앙연구원]

P0412 이미다졸리움계 이온성 액체를 이용한 Pd(II) 추출 ····· 251
권수민, 김익수, 정동용[한국원자력연구원]

P0413 원전 발생 1차측 폐수지 시료 전처리 ····· 253
황재식, 오심온, 양지은, 최광순, 안홍주[한국원자력연구원], 박종민[한국수력원자력㈜]

P0414 비파괴검사를 통한 유리고화체의 건전성 평가 연구 ····· 255
한아름, 이기락, 박환서[한국원자력연구원]

P0415 파이로 건식처리공정 발생 희토류 유리고화체의 열적특성 분석 ····· 257
최정훈, 은희철, 이태교, 조인학, 이기락, 한승엽, 박환서, 안도희[한국원자력연구원]

P0416 칼슘포집제를 이용한 레늄산화물의 포집반응 특성 ····· 259
이태교, 은희철, 최정훈, 이기락, 한승엽, 박환서[한국원자력연구원]

P0417 폐기물인증프로그램에 대한 공정상 물질수지 적용 고찰 ····· 261
홍용호, 박형민, 최은석[㈜액트]

P0418 액·기체 방사성물질 배출규제 관련 원자력안전법 개정 후속조치 현황 ····· 263
이관희, 이종국, 이정준, 김성일, 안상면[한국원자력안전기술원]

P0419 컨테이너형 이동식 농축폐액 증발건조 기술개발 및 실증 ····· 265
조항래, 이지훈, 김천우[한수원㈜중앙연구원]

P0420 원자력발전소 중·저준위 압축성 방사성폐기물 처리 기술개발 ····· 267
정철영, 김민수, 장동규, 박정원[㈜액트알엠티]

P0421 중저준위 방사성폐기물 시료전처리를 위한 가연성 잡고체 회화 및 용해 특성 평가 ··· 269
오심온, 황재식, 서경원, 이혜주, 최광순, 안홍주[한국원자력연구원], 구난영[한국수력원자력㈜]

P0422 탄소나노튜브 정화 및 표면 개질을 위한 오존처리 반응시간 연구 ····· 271
최세호, 박태진, 백민훈[한국원자력연구원]

P0423 무기합성매질을 이용한 LiCl–KCl 공융염 내 희토류 핵종 포집/고화에 관한 기초연구 ·· 273
김나영, 은희철, 박환서, 안도희[한국원자력연구원]

P0424 지진에 의한 단층감시시스템 변형률 값과 지하수위 변화 ····· 275
박원홍, 조현진, 정재열[한국원자력환경공단]

P0425 사용후핵연료 파이로프로세싱 발생 폐전해질 내 2족 핵종 분리 및 고형화 ····· 277
은희철, 최정훈, 김나영, 이태교, 조인학, 한승엽, 이기락, 박환서, 안도희[한국원자력연구원]

P0426 중·저준위 방사성폐기물 중 EDTA 불확도 산출 ····· 279
최광순, 오심온, 임희정, 안홍주[한국원자력연구원]

P0427 지중 철근 콘크리트 구조물의 장기열화 실증실험 연구 ····· 281
권기정, 윤정현, 박주완[한국원자력환경공단]

P0428 우라늄 오염 토양의 입도별 세척효율 ····· 283
한규성, 김승수, 김일국, 김계남, 구대서, 최종원[한국원자력연구원]

P0429 선진국 사례분석을 통한 방사선안전 및 방사성폐기물 관리체계 최적화 연구 ····· 285
박규태, 유정민, 최영구[㈜선광티앤에스]

P0430 용융염 LiCl-KCl 내 Bi 이온의 특성 연구 ····· 287
김범규, 한화정, 박병기[순천향대학교]

P0431 용융염 LiCl-KCl 에서 고체 W 전극과 액체 Bi 전극에 대한 Bi 이온의 전극반응 특성 연구 ····· 289
김범규, 한화정, 박병기[순천향대학교]

P0432 LiCl-KCl 용융염에서 Bi 액체금속전극에 대한 Nd 이온의 전기화학적 반응 특성 연구 ····· 291
김범규, 한화정, 박병기[순천향대학교]

P0433 사면절단에 의한 웨지샘플 채취기술 개발 ····· 293
홍권표, 김성근, 오완호, 정상희, 박명철, 진영관, 김길수[한국원자력연구원]

P0434 기체방사성폐기물 처리계통 수소가스 농도 제한치 평가 ····· 295
성기방, 백영희, 정은경, 권혁철[한수원㈜중앙연구원]

P0435 Removal of Iodide Using Sn-Zeolite Under Aqueous Condition ····· 297
Jaehyuk Kang, Won-Seok Kim[POSTECH], Wooyong Um[PNNL]

P0436 방사선 차폐용 콘크리트 개발을 위한 기초 특성 연구 ····· 299
문영범, 이재형, 최현국[성신양회], 오정환, 최수석[제주대학교]

5분과 제염해체 (Oral)

09:00~09:20 해체 부지의 현장 베타선 측정을 위한 시스템의 기초 설계 연구 ····· 303
배준우, 이욱제, 김희령[UNIST]

09:20~09:40 Including Below Detection Limit Samples in Decommissioning Soil Sample Analyses ····· 305
Jung Hwan Kim, Man-Sung Yim[KAIST]

09:40~10:00 섬광섬유 기반의 이점 계수법(Two Points)을 이용한 베타선 계측 방법론 개발 ··· 307
이욱제, 배준우, 김희령[UNIST]

10:00~10:20 해체 매니퓰레이터 조작 난이도 저감을 위한 동작 제어 기술 ····· 309
현동준, 김익준, 이종환, 정관성, 최병선, 문제권[한국원자력연구원]

10:40~11:00 코발트 이온의 육안감지와 제거를 동시 수행하는 유/무기 하이브리드 알지네이트 비드 ····· 311
이택승, 김대근[충남대학교], 양희만, 서범경, 이근우[한국원자력연구원]

11:00~11:20 표면오염 내 방사성 세슘 제거용 자성흡착제/고분자 용액의 제조 및 특성 분석 ··· 313
양희만, 황규선, 박찬우, 이근우, 서범경, 문제권[한국원자력연구원]

11:20~11:40 등온실험에 의한 고순도 흑연 분말의 가스화 속도론 해석 ····· 315
최윤정, 양희철, 김형주, 양인환, 이시영, 정동용, 문제권, 최종원[한국원자력연구원]

11:40~12:00 메조다공성 실리카 나노입자 함유 복합유체 제염제의 성능 평가 ····· 317
윤인호, 정종헌, 김초롱, 양한범, 문제권, 최왕규[한국원자력연구원], 윤석본[한수원㈜중앙연구원]

5분과 제염해체 (Poster)

P0501 원전 해체 사업추진 주요일정 (Project Milestones) 시안 개발 ····· 321
정완일, 권용범, 정재훈[한국전력기술㈜]

P0502 가압중수로 1차계통 내 부식생성물의 거동 메커니즘과 해체 방사선원항 평가방법에 관한 연구 ····· 323
조훈조, 이상헌, 김선일, 김동민, 신승수, 송종순[조선대학교]

P0503 PCFC에 의한 고방사성해수폐액에서 Cs의 흡착특성 ····· 325
이일희, 이근영, 김광욱, 김형주, 김익수, 김지민, 김민정, 정동용, 문제권, 최종원[한국원자력연구원]

P0504 고방사성해수폐액에서 PCFC-Cs 계의 흡착속도 ····· 327
이일희, 이근영, 김광욱, 김형주, 김익수, 김지민, 오맹교, 정동용, 문제권, 최종원[한국원자력연구원]

P0505 독일의 원전 해체 안전성평가 방법 소개 및 국내 적용 방안 모색 ····· 329
최광순, 이동진, 정완일[한국전력기술㈜]

P0506 대용량 고방사성 폐액처리를 위한 침전계에서 발생하는 침전슬러지 저장용기의 열적 안정성 평가 ····· 331
김광욱, 양인환, 이근영, 김지민, 오맹교, 김민정, 이일희, 정동용, 문제권[한국원자력연구원]

P0507 금속수산화물 폐기물의 시멘트 고화의 압축강도 ····· 333
구대서, 성현희, 김계남, 김승수, 김일국, 한규성, 최종원[한국원자력연구원]

P0508 동전기 제염후 잔유 폐기물의 시멘트 고화에 대한 방사선조사 특성 ····· 335
구대서, 성현희, 김계남, 김승수, 김일국, 한규성, 최종원[한국원자력연구원]

P0509 원전 1차계통 제염성능 검증을 위한 측정지점 선정 분석 ····· 337
김종화, 이종철, 이상익, 서장수, 한경호, 전호민[세안기술㈜]

P0510 선택적 세슘 제거를 위한 메탈페로시아나이드가 도입된 자성흡착제 제조 ····· 339
황규선, 박소진[충남대학교], 박찬우, 이근우, 서범경, 양희만[한국원자력연구원]

P0511 원전해체 시 사용후핵연료 아일랜드 전환설계 설계요소 및 Case 분석 ····· 341
이동진, 정재훈[한국전력기술㈜]

P0512 양이온 계면활성제를 이용한 Vermiculite 내 세슘 제거 연구 ····· 343
김보현, 박소진[충남대학교], 박찬우, 서범경, 문제권, 이근우[한국원자력연구원]

P0513 ISOCS를 이용한 ^{152}Eu 표준선원의 방사능 측정 및 유효성 평가 ····· 345
전호민, 김종화, 송재준, 강태욱, 이종철, 한경호, 서장수[세안기술㈜]

P0514 원자로 압력용기 해체용 유압 매니퓰레이터 개발 ····· 347
신호철, 김창회, 서용칠, 김명호, 최병선, 최종원[한국원자력연구원]

P0515 우라늄 오염 토양의 제염 후 2차 폐기물에 대한 시멘트 고화 침출 시험 ····· 349
성현희, 구대서, 김계남, 김승수, 최종원[한국원자력연구원]

P0516 **합리적 부지재이용기준 제정을 위한 기술적 검토** ····· 351
손욱, 윤석본, 김정주[한국수력원자력㈜]

P0517 **토착 미생물을 활용한 오염수 내 세슘 제거능 평가** ····· 353
류병곤, 양희만, 박찬우, 이근우, 문제권, 서범경[한국원자력연구원], 최강국, 김은경[KAIST]

P0518 **HYBRID 제염 공정에서 Hydrazine 분해 반응** ····· 355
원휘준, 박상윤, 김선병, 최왕규, 문제권[한국원자력연구원]

P0519 **나노복합유체 제염폐액 내 세슘분리 처리 가능성 평가** ····· 357
양한범, 정종헌, 윤인호, 양희만, 송병철, 최왕규[한국원자력연구원]

P0520 **이미다졸리움 계열의 이온성 액체에서 U(VI)의 전기화학적 거동** ····· 359
김익수, 권수민, 정동용[한국원자력연구원]

P0521 **해체 부지 개방기준 평가를 위한 입력인자의 민감도 분석** ····· 361
서범경, 홍상범, 문제권, 이기원, 최종원[한국원자력연구원]

P0522 **레이저 절단 기술에서의 보조가스 분출특성에 관한 연구** ····· 363
오승용, 선상우, 김택수, 박현민, 이림, 신재성, 정진만, 최병선, 문제권, 정도영[한국원자력연구원]

P0523 **원전해체 계통제염 공정 특성 분석** ····· 365
김학수, 이두호, 김덕기[한수원㈜중앙연구원]

P0524 **산화제염제 함유 나노복합유체의 화학 및 거품안정성 평가** ····· 367
정종헌, 윤인호, 최왕규, 문제권, 양한범, 김초롱[한국원자력연구원]

P0525 **원자력 시설 해체 공정 시뮬레이션 소프트웨어 프레임워크 설계** ····· 369
김익준, 강신영, 문제권, 이종환, 정관성, 최병선, 현동준[한국원자력연구원]

P0526 **유도가열을 이용한 금속용융제염에 관한 연구** ····· 371
조붕비, 정원섭, 안석영[부산대학교]

P0527 **방사성 소각재 안정화 및 시멘트 고화** ····· 373
안병길, 양다솜, 이기원[한국원자력연구원]

P0528 **사용후 Cs 흡착제의 열처리에 따른 안정성 평가** ····· 375
이근영, 김지민, 오맹교, 이일희, 김광욱, 정동용, 문제권[한국원자력연구원]

P0529 **^{137}Cs 오염수를 처리하기 위한 기능성 제올라이트 합성 및 특성 연구** ····· 377
김지민, 현재혁[충남대학교], 이근영, 오맹교, 김광욱, 이일희, 정동용, 문제권[한국원자력연구원]

P0530 **열출력과 해체비용의 상관관계를 이용한 HANARO 해체비용 예측** ····· 379
홍윤정, 진형곤, 박희성, 박승국[한국원자력연구원]

P0531 **원자력시설 해체절차 요구사항 연계성을 위한 법적 규제요건과 기술기준 분석** ···· 381
박희성, 박승국, 진형곤, 홍윤정, 최종원[한국원자력연구원]

P0532 **실감형 원격절단 시뮬레이터의 고품질 가시화를 위한 데이터 연동 프레임워크 설정** ·· 383
이종환, 현동준, 김익준, 강신영, 정관성, 최병선, 문제권[한국원자력연구원]

P0533 **방사선학적 특성과 면적에 기반한 해체 비용 평가 방법론** ····· 385
진형곤, 홍윤정[한국원자력연구원]

P0534 경수로 원자력시설에서의 제염기술의 전망 ····· 387
강덕원, 김승일[㈜금화피에스씨]

P0535 탄소폐기물 분해용 Screw-Conveyor System의 열유동 해석 ····· 389
양인환, 양희철, 김형주, 최윤정, 이시영, 정동용, 문제권, 최종원[한국원자력연구원]

6분과 방사선환경 및 안전 (Oral)

09:00~09:20 감마분광분석을 이용한 원료물질 및 공정부산물의 ^{226}Ra 186.2 keV 피크 분석에서 ^{235}U의 기여 보정방법 ····· 393
임충섭[UST], 정근호, 김창종, 지영용[한국원자력연구원]

09:20~09:40 연구용원자로 비상대응시설 요건 개선제안 ····· 395
이관엽, 강문자, 이해초, 김종수, 김봉석, 최평규[한국원자력연구원]

09:40~10:00 감마선분광분석을 위한 시료의 질량감쇠계수 결정 ····· 397
이정빈[UST], 변종인, 윤주용[한국원자력안전기술원]

10:00~10:20 개선된 AtomCARE를 활용한 방사능재난시의 주민보호조치 전략 ····· 399
이영민, 정승영, 이현하, 김완주[한국원자력안전기술원]

10:40~11:00 제염 폐기물 육상운반 시 사고조건에 대한 피폭 방사선량 평가 ····· 401
김민준, 고아라, 최철규, 김용건, 김광표[경희대학교], 조남찬, 설증군[한전원자력연료㈜]

11:00~11:20 국내 건축자재의 천연방사성핵종 ^{232}Th, ^{238}U, ^{40}K 분석 ····· 403
이훈, 주선동, 임기중[한국원자력안전재단], 장미, 임종명[한국원자력연구원]

11:20~11:40 지상식물에 의한 세슘 흡수 연구 ····· 405
김병호, 임광묵, 전인, 최용호, 금동권[한국원자력연구원]

11:40~12:00 한빛 5,6호기 격납건물 수소제어계통 개선 연구 ····· 407
송정석[한수원㈜한빛본부], 이경진[조선대학교]

6분과 방사선환경 및 안전 (Poster)

P0601 원자력공급자그룹 가이드라인의 등장과 대응 ····· 411
이대성, 이기복, 정익, 이종희, 노승국, 김수은[한국원자력연구원]

P0602 환경방사능 측정결과 방사선원항 재평가 방법론 ····· 413
김주열[㈜미래와도전], 이현하, 이영민, 박상현, 진소범, 정승영[한국원자력안전기술원]

P0603 하나로 원자로건물 누설률 측정법 고찰 ····· 415
최영산, 김경철, 송재하, 이민우, 두승규, 임윤택[한국원자력연구원]

P0604 표준형 원전 2차계통 수격현상 분석 및 방지방안 연구 ····· 417
조동기[한수원㈜한빛본부], 이경진[조선대학교]

P0605 구황작물의 ^{137}Cs 흡수실험 ····· 419
전인, 임광묵, 최용호, 금동권, 김병호[한국원자력연구원]

P0606 원자력발전소 2차계통 열성능시험을 통한 터빈출력 개선 연구 ····· 421
강경훈[한수원㈜한빛본부], 이경진[조선대학교]

P0607 원자력 시설물 안전을 위한 지반함몰 위험성 평가 기초연구 ····· 423
임명혁, 장유진[대전대학교], 박진영[한국석유공사]

P0608 원자력전용품목 관련 전략기술 이전 사례 분석을 통한 효율적 수출통제 이행방안 연구 ····· 425
윤성호, 서하나, 이찬서, 최선도, 신동훈[한국원자력통제기술원]

P0609 원자력수출통제 이행체제 개선을 위한 국가별 평가지표 분석 연구 ····· 427
윤성호, 이찬서, 서하나, 최선도, 신동훈[한국원자력통제기술원]

P0610 원자력연구원 비상상황전파시스템 구축 및 이용 ····· 429
김봉석, 이관엽[한국원자력연구원]

P0611 영구정지 원전 방사선비상계획서 개발을 위한 해외지침 검토 ····· 431
김정미, 이갑복, 양양희[한수원㈜중앙연구원]

P0612 먹는물 수처리 공정 중 필터 내 천연방사성물질의 잠재적 농축 ····· 433
전소담, 박미희, 한정희, 류종식, 정성욱[한국기초과학지원연구원], 신우식[연세대학교], 장병욱[한국원자력안전기술원]

P0613 한빛 원자력발전소 주변 환경방사선(능) 장기적 경향성 평가 ····· 435
이갑복, 양양희, 김정미[한수원㈜중앙연구원]

P0614 원자로 하부에서 발견된 이물질 방사화 평가 ····· 437
김기영, 정성환[한수원㈜중앙연구원]

P0615 OTDR을 이용한 분포형 다채널 광섬유 온도센서 시스템의 개발을 위한 기초연구 ··· 439
이동은, 유욱재, 신상훈, 장경원[건국대학교], 김혜진, 김민건, 송영범, 이봉수[중앙대학교]

P0616 몬테카를로 시뮬레이션을 이용한 광섬유 기반 검출 센서의 응답 특성 연구 ····· 441
한화정, 김범규, 박병기[순천향대학교]

P0617 제주도 고산지역 PM_{10} 에어로졸 중의 ^{40}K, ^{232}Th, ^{238}U 조성 특성 ····· 443
박연현, 박재우, 한충훈[제주대학교]

P0618 세슘(^{133}Cs)과 일라이트의 비가역적 흡착 기작 연구 ····· 445
이제신, 박상민, 전은기, 백기태[전북대학교]

1분과

핵주기정책 (Oral)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

파이로시설 안전조치성 평가요소 및 평가방안 개발

안성규*, 권은하, 김봉영, 김호동, 서희, 신희성, 오종명, 원병희, 이채훈, 장홍래, 박세환, 구정회
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*skahn76@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설 안전성 측면의 규제기관에 의한 인허가 개념은 안전조치 분야에서는 '국제 안전조치접근법'을 'IAEA'가 적용하는 것에 해당한다.

안전성에 대한 인허가 절차 및 기준, 심사 주체인 규제 기관은 국내 원자력법에 의해 명확하게 규정할 수 있는 반면, 안전조치는 '시설 내 유의량의 핵물질 전용 및 미신고 핵물질 생산 오용의 적시 탐지'라는 최상위 목표를 달성하기 위해 '다양한' 안전조치 수단을 '적절히' 조합하는 방식으로 이루어지기 때문에 안전조치 관점에서 '인허가가 가능' 할 것인가를 평가하는데 모호한 측면이 있다. 한 가지 명확한 점은 IAEA와 국가 간 체결하는 안전조치협정에 따라, 국가는 핵물질을 취급하는 원자력시설, 운전, 핵물질에 대한 정보를 IAEA에 제공할 의무를 지며 IAEA는 이를 바탕으로 적절한 안전조치접근법을 마련하여 시설에 적용할 의무를 진다는 점이다. 마련한 안전조치접근법을 실제 적용하는데 시설 운전이나 구조에 영향을 미쳐야 하는 부분은 IAEA와 시설(국가) 간 조율을 통해 합의하는 절차를 거친다.

본 연구에서는 '시설(국가)과 IAEA가 수용 가능한 비용과 노력'으로 'IAEA 안전조치 목표를 달성' 할 수 있을 것인가를 검토하기 위해서 필요한 안전조치성 평가 요소와 평가 방안을 개발하였다.

2. 본론

안전조치성은 '원자력 시스템에 효과적이고 효율적으로 안전조치를 적용함에 있어 그 용이함의 정도'로 정의한다. 즉, 어떠한 원자력시스템도 충분한 자원이 있다면 안전조치가 가능하다는 점을 전제하고 있으며, 안전조치 수단의 적용이 용이한지를 나타낸다. 안전조치성은 안전조치 효과성과 효율성으로 구분할 수 있다. 본 연구에서의 안전조치성 평가 대상은 일반적인 원자력 시설이 될 수 있지만, 특히 파이로 시설에 대한 안전조치시스템과 예상되는 IAEA의 사찰 검증 이행 활동이 적절하게 수행될 수 있도록 시설 운전이나 구조를 포함한다.

2.1 안전조치성 평가 요소 개발

평가 요소 도출을 위하여 기존의 대표적인 핵확산저항성 및 안전조치성 평가방법을 검토하였고, 파이로시설 안전조치성 평가를 위한 요소는 그 목적에 따라 규제기관의 관점이 반영된 방법([1], [2])을 세부 분석하여 이를 기반으로 파이로시설의 개념설계 단계에서 적용할 수 있는 평가요소를 도출하였다. 안전조치 유효성은 고려하고 있는 안전조치시스템 및 이행방안이 IAEA 안전조치 목표를 달성할 수 있는가를 평가하는 것으로서 5개 분야에서 총 11개의 평가요소로 구성하였다 (Table 1 참조). 안전조치 효율성은 안전조치시스템 비용이나 사찰 검증 비용과 시설운전 효율성 측면에서 수용 가능한가를 평가하는 것으로, 2개의 평가요소로 구성하였다. 결과적으로 총 6개 분야, 14개의 평가요소로서 KAPF 안전조치성을 평가하고자 한다.

2.2 안전조치성 평가 요소 개발

각 평가요소 별로 개략적인 평가 방안을 도출하여, 그 일부를 예시로 Table 2에 나타내었다. 계량관리 정보 적시성 및 정확성과 안전조치 비용 수용성 요소는 일정부분 정량적인 평가가 가능하고, 그 외의 평가요소는 정성적인 평가가 이루어 질 것으로 예상한다. 평가는 각 요소별로 최대한 예/아니오(Y/N) 형식의 결론을 도출하고자 하며, 만족시키지 못한 요소에 대해서는 원인을 '기술간극(technical gaps)'으로서 도출한다. 기술간극에 대한 추가 분석을 통해 해결 가능성과 시점을 제시함으로서 안전조치를 고려한 시설 설계에 반영하고자 한다.

3. 결론

기존의 안전조치성 평가방법을 참고하여 분석하여, 파이로시설의 개념설계 단계에서의 안전조치성 평가요소를 도출하고 개략적인 평가 방안을 도출하였다. 향후 파이로 시설 및 안전조치시스템을 대상으로 각 평가요소에 대한 분석을 통해 실제 안전조

치 인허가를 만족할 가능성을 평가하고 부족한 점을 도출하여 향후 설계 및 연구개발에 반영하고자 한다.

4. 감사의 글

이 연구는 2016년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행되었다 (원자력기술개발사업, NRF-2012M2A8A5025947).

5. 참고문헌

[1] 장홍래 외, "핵확산저항성 및 안전조치성 평가 방법론 개발," 한국원자력연구원 기술보고서, KAERI/TR-5244/2013, 2013.

[2] 이나영, 서장훈, 유호식, "핵확산 저항성 강화를 위한 안전조치성 평가 방법론 분석," 한국원자력통제기술원 기술보고서, KINAC/TR-019/2015, 2015.

Table 1. Effectiveness Metrics for Safeguardability Evaluation

분야	평가요소	세부 평가 고려사항
설계정보 가용성	설계정보서 적합성	설계정보서 필수정보 기재(시설 배치, 핵물질 흐름 및 격납 특성에 관한 설계정보의 검증 가능성) 여부
	설계검증 용이성	설계정보 조기 가용성 및 DIV 최신 기술 적용 가능성
계량관리	계량관리정보 적시성	계량관리정보 적기준비 및 보고
	계량관리정보 정확성	MUF 및 MUF 불확도
격납/감시 모니터링	격납/감시장비 기술성	격납감시 장비의 자동화(적용된 격납감시 장비의 최신화 등) 정도
	격납/감시장비 적용성	격납/감시장비의 시야성 확보 및 설치 공간 확보 여부
		C/S수단의 유지보수, 검증이 가능한가
	공정모니터링 효과성	비전용의 신뢰에 확신 제고의 수단으로써 공정모니터링을 적용할 수 있는가
핵물질 검증 가능성	핵물질검증 기술성	핵물질 종류별 측정을 통한 검증 가능 여부
	핵물질검증 적용성	현장적용 (측정 시간, 시설 구조, 태그 식별 등) 가능성 여부
		요구에 따른 on-site IAEA 장비가 사용되거나 설치 가능 여부
전용/오용 탐지성	전용경로 보장성	운전특성 (격납 및 감시의 빈도, 주기) 및 핵물질 이동경로 분석
	오용시나리오 보장성	시설의 설계가 오용 시도를 어렵게 하며, 사찰관에게 가용한 접근성, 장비, 데이터가 주요 오용 시나리오 파악을 가능하게 하는지 여부

Table 2. Example Approach for Each Safeguardability Evaluation Metric

평가요소	평가방안
계량관리정보 적시성	시설자가 계량관리 정보를 적기에 준비할 수 있는가를 평가(Y/N: NRTA 적용주기와 PIT 시점이 시설운전 일정을 고려하여 가능한지를 평가)
계량관리정보 정확성	NRTA, NMA의 계량불확도 시뮬레이션 결과를 분석하여 KMP에서의 예상불확도 범위에 따른 달성 가능한 MUF불확도 평가(정량: MUF불확도~분석불확도 민감도 분석 결과, hold-up등 MUF 예상치 결과 수치도 제시하여 이를 반영한 MUF불확도 분석, KMP 계량불확도 예상치는 ITV를 고려하여 설정하고 분석함)
격납/감시장비 적용성	예상되는 IAEA의 격납/감시 장비의 설치 공간, 시야 확보가 시설 설계에 반영되었는지를 평가 (Y/N: 정성평가)
	C/S장비의 검증방법(가능성)을 포함하여 분석

가상 대용량 재처리시설에서의 핵물질 단기전용 탐지 성능 분석

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

1. 서론

상용규모 파이로시설에서 준실시간계량관리(Near Real Time Accountancy, NRTA) 시스템 구축을 통하여 안전조치성 확보를 위해서는 기존 대용량 재처리시설에서의 핵물질 계량관리 시스템 평가가 먼저 선행되어야한다. 이미 일본의 경우에는 대용량 재처리시설인 TRP, RRP, J-MOX 시설 등에 핵물질계량관리 시스템이 구축되었거나 구축 중에 있으며 IAEA의 안전조치 승인이 완료된 상태이다. 따라서 대용량 재처리시설에서의 안전조치성 평가 결과는 매우 적절한 활용 자료로서 가치가 있다. 하지만 해당 시설의 핵물질계량관리 시스템 성능 평가 결과는 현재 공개된바가 없기 때문에 파이로시설의 핵물질계량관리 시스템 구축 시에 활용하기에는 어려움이 있다.

따라서, 본 연구에서는 800 톤 규모의 대용량 습식재처리 시설인 RRP 정보를 근거하여 가상의 재처리시설 모델을 구축하고 시뮬레이션을 통하여 핵물질 단기전용에 대하여 NRTA 시스템 평가를 수행하였다.

2. 본론

2.1 가상 대용량 재처리시설 모델 및 NRTA 모델 구축

핵물질(Pu) 전용 탐지 성능 평가를 위하여 NRTA 시스템에 기반 한 가상 재처리시설 모델을 구축하였다. 본 연구에서 구축된 모델은 RRP의 연간 처리량 및 재고 핵물질 정보를 근거하여 단순 공정모델을 수립하였다. 단순 공정모델은 재고 핵물질 측정이 수행되는 시점마다 항상 핵물질이 동일하게 존재한다고 가정한다. 또한, NRTA 시스템 모델 구축은 ITV[1] 자료를 참고하여 입력, 출력, 재고 측정지점에서의 측정 방안 및 불확도를 설정하였다. Table 1은 주요 측정 지점의 핵물질 양과 측정 불확도 정보를 나타낸다. 표에서 보듯이, 가상 재처리시설 모델은 1 년간 8,000 kg의 Pu를 처리하며 5일의 물질수지기간(Material Balance Period, MBP) 간격으로 250 일간 50번의 MUF_{NRTA} 평가를 수행한다. 주요측정지점에서의 측정 불확도는 DA을 기반하고 재고물질의 샘플링 방안이 입력 및 출력 측정지점의 샘플링 불확도보다 2배 높다고 가정하였다. 또한, 일부 재고측정지점에서는 측정 대신 추정 값을 사용한다고 가정하여 랜덤 불확도 값만 보수적으로 설정하였다. 본 연구에서는 Page's Test[2]와 GEMUF Test가 핵물질 전용탐지 알고리즘으로 해당 모델에 적용되었다. NRTA 수행 시, 평가된 MUF 불확도는 1.17 kg/MBP_{NRTA}이며, 1년간 총 누적 MUF 불확도는 34.65 kg으로 평가되었다.

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

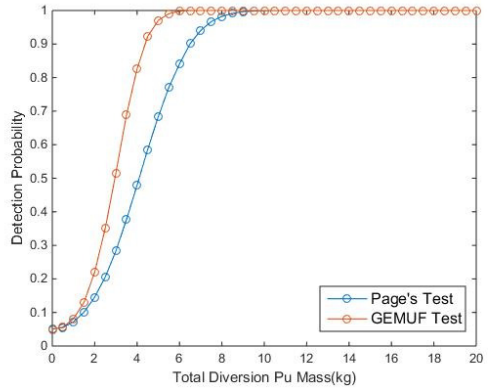
KMP	Pu Mass (kg)	Bulk (1σ, %)		Sampling (1σ, %)		Analytic (1σ, %)	
		Ran.	Sys.	Ran.	Sys.	Ran.	Sys.
Input	160 /MBP_{NRTA}	0.07	0.11	0.3	0.2	0.2	0.2
Output	160 /MBP_{NRTA}	0.07	0.11	0.3	0.2	0.2	0.2
Inventory1	55.0	0.07	0.11	0.6	0.4	0.2	0.2
Inventory2	19.0	0.07	0.11	0.6	0.4	0.2	0.2
Inventory3	3.3	1	0	0	0	0	0
Inventory4	10.0	0.07	0.11	0.6	0.4	0.2	0.2
Inventory5	8.0	0.07	0.11	0.6	0.4	0.2	0.2
Inventory6	4.26	1	0	0	0	0	0
Inventory7	10.0	0.07	0.11	0.6	0.4	0.2	0.2
Inventory8	23.0	0.07	0.11	0.6	0.4	0.2	0.2
Inventory9	4.1	1	0	0	0	0	0
Inventory10	7.5	0.07	0.11	0.6	0.4	0.2	0.2
Inventory11	1.0	0.07	0.11	0.6	0.4	0.2	0.2
Inventory12	12.5	0.07	0.11	0.6	0.4	0.2	0.2
Inventory13	22.5	0.07	0.11	0.6	0.4	0.2	0.2
Inventory14	14.9	1	0	0	0	0	0
Inventory15	10.0	0.07	0.11	0.6	0.4	0.2	0.2

2.2 핵물질 전용 시나리오 수립

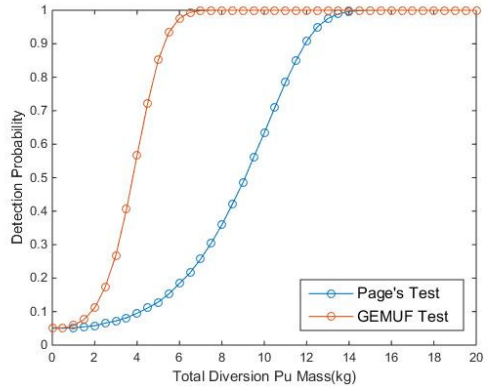
핵물질 전용 시점 따라서 3 가지의 대표 전용 시나리오를 수립하여 연구를 수행하였다. 모든 전용 시나리오는 공통적으로 5 일 동안 모든 핵물질을 단기 전용한다. 다만, 시나리오 1은 운전 시작 일부터 5 일간 전용하는 경우이며, 시나리오 2는 120 일부터 125 일 동안 전용하는 경우, 시나리오 3은 245 일부터 250 일 동안 운전 종료시점까지 전용하는 경우를 나타낸다.

2.3 핵물질 전용 탐지 성능 평가 결과

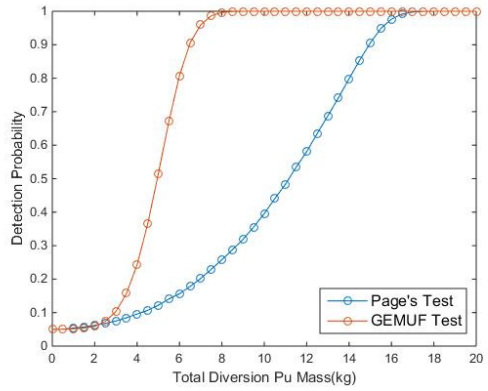
본 연구에서는 하나의 전용 시나리오에 대하여 100,000번의 동일한 시뮬레이션을 반복 수행하여 총 시뮬레이션 수와 그 중 전용을 탐지 한 시뮬레이션 수의 비율을 통하여 최종 결과인 탐지 확률 평가를 수행하였다. Fig. 1의 (a)~(c)는 각각의 전용 시나리오마다 전체 전용된 핵물질 양에 따른 핵물질 전용 탐지 확률을 나타낸다. 총 전용양이 0 kg 일 때 결과는 오경보확률(False Alarm Probability, FAP)을 의미하며, Page's Test와 GEMUF Test의 오경보확률은 모두 약 5%로 동일한 성능을 나타내도록 설정하였다.



(a) Diversion Scenario-1.



(b) Diversion Scenario-2.



(c) Diversion Scenario-3.

Fig. 1. Detection Probability according to Diversion Mass.

그림에서 보듯이, 단기전용 시나리오의 경우에는 전용 시점에 관계없이 GEMUF Test가 Page's Test 보다 더 나은 탐지 성능을 나타냈다. 또한, 두 가지 핵물질 전용탐지 알고리즘 모두 Sequential Test를 기반으로 두기 때문에 전용 시점이 운전 초기에 가까울수록 더 높은 탐지 성능을 보여주는 현상을 보였다. Page's Test의 경우에는 1 SQ에 해당하는 8 kg Pu를 중반 이후 시점부터 전용할 경우 95% 이상의 탐지 확률을 보이지 못하였다. 반면, GEMUF Test는 전용 시점이 운전 종료 지점일지라도 99% 이상의 높은 확률은 전용 탐지가 가능한 것으로 나타났다.

3. 결론

본 연구에서는 가상의 대용량 재처리시설을 대상으로 NRTA를 이용하여 핵물질 단기전용 탐지가 가능한지 평가를 수행하였다. 시뮬레이션 결과, 핵물질 전용 시점이 NRTA의 초기 시점과 멀어질수록 탐지 성능이 떨어지는 것으로 나타났으며, 전반적으로 GEMUF Test가 Page's Test보다 단기전용에 대해서는 더 뛰어난 성능을 보여주었다. 최종적으로 GEMUF Test는 모든 단기전용 시나리오에 대해서 99% 이상의 높은 탐지확률을 보여주었다. 본 결과를 토대로 상용규모 파이로시설에서도 단기전용에 대해서는 충분한 안전조치성을 확보 할 수 있을 것으로 기대된다.

4. 감사의 글

이 연구는 2016년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행되었다 (원자력기술개발사업, NRF-2012M2A8A5025950).

5. 참고문헌

[1] K. Zhao et al., International Target Values 2010 for Measurement Uncertainties in Safeguarding Nuclear Materials, STR-368, IAEA, 2010.

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

파이로시설 물리적방호 규제체계 사전 적용성 검토 및 개선 방안

김우진[1*], 김민수[1], 정연홍[1], 최성열[2], 이찬기[2]
[1]한국원자력통제기술원, 대전광역시 유성구 유성대로 1534
[2]울산과학기술원, 울산광역시 울주군 유니스트길 50
[*]kimwj@kinac.re.kr

1. 서론

우리나라는 2008년 원자력위원회 및 2011년 원자력진흥위원회의 결정에 따라 사용후핵연료 관리 방안의 하나로서 친환경 고속로 순환핵연료주기 시스템을 개발하기로 계획을 수립하였다. 이에 따라, 2025년 종합 파이로시설 구축을 완료하고 2029년부터 고속로원형로를 통해 사용후연료를 처리할 계획[1]으로 알려져 있다.
상기 계획과 일정에 따른 파이로 시설의 건설 및 운영을 위해서는 원자력안전에 관한 규제요건 뿐만 아니라 안전조치 및 물리적방호 등 핵비확산·핵안보 관련 규제요건에 부합함이 입증되어야 한다. 그러나 우리나라는 파이로 및 연계 원자력 시설 등 새로운 원자력시설에 대한 사업과 규제 경험이 전무한 상태이므로, 현행 규제체계가 그대로 적용 가능한지 검토와 규제공백 사항의 도출 및 대안의 개발이 필요하다.
본 연구에서는 종합 파이로시설에 대해 현행 물리적방호 규제체제 적용의 타당성과 국제지침[2] 및 원자력 선발국의 후행 핵연료주기시설에 대한 규제적용 현황을 토대로 모범사례를 도출하여 국내 관련 법령에 개선안을 도출하는 것을 목적으로 한다.

2. 본론

2.1 현행 물리적방호 규제체계

우리나라는 원자력시설 등의 방호 및 방사능 방재 대책법(이하 "방사능방재법"이라 한다)[3]에 따라 핵물질과 원자력시설을 관리·운영하는 원자력사업자에게 물리적방호 체제를 수립토록 하여 국민의 생명과 재산을 보호하도록 규정하고 있다.
우선, 원자력사업자가 관리·운영하는 핵물질이 방사능방재법 시행령 제15조 및 별표1의 등급별 분류의 기준에 해당하는 경우에만 물리적방호 규제 적용대상이 된다. 다음으로, 원자력사업자는 분류된 핵물질 등급에 따라 불법이전을 방지하기 위한 방호요건을 준수해야 한다. 이와는 별도로 핵물질을 사용·저장하는 원자력시설의 경우 사보타주를 방지하기 위한 방호요건도 준수해야 한다. 이렇게 방호요건이 결정되면, 원자력사업자는 방호요건을 준수하였음을 물리적방호규정등(이하 "규정등")에 작성하여 원자력시설등의 사용개시 5 개월 전에 원자력안전위원회에 제출하여 승인을 받아야 한다. 승인을 받은 이후, 해당 원자력시설의 규정등에 따라 물리적방호시스템이 적절하게 설치되어 운영되고 있는지에 대한 검사를 받아야 한다. 검사에 문제가 없는 경우에만 정상적으로 원자력시설을 운영할 수 있게 된다.

2.2 파이로시설의 기존 규제체계 적용성 분석

앞 절에서 언급된 현행 물리적방호 규제체계는 2004년부터 방사능방재법령이 시행되면서 법적기반을 마련하였고, 그 동안 원자력발전소 위주로 적용되어 왔다. 그 외에 연구용원자로, 핵연료가공시설은 과거 방사능방재법이 법률로 제정되기 전에 설치·운영되었다. 물리적방호 규제가 전주기적으로 적용된 원자력발전소 이외의 시설로는 중저준위 방사성폐기물 처분 시설이 유일하며, 2008년에 규정등의 승인과 2009년에 최초검사를 실시했다.
파이로 시설은 사용후연료를 재활용하는 시설로서 민감 핵물질의 형상 또는 내용의 변경이 수반되어 기존의 원자력시설들과는 다른 유형으로 분류된다. 이에, 현행 법령체계에서 물리적방호 규제대상에 포함되는지, 인허가 제도에 공백은 없는지, 규제요건은 적절하게 마련되어 있는지 등에 대한 규제 적용 타당성 분석을 실시해 보았다.

2.2.1 물리적방호 규제대상에 포함여부

파이로시설이 원자력안전법 상의 사용후연료처리사업으로 인정될 경우 방사능방재법의 원자력사업자와 원자력시설에 각각 해당되어 별도의 개정은 불필요하다고 판단된다. 다만, 원자력안전법에서 해당 조항이 개정될 경우 이를 반영하기 위한 개정은 필요할 수 있다.

2.2.2 파이로 시설 인허가제도 마련 여부

방사능방재법의 물리적방호 인허가 제도 관련 사항은 원자력시설이나 원자력사업자의 종류에 관계없이 핵물질 등급분류에 따른 단계화된 방호요건을 준수하도록 설계되어 있어, 파이로시설과 같은 미래 원자력시설이 도입되더라도 변경은 불필요하다. 다만, 기존 원자력시설에 대해 현재 진행중인 전주기 물리적방호 인허가 제도 도입 및 기타 개선 사항은 모든 원자력사업자에게 공통으로 적용될 것이므로 이에 대한 대비를 할 필요가 있다고 판단된다.

2.2.3 규제요건 마련 여부

방사능방재법의 규제요건은 시행령 제16조 및 별표2에 규정된 원자력시설등의 방호요건(이하 "방호요건"이라 한다)에 규정되어 있다. 그러나 방호요건은 해당 문항이 짧고 요약적으로 기술된 일반 규제요건에 해당한다. 또한, 불법이전과 사보타주에 대한 각각의 방호요건은 유사한 항목이 유사한 표현으로 중복적으로 기술되어 있다. 이로 인해 규제요건 적용과 해석에 어려움을 증가시킬 수 있다. 결론적으로 상기에 언급된 이슈를 고려한 상세규제요건의 제시가 필요하다고 판단된다.

Table 1. Regulatory Requirements for Theft and Sabotage

불법이전	사보타주
나. 등급Ⅱ 핵물질	가. 방호구역 및 핵심구역의 불법침입에 대하여 탐지 체계, 경보 기능 및 방호설비를 갖출 것
3) 해당 방호구역의 불법침입에 대한 탐지·경비체계 및 대응조치를 수립할 것	
9) 해당 방호구역의 주변에 대하여 충분한 조명 및 시야를 확보할 것	아. 방호구역의 주변에 대하여 충분한 조명 및 시야를 확보할 것
10) 중앙통제실은 감시, 경비체계 및 군·경찰 등 외부 대응인력과의 통신체계를 유기적으로 유지할 것	카. 중앙통제실은 감시, 경비체계 및 군·경찰 등 외부 대응인력과의 통신체계를 유기적으로 유지할 것
11) 중앙통제실은 등급Ⅱ 방호구역 내에 위치해야 하며, 중앙통제실의 출입을 최소화하고 엄격히 통제할 것	타. 중앙통제실에 대한 출입을 최소화하고 엄격히 통제할 것
12) 탐지 관련 설비 및 중앙통제실은 비상시 물리적방호를 위하여 독립적인 전원을 갖출 것	하. 탐지 관련 설비 및 중앙통제실은 비상시 물리적방호를 위하여 독립적인 전원을 갖출 것
나. 등급Ⅰ 핵물질	
7) 방호비상시에도 중앙통제실의 기능이 유지되도록 할 것	파. 방호비상시에 중앙통제실의 기능이 유지될 수 있도록 할 것

2.3 해외 사례 조사·분석을 통한 모범사례

국내 물리적방호 규제법령 개선사항 도출을 위하여 물리적방호 국제지침(INFCIRC/225/Rev.5), 후행핵주기 기술과 규제경험이 있는 미국[4] 및 일본[5]의 규제법령을 검토한 결과 아래와 같은 모범사례를 도출하였다.

2.3.1 규범 기반 요건 적용시 모범사례

보통 각국의 원자력 규제에서는 규범기반의 요건을 제시하는 경우가 대부분인데, 미국과 일본 그리고 우리나라도 기본적으로 결정론적 입장에서 원자력사업자가 준수해야할 사항과 방법에 대해 직접 제시하고 있다. 이 규범기반의 요건은 가급적 상세하게 기술되어야 원자력사업자가 준수하기 용이해질 수 있다. 국제지침과 미국의 경우 우리나라의 방호요건에 비해 규제요건을 더욱 상세하게 제시하고 있다.

2.3.2 위험도 및 성능 기반 요건 적용시 모범사례

국제지침은 규제당국이 불법이전과 사보타주의 위험도를 수용 가능한 수준으로 관리하도록 법률적 규제체계를 개발하도록 권고하고 있다. 이를 위해, 위협에 대한 현재평가, 핵물질 자체의 상대적 매력도, 방사선적 결과 등을 고려한 단계적접근 방법에 기초토록 하고 있으며, 심층방호 원칙을 적용하되 여러 가지 정량화된 방법으로 위험도를 관리 하도록 제시하고 있다.

미국의 경우에도 위험도 활용 및 성능 기반(Risk-Informed and Performance-Based) 요건을 규제에 반영하기 위해 핵물질 등급분류에 위험도의 정량화된 척도로써 핵물질매력도를 연결시키는 작업을 수행하고 있다. 또한, 설계기준위협에 대한 취약성 평가를 위한 방법론 또한 위험도와 성능에 기반한 지표를 도입하였다.

3. 결론

파이로 시설을 포함한 신규 원자력시설의 도입가능성은 한·미 원자력협력 협정 개정 이후 더욱 가시화되었다고 볼 수 있다. 다행히, 우리나라의 방사능방재법은 원자력시설의 종류에 관계없이 규제요건이 적용되도록 설계되어 있다. 그러나 신규 원자력시설의 경우 핵비확산·핵안보 측면에서 기존시설과의 차별성이 많이 존재하므로, 기존 물리적방호 규제체제의 적용성에 대해 검토를 수행하였다. 본 연구에서 도출한 기존 규제체제에서 개선이 필요한 사항과 해외 사례 조사·분석을 통한 모범사례 반영하여 법령 개선안을 도출하는 것이 필요하다.

4. 감사의 글

이 연구는 2015년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행되었다. (원자력기술개발사업)

5. 참고문헌

[1] 원자력진흥위원회, 미래형원자력시스템 개발로드맵, 2011.11.21.
[2] IAEA, Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities, 2011.
[3] 한국원자력통제기술원, 원자력시설등의 방호 및 방사능 방재대책 법령집, 2015.
[4] U.S Nuclear Regulatory Commission, 10 CFR 73 "Physical Protection of Plants and Materials", 2014.
[5] Japan Nuclear Regulatory Authority, Act on the Regulation of Nuclear Source Material, Nuclear Fuel Material and Reactors, 2015.

Risk-informed and Performance-based Nuclear Material Categorization for Advanced Fuel Cycle

Chanki Lee[1], Sungyeol Choi[1*], Woo Jin Kim[2], Min Su Kim[2], and Yon Hong Jeong[2]
[1]Ulsan National Institute of Science and Technology, 50 UNIST-gil, Ulju-gun, Ulsan, Korea
[2]Korea Institute of Nuclear Nonproliferation and Control, 1534 Yuseong-daero, Yuseong-gu, Daejeon, Korea
[*]chois@unist.ac.kr

1. INTRODUCTION

Advance nuclear fuel cycle technology has been developed to address spent nuclear fuel (SNF) issues. This new technology will produce new types of nuclear materials that are not considered in the current regulations. In particular, the current regulations on physical protection for nuclear materials cannot reflect the characteristics of dirty nuclear materials and also there is inconsistency in a way to characterize the materials. To fill this gap, the regulation needs to be revised to ensure appropriate level of physical protection before the use of the new technology. This study reviews the current regulations, applies them to new technology, and suggests ways to shape risk-informed and performance-based (RIPB) regulatory framework.

2. COMPARATIVE ANALYSIS ON NUCLEAR MATERIAL CATEGORIZATION REGULATIONS

2.1 Attractiveness and Categorization

The characteristics of nuclear materials decides levels of physical protection. The characteristics include quantity as well as attractiveness for constructing nuclear weapons.

INFCIRC/225, an international standard, is adopted by Nuclear Safety and Security Commission in Korea and U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC). It categorizes nuclear material by types and amount (Table 1) with a more focus on U-235.

U.S. Department of Energy (DOE) uses a graded table for categorizing nuclear materials with 4 categories and 5 attractiveness levels based on physical and chemical properties (Table 2).

Table 1. INFCIRC/225/Rev.5 Standard (2011)

Material	Form	Category I	Category II	Category III
Pu	Unirradiated	≥2kg	>500g, <2kg	≤500g
U-235	Unirradiated uranium (≥20% U-235)	≥5kg	>1kg, <5kg	≤1kg
	Uranium (≥10% and <20% U-235)	N/A	≥10kg	<10kg
	Uranium (<10% U-235)	N/A	N/A	≥10kg
U-233	Unirradiated	≥2kg	>500g, <2kg	≤500g

Table 2. Attractiveness Level of Nuclear Material, DOE

Type	Attractiveness Level
Weapons-grade	A
Pure products	B
High-grade materials	C
Low-grade materials	D
All other materials	E

Charles G. Bathke developed the Figure of Merit (FOM) formula to evaluate attractiveness of nuclear material using 3 factors, eq. (1), (i.e., critical mass, heat content, and radiation dose rate) with the 4th factor (i.e., spontaneous neutron emission) for non-nuclear weapon states, eq. (2).

$$FOM_1 = 1 - \log_{10}\left(\frac{M}{800} + \frac{Mh}{4500} + \frac{M}{50}\left[\frac{D}{500}\right]^{1/\log_{10}2}\right) \quad (1)$$

$$FOM_2 = 1 - \log_{10}\left(\frac{M}{800} + \frac{Mh}{4500} + \frac{MS}{6.8(10)^6} + \frac{M}{50}\left[\frac{D}{500}\right]^{1/\log_{10}2}\right) \quad (2)$$

2.2 Historical Investigation of U.S. Cases

Regulations have been updated due to catastrophic events and new technology development. After Special Nuclear Material (SNM) was defined in Atomic Energy Act (AEA) of 1954 and published 10 CFR 70 in 1956, Munich Massacre in 1972 brought extensive revision of 10 CFR 70, developing SNM formula for category I. In 1979, NRC, separated with DOE in 1973, defined categories II and III based on INFCIRC/225 of 1972. This revision was influenced by concerns on

proliferation from the 1974 India's nuclear test and decisions not to pursue commercial reprocessing.

After the end of the Cold War, commercial reprocessing was reassumed and U.S. started construction of MOX facilities for nuclear disarmament. Legally, MOX facilities are owned by DOE and NRC regulates them. In 2009, NRC made generic exemption from Category I for MOX fuel with Pu diluted to less than 20%, to solve DOE's financial problems from high categorization of MOX fuel. At present, NRC is in the process of new rulemaking on the historical, legal and technological basis and considers 3 attractiveness levels as well as categorization, similar to DOE approach.

Main driving force for rulemaking is RIPB approach. SECY-98-144 white paper defined that it is a combined principle of 'risk-informed' and 'performance-based' elements to make regulatory decisions. Risk-informed approach considers 5 deterministic principles and Performance-based approach considers probabilistic principles which ensure an adequate safety margin and improve safety level without regulatory intervention.

2.3 Categorization for Advanced Fuel Cycle

Nuclear material categorizations for pyroprocessing facilty were evaluated according to INFCIRC/225, NRC new rulemaking, DOE graded safeguards table, and FOM. 7 target processes (i.e., spent fuel, electrolytic reduction (input), electrolytic reduction (output), U recovery (before salt distillation), U ingot, electro-winning (before RAR), and TRU ingot processes) were selected. Plus 7 fuel assemblies with 4.5wt% U-235 were considered. 55000 MWd/MTU for 3 batch cycles (18 months/cycle) with 93% capacity and 10 years cooling time were assumed as total burnup history. To consider the effect of secular equilibrium, additional decays upto 20 years were considered. All methods were applied in a conservative way. MCNPX and OrigenArp codes were used for calculations (Table 3 and 4).

Table 3. Attractiveness Level for Pyroprocessing facility

Target Process	Attractiveness Level			
	NRC (new)	DOE	FOM1	FOM2
Spent Fuel	B	D	E	E
Electrolytic reduction (input)	B	C	E	E
Electrolytic reduction (output)	B	C	E	E
U recovery (before Salt Distillation)	B	C	E	E
U ingot	C	E	E	E
Electro-winning (before RAR)	B	C	E	E
TRU ingot	A	B	C	E

Table 4. Categorization for Pyroprocessing facility

Target Process	Attractiveness Level		
	INFCIRC /225	NRC (new)	DOE
Spent Fuel	II	II	II
Electrolytic reduction (input)	II	II	I
Electrolytic reduction (output)	I	II	I
U recovery (before salt distillation)	I	II	I
U ingot	III	III	IV
Electro-winning (before RAR)	II	II	I1
TRU ingot	I	I	I

3. CONCLUSIONS

It is inappropriate to apply the current methods of nuclear material categorization for advanced fuel cycle because different nuclear materials are mixed in a single process. To properly treat the complex composition of nuclear materials, a RIPB approach, which considers both deterministic (quantitative) and probabilistic (qualitative) principles, is required.

4. ACKNOWLEDGMENTS

This work is supported by the National Research Foundation of Korea (NRF-2015M2A8A4076456).

5. REFERENCES

[1] "Rulemaking for Enhanced Security at Fuel Cycle Facilities, Special Nuclear Material Transportations, Security Force Fatigue at Nuclear Facilities", U.S. NRC (2014).

[2] C. G. Bathke et al., "An Assessment of the Attractiveness of Material Associated with a MOX Fuel Cycle from a Safeguards Perspective," INMM 50th Annual Meeting, (2009).

[3] E. S. Lyman, "Is Dilution the Solution to the Plutonium Threat?", INMM 52nd Annual Meeting, (2011).

The National Inspection at KAERI

Hyun-Sook Kim*, Byung-Doo Lee, In-Cheol Kim, Hyun-Jo Kim, Ju-Ang Jung, and Sung-Ho Lee
Korea Atomic Energy Research Institute, 111, Daedeok-daero 989beon-gil, Yuseong-gu Daejeon, 305-353, South Korea
*hskim77@kaeri.re.kr

1. Introduction

The IAEA SLA(Sates level Approaches) has been applied to KAERI(Korea Atomic Energy Research Institute) nuclear facilities since 2015. The IAEA has carried out the inspection at the KAERI nuclear facilities in accordance with "implementation procedures for safeguards measures for the nuclear facilities at the KAERI-Daejeon site in the ROK" which was agreed with KAERI.

The national inspection has been carried out at nuclear facilities pursuant to domestic law and regulation in parallel with IAEA safeguards and independent national inspection has also carried out. The ROK government has continuously amended the regulation and domestic law to reflect the requirements for the IAEA safeguards implementation. The national inspection activities were the same with those of IAEA. But the national inspection result is not authorized by IAEA and it causes much controversy that it is an overlapping regulation on the nuclear facilities. So the Notification of the NSSC(Nuclear Safety & Security Commission) on the national inspection was amended to establish the independent national inspection system in Sep. 2014. So, it had a direct influence on the safeguards implementation of KAERI nuclear facility including the national inspection.

The KINAC(Korea Institute of Nuclear Nonproliferation and Control) established for the implementation of the SSAC under the National Atomic Law in 1994. It is technical support organization of the NSSC in ROK. The NSSC entrusted the KINAC to perform the national inspection and to access the safeguards information.

In this paper, the major changes of the national inspection are summarized. Also, the status of the national inspection and the internal regulation of the nuclear material accountancy for the nuclear facilities at KAERI are described.

2. National Inspection

As the Notification of the NSSC on the national inspection was amended, the national inspection in respect of KAERI nuclear facilities was changed as follows :

2.1 Type and Frequency of the national inspection

Table 1 shows the type and frequency of the national inspection. One routine inspection per year in respect of all KAERI facilities and LOF is performed aside from IAEA inspection. The pre-operational, interim and special inspection may perform if necessary.

Table 1. The type and frequency of the national inspection

	Type	Frequency
1	Pre-operational inspection	If necessary
2	Routine inspection	One time/year
3	Interim inspection	If necessary
4	Special inspection	If necessary

2.2 Activity of the national inspection

Before the amendment of the Notification of the NSSC on the national inspection, the document to be provided to the KINAC at the national inspection was as follow:

- GL(General Ledger) ; PIV and RII
- Inventory list as of the date of PIT ; PIV and RII
- ICRs(Inventory Change Reports) ; PIV and RII
- Relevant source documents ; PIV and RII
- PIL(Physical Inventory List) ; PIV
- MBR(Material Balance Report) ; PIV

After it was amended, the document to be provided to the KINAC at national inspection was changed as follows :

- Records and reports on the termination of safeguards on nuclear material to be used in non-nuclear activities, request for exemption from safeguards of nuclear material, re-application of safeguards in respect of nuclear material previously exempted, DIQ, accounting reports, special reports, report of intended transfers of nuclear material out of ROK, nuclear material inventory by origin, operation activity information, site information, nuclear fuel cycle-related research and development activities not involving nuclear material, annual safeguards schedule, operation records, other reports etc.
- Other accounting related document requested by KINAC.

The KINAC places greater emphasis on the verifying that the SG implementation is consistent with the approved "internal regulation of the nuclear material accountancy for the nuclear facilities" than the verification of the information contained in the report on nuclear material subject to safeguards at the national inspection. Also, the national inspection broadened its scope to include the affirmation of the adequacy on the accounting related procedures, the adequacy of the records and procedures related the nuclear material accountancy and the management statues of equipment used etc. But the implementation procedures and criteria of the national inspection are not clear. So it is necessary for the NSSC and KINAC to establish and enhance them for the optimal national inspection system.

3. The national inspection at KAERI

KAERI consists of 10 nuclear facilities and 1 LOF(Location Outside Facility) subject to the IAEA safeguards. A facility manager designated at each nuclear facility conducts the implementation of safeguards. The NMCT(Nuclear Material Control Team) designated as counterpart for the international and domestic safeguards work at KAERI is charge of the implementation of the overall safeguards matters arising at each facility. So the NMCT has to prepare the inspection document base on the information received from each facility manager and provide them to the IAEA and national inspectors.

3.1 The status of the national inspection at KAERI

Fig.1 shows the status of the national inspection in respect of the KAERI nuclear facilities from 2008 to 2015. It shows that the frequency of the national inspection was decreased since the amendment of the Notification of the NSSC on the national inspection. The KINAC had carried out one PIV and RII per year including IAEA inspection in respect of all KAERI facilities and LOF. The KINAC performed one routine inspection in respect of all KAERI facilities and LOF and one special inspection in 2015.

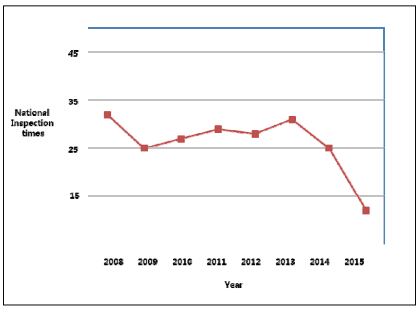


Fig. 1. The status of the national inspection in respect of the KAERI nuclear facilities from 2008 to 2015.

3.2 The internal regulation of the nuclear material accountancy for the nuclear facilities at KAERI

The internal regulation of the nuclear material accountancy for the international and national safeguards implementation should be approved from the NSSC and observed by the KAERI in accordance with the national law. It is included the detailed procedure for the inspection preparation of the nuclear facilities as well as the reports to be provided to IAEA through NSSC. It is also described how to prepare the documents and to maintain the nuclear material accountancy data at each facility. As the Notification of the NSSC on the national inspection was amended in Sep. 2014, the internal regulation of the nuclear material accountancy for the nuclear facilities need to be revised to reflect the detail accountancy procedures and the preparation of the national inspection. So, KAERI will revise it to meet the international and national requirements as well as to implement the safeguards effectively at facility level.

4. Summary

In this paper, the major changes of the national inspection in respect of the KAERI nuclear facilities were summarized. The frequency of the national inspection was decreased since the amendment of the Notification of the NSSC on the national inspection. But the national inspection broadened its scope and its implementation procedures and criteria were not clear. So, it is necessary to establish and enhance the national inspection system including the implementing guides and criteria.

In addition, the internal regulation of the nuclear material accountancy for the nuclear facilities should be approved from the NSSC and observed by the KAERI in accordance with the national law. As the Notification of the NSSC on the national inspection was amended in Sep. 2014, it need to be revised to reflect the detail accountancy procedures and the preparation of the national inspection. So, KAERI will revise it to meet the international and national requirements as well as to implement the safeguards effectively at facility level.

5. REFERENCES

[1] Implementation procedures for SG measures for Pyroprocessing facilities at the KAERI-Daejeon site in the ROK, Jan.2015.
[2] Implementation Procedures for Inspection Activities at KAERI Site in ROK, Aug. 2015.

기장연구로의 계량관리방안 분석에 대한 연구

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

1. 서론

한국원자력연구원은 진단용 동위원소 중 80% 이상을 차지하고 있으나 전량 수입되고 있는 Mo-99 및 그 외 방사성동위원소 생산, 전력반도체 생산에 필요한 중성자 도핑용량 증대 및 연구용원자로 수출역량 강화를 위한 국내실증을 위해 기장 연구용원자로 건설을 추진 중에 있다[1].

기존 우리나라의 연구용원자로 모두 품목계수 시설로서 핵물질이 조사만 될 뿐 그 이외의 물리 화학적 변화가 일어나지 않았다. 그러나 부산 기장군에 건설 예정인 기장 연구용원자로는 국내 기존의 연구용원자로와 달리 Fission Mo를 생산하기 위한 공정이 연구로와 같이 존재하고 있으며 공정 중 핵물질의 물리·화학적 변화가 발생되므로 기존 연구용원자로에 적용하고 있는 계량관리 또는 안전조치 이행방안과 다르게 적용되어야 할 필요성이 있다. 본 논문에서 기장연구로에 대한 안전조치 이행방안에 대해 다루어보았다.

2. 본론

2.1 안전조치측면에서 시설의 분류

2.1.1 품목계수시설

모든 핵물질이 품목형태로 유지되고 시설이 존재하는 동안 품목의 건전성이 유지되는 시설을 품목계수시설으로 한다. 이런 경우에, IAEA 안전조치는 품목계수절차를 기본으로 한다. (예를 들어, 품목계산, 식별, 핵물질의 비파괴측정 및 품목의 꾸준한 건전성을 증명) 품목계수시설의 예시로는 대부분의 원자로와 중요한 시설, 원자로 연료를 위한 저장고가 있다.

2.1.2 중량취급시설

핵물질이 중량형태로 처리, 사용, 보관되는 시설이 중량취급시설이다. 중량취급시설은 여러 물질수지구역의 안전조치를 적용하기 위한 목적에 의해 생성되었다. 예를 들어, 별개의 연료품목의 집합 및 저장과 중량재료의 저장 및 처리과정이 다른 방식으로 계량관리 되어야 하기에 이를 분류하기 위해서 중량취급시설은 생성되었다. 중량취급 물질수지구역에서 시설 담당자에 의해 신고된 흐름량과 재고량은 독립적인 측정과 감시를 통한 IAEA에 의해 증명된다. 중량취급시설의 예로는 변환시설, (동위원소분리를 위한) 농축시설, 연료생산과 사용후연료 재처리시설, 중량물질을 위한 저장시설이 있다 [2].

2.2 안전조치측면의 기장연구로의 특징

2.2.1 원자로구역의 설계 특성

기장 연구용원자로는 방사선 조사 이용설비를 갖춘 연구용원자로로서 수명은 50 년이다. 노심의 열출력은 15 MW이고 최대 열중성자속은 3.0×1014 n/cm2-s 이상이다. 원자로는 수조에 잠긴 개방수조형이며 경수를 냉각재로 사용한다. 저농축 U-Mo 판형 핵연료를 사용하고, 베릴륨, 흑연 그리고 알루미늄을 반사체로 사용하며 하프늄으로 제작된 제어봉으로 원자로의 반응도를 제어한다. 또한 기존 하나로 연구용원자로와 마찬가지로 신연료 저장고, 원자로 노심, Service Pool 및 사용핵연료저장조로 구성이 되어 있다. 그리하여 안전조치측면에서 보았을 때 원자로구역은 2.1.1과 같은 품목계수시설에 해당된다.

2.2.2 Fission Mo 생산시설

핵의학 영상검사에 활용되고 있는 대표적인 동위원소는 Tc-99m이다. 모핵종인 Mo-99으로부터 만들어지는 Tc-99m은 140 keV의 저에너지 감마선을 내며 반감기는 6 시간으로 짧기 때문에 진단용으로 사용하기에 매우 적당하다. Mo-99를 생산하는 방법은 Mo-98에 중성자를 쏘여 만드는 방법과 Fisssion Mo 공정이 있다. Fission Mo 공정은 우라늄이 원자로에서 핵분열 반응을 일으키면서 생산된 Mo-99를 분리 정제하는 방법으로, 고밀도의 Mo-99를 얻을 수 있어 전 세계적으로 98% 이상

이 Fission Mo 공정으로 Mo-99를 생산하고 있다.

기장연구로의 Fission Mo 생산구역은 원자로에서 단기간 조사된 FM 표적으로부터 Mo-99 용액을 생산하는 시설로서 콘크리트 핫셀, 핵물질 분석을 위한 Hot labs, U filter cake storage 및 부대설비로 구성된다. 안전조치측면에서 볼 때 Fission Mo 생산시설은 중량취급시설로 볼 수 있다[3].

2.3 해외 Fission Mo 생산시설 현황

Mo-99는 캐나다의 NRU, 네덜란드 HRF, 벨기에의 BR2, 프랑스의 OSIRIS, 남아프리카공화국의 Safari-1 원자로 등에서 전 세계 수요의 95%를 생산하고 있으며, 이 중 캐나다의 NRU가 대부분을 차지하고 있다. 이들 원자로는 고농축우라늄을 이용하여 Mo-99를 생산하고 있으며 모두 40 년 이상 운전되었다. 그 이외에 호주의 OPAL과 아르헨티나의 CNEA는 저농축우라늄을 이용하여 Mo-99를 생산하고 있으며, 인도네시아 역시 소량의 Mo-99를 생산하고 있다.

그 중 고농축우라늄을 이용하여 Mo-99를 생산하고 있는 남아프리카공화국과 저농축우라늄을 이용하여 Mo-99를 생산하고 있는 호주의 FM 생산 관련 시설에 대한 안전조치 이행현황을 살펴보았으나, 기장연구로처럼 원자로부분과 FM 생산부분이 붙어있는 연구로는 없었다[4].

2.4 FM 표적에 대한 안전조치 적용방안

Fresh FM 표적의 경우 조사되는 표적이 핵물질인지 Dummy plate 인지 구분하는 것이 IAEA 검증 측면에서 필요하기 때문에 제조시설로부터 FM 표적이 반입되는 형태가 결정된 이후 안전조치 적용방안을 IAEA와 협의할 필요가 있으며, 용접된 U filter cake container를 U Filter cake storage에 최종 저장한 후에는 육안검증이 어렵기 때문에 IAEA가 저장조에 대한 검증방안을 제안할 경우 건설 전에 IAEA와 충분한 협의가 필요하다.

2.5 Mo-99 생산공정 중 발생되는 중준위 액체폐기물에 대한 계량관리 여부 결정

핫셀 내에서는 핵물질 정량분석이 어렵기 때문에 Mo-99 생산 공정중 발생되는 중준위 액체폐기물 내 우라늄 함량 분석 결과에 따라 U filter cake만 계량관리 대상으로 간주하거나 또는 액체폐기물 내 우라늄을 미계량물질 또는 가동 손실로 처리하는 것에 대해 IAEA와 향후 충분한 협의가 필요할 것으로 판단된다.

3. 결론

IAEA에서 핵물질 사용시설을 각 시설특성에 따라 품목계수시설과 중량취급시설로 나누어놓은 것이다. 기장연구로는 경제성과 시설운영편리를 이유로 이 두 부분을 합쳐놓은 시설이다. 앞서 Fission Mo를 생산하는 다른 시설들을 보아도 같은 건물에 품목계수시설과 중량취급시설이 혼재되어 있는 시설은 없었다. 그래서 안전조치 측면에서는 굉장히 까다로운 시설이지만 가능하다고 생각한다. 아직 기장연구로가 부분적으로 설계가 마무리 되지 않았고 (FM표적의 반입 형태), IAEA가 정책적으로 결정할 부분들이 남아있기에 확실한 방안이 도출되지 못한 점이 아쉬운 부분으로 남아있다.

4. 참고문헌

[1] I.C. Lim et.al., “Plan of New Research Reactor Construction in Korea”, ICRR-2011, Aug, Poland, 2011.

[2] IAEA "IAEA Safeguards Glossary", 2001.

[3] 김현조, 이성호, 정주앙 "품목계수 및 중량취급이 혼재된 연구용원자로의 설계기준 안전조치 적용방안 분석", 2016.

[4] IAEA, “Production and supply of Molybdenum-99”, IAEA 54th General Conference Documents, 2010.

[5] Juang Jung et al, "A Study on Comparison of HANARO and KIJANG Research Reactor in Nuclear Safeguards", Korean Nuclear Society Autumn Meeting, 2015.

[6] Hyun-Jo Kim et al, "Analysis on approach of safeguards implementation at research reactor handling item count and bulk material", Korean Nuclear Society Spring Meeting, 2016.

LiCl-Li_2O 염 농도에 따른 PRIDE UNDA 중성자 검출효율 평가

안수정*, 서희, 이채훈, 원병희, 박세환, 구정회
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*crystal8374@kaeri.re.kr

1. 서론

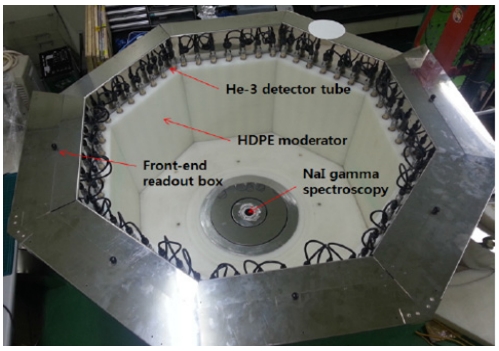
한국원자력연구원에서는 파이로 공정을 통해 발생되는 다양한 형태의 핵물질에 대한 계량연구를 수행하기 위하여 통합 비파괴 측정장치 (Unified Non-Destructive Assay, UNDA)를 개발하였다 [1-2]. PRIDE UNDA는 세 가지 비파괴측정기법 (중성자, 감마, 무게측정)을 하나의 시스템으로 통합하여 계통오차를 최소화 할 수 있는 장점이 있다. 우리 연구팀은 지난 연구를 통해 교정선원을 이용하여 검출기의 성능을 예측하고 [1-2], 전해환원 공정의 입력물질인 UO_2 펠렛 및 U_3O_8 분말에서 방출되는 중성자를 측정하는 실험을 진행한 바 있다 [3]. 본 연구에서는 전해환원 공정의 출력물질에서 LiCl-Li_2O 염이 UNDA 중성자 검출효율에 미치는 영향에 대해 몬테칼로 시뮬레이션을 통해 분석하고자 한다.

2. 본론

2.1 MCNP 모델링

Fig. 1은 한국원자력연구원에서 개발한 PRIDE UNDA 시스템을 보여준다. 시스템은 팔각 형태로 한 면당 7개씩 총 56개의 ^{3}He 검출기가 매립되어 있으며, 장치의 하단부에는 NaI gamma spectroscopy와 질량 측정 장치가 구성되어있다 [1].

(a)



(b)

Fig. 1. UNDA system composed of the 56 He-3 detector tube, NaI gamma spectroscopy, and mass balance. (a) side view and (b) top view.

^{3}He 기체검출기는 충전 기압 6.71 atm, 직경 2.54 cm, 높이 50.8 cm의 크기를 갖는다. 본 연구에서는 중성자 검출에 영향을 미치지 않는 구조에 대한 모델링은 생략하였으며, ^{3}He 검출기의 몸체와 ^{3}He 기체가 채워진 유효체적에 대해서 MCNP6를 이용하여 모델링을 수행하였다. (Fig. 2)

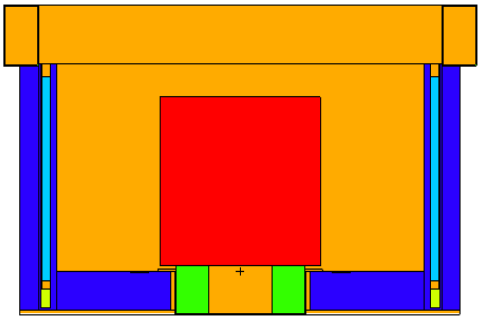


Fig. 2. The simulated geometry.

2.2 LiCl-Li_2O염의 농도에 따른 UNDA의 중성자 검출 효율 평가

전해환원 공정의 출력물질에는 LiCl-1wt%Li_2O 염 성분이 포함되어 있으며, 염 성분이 충분히 제거되지 못하였을 경우, PRIDE UNDA의 반응도에 변화를 유발할 수 있다. 이에 본 연구에서는 LiCl-Li_2O의 중량백분율을 0, 5, 10, 15, 20wt% 까지 변경시키면서 PRIDE UNDA의 중성자 계수율을 확인하였다. PRIDE 전해환원 금속 전환체 용기 구

조를 바탕으로 직경 440 mm, 높이 420 mm 원기둥 형태를 갖는 50 kg의 우라늄과 $LiCl-Li_2O$물질 (0, 5, 10, 15, 20wt%)로 구성된 팬텀을 모사하였다 (Fig. 2).

2.3 결과

Fig. 3은 $LiCl-Li_2O$ 중량백분율 증가에 따른 중성자 계수율을 $LiCl-Li_2O$ 0wt% 값, 즉 염이 포함되지 않은 경우에 대한 percentage difference (%)로 나타낸 결과이다. 계수율이 감소함을 나타내기 위하여 음수로 표현하였다.

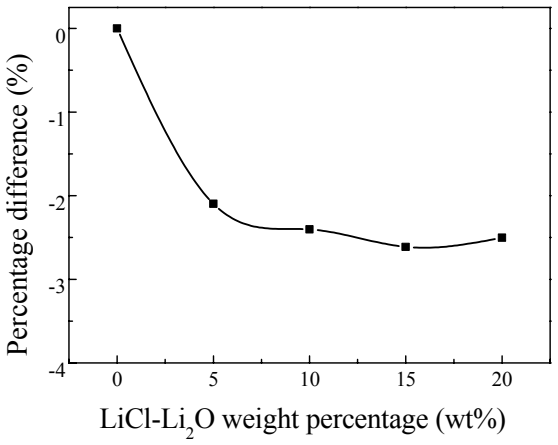


Fig. 3. Percentage difference of UNDA neutron detection efficiency as a function of $LiCl-Li_2O$ weight percentage.

Fig. 3에서 볼 수 있듯이 우라늄에 $LiCl-Li_2O$ 염이 첨가된 경우, UNDA에서의 중성자 계수율이 감소하였으며, 그 정도는 $LiCl-Li_2O$ 염이 첨가되지 않았을 때와 비교하여 2~3% 내외의 계수율 차이를 확인할 수 있었다. 주된 원인으로는 ^{6}Li와 ^{35}Cl의 중성자 흡수단면적이 크기 때문에 이들에 의한 중성자 포획을 들 수 있다.

3. 결론

본 연구에서는 $LiCl-Li_2O$염 농도에 따른 PRIDE UNDA의 중성자 검출효율 변화를 시뮬레이션으로 확인하였다. 계량오차를 최소화하기 위해서는 염에 의한 중성자 검출효율 저하를 보정할 필요가 있으며, 이를 위해 추후 이에 대한 교정곡선을 획득할 계획이다. 이후 파이로 시료에 대한 핵물질 계량 시 측정 상황을 고려하여 교정곡선을 선택적으로 사용함으로써 계량의 정확도를 향상시킬 수 있을 것이다.

4. 참고문헌

[1] H. Seo, S-H. PARK, B-H. Won, S-K. Ahn, H-S. Shin, S-H. Na, D-Y. Song and H-O. Kim, "Development of a Neutron Measurement System in Unified Non-Destructive Assay for the PRIDE Facility", Journal of the Korean Physical Society 63(11), 2080-2084 (2013).

[2] 원병희, 서희, 이승규, 박세환, 김호동, "MCNPX 코드를 이용한 통합비파괴측정장치의 중성자 검출효율 평가", 방사성폐기물학회지, 38(4), 172-178 (2013).

[3] H. Seo, S. K. Lee, B-H. Won, S-K. Ahn, H-S. Shin, S-H. Na, D-Y. Song, H-D. Kim, G-I. Park and S-H. Park, "Development of PRIDE UNDA for safeguards application", Journal of Nuclear Science and Technology, 1-9 (2015).

1분과

핵주기정책 (Poster)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

하나로 조사후 큰결정립 소결체의 핫셀시험기술

서항석*, 김도식, 이형권, 권형문, 장정남, 권인찬
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nhsseo@kaeri.re.kr

1. 서론

조사후연료시험시설은 국내 상용 원자력발전소에서 조사된 핵연료를 시험/평가할 수 있는 시험시설이다. 따라서 상용 원전 및 연구로에서 조사한 핵연료 및 원자력재료에 대한 조사후시험 관련 시험기술의 개선/개발을 통하여 원자력 연구개발을 적기에 효율적으로 지원하고 핵연료의 성능 및 건전성평가 ,핵연료의 개발 및 손상원인 규명 등에 필요한 특성 자료를 생산/제공하는 것이 조사후시험시설의 목적이다. 본 연구에서는 하나로에서 조사된 큰결정립소결체 의 조직시험을 위한 시편 준비과정 및 시험항목을 기술하고 소결체의 중간부위에 대한 결과를 제시하였다.

2. 본론

2.1 시편준비공정 및 시험 항목

시편준비 주요공정은 다음과 같다.

가. Sectioning
나. Mounting
다. Grinding
라. Polishing
마. Etching

파괴시험의 시험 항목으로는 봉내압측정 및 핵분열 생성기체 특성 측정, 소결체 조직시험, 소결체의 파단면 전자현미경 분석, 소결체 밀도측정, 핵연료 연소도측정 등이 있다.

2.2 시편준비과정 및 시험방법

2.2.1 Sectioning 및 Mounting,

두께 0.3 mm. 직경 10 mm Diamond blade를 사용하여 시편두께 2 mm로 습식,미세절단 후 열가소성인 Phenolic Premold수지를 사용하여 압력 3bar, 온도 130℃로 가열하여 Mounting을 한다. 소결체 파단면분석 전자현미경시편은 높이 25 mm. 직경 32 mm 황동 Mold에 Bismuth를 올려놓고 열을 가하여 용융 시킨 다음 그 위에 소결체를 놓고 실온에서 굳힌다.

2.2.2 Grinding 및 polishing

연마는 연마지 순서에 따라 120grit. 240grit. 400grit. 600grit.로 30 분씩 단계별로 연마를 한다. 연마가 끝나면 Diamond paste를 연마천에 발라서 입자크기에 따라 정마를 한다. 정마시간은 15 ㎛, 9 ㎛, 6 ㎛, 3 ㎛, 1 ㎛은 30 분. 1/4 ㎛은 20 분간 정마를 한다.

2.2.3 Etching

Etching은 Chemical etching을 하며 etching용액 및 방법, 시간은 다음과 같다.

- Etching solution : H_2SO_4. 1(ml) : H_2O_2. 9(ml).
  method : Immersion.
  time : 20sec - 50sec.

2.2.4 핵분열 생성기체 측정

핵연료봉을 천공(Puncturing)하여 압력과 온도를 측정하고 핵분열기체를 포집하여 질량분석기(gas mass spectrometer)로 Xe과 Kr양을 측정하며 이 값을 이용하여 핵분열기체 방출비도 결정한다. 핵연료봉의 내압과 핵분열기체량은 약 3 Mpa과 630 ㎤ 전후이며 연료봉의 내압은 연소도가 높을수록 높게 나타난다.

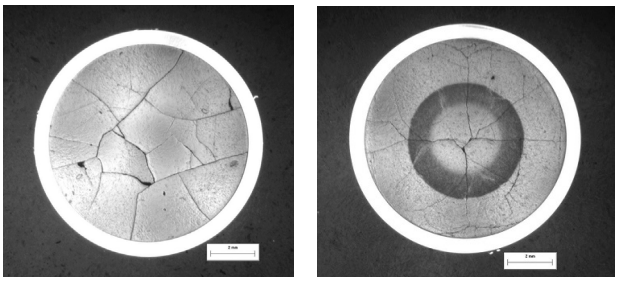
2.2.5 소결체 밀도측정 및 연소도 화학분석 측정

밀도시편은 연료봉길이 약 10 mm를 피복관을 제거하고 연료봉 소자를 모아서 침전방식으로 측정하며 침전매질은 톨루엔을 사용한다. 핫셀 내부 에 설치된 밀도 측정 장치 밸런스의 측정 정밀도는 10^{-5} g이다. 연소도 화학분석시편은 약 1 mm두께의 원형디스크 형태로 피복관을 제거한 후 사용한다. 연료봉의 화학 분석적 연소도 결정은 Nd^{148}원소를 지표원소로 이용하는 Nd동위원소 정량에 의한 연소도 결정 방법을 이용해서 핫셀내 에서 수행한다.

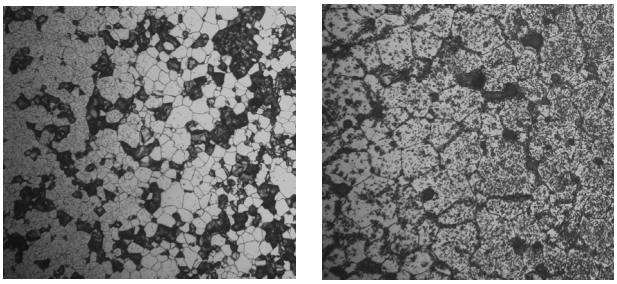
2.2.6 소결체에 대한 금속조직시험

시편준비를 마친 시편은 Etching 후 시편 전체의 전반적인 정보를 얻기 위하여 거시조직관찰은 배율 7배로 투영하여 소결체 단면 및 피복관 절단

면 상태를 관찰한다. 핵연료 미세조직관찰은 배율 400X로 광학현미경을 이용하여 핵연료의 외곽부분 부터 중심부까지 파노라마형식으로 사진을 투영하여 소결체의 핵분열방출 거동과 열적 조직변화, 즉 입계상태, 결정립의 크기, 조사 성장, 조사 석출물, 기공 등의 형성 등을 관찰한다. 다음 그림은 연소도 30 GWd/tU(왼쪽) 과 70 GWd/tU(오른쪽)인 큰결정립 소결체 핵연료에 대한 거시조직사진 및 소결체의 중간부에 대한 미시조직사진을 보여주고 있다.



(OM Picture of Macro.7X)



(OM Picture of pellet.400X)

Fig. 1. Macro scopic and Micro scopic image.

3. 결론

큰결정립소결체 의 특성시험을 수행함에 있어 시편제작 과정은 일상적인 방법과 동일하였다. 다만 밀도시편을 채취하는데 피복관 과 흡착이 되어 있지 않아 쉽게 채취를 하였으며 소결체 의 에칭시간은 고연소핵연료에 비해 매우 짧고 외곽부위와 중간, 중심부위의 위치에 따라 에칭시간에 아주 민감하게 반응하였다.

4. 참고문헌

[1] 서항석 외 3인, “조사후 핵연료의 시험시편 제작”, 한국방사성폐기물학회 춘계학술발표회 논문집, 2008.

[2] 서항석 외 5인 "고연소도 사용후 연료봉에 대한 파괴시험 분석기술" 한국방사성폐기물학회 추계 학술 발표회 논문집. 2009.

[3] 서항석 외 6인 "사용후 핵연료봉에 대한 핫셀 파괴시험 기술" 한국방사성폐기물학회 춘계 학술 발표회 논문집. 2013.

고리 1호기 감시캡슐 해체를 위한 핫셀용 다축 밀링 머신 개발

허기수*, 유병옥, 주용선, 김영준, 김희문, 안상복
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*heokisoo@kaeri.re.kr

1. 서론

상용 원자력 발전소의 운전 중 중성자 조사에 따른 압력용기 재료의 중성자 조사취화 평가 및 원자로 안전운전 조건을 설정하기 위하여 원자로 압력용기재료의 감시 시험(surveillance test)을 수행한다. 발전소 수명 말기 까지 원자로 압력 용기 재료의 건전성 유지여부를 평가하기 위해 발전소를 건설할 때 조사취화를 평가하는 다양한 시험편을 캡슐로 제작하여 원자로 압력용기 내에 장입해 두고 적절한 시기에 인출하여 시험 및 분석을 한다 [1-2]. 조사취화 평가 시험에 앞서 원자로 압력용기에서 인출된 감시 캡슐 해체를 통한 시편 확보가 선행 되어야 한다. 특히, 고리 1호기 감시 캡슐의 구조는 Fig. 1과 같이 기존의 하나로(HANARO) 조사 캡슐과는 다른 웨스트하우스사 구조의 감시 캡슐로써 사각 단면과 양 측면에 축 방향으로 용접이 되어 있는 구조이기 때문에 기존에 보유 중인 캡슐 절단 장치로는 감시캡슐의 해체가 불가능 하다.

본 논문에서는 웨스팅하우스사의 감시캡슐 해체 뿐 만 아니라 바이스 교체를 통하여 다양한 공작물의 가공이 가능하며 원격조종기의 취급이 용이한 핫셀용 다축 밀링 머신을 개발하였다.

2. 본론

2.1 장치 개요

본 장치는 Fig. 2와 같이 크게 기기 구동부, 시편 장착부, 가공부, 칩 수거부, 동작 컨트롤 시스템으로 나뉜다.

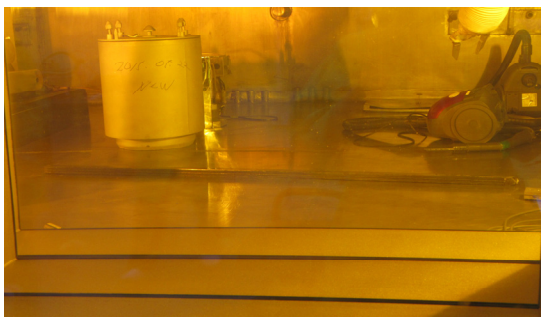


Fig. 1. Surveillance capsule of KORI-1 reactor.

기기 구동부는 정해진 위치에서 가공할 수 있도록 X축, Y축, Z축 모터와 엔드밀의 회전 절삭이 가능하게 하는 스핀들 모터를 포함한다. 시편 장착부는 클램프를 통하여 감시 캡슐을 장착 하는 구조이며 T홈을 통하여 고정된다. 이러한 T홈에 바이스 교체를 통하여 다양한 공작물의 가공이 가능하다. 가공부는 콜릿척과 엔드밀로 구성되어 있으며 원격조종기를 이용해 연결된 손잡이를 잡아당기는 동작으로 콜릿척을 조절하여 엔드밀을 간단하게 교체할 수 있다. 또, 시편 장착부에 타원형의 구멍을 내고 그 하부에 칩 수거부를 배치하여 칩 수거를 간편하게 하였으며 동작 컨트롤 시스템을 이용하여 작업 구역에서 모든 동작이 가능하다.

2.2 해체 과정

2.2.1 감시캡슐 핫셀 내부 반입

해체할 감시캡슐을 핫셀 내부로 반입한다.

2.2.2 엔드밀 콜릿척에 고정

가공작업을 위해 엔드밀을 콜릿척에 고정시킨다. 이때, 콜릿척은 원격조종기를 이용해 레버를 당기는 동작으로 조절이 가능하다.

2.2.3 감시캡슐 고정

시편 장착부 T홈을 통해 클램프를 장착하고 이 클램프를 이용하여 감시캡슐의 한쪽 면을 단단히 고정한다.

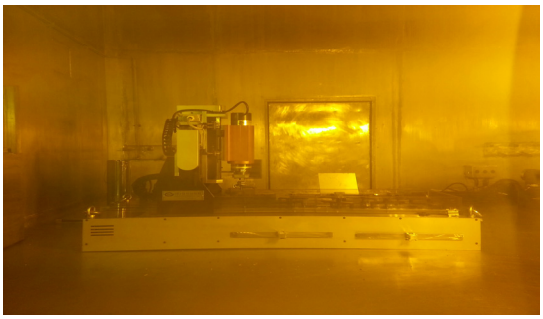


Fig. 2. Installation of the apparatus in hotcell.

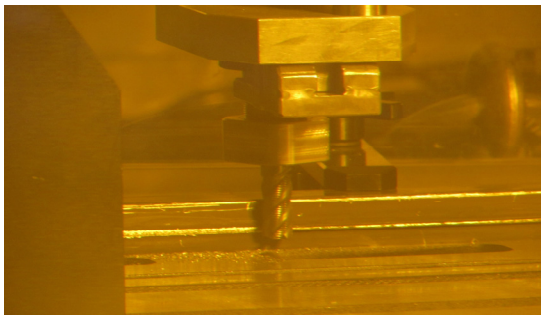


Fig. 3. Operation of the apparatus.

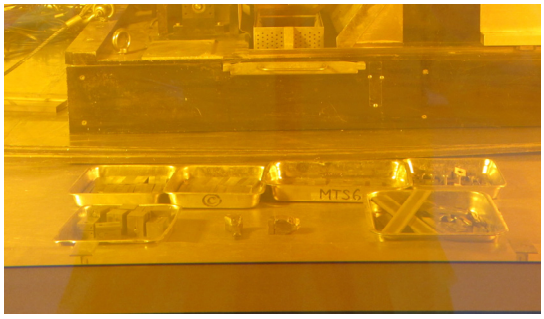


Fig. 4. Specimens of surveillance test.

2.2.4 감시캡슐 가공

컨트롤 패널에 대략적인 좌표를 입력하여 이동하여 스핀들 모터를 가동시킨 후 가공물과의 접촉을 육안으로 확인한 후 용접부를 가공한다. 자동으로 절삭할 수 있으며 필요 시 수동 가공으로 전환할 수 있다.

2.2.5 시편 회수

Fig. 4와 같이 감시캡슐의 External tube를 제거한 후 시편을 회수하여 종류 별로 분류한다.

3. 결론

조사취화 평가 및 원자로 안전운전 조건 설정을 위해서 원자로 압력용기 재료의 감시시험이 수행된다. 감시시험을 수행하기 전 발전소 건설단계에서 원자로 압력용기 내에 장입 되어 있던 감시 캡슐을 해체하여 시편을 확보하여야 한다. 특히, 고리 1호기 감시캡슐은 기존의 하나로 조사 캡슐의 구조와는 상이하여 보유 중인 캡슐 절단 장치로는 해체 불가능하기 때문에 시편 확보를 위해서 새로운 기계 가공 장비를 개발하였다. 감시캡슐의 해체 뿐만 아닌 바이스 교체를 통하여 다양한 공작물의 가공이 가능하여 각종 조사재료 및 핵연료의 기계가공에 활용할 수 있다.

4. 참고문헌

[1] 장기옥, 김병철, 이삼래, 최권재, 공운식, 김영종, 장종화, 김종도, 주용선, 안상복, 최순필, 홍준화, "고리원자력 1호기 원자로 압력용기 재료 제5차 감시시험 (감시용기 P)", KAERI/CR-93/2000, 한국원자력연구원, 2000.

[2] 김병철, 장기옥, 이삼래, 최권재, 공운식, 주용선, 안상복, 장종화, 최순필, 홍준화, "울진원자력 2호기 원자로 압력용기재료 제 4차 감시시험(감시용기Y)", KAERI/CR-193/2003, 한국원자력연구원, 2003.

감마선분광분석을 이용한 조사 TRISO 핵연료 내 방사성핵종 정량

강병만*, 김정석, 최광순, 김영복, 박재일, 하영경
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*bkang@kaeri.re.kr

1. 서론

초고온 원자로에 사용되는 TRISO (tristructural-isotropic) 핵연료는 구형의 미립자로, 산화 우라늄 (UO_2)을 중심으로 4개의 균일한 피복층을 포함하고 있다[1]. 이러한 피복층은 핵연료커널 (UO_2 fuel kernel)과 접한 다공성 탄소층을 시작으로, 고밀도 열분해 탄소층 (IPyC), 탄화규소 (SiC) 세라믹층, 그리고 추가적인 고밀도 열분해 탄소층 (OPyC)의 순서로 구성되어 있다. 다중 피복층은 높은 온도의 TRISO 핵연료 연소 과정에서 발생되는 핵분열 생성물의 방출을 억제하는 1차 장벽 역할을 수행할 뿐 아니라 핵연료 입자 자체의 구조적인 안정성을 제공하는 특징을 가지고 있다. 특히 입자 핵연료의 닫힌 피복층 구조 내에서 나타나는 산소 원자와 희토류 원소와의 촉발된 결합은 확산성이 없는 희토류 산화물의 생성을 야기해 피복층 외부로의 누출을 억제한다[2]. 또한 산화물을 생성하지 않는 핵분열 원소들의 경우에는 고밀도의 탄화규소 방어벽에 막혀 확산이 저지된다. 그러나 위와 같은 장점에도 불구하고 팔라듐 (Pd)과 같은 일부 생성물은 탄화규소와의 화학적 상호작용을 통해 탄화규소의 부식을 유도하고 이로 인해 피복층이 얇아지는 현상을 보인다[3]. 이러한 이유로 조사된 TRISO 핵연료의 연소도 측정과 더불어 파손에 대한 원인 분석을 위해 화학적 용해를 통한 방사성핵종의 분석이 필수적이다.

TRISO 핵연료의 화학적 조사후시험을 위해서는 조사 핵연료의 용해를 기초로 하는 성분원소의 분리 및 분석기술이 확립되어야 한다. 고밀도의 탄화규소 피복층을 포함하는 TRISO 핵연료를 기존의 질산 용해 조건으로 완전히 용해시킬 수 없으며 따라서 새로운 전처리 방안의 모색이 절대적으로 필요하다. 본 연구는 조사 TRISO 핵연료의 용해법 개발을 토대로 핵연료 특성 및 연소도에 대한 평가 원소로 이용될 수 있는 방사성핵종들의 정량화에 목적을 두고 있다.

2. 실험 및 결과

2.1 조사 TRISO 핵연료 내 커널 용해 및 시료준비

본 연구에 사용된 조사 TRISO 핵연료 (4.5wt% U-235 enrichment) 시료는 OPyC를 제외한 3개의 피복층을 가지고 있으며 (thickness of layer: porous carbon = 102.9 ㎛, IPyC = 40.6 ㎛, SiC = 36.1 ㎛) 총 147 mg을 사용하였다. 습식 용해법을 토대로 한 조사 핵연료 중의 방사성핵종 정량을 위한 전반적인 과정은 Fig. 1과 같다. 핵연료커널 용해는 원통형 마노 (agate)를 사용하여 SiC 세라믹층을 분쇄시키는 그라인딩 과정과 혼합산을 이용하여 심재 핵연료를 2 단계로 용해시키는 과정으로 이루어졌다. SiC가 주성분인 미량의 불용성 잔유물은 유리섬유 필터를 이용하여 분리하였다.

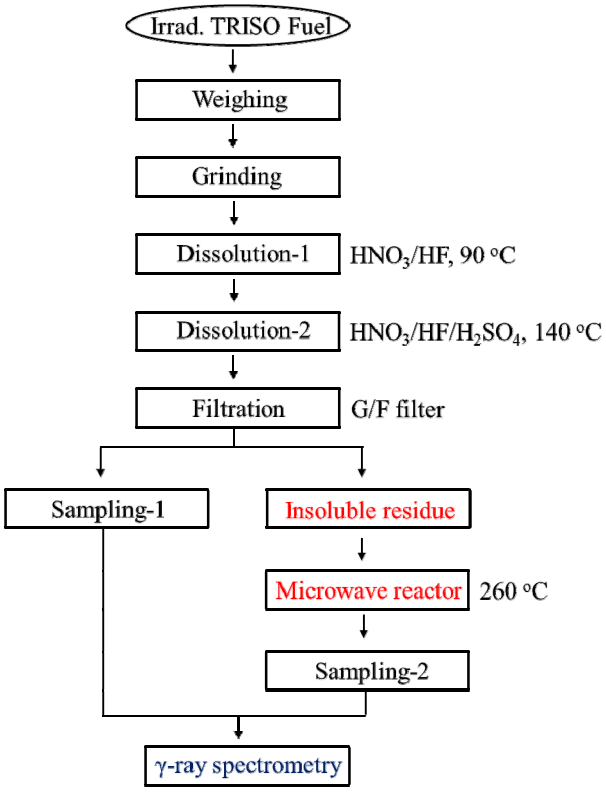


Fig. 1. Analytical processes for the determination of radionuclides in irradiated TRISO fuel.

2.2 불용성 잔유물의 용해

SiC 및 열분해 탄소 불용성 잔유물에 포함된 방사성핵종 분석을 위한 전처리로 혼합산 (HNO_3/HF/H_2SO_4) 매질하에서 마이크로파 반응기를 사용하였다. 불용성 성분의 완전한 용해를 위해 260℃의 고온 조건에서 2 시간 동안 반응을 진행하였으며 옅은 노란색의 균질한 용액을 얻을 수 있었다.

2.3 감마선분광분석에 의한 핵종분석

고방사성 조사 TRISO 핵연료 시료 중의 방사성핵종 분석을 위하여 핵연료커널 및 잔유물 용해용액 일정량을 각각 취하여 희석 후 계측용기에 담아 감마선분광분석을 수행하였다 (Table 1 및 Fig. 2). Table 1에서 보여주는 것처럼 8종의 주요 핵종이 검출되었으며, Cs-137, Ce-144 및 Ru-106이 높은 방사능을 보였다. 핵연료커널 용해용액에서 계측된 개별 핵종의 방사능은 잔유물을 포함한 전체 방사능의 96% 이상을 차지하였으며, 고밀도 SiC 피복층에 침투되어 화학적인 산침출만으로 회수되지 않는 감마선 핵종들의 양은 0.3 ~ 3.8%범위이었다.

Table 1. Distribution of gamma emitters in an irradiated TRISO fuel sample

Nuclide	Activity (Bq/g-sample)		
	Fuel kernel solution	Residue	Total
^{134}Cs	$1.74\times10^{9}\pm 4.72\times10^{6}$	$7.66\times10^{6}\pm 5.29\times10^{4}$	$1.75\times10^{9}\pm 4.72\times10^{6}$
^{137}Cs	$6.22\times10^{9}\pm 1.03\times10^{7}$	$2.51\times10^{7}\pm 9.71\times10^{4}$	$6.25\times10^{9}\pm 1.03\times10^{7}$
^{144}Ce	$2.73\times10^{10}\pm 4.72\times10^{7}$	$9.11\times10^{7}\pm 4.39\times10^{5}$	$2.74\times10^{10}\pm 4.72\times10^{7}$
^{154}Eu	$1.18\times10^{8}\pm 6.00\times10^{6}$	$3.15\times10^{5}\pm 5.08\times10^{4}$	$1.18\times10^{8}\pm 6.00\times10^{6}$
^{106}Ru	$6.80\times10^{9}\pm 5.14\times10^{7}$	$7.77\times10^{7}\pm 9.16\times10^{5}$	$6.88\times10^{9}\pm 5.14\times10^{7}$
^{125}Sb	$2.81\times10^{8}\pm 1.54\times10^{7}$	$1.06\times10^{7}\pm 2.13\times10^{5}$	$2.92\times10^{8}\pm 1.54\times10^{7}$
^{95}Zr	$1.83\times10^{8}\pm 5.57\times10^{6}$	$1.22\times10^{6}\pm 5.31\times10^{4}$	$1.85\times10^{8}\pm 5.57\times10^{6}$
^{95}Nb	$3.78\times10^{8}\pm 3.21\times10^{6}$	$3.95\times10^{6}\pm 4.23\times10^{4}$	$3.82\times10^{8}\pm 3.22\times10^{6}$

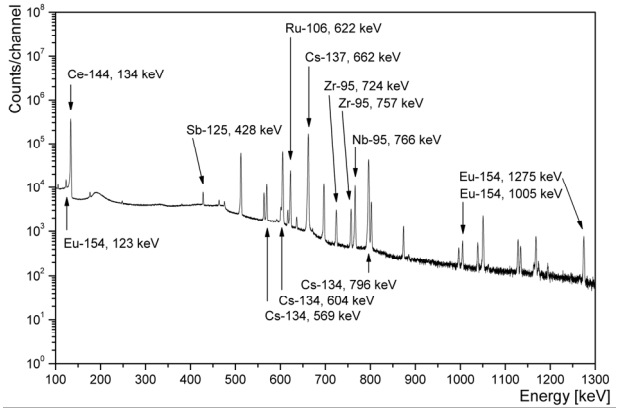


Fig. 2. Gamma spectrum of dissolved fuel kernel from an irradiated TRISO fuel.

3. 결론

본 연구에서는 2단계 용해법 (그라인딩을 수반한 산침출 및 마이크로파 반응)을 적용하여 조사 TRISO 핵연료를 효과적으로 용해하고 핵연료 중에 함유된 방사성핵종 (gamma emitters)을 정량할 수 있었다. TRISO 핵연료의 고밀도 피복층 분쇄 및 핵연료커널의 용해에 추가하여 마이크로파를 이용한 불용성 피복층에 대한 완전 용해를 수행하므로써 피복층에 침투된 방사성핵종에 대한 개별적인 정보를 확인할 수 있었다. 방사성핵종 분석결과들을 토대로 Cs-137 지표원소 및 방사능비 ($^{134}Cs/^{137}Cs$ 등)에 의한 상대적 연소도 산출이 가능할 것으로 기대한다. 본 연구를 통하여 준비한 핵연료커널 용해용액을 이용하여 Nd 지표원소를 이용한 연소도측정, U, Pu 동위원소분석 및 핵분열생성물 정량분석을 수행할 예정이다.

4. 참고문헌

[1] J.J. Powers and B.D Wirth, "A Review of TRISO Fuel Performance Models", Journal of Nuclear Materials, 405, 74-82 (2010).

[2] Y. Katoh and A. Cozzi, "Ceramics in Nuclear Applications", John Wiley & Sons, Inc, Canada, 30, 193-202 (2009).

[3] D. Petti and J. Maki, "The Challenges Associated with High Burnup and High Temperature for UO_2 TRISO-Coated Particle Fuel", MIT NGNP Symposium, INL/CON-05-00038 (2005).

미래원자력시설 규제 기준 마련을 위한 핵물질 매력도 평가 연구

정연홍*, 김민수, 김기현, 김우진
한국원자력통제기술원, 대전광역시 유성구 유성대로 1534
*jyh1404@kinac.re.kr

1. 서론

우리나라는 국가 정책에 따라 순환핵연료 주기를 위한 사용후핵연료 재처리 시설과 고속로에 대한 기술 및 시설을 개발하도록 계획하고 있다. 새로운 원자력 시설을 도입하기 위해서는 원자력의 평화적 이용이 담보되어야하며, 특히 핵확산의 우려가 큰 후행핵주기 시설에서는 핵확산성에 대한 검증이 필요하며 특수핵물질의 탈취나 불법이전에 대한 적절한 방호수준을 달성하는 것이 필요하다.

또한 9·11 테러 이후 새로운 사고 및 테러 시나리오에 대한 다차원적인 연구와 접근이 시도되고 있으며, 기존의 규제체제에서의 규제공백이 발생할 수도 있으므로 보다 효율적이고 합리적인 규제 기준 마련이 필요할 것이다.

이에 따라, 본 연구에서는 파이로 시설을 가정하여 핵물질의 확산, 불법이전 등에 대한 우려를 정량적으로 평가할 수 있는 핵물질 매력도(FOM, Figure of Merit)를 공정별로 평가하고 이에 적절한 핵물질 등급분류를 제안하는 것을 목적으로 한다.

2. 본론

2.1 핵물질 등급분류

우리나라 핵안보 규제는 "원자력시설 등의 방호 및 방사능방재대책법(이하 방호방재법)"에 그 법적 근거를 가지고 있으며, 원자력시설에 대한 사보타주 및 핵물질 불법이전에 대한 효과적인 예방·탐지·대응 체계를 구축하도록 그 범위가 설정되어 있다[1]. 개정 핵물질방호협약이나 IAEA 물리적방호 권고문서(INFCIRC/225/Rev.5)에 따르면 핵안보에 대한 보다 효율적인 규제를 위해 핵물질 등급을 구분하여 등급에 맞는 방호 요건을 갖추도록 권고하고 있다[2][3].

이러한 등급분류는 핵물질의 불법거래를 방지하기 위해 1987년에 발효된 국제협약인 핵물질방호협약(CPPNM, Convention on Physical Protection of Nuclear Materials)에서 제안하고 있으며, 발효이후 지금까지 물리적방호 규제의 기준으로 자리잡고 있다.

2.2 성능기반 규제

2005년 개정된 핵물질방호협약의 개정내용과 2011년 9·11 테러 이후 달라진 국제 방호현황을 반영하기 위해 IAEA의 핵안보 권고 문서인 INFCIRC/225의 5차 개정이 이루어졌다. 이에 따르면 성능기반(Performance-based)의 물리적방호 시스템을 갖추도록 권고하고 있으며 성능기반 규제의 하나로 위험기반(Risk-informed) 규제를 들 수 있다.

현행의 핵물질 등급분류 기준을 살펴보면 Table 1에서와 같이 핵물질의 종류, 형태(조사/미조사), 양을 고려하고 있으며, 이에 따라, 등급Ⅰ부터 등급Ⅲ까지 핵물질의 등급을 구분하여 각각의 방호요건을 제시하고 있다. 하지만 위험기반의 규제 차원에서 자체방벽(Self protection) 등을 고려하는 등 핵물질 등급분류에 대한 보다 세밀한 기준을 적용할 필요가 있다.

Table 1. The categorization of nuclear materials

핵물질			등급		
물질	형태		등급Ⅰ	등급Ⅱ	등급Ⅲ
Pu	-		≥2kg	2kg~ 500g	500g~ 15g
U-235	미조사 농축도	≥20%	≥5kg	5kg~ 1kg	1kg~ 15g
		20%~ 10%		≥10kg	10kg~ 1kg
		10%~ 천연U			≥10kg
U-233	-		≥2kg	2kg~ 500g	500g~ 15g
-	조사된 연료		*		

* 핵분열성물질 10% 미만의 감손우라늄, 천연우라늄, 토륨 또는 저농축 우라늄

2.3 핵물질 매력도(FOM)

핵물질의 등급분류에서 핵물질의 종류나 양을 그 분류 기준으로 제시하고 있는 이유는 핵물질의 무기전용 가능성을 전제하고 있는 것으로서 무기 전용에 대한 다른 인자들도 충분히 고려할 필요가 있을 것이다. 이러한 차원에서 미국 LANL(Los Alamos National Laboratory)에서는 FOM(Figure of Merit)이라는 핵물질 매력도 평가 인자를 제안하였다[4]. 이에 따르면, 식 (1), (2)와 같이 핵국의 경우 핵물질의

양, 열함량, 방사선량의 3가지 인자를, 비핵국의 경우 자발중성자 발생률을 포함한 핵물질 전용의 용이성을 평가할 수 있는 4가지 인자를 고려하여 핵물질 매력도를 계산하게 된다.

$$FOM_1 = 1 - \log_{10}\left(\frac{M}{800} + \frac{Mh}{4500} + \frac{M}{50}\left(\frac{D}{500}\right)^{\frac{1}{\log_{10}2}}\right) \quad (1)$$

$$FOM_2 = 1 - \log_{10}\left(\frac{M}{800} + \frac{Mh}{4500} + \frac{MS}{6.8(10)^6} + \frac{M}{50}\left(\frac{D}{500}\right)^{\frac{1}{\log_{10}2}}\right) \quad (2)$$

(단, M: 핵물질량, h: 열함량, D: 방사선량,
S: 자발중성자 발생률)

위의 식에서 알 수 있듯이 각각의 인자에 대한 기준치가 설정되어 있으며, 기준치[1]를 넘는 경우 핵물질 매력도는 1보다 작아지는 경향을 갖게 되고, 기준치 미만인 경우 핵물질 매력도는 1보다 커지는 경향을 갖게 된다. 이때, 핵물질의 매력적인 정도를 구분하는 기준은 1이 되며, 1보다 큰 경우 전용이 용이한 핵물질로 평가하게 된다. 다음은 이러한 결과를 바탕으로 핵물질 매력도에 대한 등급분류 내용이다.

Table 2. The meaning of FOM

FOM	Weapons Utility	Attractiveness	Attractiveness Level
>2	Preferred	High	~B
1-2	Attractive	Medium	~C
0-1	Unattractive	Low	~D
<0	Unattractive	Very Low	~E

이러한 핵물질 매력도 정보를 활용하면 위험기반의 평가가 가능할 것이며 실제로 미 DOE에서는 매력도를 기반으로하는 핵물질 등급분류를 적용하고 있다.

따라서, 핵물질 등급분류 이전에 위험기반의 규제로서 시설 또는 공정에서의 핵물질 매력도 평가를 수행하고 주요 취약 지점 분석 및 시설의 핵물질 방호 등급 설정 등에 활용할 수 있을 것이다.

2.4 핵물질 매력도 평가 도구

규제의 대상으로서 파이로 시설을 가정하고 시설의 각 공정에서 핵물질 매력도 평가 인자를 도출 및 연산하여 주요 취약 공정 분석 및 시설의 핵물질 전용에 대한 위험기반 정보를 제공할 수 있을 것으로 판단된다.

우선, Fig. 1과 같이 파이로 시설의 공정정보를 모사하고 사용후핵연료 핵종정보 및 각 공정에서의 핵종별 회수율 정보를 통해 공정 내에서의 핵종 정보를 분석하여 최종적으로 핵물질 매력도 평가를 수행한다.

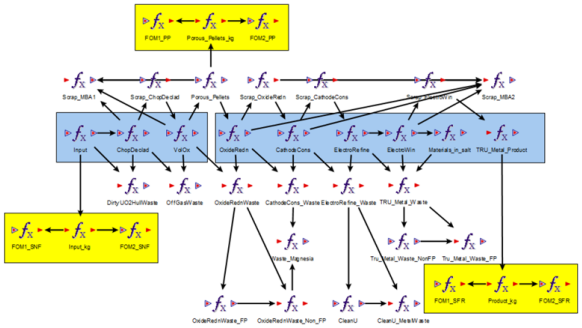


Fig. 1. Process simulation about KAPF.

2.5 결과

전용이 가장 유리하다고 판단되는 지점은 TRU ingot이며, TRU ingot에서 FOM_1식 적용시 핵물질 매력도가 매력적(1~2)이라고 평가되었으며, FOM_2식 적용시 비매력적이라고 평가되었다.

3. 결론

국제사회에서는 규제의 선진화와 효율화를 위해서 등급별 접근(Graded Approach)과 성능기반평가를 권고하고 있다. 이러한 차원에서 핵물질 매력도 분석은 핵물질 등급분류에 있어서 보다 다차원적인 등급분류와 위험기반(Risk-informed) 규제에 좋은 지침을 제공할 수 있을 것이며, 최종적으로 시설이 갖추어야할 최적의 물리적방호 요건을 제안할 수 있을 것이다.

4. 참고문헌

[1] 원자력시설 등의 방호 및 방사능방재대책법 시행령, 2016년 1월 1일 시행.

[2] IAEA INFCIRC/225/Rev.5, Nuclear Security Recommendation Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities, Vienna, 2011.

[3] Amendment to the Convention on the Physical Protection of Nuclear Material, Vienna, 2005.

[4] Charles G. Bathke, et al. The Attractiveness of Materials in Advanced Nuclear Fuel Cycles for Various Proliferation and Theft Scenarios, LANL, 2009.

1) Size factor(M): 20wt% 농축우라늄의 임계질량(800kg), Stability factor(h): 80%의 Pu-238과 20%의 Pu-239 혼합물의 발열량(4500W), Acquisition factor(D): 보수적인 자체방벽기준(500rad/h)

2분과

사용후핵연료관리 (Oral)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

ACPF 전해환원 Mock-up 시험

최은영*, 이정, 허동현, 이상권, 전민구, 김성욱, 강현우, 홍순석, 박우신, 오승철, 허진목
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*eychoi@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로프로세싱은 전기화학적 방법을 이용하여 사용후핵연료를 재활용하기 위한 기술로 가압경수로 에서 발생한 사용후핵연료를 금속연료로 가공하여 차세대 원자로인 소듐냉각고속로의 원료로 사용을 목표로 개발되어 왔다[1]. 파이로프로세싱을 구성하는 단위공정 중 전해환원은 산화물형태의 사용후핵연료를 전기화학적으로 금속으로 전환하여 전해정련에 공급하는 역할을 한다. Li_2O-LiCl 용융염을 전해질로 사용하며 금속산화물 형태의 사용후핵연료를 음극, 백금을 양극으로 사용하여 금속전환체를 생산한다. 따라서, 음극에서는 금속산화물이 금속으로 전환되는 환원반응으로 인해 산소 이온이 생성되고, 양극에서는 그 산소이온이 산소 가스가 되는 산화반응이 발생한다[2].

2015년 한미원자력협정의 개정에 따라 그 동안 국내에서 허용되지 않았던 사용후핵연료를 이용한 전해환원 실험을 수행할 수 있게 되었다. 따라서 한국원자력연구원은 보유 시설인 '사용후핵연료 차세대 관리종합공정 실증시설 (Advanced spent fuel Conditioning Process Facility, ACPF)에서 최적화된 전해환원 장치를 이용하여 안전하게 실험을 수행할 수 있도록 예비 mock-up 실험을 수행중에 있다.

본 연구에서는 depleted uranium이 포함된 simulated fuel을 원료로 전해환원 장치 성능 검증을 위해 수행된 예비 mock-up 실험을 수행하고 분석하였다.

2. 실험

전해환원 장치는 Ar 분위기 글러브박스 (glove box)에서 수행하였다 (Fig. 1). 글러브박스 내부의 수분 및 산소 농도는 각각 1, 10 ppm 이하로 유지되었다. 전해질로는 Li_2O (99.5% purity, Alfa Aesar)-LiCl (99% purity, Alfa Aesar) 5 kg이 사용되었다. 전해환원 장치는 염을 담는 내부반응기, 염 가열 및 온도 유지를 위한 히터, 단열 및 전극의 염내 고정을 위한 플랜지로 구성된다. 음극바스켓은 20-325-100 mesh로 구성된 스테인레스 스틸 (STS, stainless steel 316L) 3중 mesh를 사용하고, 여기에 담기는 simulated fuel은 0.6 kg의 다공성 펠렛이 사용되었다. 양극 재료로는 백금을 사용하고 양극에서 발생하는 산소 가스를 포집하기 위한 다공성 슈라우드는 325 mesh가 포함된 STS(316L) 5중 mesh (Poroplate)를 사용하였다[3]. 기준전극으로는 Li-Pb (32 mol% Li)를 다공성 MgO 튜브(내경 5 mm)에 넣고 Ta wire를 Li-Pb에 닿도록 연결하여 사용하였다. 상온에서 12 시간만에 650°C에 도달하도록 설정하여 가열한 후 염이 녹으면 전극을 염 내에 장입한 후 power supply (Agilent 6671A)을 이용해 정전압으로 운전하여 전해환원을 수행하였다. 정전압에 의해 변화하는 음극의 전위는 디지털 멀티미터를 활용해 (Agilent, 34405A) 관찰하였다. 양극의 산소가스 발생 여부는 글러브 박스 밖에 있는 콜드트랩 및 펌프를 지나 연결된 산소 센서를 이용해 확인하였다.

Fig. 1. ACPF mock-up glove box.

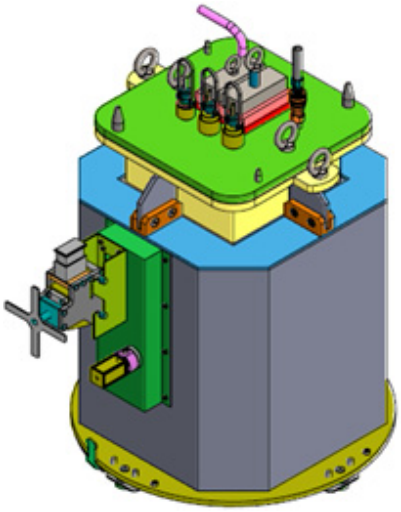


Fig. 2. Schematic of ACPF electrolytic reducer.

3. 결과

Fig. 3은 전해환원 운전 동안 가해진 정전압 에 따라 응답한 전류 와 음극 전위 및 산소 가스 결과를 보여주고 있다. 금속 리튬의 과도한 생성을 막기위해 일정 간격으로 전압을 중지한 시간 까지 포함하여 약 26 시간 정도가 소요되었다. 전류는 최초 40 A (전류밀도 약 0.46 A/cm^2)가 흘렀으나 시간에 지남에 따라 전극에 침착되는 염 등으로 인한 저항 때문에 점차 감소하는 경향을 보였다. 양극에서 발생되는 산소는 전압 공급 유무에 따라 발생 유무가 관찰되었다. 전해환원 운전 종료 후 양극, 양극 슈라우드 및 음극의 상태를 확인하고 이를 Fig. 4에 나타내었으며, Fig. 5와 같은 은회색은 금속전환체를 확인할 수 있었다. 장치의 성능과 내구성을 확인하기 위하여 이와 같은 방식으로 약 0.6 kg/batch로 연속 배치 운전을 수행하였다.

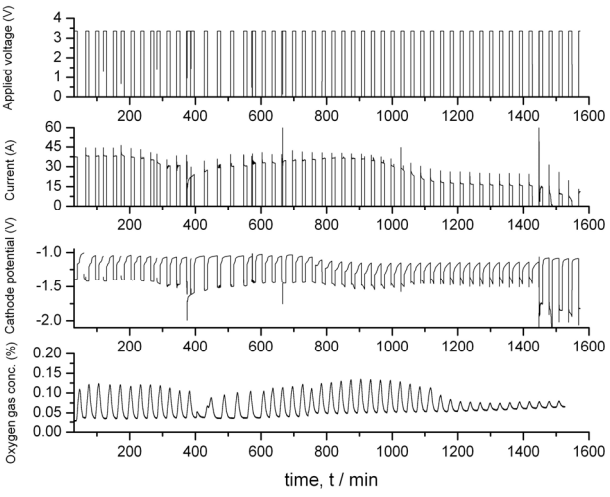


Fig. 3. ACPF mock-up electrolytic reduction data.

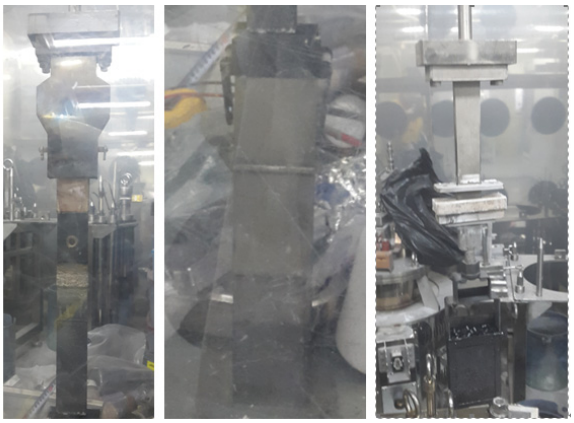


Fig. 4. Electrodes for ACPF mock-up electrolytic reduction: (좌) anode, (중) anode shroud, (우) cathode.

Fig. 5. Reduction product after ACPF mock-up electrolytic reduction.

4. 참고문헌

[1] H. 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", cl. Eng. Technol., 43, 317-328 (2011).

[2] E.-Y. Choi, S. M Jeong, "Electrochemical processing of spent nuclear fuels: An overview of oxide reduction in pyroprocessing technology", Prog.Nat.Sci: Mater.Int. 25, 572-582 (2015).

[3] E.-Y. Choi, C. Y. Won, J.-S. Cha, W. Park, H.-S. Im, S. S. Hong and J.-M. Hur, "Electrochemical reduction of UO_2 in LiCl-Li_2O molten salt using porous and nonporous anode shrouds", J. Nucl. Mater., 444, 261-269 (2014).

Examining Cathodic Deposition Behavior to Improve Electrorefining Simulation Model

Young-Eun Jung and Man-Sung Yim*
Korea Advanced Institute of Science and Technology, 291, Daehak-ro, Yuseong-gu, Daejeon 34141
*msyim@kaist.ac.kr

1. Introduction

Pyroprocessing is a spent fuel recycling technology that uses a molten salt system. Because it produces a very impure plutonium composite, some authorities believe this technology has inherent proliferation resistance. However, several unique characteristics of pyroprocessing present a challenge to safeguards. A computer model-based simulation to augment the safeguards approaches to pyroprocessing has been suggested to overcome this challenge [1].

In pyroprocessing, electrorefining (ER) is a key process where uranium is selectively separated from spent fuel and deposited on a cathode. Tracking the uranium selectively separated is important to pyroporcessing safeguards. In the use of computer models to simulate ER and related mass transport, quantifying the uncertainty and improving the simulating capability of the model is essential. In previous work, we identified a major source of uncertainty in modeling the ER system. The uncertainty stemmed from the dynamic changes in the cathodic surface area during the reaction [2].

Based on those results, this study suggests an approach to improve the model's ability to simulate the ER.

2. Methods and Results

The objective of an ER model is to simulate the real system. For this, understanding the mass transfer and reaction rates of the system is essential. The ERAD [3] model was used in previous research to simulate ER with its ability to address anodic dissolution through considering an anodic passivation layer and the solubility limit near the anode. ERAD simulates reaction rate and mass transfer behavior through 'the Nernst equation and the Butler-Volmer equation' and 'the diffusion equation', respectively. Like typical models, it assumes that the electrode surface area is constant because of the complexity of the ER process and the difficulty in expressing this dynamic change with theoretical methods. In the early phase, this assumption had little influence on the result. However, as the deposition continues, because the reaction area is increasing, the difference between the simulated results with the real result is also enlarged.

To describe the process more accurately, it is desirable to formulate a modeling equation which can describe the growth of electrode surface area as a function of time using an empirical approach.

2.1 Approach

The chronoamperometry (CA) is one electrochemical analysis method. It supplies a certain electric potential to the working electrode and records the current over time. The analysis results in a graph where the x-axis is time and y-axis is current. In the initial step, when the potential is suddenly supplied, the reactant around the electrode is consumed rapidly. As a result, the current increases steeply because of a lack of reactant. As the reactant around the electrode is recovered, the current is decreased. Ideally, the current should be maintained at a constant level. However, as the reaction continues, the signal is gradually increased because of growing surface area caused by deposition on the electrode. The growing surface area can be calculated by adapting the Cottrell equation. The Cottrell equation, which expresses the current as a function of time, could provide an insight into the relationship between current and reaction area. The Cottrell equation is as follows [4]

$$i(t) = \frac{nFADC_0}{\sqrt{\pi t}} \quad (1)$$

where i is the diffusion limited current, n is the stoichiometric number of electrons involved in an electrode reaction, F is the Faraday constant, A is the surface area of the electrode, D is the diffusion coefficient, C_0 is the initial concentration of the target materials, and t is the duration time.

By integrating equation 1 with time, equation 2 is derived,

$$\Delta i(t) = \frac{2nFDC_0}{\sqrt{\pi}} A t^{1/2} \quad (2)$$

It is possible to calculate the increased surface area because the fraction part, of equation 2, can be estimated as a constant.

2.2 Experimental set-up

In the experiment, because of the difficulty in using real process material like U and Pu, gadolinium (Gd) is to be used as a surrogate material since it has electrochemical properties similar to uranium.

Experiments will be performed in a glove box under argon atmosphere, where the concentration of both oxygen and moisture are less than 1 ppm. The furnace (SKUTT, KM-614, US) is located and operated inside the glove box. When compared to other typical electrochemical research, the size of the designed system (i.e., the diameter was 280 mm and the height was 380 mm.) is much larger than that of a typical electrochemical experiment. The operating temperature measured by a chromel-alumel thermocouple is expected to be 773 K. The electrolyte composed of 59-41 mol.% LiCl-KCl eutectic system with a bit of $GdCl_2$ is melted in an alumina crucible. A three electrode system is applied. Molybdenum wire, whose diameter is 1 mm, is used as a working electrode. The immersed length of working electrode is approximately 20 mm, but the exact length is recorded for accuracy. As a counter electrode, a stainless steel basket loading Gd metal is adapted. A Ag/AgCl electrode is used as the reference electrode. It is composed of a silver (Ag) wire, 0.5 mm in diameter, immersed in LiCl-KCl eutectic system with 1 wt.% AgCl, contained in a mullite tube whose outer diameter is 6 mm and inner one is 4 mm. All electrodes are sheathed in an alumina tube to prevent contact with the stainless steel electrode supporter. A potentiostat/ galvanostat (Biologic, SP-150) is employed along with EC-lab software for the electrochemical analysis and as a power supplier.

3. Conclusion

An empirical formula to model the varying surface area of the cathode is to be developed through experimental investigations using the chronoamperometry and the Cottrell equation. The experimental design was developed to enhance our understanding of the growth of uranium on the cathode through time. The resulting formula then is expected to improve the computational modeling capability for ER.

4. References

[1] D. Rappleye, M., Simpson, R, Cumberland, D. McNelis, and M.S. Yim, “Simulated real-time process monitoring of a molten salt electrorefiner.” Nuclear Engineering and Design, Vol. 273, pp. 75-84, (2014).

[2] Y.E. Jung and M.S. Yim, "Validation of a Computer Model to Support Pyroprocessing Technology Development." Proc. of GLOBAL 2015, Paris, France (2015).

[3] Cumberland, R. M., and Yim, M. S. "A Computational Meta-Analysis of UCl_3 Cyclic Voltammograms in LiCl-KCl Electrolyte." Journal of The Electrochemical Society, 161(4), D147-D149 (2014).

[4] Bard, A. J., Faulkner, L. R., Leddy, J., & Zoski, C. G., "Electrochemical methods: fundamentals and applications", Vol. 2, New York: Wiley (1980).

Development of 2D Kinetic Model for Multi-species Pyrochemical Electrorefining

Dokyu Kang and Sungyeol Choi*
Ulsan National Institute of Science and Technology, 50 UNIST-gil, Ulju-gun, Ulsan, Korea
*chois@unist.ac.kr

1. INTRODUCTION

Pyroprocessing is technology to recover uranium, transuranic elements, and long-lived fission products from spent nuclear fuel. This technology can considerably reduce the volume and the toxicity of radioactive waste [1]. The optimization of new technology requires repeated experiments that require extremely expensive and dangerous works with nuclear materials. As an alternative, we developed a 2D computational kinetic model for multi-species electrorefining.

2. MODEL DESCRIPTION

2.1 Modeling and Experimental Conditions

The laboratory scale electrorefiner in Tomczuk et al., 1992 [2] is used in this model. The geometry of the eletrorefiner is given in Fig. 1. The initial concentration in the molten salt of U is 1.61wt% and that of Pu is 1.82wt%. The run considered here lasted 56.7 h. The applied current is 1.45A, and the operation temperature was 773 K. More information are shown in Table 1.

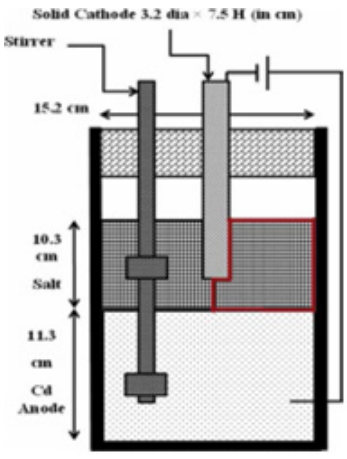


Fig. 1. ANL Lab–scale Electrorefiner [2].

Table 1. Initial Electrorefining Conditions [2]

Parameters	Values
Temperature (K)	773
U in salt (wt%)	1.61
Pu in salt (wt%)	1.82
U in Cd pool (wt%)	1.01
Pu in Cd pool (wt%)	0.59
Current (A)	1.45
Molten-salt weight (g)	3680
Molten-salt volume (ml)	1808
Cd weight (g)	16500
Cd volume (ml)	2050

2.2 Mathematical Model

In this paper, COMSOL multiphysics code was used to develop electrorefining model. Specifically, secondary electrodeposition module, transport of diluted species module, and boundary ODEs and DAEs module were used. In the secondary electrodeposition module, electrode boundary conditions and kinetics were applied. At the cathode, -1.45A current was applied. Butler-Volmer electrode kinetics were applied at both electrodes.

$$i_{total} = \sum_j i_{loc,j} \quad (1)$$

$$i_{loc,j} = i_{0,j}\left(C_R^* e^{\frac{\alpha_a F\eta}{RT}} - C_o^* e^{\frac{\alpha_c F\eta}{RT}}\right) \quad (2)$$

In the transport of diluted species module, mass flux were solved. We only consider diffusion term of mass flux. Also We assumed that the concentration gradient only exist in diffusion layer domain which is 0.002cm long distance from electrode surface and assumed well mixing condition in the bulk of molten salt and Cd pool so that the concentration distribution is uniform throughout the bulk domain.

$$N_i = -D_i \nabla C_i \quad (4)$$

In the Boundary ODEs and DAEs module, the changes of bulk concentration of molten salt and Cd pool were solved.

3. RESULTS & DISCUSSION

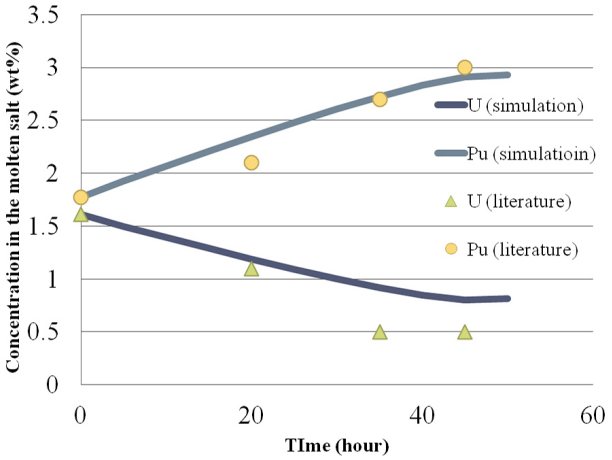


Fig. 2. Bulk Concentration in Molten-salt (Circle: U, Square: Pu in all figures).

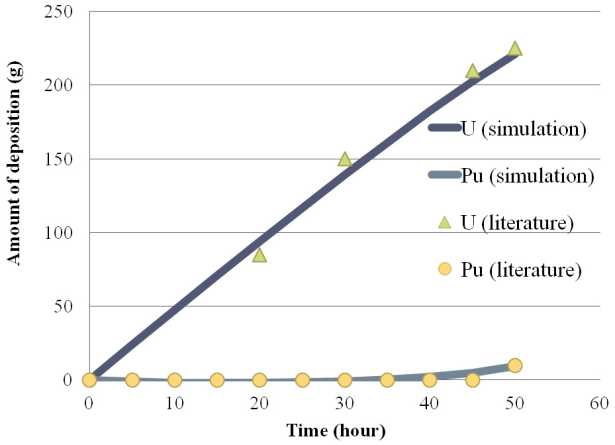


Fig. 3. Deposited Amount on the Solid Cathode.

Fig. 2 and Fig. 3 show us the bulk concentration change in molten salt and deposited amount on solid cathode over time. At the initial stage, by the difference of equilibrium potential at cathode, U dominantly deposit on the cathode and Pu does not. Thus U bulk concentration of molten salt keep decreasing and that of Pu keep increasing until the ratio of Pu to U reaches enough value and then gradually Pu deposition substitutes U deposition to satisfy the total current. These tendencies can be inferred from the slope changes of bulk concentration changes.

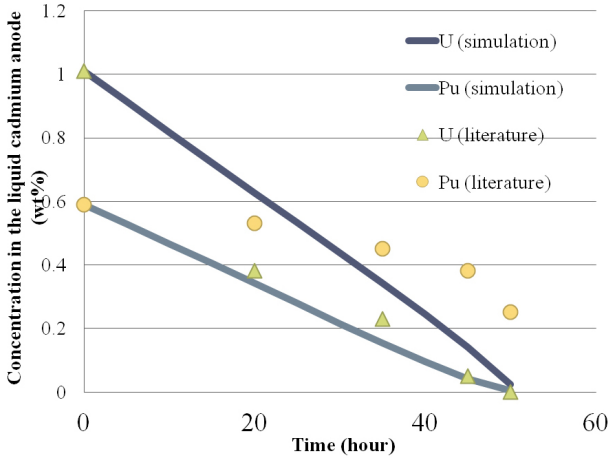


Fig. 4. Bulk Concentration in Cd Pool.

Fig. 4 show the concentration change of U and Pu in Cd pool. Although Pu has more negative standard potential than U, U dissolution rate is faster than that of Pu since the initial concentration of U is about two times that of Pu. In realistic case, after U concentration decrease, the effect of abundant concentration of U to U dissolution rate have to decrease as well and the Pu dissolution rate have to increase. However, this figure doesn't show that tendency. It must be complemented.

4. CONCLUSIONS

In this paper, the deposition and dissolution tendency of electrorefining process were studied. Based on these information, this model will contribute to find the optimum condition for high U throughput with high decontamination factor (>100) without other containments by experiments.

5. REFERENCES

[1] Choi, S.; Park, J.; Kim, K.R.; Jung, H.; Hwang, I.S.; Park, B.G.; Yi, K.; Lee, H.S.; Ahn, D.H.; Paek, S. (2010) Three dimensional multispecies current density simulation of molten salt electrorefining. J. Alloys Comp. 503: 177-185.

[2] Tomczuk, Z.; Ackerman, J.P.; Wolson, R.D.; Miller, W.E. (1992) Uranium transport to solid electrodes in pyrochemical reprocessing of nuclear fuel. J. Electrochem. Soc.139: 3523-3528.

고온 염화알칼리 용융염 매질에서 리간드-금속 전하이동(LMCT)에 의한 전자흡수스펙트럼 연구

조영환*, 김대현, 배상은
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yhcho@kaeri.re.kr

1. 서론

고온 염화알칼리금속 용융염매질에서의 사용후핵연료 재활용공정인 파이로프로세싱에 대한 관심이 높아지고 있다. 고온 염화알칼리금속 용융염매질에서의 전자흡수분광법은 용존 란탄-악틴족 이온의 산화상태, 농도 및 산화환원반응에 대한 실시간 정보를 제공한다. 고온 용융염매질에서 란탄-악틴 이온의 분광특성을 연구하던 중 ~240 nm 자외선 영역에서 LiCl 용융염 매질에 의한 전자흡수가 일어나는 현상을 관찰하였다. 이에 이 현상이 Cl 이온과 Li 이온간의 전하이동에 의한 광흡수현상임을 제시하고 분자론적 관점에서 그 의미를 설명하고 한다.

2. 실험

고온용융염 매질에서 분광스펙트럼의 변화를 관찰 할 수 있도록 자체 설계한 글러브박스 일체형 분광측정 시스템을 제작하여 사용하였다. 모든 실험은 수분과 산소량이 1 ppm 이하로 유지된 글러브박스 내에서 진행하였다. 전자흡수분광 측정은 광섬유 다발을 이용하여 빛을 유도하였다. 상세한 실험내용은 기 발표된 논문의 기술된 내용과 동일하다 [1].

3. 결과 및 토의

3.1 LiCl-KCl 용융염 매질에서 LMCT 스펙트럼

Fig. 1은 LiCl-KCl 용융염 매질에서 LMCT 흡수띠를 나타낸 것으로 450℃에서 스캔값을 바탕값으로 하여 온도를 올리면서 측정한 것이다. 온도가 증가할수록 흡수띠 세기가 증가한다. 특이한 것은 온도가가 증가하면서 흡수띠 위치가 장파장영역으로 이동한다는 점이다. 고온에서 다시 서서히 온도를 내리면 다시 단파장 영역으로 원위치하는 가역과정이다.

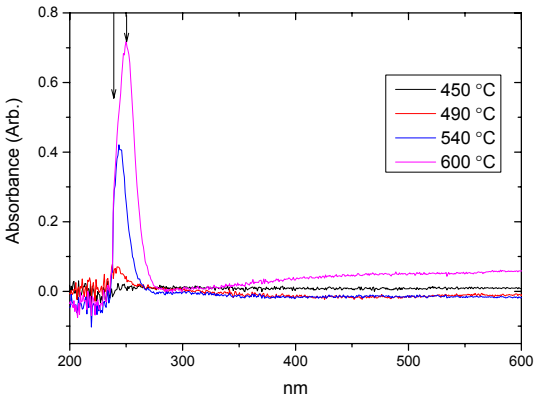


Fig. 1. LMCT absorption peaks in LiCl-KCl eutectic melt with increasing temperature.

3.2 LiCl-KCl 용융염 매질에서 Ce(III) 및 LMCT 스펙트럼

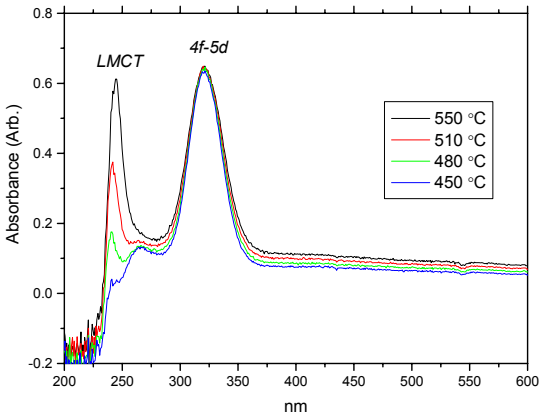


Fig. 2. LMCT and 4f-5d transition peaks in LiCl-KCl eutectic melt with varying temperature.

Fig. 2는 용융염매질에 Ce(III) 이온이 존재하는 경우 온도를 변화시키면서 얻은 스펙트럼이다. ~320 nm 영역의 강한 흡수띠는 Ce(III) 의 $4f^1$ 전자가 $4f$ 상태에서 $5d$ 상태로 전이할 때 빛흡수에 기인한다. f-d 상태간 전자전이는 양자역학적으로 허

용된 전이로서 흡수세기가 강하고 선폭이 넓다. LMCT 또한 양자역학적으로 허용된 전이다. 따라서 Ce(III) 의 *4f-5d* 흡수와 견줄만 흡수세기를 나타낸다. Fig. 2의 스펙트럼은 원자내(intra atomic)*4f-5d* 및 원자간(inter atomic) LMCT 전자전이를 동시에 포함한 것이다.

3.3 용융염매질에서 리간드-금속 전하이동(LMCT)

전자가 풍부한 리간드(전자주게, e^- donor)에서 전자가 부족한 금속(전자받게, e^- acceptor)으로 전자가 이동하는 현상을 LMCT라 하며이 때 UV-VIS 영역에서 빛을 흡수한다. 다양한 전이금속-리간드 착화물에서 LMCT 널리 알려져 있지만 염화알칼리 용융염같은 이온성 액체에서는 구체적으로 알려진 바 없다. 전자주게인 Cl^-에서 전자받게인 Li^+ 로 전하이동은 일반적으로 경험하기 어려운 경우다. 하지만 고온 용융염의 경우 Cl^- 및 Li^+ 농도가 ~ 25 mole/L 로 응집되어 정전기적 인력으로 Cl^--Li^+거리가 더 가까워져 전하이동을 용이하게 하는, 분자수준의 환경변화를 반영한 것으로 볼 수 있다. 이 때 전자흡수가 일어나기 전 Cl^--Li^+ 상태는 정전기적 상호작용보다는 강하고 공유결합보다는 약한 결합상태인 것으로 판단된다. 본 실험과 동일한 용융염매질 조건하에서 U(III) 이온의 경우 부분적으로 U(III)-Cl 공유결합을 형성하는 것으로 알려졌다 [1]. 하지만 이온성 염인 염화알칼리 용융염에서의 Cl-Metal 간 결합과 전하이동에 대한 체계적인 연구자료는 여전히 부족한 실정이다.

4. 결론

고온용융염 매질에서 Cl^--Li^+간 전하이동에 의한 전자흡수현상이 일어나며 이는 온도증가에 따라 세기가 증가하며 장파장 영역으로 이동하였다. 이는 고온용융염 매질이 제공하는 물리.화학적 환경변화가 Cl^--Li^+ 상태변화 및 LMCT 에 영향을 미치는 것으로 판단된다.

5. 참고문헌

[1] Young-Hwan Cho, Sang-Eun Bae, Dae-Hyeon Kim, Tae-Hong Park, Jong-Yun Kim, Kyuseok Song, Jei-Won Yeon, "On the covalency of U(III)-Cl, U(IV)-Cl bonding in a LiCl-KCl eutectic melt at 450 ℃: Spectroscopic evidences from their 5f-6d and 5f-5f electronic transitions" Microchem. Journal 122, 33-38 (2015).

고온 용융염 내 악티나이드 화학연구 현황

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

1. 서론

습식공정에 비해 핵비확산성이 우수하여 사용후 핵연료의 재활용과 고준위 방사성폐기물의 부피저감을 위한 대안으로 연구가 활발히 진행되고 있는 파이로공정은 고온의 용융염에서 전기화학을 기반으로 하는 전해환원, 전해정련, TRU 회수의 세부공정으로 구성된다. 용융염 내 악티나이드와 란타나이드 이온의 전기화학적 거동과 공정 용융염 매질의 물리적 특성은 파이로공정 개발 연구, 원활한 공정 운영, 핵물질 계량관리에 중요한 기초자료로 사용되기 때문에 측정기술의 개발과 측정자료의 데이터베이스화는 중요한 의미를 가진다. 또한 안전조치를 이행하면서 파이로공정을 안정적으로 운영하기 위해서는 각 세부공정별 생산물과 조업염 그리고 폐기물의 조성을 신속하고 정확하게 정량하는 화학분석 기술도 필수적으로 필요하다.

본 발표에서는 한국원자력연구원 원자력화학연구부가 구축한 고온 용융염 조건에서의 측정시스템과 이를 이용하여 측정한 용융염내 이온의 분광학적, 전기화학적 자료와 용융염 물성 자료 및 파이로공정 연구를 지원하는 공정 시료 화학분석 기술 개발에 대해서 설명한다.

2. 본론

2.1 고온 용융염 내 이온의 분광학-전기화학 동시 측정

고온 용융염 내 란타나이드와 악티나이드 이온은 전극의 전압에 따라 다양한 산화상태를 가지기 때문에 이들의 화학반응과 전기화학 거동을 측정하기 위해 고온에서 분광학과 전기화학을 동시에 측정할 수 있는 시스템을 구축하여 전위를 조절하면서 흡수 및 형광 스펙트럼을 측정하였다.

Fig. 1은 450℃ LiCl-KCl 용융염에서 측정한 란타나이드와 U이온의 UV-Vis-NIR 흡수스펙트럼이다. U의 경우 란타나이드와 달리 가시영역(400-800 nm)에서 강한 흡수띠(ε～900 $M^{-1}cm^{-1}$)를 보여주고 있다. 이로 인해 우라늄이 녹아있는 전해정련공정의 용융염은 매우 짙은 색을 띠게 된다. U^{3+}의 f-f 전이(ε = 50-100 $M^{-1}cm^{-1}$)는 NIR 영역(800-1400 nm)에서 측정되고 900-1000 nm의 영역에서는 란타나이드 이온들의 f-f 전이와 거의 중첩되지 않기 때문에 이 영역에서 조업염 내 U 농도를 흡수분광법으로 실시간 측정할 수 방안을 제안하였다[1].

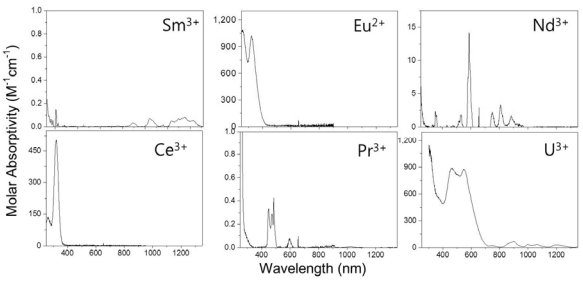


Fig. 1. UV-Vis-NIR absorption spectra of lanthanide and uranium ions in LiCl-KCl at 450℃.

용융염 매질에서 악티나이드 연구를 위해서는 고순도의 염화물이 요구된다. 화학반응 및 전기화학 반응을 이용하여 LiCl-KCl 용융염에서 고순도의 UCl_3와 $NpCl_3$ 합성법을 확보하고 전기화학 전위에 따른 흡수분광스펙트럼을 측정하였다[2]. 이 방법은 용융염에서 다른 악티나이드 시료를 고순도로 만드는 것에 적용할 수 있으리라 기대한다.

2.2 전기화학기술 개발 및 열역학 자료 생산

전해정련공정에서 용융염 내 악티나이드 농도의 실시간 모니터링은 공정운영 관점에서 중요하다. 하지만 다성분계에서 전기화학적으로 농도를 측정하는 것은 신호 중첩과 고농도 조건에서 전류 신호의 비선형 등의 문제로 어려움이 크다. 우리는 반복적인 산화환원 전위를 인가하는 Repeating chronoamperometry (RCA) 방법을 이용하여 9 wt%까지 우라늄과 란타나이드 이온의 농도를 정량할 수 있음을 보였다[3]. 특히 다성분계 용융염에서 RCA를 적용하여 란타나이드가 포함되어 있는 용융염에서 U을 실시간으로 정량할 수 있는 가능성을 확인하였다[1].

사용후핵연료에는 다양한 악티나이드와 란타나이

드 원소가 포함되어 있기 때문에 파이로공정 개발을 위해 이들 이온의 표준환원전위, 확산계수, 교환전류밀도, 전자전이 계수 등 다양한 전기화학적 변수들을 사전 조사하여 데이터베이스화 하는 것이 절실히 요구된다. 우리는 고온 용융염용 회전디스크전극(RDE) 측정 시스템을 구축하여(Fig. 2) 우라늄과 란타나이드 이온의 확산계수, 교환전류밀도 등의 전기화학적 변수를 성공적으로 측정하고 그 데이터를 축적하고 있다[1].

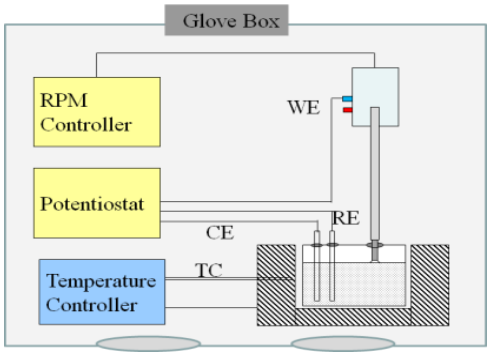


Fig. 2. Schematic of rotating disk electrode system.

2.3 고온 용융염 물성 측정

고방사성원소를 포함하고 고온의 부식성이 강한 용융염을 매질로 사용하는 파이로공정의 설계, 안정적 운영, 감시를 위해서는 밀도, 전기전도도, 점도 등 기초적인 물성에 대한 정보를 필수적으로 확보해야 한다. 하지만, 파이로공정을 고려한 염소계 용융염에 대한 물성 측정 자료는 턱없이 부족하여 자체적으로 개발한 측정장비를 사용하여 전기전도도, 밀도, 점도 등의 고온 용융염 물성 자료들을 생산하고 있다[1].

전기화학 기반의 파이로 공정에서 전기전도도 측정은 공정 설계 및 최적화, 그리고 향후 공정운영에 중요한 역할을 수행할 것으로 기대된다. 우리는 AC 임피던스법을 이용한 전기전도도 측정 시스템과 다중스텝전위차(Short-time Interval Multiple-potential Step Chronoamperometry)법을 개발하여 다양한 온도에서 LiCl-KCl 공융염의 전기전도로를 측정하고 기존의 연구자료와[4] 비교하여 측정 신뢰도를 점증하였다. 확보된 측정시스템을 이용하여 다양한 농도의 이온이 녹아 있는 고온 용융염의 전기전도도 측정을 수행하고 그 결과를 DB화 하였다. 또한 $NdCl_3$-LiCl-KCl 용융염계에 대한 전기전도도 측정으로 액상선과 고상선 온도를 얻었고 이는 전기전도도 측정을 통해 다성분계의 상평형 자료를 얻을 수 있음을 보여준다[1].

2.4 파이로 공정 시료 화학분석기술 개발

Ethyl acetate와 Br_2를 이용하여 모의사용후핵연료에서 환원된 금속을 선택적으로 녹여 전해환원 공정에서 우라늄과 란타나이드의 환원율을 측정하였다. 특히 열중량측정법(TGA)을 이용하여 측정한 Nd 금속 시료의 금속 조성과 EtOAc-Br_2법으로 측정한 결과가 동일함을 확인하여 선택용해법이 우라늄 외에도 란타나이드 원소에도 적용될 수 있음을 확인하였다. 현재 사용후핵연료에서 얻어지는 고방사성 금속전환체 분석을 위해 화학핫셀에서 적용할 수 있도록 절차를 수정하고 검증하고 있다.

3. 결론

한국원자력연구원의 원자력화학연구부는 용융염 내 악티나이드의 화학거동과 용융염 물성 측정 기술을 개발하여 파이로공정 연구개발과 공정운영에 기초자료로 사용할 있도록 측정자료를 데이터베이스화 하고 있다. 또한 공정의 원활한 운영과 안전조치 이행에 필요한 화학분석 기술을 개발하고 그 절차를 확립하고 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행하였습니다.

5. 참고문헌

[1] 연제원 외, "용융염애 악티나이드 화학연구" KAERI/RR-3778/2014, 한국원자력연구원 (2015).
[2] D-H Kim et al. J. Radioanal. Nucl. Chem. 308, 31 (2016).
[3] D-H Kim et al. Microchem. J. 114, 261 (2014).
[4] GJ Janz et al. J Phys. Chem. Ref. Data, 4, 871 (1975).

운반·취급 기계적 건전성 평가 모델 개발용 사용후핵연료 선정을 위한 구조 특성 분석

김중진*, 엄경보, 박남규, 이성기, 유종성
한전원자력연료㈜, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 242
*joongjin@knfc.co.kr

1. 서론

국내에는 약 40 년 동안 원전 운용으로 발생된 사용후핵연료가 현재 각 원전 임시저장시설에 저장중에 있으며, 2020년대 중반 전후로 포화 상태에 이를 것으로 예견되고 있다. 이에 대한 대책으로 지속발전 가능한 원자력 산업을 보증하고, 사용후핵연료를 효율적으로 관리하기 위한 옵션으로 건식 중간저장이 유력한 대안으로 고려되고 있다. 현재 이를 위한 국민 안심 제고 차원의 기술개발을 국가적으로 추진하고 있다. 기술개발 핵심사항 중 하나가 사용후핵연료 운반/취급 및 장기저장 열화 건전성 평가이며, 이를 위한 신뢰성 있는 모델이 필요하다.

국내에는 15종 이상의 다양한 사용후핵연료가 존재하며, 동종의 핵연료라도 적용된 소재, 원자로 조사이력 등 또한 매우 다양하다. 그리고 일반적으로 사용후핵연료는 원자로의 가혹한 환경을 경험하고 장기간 수중에 노출된 상태로 물리·화학적 특성이 신연료 대비 많은 변화로 인해 불확실성과 비선형성이 크다. 이 모든 요건을 감안하여 시험 및 평가모델 개발을 하는 것은 시간/비용 측면에서 불가하며, 상당히 비효율적이다. 따라서 시험 및 모델 개발을 위하여 보수적으로 대표 할 수 있는 사용후핵연료 선정이 우선적으로 수행되어야한다. 여기서 핵심적으로 고려되어야할 사항으로는 기계적 건전성, 시편제작성, 원전운영의 시급성(예: 고리 1호기 영구운전 정지) 등이 고려되어야 한다. 본 연구에서는 해외 선행 연구사례[1, 2]를 고찰/분석하고, 앞서 언급한 여러 가지 요인을 고려하여 국내 사용후핵연료 건전성 평가체계 구축 및 평가를 위한 시험/모델링용 대표 저연소도(45 GWD/MTU 이하) 사용후핵연료를 제시 하고자 한다.

2. 해외 대표 사용후핵연료 선정 방법론

2.1 재료 특성 정의

EPRI(미, 전력연구원)는 핵연료 조사후 특성에 대해 구축된 DB 시스템(MATPRO[2])를 참조하여 모델의 재료 특성을 정의하였다. 즉, 조사로 인한 지르코늄의 기계적 물성 변화를 결정짓는 요소인 중성자 플루언스, 산화/수소화, 소재의 제조방법 및 기타 핵연료에 대한 여러 가지 구조 및 물리적 인자 등을 고려하여 재료 특성을 정의하였다. 다만 대표 사용후핵연료 선정 시에는 동일 재료 특성조건에서 상대 비교만으로 충분할 것으로 판단된다.

2.2 핵연료 선정을 위한 낙하해석

10CFR71 규제요건에 의해 1 m와 9 m 높이에서 단순 빔 모델을 사용하여 수직 및 수평방향 낙하해석을 실시하였다. 사용후핵연료 중 가장 손상이 심한 대표 사용후핵연료를 결정하기 위해 총 8 종(WH사 15x15, 17x17, CE사 14x14, 16x16, B&W사 15x15, 17x17, GE사 7x7, 8x8)이 고려 되었으며, 평가는 CESHOCK 코드를 사용하여 각 낙하조건별 평가 인자인 좌굴하중 및 굽힘응력을 평가 하였으며, WH사 17x17형 연료를 기준으로 정리한 결과를 Table 1에 요약하였다.

Table 1. Axial and Side Drop Analysis Results

연료타입	수직낙하	수평낙하
	각 좌굴하중 / 좌굴하중*	각 굽힘응력 / 굽힘응력*
WH사 17x17*	1.00	1.00
CE사 14x14	3.71	0.95
B&W사 15x15	2.42	0.96

평가 결과 각 낙하 조건별 고려해야할 핵심 인자인 좌굴하중과 굽힘응력이 WH사 17x17형 사용후핵연료가 가장 취약한 것으로 평가되어 대표 사용후핵연료로 선정되었다. 이 후 상세모델평가 및 연료봉 손상평가에는 WH사 17x17형 대표 사용후핵연료로 평가를 수행하였다.

3. 시험용 사용후핵연료 선정 변수 설정

3.1 국내 사용후핵연료 현황

현재 국내에는 Fig. 1에 정리한 바와 같이 원자

로형태, 설계/제작 특성, 재질 노내 운전이력에 따라 25기의 원전에서 15종 이상의 매우 다양한 종류의 사용후핵연료가 존재한다. 국내 원전에서 임시 저장중인 사용후핵연료는 고리 원전을 시작으로 수년 내에 포화가 될 예정이며, 특히 고리 1호기 원전은 영구 운전정지가 예정 되어 사용후핵연료 처리가 필수적인 상황이다.

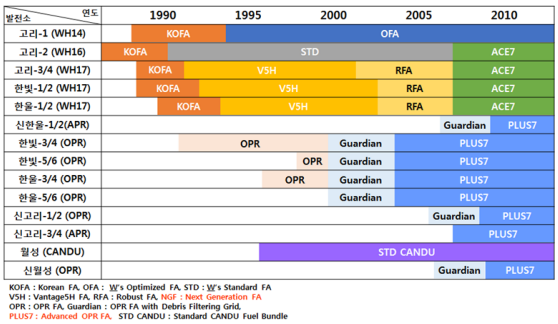


Fig. 1. Nuclear Fuel Loading History in Korea.

3.2 시험용 사용후핵연료 선정 요건 및 평가

2장의 해외에서 사용한 방법론을 참조하여 시험용 사용후핵연료 선정에 필요한 핵연료집합체 주요 부품 평가 및 기타요인 들을 통해 도출된 기술요건을 Table 2에 기술하였다.

Table 2. Evaluation Parameters of Spent Nuclear Fuel

Items	Priority	Fields of evaluation
Cladding	Most important	- Cladding thickness - Yield strength - Fracture toughness - Operation and inspection histories including the number of leaked rods - Hydride content - Corrosion
Top/bottom nozzles	Important	- Yield strength - Stress from self-weight etc.
Guide tube including TN joint	Important	- Tube thickness - Stress from self-weight etc. - Fracture toughness - Welding/mechanical joint status
Grid	Important	- Strap thickness - Impact strength
Other joints and connections	Less important	- Welding/mechanical joint status - Joint strength
Mock-up fuel manufacturability	Most important	- Material supply plan - Manufacturing line operability - Component manufacturability
Fuel service availability	Most important	- Handling tool and device - Reconstitution

기술 요건	Global Parameters	- Impact stress - Grid impact strength - Buckling strength - Impulse - Bending stress - Envelope difference between cask & fuel assembly
	Local Parameters	- Hoop stress in the cladding tube - Stress intensity factor - Rod to rod gap

시험용 사용후핵연료현 선정을 위해 국내에서 발전기간이 제일 오래 되었으며, 영구 운전정지가 예정된 고리 1호기 핵연료집합체인 14OFA와 EPRI 평가에서 선정된 대표 사용후핵연료 중 하나인 17V5H에 대해 Table 2 기술요건에 따라 도출된 연료봉 건전성에 대한 평가인자들을 상대 비교하여 Table 3에 정리하여 보수성을 평가하였다.

Table 3. Evaluation of Key Parameters Effect on Cladding Tube Integrity

Parameters	14OFA	17V5H
무게	>	
스팬길이	<	
지지격자 폭	<	
집합체 단면 2차모멘트	<	
연료봉 좌굴 하중	>	
지지격자 스프링 강성	유사	
지지격자 좌굴강도	>	

두 종류 사용후핵연료 평가결과 두 연료의 우수한 인자의 수는 유사하다. 하지만 낙하 충격시 연료봉에 미치는 핵심 인자는 집합체 단면 2차모멘트와 스팬길이 임을 감안할 때 14OFA 핵연료가 건전성에 더 취약할 것으로 판단되어 시험용 사용후핵연료로 제시하고자 한다.

4. 결론

해외 대표 사용후핵연료 선정 방법론 및 기타 여러 요건 등을 고려하여 14x14 OFA를 시험용 사용후핵연료로 선정(안)하였으나, 추가 평가 등을 수행하여 최종적으로 확정 할 예정이다. 이를 토대로 장기건식저장을 운반·취급 사용후핵연료 상세 모델 개발 및 기계적 건전성 평가를 수행할 예정이다.

5. 감사의 글

본 연구는 산업통상자원부(MOTIE)와 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다. (No. 2014171020166C)

6. 참고문헌

[1] SAND90-2406, "A Method for Determining the Spent-Fuel Contribution to Transport Cask Containment Requirements." (November, 1992).

[2] EPRI, NP-7419, "Fuel Assembly Behavior Under Dynamic Impact Loads Due to Dry-Storage Cask Mishandling" (July, 1991).

사용후핵연료 수송·저장 겸용 캐스크 모델 OASIS-32D 임계해석

안효철*, 김용일, 안준기, 배창준, 송인호, 이규천
한국전력기술㈜, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hcahn@kepco-enc.com

1. 서론

경수로형 사용후핵연료 수송·저장 겸용 캐스크 모델 OASIS-32D에 대한 임계안전 평가를 수행하였다. OASIS-32D는 한국전력기술㈜에서 개발 중인 PWR 사용후핵연료 캐스크 모델로 OASIS는 Optimized And Safe Interim Storage System의 머리글자이며, 32 다발의 PWR 사용후핵연료를 수송·저장할 수 있는 대용량 겸용 (Dual) 캐스크이다. OASIS-32D 캐스크는 사용후핵연료 장전용량을 최대화하기 위해 연소도고려 (Burnup Credit; BUC) 임계안전해석을 적용하였다.

2. 본론

2.1 규제요건

임계안전은 캐스크 전체의 무게 및 장전 용량 설정에 가장 큰 제한을 주는 요소이다. 임계안전해석 시 핵연료의 연소에 따른 반응도 감소를 허용하는 BUC를 적용하는 경우 신연료를 가정한 해석의 과도한 보수성을 배제한 최적설계가 가능하다. 미국 USNRC는 PWR 사용후핵연료 수송·저장 캐스크의 임계안전해석 시 연소도고려에 대한 상세한 규제 권고사항을 담은 Interim Staff Guidance - 8 (ISG-8 (Rev.3)[1]를 2012년 9월에 제시하였으며 그 주요 권고사항 Table 1과 같다.

Table 1. Recommendations in ISG-8 (Rev.3)

1. 적용제한
핵연료: PWR - UO_2 핵연료
최대 핵연료집합체 평균연소도: 60 GWD/MTU
노심연소 후 냉각기간: 1~40 years
최대 핵연료 농축도: 5.0 wt% U-235
2. 연소도고려 시 핵연료내 구성핵종에 대한 제한
액티나이드만 고려 시 핵종: U-234, U-235, U-238, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242, Am-241
추가 액티나이드 및 핵분열생성물 핵종: Mo-95, Tc-99, Ru-101, Rh-103, Ag-109, Cs-133, Sm-147, Sm-149, Sm-150, Sm-151, Sm-152, Nd-143, Nd-145, Eu-151, Eu-153, Gd-155, U-236, Am-243, Np-237
3. 사용후핵연료 구성성분 평가를 위한 연소계산, 유효증배계수 계산은 대상 설계 및 운전 조건 특성을 반영
4. 핵종 계산을 위한 연소계산 전산코드 검증
5. 유효증배계수 계산을 위한 전산코드 검증
6. 장전곡선 (Loading curve) 생성 및 연소도 검증

2.2 임계해석

캐스크 모델 설정을 위해 캐니스터 내 핵연료저장셀 간격, 중성자흡수재 치수 및 조성을 결정하기 위한 임계안전 평가를 수행하였다.

가정한 캐스크 모델에 대한 유효증배계수 계산은 SCALE6.1 코드패키지[2]의 CSAS5 모듈을 이용하였으며, 적용된 핵단면적 자료는 ENDF/B-VII 핵자료에 근거한 V7-238 핵자료집으로 이는 ISG-8 (Rev.3)에서 권고하고 있는 유효증배계수 계산 방법론의 하나이다.

임계안전해석 시 핵연료는 초기농축도 2.0wt%의 연소되지 않은 ACE7 핵연료로 가정하였는데, 이는 해당 핵연료가 추후 연소도를 고려해 캐스크에 장전될 핵연료의 반응도 특성을 대표할 수 있다는 공학적 판단에 근거한다. 유효증배계수 계산이 수행된 OASIS-32D 캐스크의 간략한 형상은 Fig. 1과 같다.

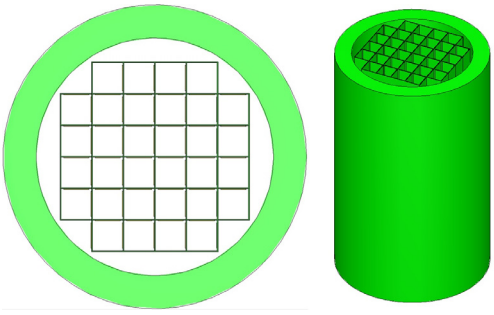


Fig. 1. Schematic configuration of OASIS-32D cask model.

2.3 OASIS-32D 캐스크 임계해석 결과

OASIS-32D 캐스크의 사용후핵연료 장전 바스켓의 형상, 치수, 재질을 결정하기 위한 임계안전해석의 목표 유효증배계수는 0.93으로 설정하였다. 이 값은 추후 고려되어야 하는 바이어스 및 불확실도, 추가 설계 여유도를 고려하여 최종 평가된 유효증배계수가 임계안전 제한치인 0.95를 초과하지 않도록 공학적 판단에 의해 설정한 값이다.

임계안전 요건을 만족하는 설계인자를 결정하기 위하여 각 설계인자의 다양한 조합에 대한 해석과 경향 분석을 수행하였다. 이와 같은 평가를 통해 OASIS-32D 캐스크의 사용후핵연료 장전 바스켓의 설계인자를 Table 2와 같이 설정하였으며, 이때 평가된 유효증배계수는 0.93083 이다.

Table 2. OASIS-32D Fuel basket design data

핵연료 저장셀	재질	SS304
	두께 (cm)	0.8
	내부 치수 (cm)	23.0
	셀 간격 (cm)	23.8

중성자 흡수재	재질	MAXUS (B_4C+AL 혼합물)
	두께 (cm)	0.35
	너비 (cm)	19.0
	B-10 면밀도 (g B-10/cm^2)	0.0392

3. 결론

ISG-8 (Rev.3) 권고사항을 기반으로 한 임계안전해석을 수행하여 국내 원전 캐스크 취급 크레인 하중 제한치내에서 PWR 사용후핵연료 32 다발 장전이 가능한 대용량 OASIS-32D 캐스크 모델을 개발하였다. 개발된 OASIS-32D 캐스크 모델의 최적화를 위한 구조, 열, 차폐, 임계안전 해석이 계속 진행되고 있다. OASIS-32D 캐스크에 대한 최적화 모델이 확정되면 연소계산 및 임계해석과 방법론 검증, 사용후핵연료 장전곡선 생성 등 ISG-8 (Rev.3)의 모든 권고사항을 반영한 임계해석을 수행할 예정이다.

4. 참고문헌

[1] Interim Staff Guidance - 8 (Rev.3), "Burnup Credit in the Criticality Safety Analyses of PWR Spent Fuel in Transportation and Storage Casks," Division of Spent Fuel Storage and Transportation (USNRC), Sep. 2012.

[2] "SCALE: A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design," ORNL/TM-2005/39, Version 6.1, Oak Ridge National Laboratory, June 2011.

습식저장조에서의 사용후핵연료 부식 건전성 평가

전지훈*, 김소영, 신혜인, 이성기
한전원자력연료㈜, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 242
*jhjeun@knfc.co.kr

1. 서론

사용후핵연료의 안전한 관리를 위해서는 운반 및 저장 중에 기계적 건전성이 확보되어야 하며, 사용후핵연료 운반을 위해서는 저장조 내의 핵연료 건전성이 우선적으로 평가 되어야 한다[1]. 사용후핵연료의 건전성 평가에서, 피복관 부식은 피복관 두께를 감소시키고 재료취화를 유발하는 등 기계적 건전성에 크게 영향을 미치는 인자이다. 따라서 이 논문에서는 발전소 사용후핵연료 저장조에서 사용후핵연료에 대한 부식 건전성 평가를 위한 방법론을 제시하고 그에 대한 평가를 수행하였다.

2. 평가 방법

2.1 대상 핵연료 및 평가조건

사용후핵연료 부식 건전성 평가는 현재 상용공급 중인 핵연료에 대해 APR1400 노심자료를 적용하여 수행하였다. 운반 대상 사용후핵연료는 WH형 혹은 OPR형 발전소에서 연소된 연료이지만, 보수적인 평가를 위해 이들보다 높은 출력으로 설계된 APR1400 노심자료를 활용하였다. 또한, 기존 상용원전에 공급된 개량 피복관 및 Zry-4 피복관에 대해 평가하였다.

사용후핵연료의 보수적인 평가를 위해 5년 습식저장 및 자연대류환경 조건을 가정하였으며, 저장온도는 40℃, 압력은 2기압으로 설정하였다[2].

2.2 해석코드 선정

사용후핵연료 부식건전성 평가를 위해 운전중 열전달조건 뿐만 아니라, 2.1절의 자연대류상태의 열전달 조건을 적용할 수 있는 모델[4]을 포함하고 있는 KNF의 연료봉 성능해석코드인 ROPER[5]를 이용하였다.

2.3 평가 방법론

2.3.1 붕괴열

저장조 내에서 발생하는 붕괴열은 아래와 같이 정의된다[3].

$$\frac{P(t)}{P_0} = 5.8\times10^{-3}[t^{-2}-(t+t_0)^{-2}] \qquad (1)$$

여기서, t는 원자로 정지 후 일수, t_0는 정상출력(P_0) 운전일수이다.

본 연구에서는 운전 최대 출력을 가정했으며 사용후핵연료 부식건전성 평가에 사용된 전체 출력이력은 Fig. 1과 같다.

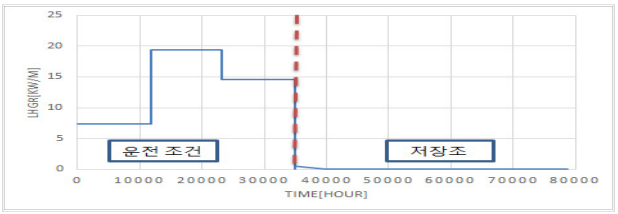


Fig. 1. Linear heat generation rate in operation and storage tank environment.

2.3.2 부식 모델

ROPER 코드에 사용된 지르코늄 합금의 부식모델은 아래와 같다.

$$\triangle W^3 = k_e t \quad \text{(천이 전)} \qquad (2)$$

$$\triangle W = k_t t \quad \text{(천이 후)} \qquad (3)$$

여기서, $\triangle W$는 무게증가량, k_e와 k_t는 속도 상수, t는 시간이다. 초기에는 천이 전 모델을 적용하고, 산화막이 일정량 생성되고 나면 천이 후 모델을 적용한다.

2.3.3 운전조건에 대한 계산 및 보수적 연료 선정

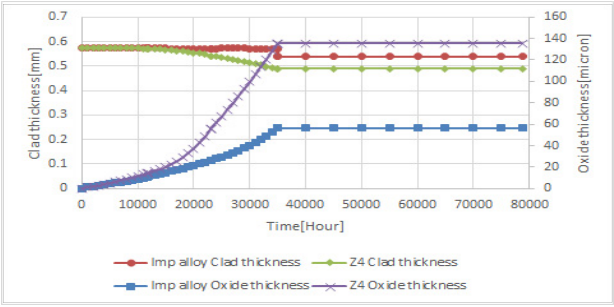
천이 전후의 부식을 연속적으로 반영하기 위해 운전조건에서의 계산을 수행하였다. APR1400 핵설계 자료를 활용해 저장조 내 모든 연료에 대해 운전조건에서 개량 피복관 및 Zry-4 피복관의 산화막 두께와 수소함량을 포함한 부식량을 계산하여 부식량이 가장 높은 연료를 선정하였다.

2.3.4 저장조 조건의 부식량 계산

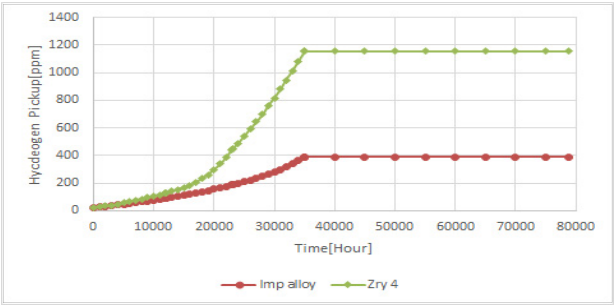
운전 이후 영출력 조건과 식 (1)의 붕괴열 그리고 2.1절의 저장조 조건을 이용하여 선정된 연료에 대해 저장조 조건에서의 산화막 두께와 수소함량을 계산하였다.

3. 평가 결과

개량 피복관 및 Zry-4 피복관의 부식 평가 결과는 Fig. 2에 나타내었다.



(a) Oxide thickness and Clad thickness



(b) Hydrogen pickup amount

Fig. 2. Improved clad and Zry-4 clad fuel corrosion evaluation results on operation and storage tank.

3.1 개량 피복관 부식 계산 결과

Figure 2에 나타낸 바와 같이 개량 피복관의 경우 운전 중 산화막 두께 및 수소함량은 설계기준인 100μm 및 600ppm을 넘지 않았으며, 저장조 내에서도 산화가 거의 일어나지 않아 피복관 두께를 유지함을 확인하였다.

3.2 Zry-4 피복관 부식 계산 결과

Zry-4 피복관의 경우, 부식성능이 개선된 개량 피복관을 기준으로 설계된 APR1400의 보수적 출력을 사용하여 운전 중 산화막 두께 및 수소 함량이 설계기준을 초과하는 것으로 나타났다. 그러나 Zry-4 피복관의 경우에도 저장조 내에서 산화막 두께 및 수소 함량은 증가하지 않았다.

4. 결론

본 연구에서는 습식저장조건에서 사용후핵연료 건전성평가의 주요 인자인 피복관 부식 건전성을 평가하기 위한 방법론을 제시하고 이에 대한 평가를 수행하였다. 보수적인 가정을 통해 습식 저장조건에서 개량 피복관 및 Zry-4 피복관을 사용한 사용후핵연료에 대한 부식건전성을 평가한 결과, 선행 연구[1]들과 유사하게 습식저장조 조건이 사용후핵연료의 건전성에 미치는 영향이 없음을 확인하였다.

5. 감사의 글

본 연구는 산업통상자원부(MOTIE)와 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다. (No. 2014171020166C)

6. 참고문헌

[1] IAEA, "Impact of High Bunrup Uranium Oxide and Mixed Uranium-plutonium Oxide Water Reactor Fuel on Spent Fuel Management, NF-T-3.8(2011).

[2] 설광원 외, "사용후핵연료저장조의 냉각성능 및 피동응축냉각탱크의 열제거성능 정밀해석", KINS/RR-1019 (2013).

[3] 김창효 외, "핵공학개론", 한국원자력학회 (1989).

[4] Stuart W. Churchill, Humbert H. S. Chu, "Correlating Equation for Laminar and Turbulent Free Convection from A vertical Plate", Int. J. Heat. Mass Transfer. Vol.18, 1323-1329 (1975).

[5] J.M. Choi, Y.H. Heo, H.T. Han, "A Fuel Rod Performance Analysis and design code - ROPER", KNS spring, (2009).

2분과

사용후핵연료관리 (Poster)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

반연속식 염 증류장치 개발

권상운*, 정재후, 이영상, 강한별, 강덕윤, 안도희, 이성재
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*swkwon@kaeri.re.kr

1. 서론

고온용융전해정련 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 향상이 가능한 증류장치를 개발하였다.

2. 본론

일반적인 진공증류장치는 탑 상부에 우라늄 전착물을 넣고 외부에 설치된 히터를 이용하여 가열하며, 공랭식으로 냉각되는 하부 응축부위에 공융염 회수도가니를 두어 증발된 공융염을 응축 회수하게 된다. 이 장치는 회분식으로 운전되며, 조업이 끝난 후 다음 배치의 조업을 위해 염이 제거된 우라늄전착물 도가니를 탈착하고 염을 증류할 새로운 도가니를 장착해야한다. 이를 위해서는 증류탑이 거의 상온에 이르기 까지 자연냉각을 하게 되어 많은 시간이 소요되고, 염증류 공정의 총괄 조업시간이 과다해진다. 본 연구에서는 증류탑 전단계에 고액분리실을 설치하여, 전착물 도가니가 고-액분리- 증류-냉각을 순차적으로 수행한다. 액체상태의 염을 분리 후 증류탑에 옮겨져 증류시간을 크게 단축할 수 있도록 하였다. 또 도가니가 고온에서 이동할 수 있도록 중간에 고온 밸브가 장착된 도가니 통로가 설치되고, 도가니가 다음 단계로 이동하면 새로운 전착물 도가니가 고-액분리조로 도입되어 연속적으로 조업이 가능하여 처리 용량이 향상되도록 하였다.

Fig. 1에 본 연구에서 개발한 염분리장치의 개념을 나타내었다. Fig. 1의 (b)는 증류조를 나타내며, 높은 온도에서 조업된다. 증류조의 전단에 (a)에서처럼 낮은 온도에서 조업되는 고액분리조를 설치하고, 증류조의 후단에는 ©에서처럼 냉각조를 설치하도록 하였다.

염 증류탑의 전단에 설치된 고-액 분리조에서 증류온도 보다 낮은 온도에서 액체 상태의 염을 분리하고, 상부 덮개를 열고 도가니를 도가니 통로로 옮긴 후 고온 밸브를 열어 증류조 상단으로 옮긴 후 다시 상부 덮개를 열고 증류조로 옮긴 후 진공증류 조업을 통해 염을 분리한다. 염분리 조업이 끝나면 상부 덮개를 열어 도가니 통로로 옮긴 후 고온 밸브를 열어 냉각조 상단으로 옮긴 후 상부 덮개를 열고 증류조로 옮긴 후 도가니를 냉각 한다. 고-액 분리조의 도가니가 증류조로 옮겨진 후에는 새로 처리해야할 전착물 도가니가 고-액분리조에 도입되어 고-액분리 조업을 한다. 또 냉각조의 도가니는 냉각이 끝나면 외부로 반출하여 잉곳 제조 장치로 보낸다.

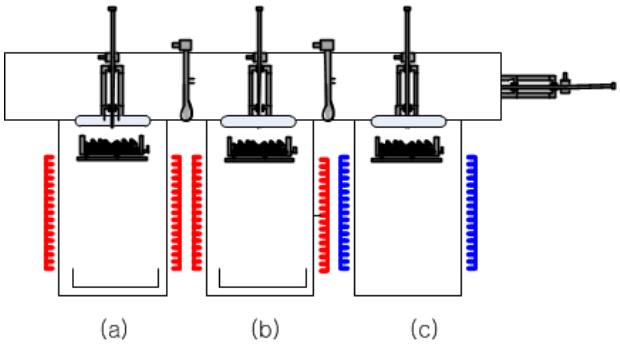


Fig. 1. Concept of revised salt separation system.

염증류시에는 일반적인 염증류 장치와 동일하게 운전하고, 진공에 대한 기밀은 상부 덮개는 기밀이

보장되지 않으며, 도가니 통로의 고온 밸브에 의해 이루어진다.

구체적인조업순서를 검토 및 확인 결과 다음과 같은 최적 조업 순서를 결정하였다.

- 도가니에 염이 함유된 우라늄전착물을 넣고, 우라늄전착물이 들어 있는 도가니를 도가니 통로의 플랜지와 열고, 상부 덮개를 연속적으로 열어 고-액분리조에 도입
- 플랜지와 상부 덮개를 닫고 고-액 분리에 의해 액체염을 분리
- 상부덮개를 열고 도가니를 통로로 끌어 올린 후 고온밸브(나이프 밸브)를 열고 수평 막대를 이용하여 도가니를 증류조 상부에 놓는 후 상부덮개를 열고 수직막대를 이용하여 증류조의 증발 영역에 장착
- 상부덮개를 닫고 진공펌프를 가동하여 진공증류탑 내부의 압력을 낮추고, 전착물로부터 진공증류에 의해 염을 제거하는 단계
- 상부덮개를 열고 도가니를 수직 막대를 이용하여 도가니 통로로 들어 올린 후 고온밸브를 열어 냉각조 상부에 놓음
- 냉각실 상부덮개를 열고 도가니를 장착
- 도가니의 냉각
- 냉각실 상부덮개를 열고 도가니를 들어 올리고 플랜지를 열어 장치 외부로 반출

본 연구에서는 증류탑 전단계에 고액분리실을 설치하고, 증류탑 후단에 냉각실을 설치하여, 전착물 도가니가 고-액분리- 증류-냉각을 순차적으로 통과하여 액체상태의 염을 분리 후 증류탑에 옮겨지는 장치를 개발하여 조업시간이 크게 단축되도록 하였다.

3. 요약

우라늄전착물의 염 증류공정은 pyroprocess의 bottle neck에 해당되며, 회분식으로 조업된다. 본 발명에서는 증류탑 전단계에 고액분리실을 설치하고, 증류탑 후단에 냉각실을 설치하여, 전착물 도가니가 고액분리조- 증류조- 냉각조를 순차적으로 통과하여 조업시간을 크게 단축할 수 있도록 하였다. 또 도가니가 고온에서 이동할 수 있도록 중간에 고온 밸브를 설치하여 도가니가 다음 단계로 이동하면 새로운 전착물 도가니가 도입되어 연속적으로 조업이 가능하여 처리 용량이 향상되도록 하였다. 이에 따라 단위 시간당 처리용량을 현저히 높일 수 있다.

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 pp187-188 (2011).

경수로핵연료 산화모사 지지격자 기계적 특성 예비분석

이영호*, 김일현, 김현길, 국동학, 양용식
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*leeyh@kaeri.re.kr

1. 서론

경수로 원전에서 발생하는 사용후핵연료는 소내 습식저장고에서 임시로 저장되어 있으나 2024년에 포화상태에 이르며 이를 해결하는 방법으로 건식저장이 가장 현실적인 대안으로 고려하고 있다[1]. 그러나 국내에서는 이러한 기반기술이 시작단계에 있는 반면 국외의 경우 이미 상용화가 이루어져 Vaults, Silos, 금속 및 콘크리트 캐스크 등 다양한 개념의 건식저장 방식을 적용하여 사용후핵연료를 안전하게 보관하고 있다. 이것은 건식저장의 전체 과정동안 사용후핵연료의 건전성이 충분히 보장되어야 함을 의미하며 사용후핵연료에 가해질 수 있는 손상은 저장 전에 반드시 검토되어야 한다. 연은 중간저장을 의미하므로 향후 새로운 정책에 따라 회수성이 반드시 보장되어야 한다. 그러나 이를 실험적으로 평가하기 위해서는 사용후핵연료에 대한 시험을 만족할만한 수준으로 실험하기 어려우므로 이를 대체할 수 있는 모사 시편 제작기술이 필요하다. 특히 사용후핵연료의 연료봉은 가동 중 혹은 건식저장 중에 크립(Creep), 수소지체균열(Hydrogen Delayed-Cracking, DHC), 수화물재배열(Hydride Reorientation, HR) 등 열화가 발생할 수 있어 이에 대한 연구[2]가 활발한 반면, 회수성과 관련하여 핵연료 구조부품에 대한 연구는 매우 부족한 상황이다. 특히 연료봉과 직접 접촉하고 있는 지지격자의 경우, 외부 충경이나 지진하중이 발생할 때 하중의 전달이 접촉하는 지지격자 스프링 및 딤플에서 발생하므로 사용후핵연료 지지격자체의 기계적 특성이 매우 중요하다. 이에 따라 본 연구에서는 산화된 지지격자의 기계적 특성을 평가하기 위한 기초연구를 수행하였고 충력량 계산 및 모델에 적용하기 위한 산화된 지지격자의 기본적인 특성을 분석하였다.

2. 실험결과

2.1 부식시험

장시간 동안 지지격자 산화층 형성거동을 평가하기 위하여 360℃ 증류수분위기에서 산화시험을 수행하였다. 최대 360일 시험을 진행하고 있으며 현재 240일까지 시험을 완료하였다. 30일 간격으로 시편을 인출하여 산화층 두께 및 스프링 강성을 측정하였다.

2.2 산화층 두께 및 스프링 강성

부식시험이 완료된 지지격자 시험편에서 형성된 산화층을 주사식전자현미경(SEM)으로 관찰하였고 각 시편의 산화층 두께를 이미지 분석툴을 이용하여 측정하였다. 부식시험기간에 따른 지지격자 스프링의 강성을 하중-변위 시험기를 이용하여 측정하였고 적용하중을 최대 10 N으로 설정하여 스프링 강성을 비교하였다.

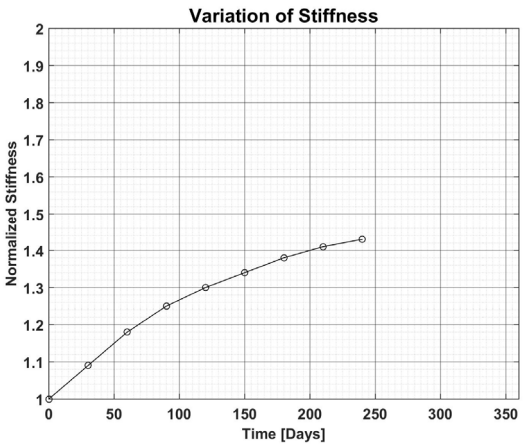


Fig. 1. Variation of normalized stiffness with oxidation time at 360℃ distilled water.

2.3 스프링 강성 변화

부식 시간에 따른 스프링 강성의 변화를 Fig. 1에 나타내었다. 우선 초기 상태를 기준으로 증가량을 측정한 결과 약 90 일 정도까지 선형적으로 증가하는 반면 120 일 이상에서는 스프링 강성의 증가가 둔화되는 경향이 잘 나타나 있다. 현재까지 240 일 결과에서는 초기 값에 비해 약 40% 정도까지 증가하였으며 이러한 경향은 향후 360 일에서는 그 이상 증가할 것으로 예상된다. 일반적으로 핵연료봉과 지지격자 사이의 충격 모델링은 지지격자

스프링 및 딤플과 지지격자판의 강성값을 다르게 적용하여 스프링 형태로 모델링하며 일정한 간격을 적용하는 것이 일반적이다. 따라서 실제 핵연료봉과 지지격자 사이의 충격량 해석에서는 초기값 대비 50% 이상의 강성값을 적용해야 할 것으로 보인다.

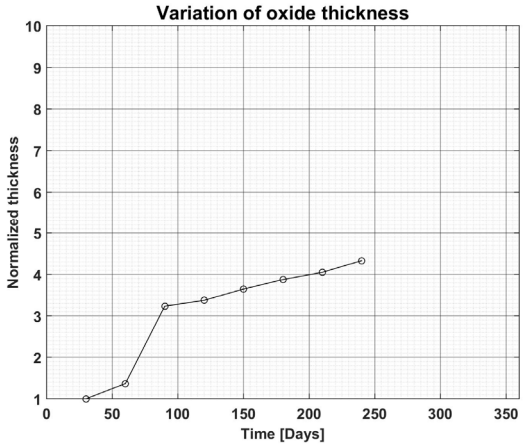


Fig. 2. Variation of normalized oxide thickness of spacer grid specimen that measured by SEM.

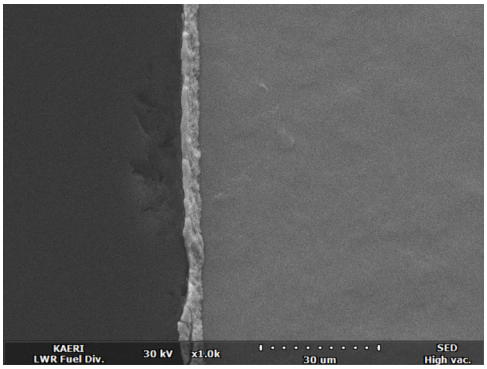


Fig. 3. A typical SEM result of oxide on Zr-based spacer grid at 360℃ distilled water (240 days).

2.4 산화층 두께

부식시간에 따라 지지격자 시편에 형성되는 산화막의 두께변화를 Fig. 2에 나타내었다. 예상과 같이 약 90 일까지는 산화막의 두께가 빠른 속도로 생성되는 것을 알 수 있으나 그 이상에서는 두께 증가가 서서히 둔화되는 경향이 잘 나타나 있다. 따라서 스프링 강성과 산화막의 두께증가는 어느정도 연관이 있는 것으로 보인다. 그러나 표면에 생성되는 산화층은 부식반응과 함께 합금 내부로 수소가 들어가 재질 특성의 변화가 수반되므로 시편 내부로 들어간 수소량과의 관계를 관찰할 필요가 있다. Fig. 3과 같이 지지격자에 산화층이 형성되면 부식반응의 결과물로 재질 내부로 수소가 들어가 재질의 취성을 발생할 수 있으나, 본 연구의 스프링 강성 변화가 산화피막 형성 혹은 내부 수소량의 영향 중 어느 것이 우세하게 작용한 것인지는 부식시험이 완료된 후 정확한 수소량 분석을 통해 판단해야 할 것으로 사료된다.

3. 결론

경수로 사용후핵연료 건식저장에서 핵연료의 회수성을 보장하기 위한 평가로 핵연료 주요 구조부품중의 하나인 지지격자의 기계적 특성 기초연구를 수행하였고, 지지격자 부식에 따른 스프링 강성 및 산화막 두께를 측정하였다. 산화된 지지격자의 스프링 강성 변화로부터 향후 취급 및 이송과 관련된 핵연료 충격하중 평가 시 증가된 스프링 강성값을 반드시 고려해야 할 것으로 보인다.

4. 감사의 글

본 연구는 2015년도 산업통상자원부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다. (No. 2014171020166A)

5. 참고문헌

[1] 김주성, 국동학, 심지형, 김용수, “사용후핵연료의 장기 건식 건전성 성능과 주요 열화 기구에 관한 고찰”, 한국방사성폐기물학회지 Vol.11 No.4 pp.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, p.249-258 (2010).

표층처분고 및 사용후핵연료 저장시설에 대한 항공기 충돌평가

문태철*, 조천형, 박주완
한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 가정로 168번길 KT가정빌딩 내
*tcmoon@korad.or.kr

1. 서론

최근 표층처분고 및 건식저장시설이 외부에 노출되어 있어 항공기 혹은 미사일 충돌 등 외부사고에 대한 우려의 목소리가 높다. 특히 미국 911 테러이후 원전시설의 항공기 충돌평가에 대한 요구가 급증하였으며, 미국은 원자로 등의 원전시설에 대한 항공기 충돌평가를 규정화 하였다. 그러나 표층처분고 및 사용후핵연료 저장시설의 항공기 충돌평가는 세계적으로 아직까지 규정에 반영된 사례는 없지만, 테러 등에 대비한 물리적 방호는 강화시키는 추세이므로 저장시설에 대한 항공기 충돌평가 역시 규정화 가능성이 높다. 미국 정부는 블루리본위원회(BRC)를 통하여 원전의 소내저장시설에 대한 안전성 강화를 권고하였고, 표층처분고나 사용후핵연료 저장시설에 대한 항공기 충돌에 대한 평가가 규제요건은 아니지만 발생 가능한 사고의 하나이고, 외부의 의도적인 테러는 물론 우리의 특수한 군사정세에 비추어 볼 때 항공기 또는 미사일 충돌 등을 평가하여 저장시설의 안전성을 확보할 필요가 있다고 여겨진다.

본 연구의 목적은 향후 2단계 처분시설인 중저준위 표층처분시설의 항공기 충돌 등의 외부사고에 대한 방벽의 건전성을 평가하였다.

2. 본론

2.1 표층처분고 및 저장시설 구조

표층처분고의 개념은 방사성폐기물을 환경으로부터 충분히 긴 시간동안 격리하여, 단반감기 핵종들의 붕괴를 통해 방사능의 세기를 줄이고, 장기간 처분시설 내에 잔존하는 방사성핵종들의 누출을 제한하는 개념으로 설계가 이루어진다. 또한 표층처분고는 주로 방사성폐기물, 공학적방벽, 자연암반 등으로 구성되며 콘크리트 처분고는 방사성폐기물로 물의 침투를 제한하기 위해 불포화대에 위치하며, 처분시설은 추가적으로 불투수 덮개층, 배수시스템, 침출수 수집 및 차단벽 등으로 구성된다.

Fig. 1은 경주 방폐장 2단계 표층처분시설에 대한 전반적인 규모와 구조물에 대해 개략적으로 나타내었다.

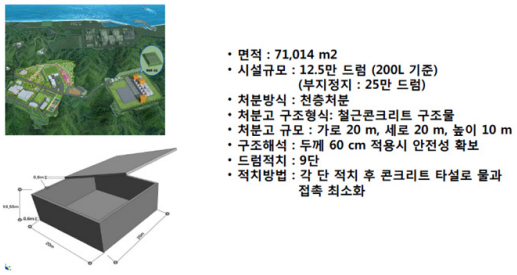


Fig. 1. Schematic diagram of a near surface radioactive waste repository in Gyeongju.

사용후핵연료 저장시설의 경우, 저장시설을 방호할 목적으로 세계 각국은 여러 형태의 방호시설을 구비하고 있다. 위협설계기준을 가정하여 설계한 네덜란드의 Habog 저장시설, 항공기 충돌에 견디도록 설계된 스위스의 Zwibez 저장시설, 건물방벽을 가지는 독일의 Ahaus 등이 있다.

2.2 항공기 충돌해석 모델링

중저준위 처분고 및 저장시설을 보호하기 위하여 설정한 방벽에 대하여 충돌해석은 충격 전산해석 프로그램인 LS-DYNA를 이용하여 항공기 충돌에 대한 해석을 수행하였고, 파손여부와 파손모드에 대해 평가하였다. 처분고 콘크리트 방벽은 콘크리트로 이루어진 방호벽체로 구성된 구조물로 가정하였다. 일반적인 처분고 콘크리트 방벽의 경우, 방호벽체, 벽체강판, 슬래브, H형강 등 4개의 구조물로 구성되지만, 본 해석에서는 상세해석을 수행하기 전단계인 예비해석의 측면에서 해석을 수행한 결과이다. Fig. 2에 나타낸 바와 같이 3차원 해석모델을 구성하고, Airbus380 민간항공기가 방벽의 측면에 수평으로 150 m/s (540 km/h)의 속도로 충돌하는 조건에 대하여 방벽의 두께와 이중 방벽 구조에 대한 변수에 대해 평가하였다.

2.3 항공기 충돌해석 결과

본 해석의 결과에서 알 수 있는 점은 실제 콘크리트 방벽을 모사하지 않고 순수 콘크리트로 이루어진 방벽이라는 점에서 실제와 다소 차이가 발생할 수 있다는 사실을 전제로 방벽 두께가 50 cm의 경우에는 관입, 스폴링, 스캐빙, 관통이라는 파

손모드가 시간이 경과에 따라 순차적으로 발생하며, Fig. 3 (c)과 같이 방벽 전체에 대해 균열이 발생하고 일부에서는 처분시설이 붕괴되는 결과를 보이고 있다는 것을 알 수 있다. 이 경우 처분고로서의 기능을 완전히 상실했다고 판단할 수 있다.

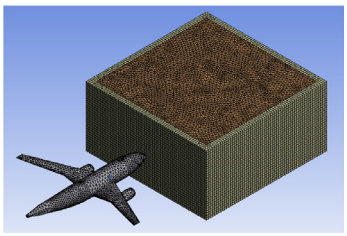
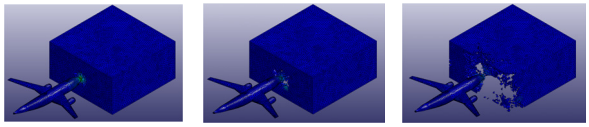


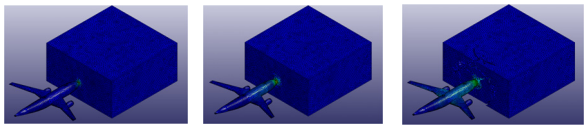
Fig. 2. Model for aircraft impact analysis for near surface facility.



(a) t=0.002sec (b) t=0.003sec (c) t=0.005sec

Fig. 3. Aircraft impact results for wall thickness 50cm and single protecting wall.

Fig. 4와 같이 방벽 두께가 100 cm의 경우에는 초기에는 관입모드가 발생하고 시간이 흐름에 따라 스폴링 파단양상이 나타나고 충돌하는 방벽전면에 균열이 발생은 하지만 스캐빙과 관통이라는 파단모드는 발생하지 않았다. 즉 국부적으로 방벽에 손상이 발생하긴 하나 처분고로서의 기능은 상실하지 않았음을 알 수 있다.

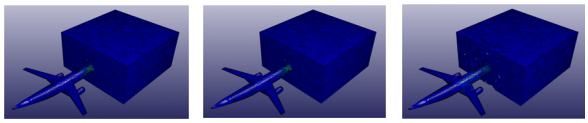


(a) t=0.002sec (b) t=0.003sec (c) t=0.005sec

Fig. 4. Aircraft impact results for wall thickness 100cm and single protecting wall.

또한, 방벽을 보강하기 위한 방법으로 이중 방벽 구조로 되어 있는 경우의 항공기 충돌해석을 수행하여 위의 단일방벽과 비교하여 파단양상을 살펴보았다.

이중방벽구조이면서 방벽두께가 100 cm인 경우, Fig. 5에 나타낸 바와 같이 초기에는 관통이 나타나고 점차 충돌면 전면에서 일부 균열이 발생하는 결과를 보였다. 앞선 단일방벽 구조와 파손 모드를 비교해 보면 균열이 충돌면 전면부에만 발생하고 내부 방벽으로는 영향이 없음이 확인되어 항공기 충돌 시에도 처분고와 저장시설은 방벽에 의하여 안전하게 보호될 수 있을 것으로 분석되었다.



(a) t=0.002sec (b) t=0.003sec (c) t=0.005sec

Fig. 5. Aircraft impact results for wall thickness 100cm and double protecting wall.

3. 결론

무근 콘크리트 방벽을 갖는 처분고 및 저장시설에 대해 항공기 충돌시 발생하는 파단양상을 살펴보고 방벽으로서의 기능을 판단하기 위해 방벽두께와 방벽 형상에 따른 충돌평가를 수행하였다. 방벽의 두께가 100 cm 이상의 경우에는 방벽 형상에 관계없이 방벽의 안전성에 문제가 없는 것으로 평가되었다. 본 연구에서는 무근 콘크리트 방벽을 갖는 처분고의 항공기 충돌해석을 수행하였으나, 실제의 방벽의 구조는 콘크리트 벽체 외에 벽체강판, 철근 등으로 보강을 하기 때문에 본 해석결과보다는 파손의 정도의 차이는 있을 것으로 예상되며, 구조적으로 훨씬 안전할 것이라고 유추할 수 있다. 본 평가를 바탕으로 안전한 방호를 위한 방벽의 설정과 설계가 효율적으로 이뤄질 수 있을 것이라고 판단되며, 처분고의 안전성 확보 및 대국민 수용성 제고에 기여할 수 있을 것으로 여겨진다.

4. 감사의 글

본 연구는 산업통산자원부(MOTIE)와 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구과제입니다. (No. 20111710200011)

5. 참고문헌

[1] R. Lo Frano, G. Forasassi, G. Pugliese, Preliminary safety evaluation of an aircraft Impact on a near surface radioactive waste repository, 15th ASME 2013 International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management, Sep. 8-12, Belgium (2013).

[2] 정성환, 정윤창, 이희환, 김용배, 사용후핵연료 건식저장시설 방벽(안) 및 평가, 한국방사성폐기물학회 2014년 추계학술논문, 61-62 (2014).

[3] 한국원자력연구원, 사용후핵연료 저장시설 항공기 충돌사고관련 현황분석자료 요약집 (2013).

경수로 사용후핵연료 콘크리트 저장용기 주요 구성품의 제염해체를 위한 방사능 재고량 분석

김태만[1*], 도호석[1], 조천형[1], 고재훈[2]
[1]한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 가정로 168
[2]㈜코네스코퍼레이션, 대전광역시 유성구 유성대로 798
*tmkim@korad.or.kr

1. 서론

한국원자력환경공단에서는 국내 경수로 원전에서 발생한 사용후핵연료를 건식으로 저장하기 위하여 국내/외 기술기준을 준수하여 안전성을 최우선으로 고려한 콘크리트 저장용기를 개발하였다. 이러한 콘크리트 저장용기는 50 년동안 주요 안전성요소(구조, 열제거, 격납, 임계방지, 방사선차폐 등)에 대한 건전성을 유지하고, 운영기간 중 유지보수 과정에 폐기물의 발생을 최소화 하고 이를 안전하게 관리할 수 있도록 설계하였다[1].

콘크리트 저장용기의 제염해체와 관련한 설계특성은 다음과 같다.

- 설계수명 이후 사용후핵연료 회수의 용이성
- 사용후핵연료 회수 이후 방사화된 구조물간 분리 및 제거작업의 단순성
- 캐니스터 및 용기본체 외부 표면 제염의 용이성
- 2차 방사성폐기물 발생의 최소화

콘크리트 저장용기가 설계수명 50 년간 사용후핵연료를 저장할 경우, 핵연료로부터 방출되는 중성자에 조사되어 용기본체 및 용기를 구성하는 각 구조물들은 방사화가 된다. 설계수명이 종료된 콘크리트 저장용기의 캐니스터, 용기본체 및 주요 구성품에 대한 방사능 재고량 평가자료는 해체를 위한 매우 중요한 정보이며, 핵종의 종류 및 방사능 준위에 따라 해체수행 방법을 선택해야 한다.

2. 본론

콘크리트 저장용기의 용기본체는 주요 구조적 기능을 제공하는 내외부의 탄소강 쉘 사이에 방사선 차폐 기능을 수행하는 콘크리트가 채워진 원통형 구조로 제작된다. 캐니스터는 두께 25 mm의 스테인리스강 쉘을 갖는 원통형 용기로써 두께 60 mm의 원판형 바닥판은 쉘에 용접 접합된다. 바스켓 집합체를 지지하는 디스크는 총 22개로 구성되어 있으며 최대 두께 50 mm, 최소 두께 20 mm의 원판형 스테인리스강으로서 8개의 스테인리스강 지지봉에 용접된다. 캐니스터 내부 구조물은 사용후핵연료의 지지, 임계제어 및 열발산 기능을 유지하도록 한다.(Fig.1)

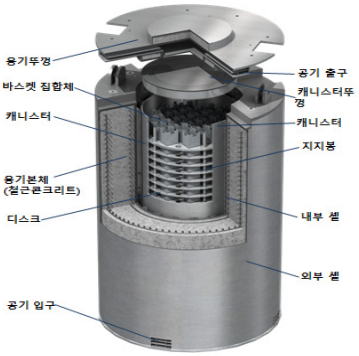


Fig. 1. Concept drawing of the concrete cask.

콘크리트 저장용기 본체 및 구성품에서의 중성자 조사에 따른 재고량을 평가하는 방법으로는 MCNP와 ORIGEN-2 전산코드를 이용하여 예측할 수 있다[2]. 장전초기 설계기준연료 21다발에 의한 총 중성자속은 SCALE 6.1 전산코드의 ORIGEN-S 모듈을 이용하여 평가하였다. 설계기준연료는 국내 경수로 원전에서 발생한 연료중 연소도 45,000MWD/MTU 이하, U-235 농축도 4.5wt% 이하, 냉각기간 10년 이상으로 선정하였다. 설계기준연료 한 다발에서 방출되는 총 중성자속은 2.0967E+08 neutrons/sec이며, MCNP5 전산코드를 이용하여 구성된 콘크리트 저장용기 구성품별 기하학적 모델에 입력자료로 활용하였다.(Fig.2)

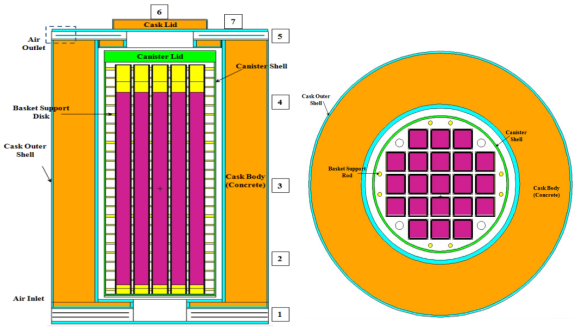


Fig. 2. Vertical and horizontal section modeling of the concrete cask.

우선, 콘크리트 저장용기 본체 및 구성품을 모델링하고 중성자속을 계산한 결과, Table 1과 같이

연료로부터 가장 근접한 바스켓에서 최외부 쉘까지 2.435E+05 #/cm^2·sec～3.993E+01 #/cm^2·sec 으로 도출되었으며, 결과값에 대한 상대오차는 약 0.7 ～ 2 %로 나타났다.

Table 1. Results of neutron flux for main components

Component		Neutrons/cm^2·sec
Canister	Basket	2.435E+05
	Disk	7.667E+04
	Base plate	4.184E+04
	Bottom plate	2.842E+04
	Shell	8.495E+04
	Lid	1.081E+04
Cask	Outer shell	3.993E+01
	Lid	1.476E+01

이후 콘크리트 저장용기 구성품의 재질별 화학조성 등을 이용하여 용기본체 및 각 구성품에서의 중성자속과 중성자에 의해 방사화될 모핵종의 반응률 계산을 통하여 중성자 반응단면적을 산출하였다. 본 방법을 통해 도출된 방사화될 모핵종의 중성자 반응단면적을 ORIGEN-2 전산코드의 라이브러리내에서 수정하여 방사화 핵종의 방사능 재고량을 산출하였으며, 대표적으로 캐니스터 바스켓, 용기본체 내부쉘에 대한 재고량을 각각 Table 2 ～ Table 4에 제시하였다.

Table 2. Specific activities of canister basket after design lifetime expiration

핵종	해당연도 이후 방사능 재고량(Bq/g)			
	설계수명 직후	0.5년	1년	5년
^{51}Cr	3.19E-05	3.30E-07	3.43E-09	4.60E-25
^{54}Mn	3.09E-07	2.06E-07	1.37E-07	5.38E-09
^{55}Fe	3.45E-06	3.02E-06	2.64E-06	9.09E-07
^{59}Fe	2.04E-07	1.23E-08	7.36E-10	1.24E-19
^{58}Co	1.15E-05	1.91E-06	3.20E-07	1.96E-13
^{60}Co	5.78E-03	5.41E-03	5.07E-03	2.99E-03
^{59}Ni	8.31E-08	8.31E-08	8.31E-08	8.30E-08
^{63}Ni	9.83E-06	9.79E-06	9.76E-06	9.47E-06

Table 3. Specific activities of cask inner shall after design lifetime expiration

핵종	해당연도 이후 방사능 재고량(Bq/g)			
	설계수명 직후	0.5년	1년	5년
^{14}C	1.12E-19	1.12E-19	1.12E-19	1.12E-19
^{51}Cr	3.23E-13	3.36E-15	3.53E-17	4.73E-33
^{54}Mn	8.92E-12	5.95E-12	3.97E-12	1.55E-13
^{55}Fe	7.84E-11	6.86E-11	6.00E-11	2.07E-11
^{59}Fe	7.45E-12	4.47E-13	2.68E-14	4.52E-24
^{60}Co	2.40E-07	2.25E-07	2.11E-07	1.24E-07

Table 4. Specific activities of canister shall after design lifetime expiration

핵종	해당연도 이후 방사능 재고량(Bq/g)			
	설계수명 직후	0.5년	1년	5년
^{10}Be	2.17E-13	2.17E-13	2.17E-13	2.17E-13
^{14}C	3.44E-06	3.44E-06	3.44E-06	3.44E-06
^{32}P	1.04E-05	1.49E-09	2.12E-13	9.99E-28
^{51}Cr	9.51E-03	9.86E-05	1.02E-06	1.37E-22
^{54}Mn	7.45E-04	4.97E-04	3.32E-04	1.30E-05
^{55}Fe	6.55E-03	5.73E-03	5.02E-03	1.73E-03
^{59}Fe	1.74E-04	1.04E-05	6.27E-07	1.06E-16
^{58}Co	1.69E-07	2.83E-08	4.72E-09	2.89E-15
^{60}Co	5.54E-04	5.19E-04	4.86E-04	2.87E-04
^{59}Ni	1.23E-09	1.23E-09	1.23E-09	1.23E-09
^{63}Ni	1.26E-03	1.26E-03	1.25E-03	1.22E-03

3. 결론

본 연구는 MCNP5를 이용하여 사용후핵연료 콘크리트 저장용기의 구성품별 중성자속과 반응률을 바탕으로 주요핵종의 반응단면적을 산출하였으며, 이를 ORIGEN-2 전산코드 라이브러리내의 반영하여 방사화된 구성품의 방사능 재고량을 계산하였다. 특히, ^{60}Co의 방사능은 거의 모든 구성품들에서 다른 핵종들에 비해 비교적 큰 값을 나타냈으나, 해체시점이 증가할수록 방사능이 상당히 작아질 것으로 예상된다.

상기에서 평가된 사용후핵연료 콘크리트 저장용기 방사능 재고량은 저장용기 해체계획의 수립 및 해체 방법의 결정, 해체작업 종사자의 피폭선량 예측, 방사성폐기물의 관리 등의 기초자료로 활용할 수 있을 것으로 사료된다.

4. 감사의 글

본 연구는 산업통상자원부(MOTIE)와 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구과제입니다. (No.20141710201731)

5. 참고문헌

[1] 한국원자력환경공단, 사용후핵연료 수송/저장 시스템 상용화 기술개발(2단계) 최종보고서, KORAD/TM-2014-01, 2014.

[2] 홍상범, 서범경, 조동건, 정경환, 문제권, 연구로 2호기 방사화 수조 콘크리트의 재고량 평가에 관한 연구, Vol.37 No.4.

전해환원 공정용 귀금속 양극 특성 평가

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

1. 서론

파이로프로세싱 전해환원 공정은 고온 용융염 전기화학 반응을 이용해 산화물로 구성된 사용후핵연료를 금속 형태로 변환시키는 공정이다. 전해환원 반응시 음극에서는 산화물 사용후핵연료가 산소 이온을 방출하며 금속 형태로 전환되며, 음극에서 방출된 산소 이온은 용융염 전해질을 따라 양극으로 이동해 양극 표면에서 산화되어 산소 기체로 배출된다. 이에 따라, 고온 산소(650℃ 이상)에 대한 안정성이 우수한 백금이 전해환원 공정용 양극으로 사용된다. 백금 양극은 LiCl-Li_2O 용융염 내 전기화학 반응 도중 Li_2PtO_3를 형성한다. Li_2PtO_3는 백금 양극의 산소 발생 반응을 방해하지 않는 것으로 알려져 있지만, 안정한 보호 피막을 형성시키지 못해 백금 양극을 서서히 소모시키는 문제점이 있다[1]. 따라서, 전해환원 반응을 위한 보다 안정한 양극 소재 개발에 대한 필요성이 증대되고 있다.

일반적인 금속 혹은 합금 소재들은 고온 산소가 발생하는 전해환원 공정에서 손쉽게 산화된다. 전도성 세라믹 양극은 용융염 내 안정성이 떨어져 장기간 사용에 어려움이 있다[2]. 따라서, 본 연구에서는 백금을 대체하기 위한 신규 양극 소재로서 귀금속 소재들의 전기화학적 특성을 평가하였다. 귀금속 양극은 다른 소재들에 비해 단가가 높은 문제점이 있지만, 장기 안정성을 확보할 수 있다면 충분히 적용 가능성이 있을 것으로 판단된다.

2. 본론

순환전류전압법(cyclic voltammetry, CV)를 이용해 전해환원 공정이 진행되는 LiCl-Li_2O 용융염 내에서 팔라듐(Pd), 이리듐(Ir), 로듐(Rh) 및 금(Au) 등의 귀금속 양극이 가지는 전기화학적 거동을 확인해 보았다. LiCl-Li_2O 용융염은 650℃로 가열 되었으며, Li_2O 농도는 1wt.% 내외로 유지되었다. 각종 귀금속 와이어를 활동전극, 니켈(Ni) 와이어를 상대전극, 리튬-납(Li-Pb) 합금을 기준전극으로 사용하여 전기화학 셀을 구성하였다.

기존 연구에서 백금 양극의 CV 특성이 보고된 바 있다[1]. 백금 양극은 인가된 전위에 따라 아래와 같은 세 가지 전기화학 반응이 일어난다고 보고되었다.

$$2Li^+ + Pt + 3O^{2-} = Li_2PtO_3 + 4e^- \quad (1)$$

$$2O^{2-} = O_2(g) + 4e- \quad (2)$$

$$Pt = Pt^{2+} + 2e^- \quad (3)$$

양극 전위가 낮은 영역(~+1.7 V vs. Li-Pb)에서는 백금이 리튬 이온 및 산소 이온과 반응(식 1)하여 복합산화물인 Li_2PtO_3를 형성한다. 앞서 언급한 것과 같이, Li_2PtO_3는 백금 양극의 소모를 야기하기 때문에 생성을 억제해야 한다. 전위가 조금 더 상승(>+2.1 V vs. Li-Pb)하면 산소 발생 반응(식 2)이 일어나며, 이 반응이 전해환원을 안정적으로 진행시키기 위한 양극의 정반응이 된다. 보다 고전위에서는 백금의 양극 용출 반응(식 3)이 일어나 백금 양극을 급격하게 소모 시킨다. 따라서, 백금 양극의 소모를 최소화하기 위해서는 양극의 전기화학 반응을 효과적으로 제어해야 한다.

Fig. 1에서 귀금속 양극들의 CV 곡선을 도시하였다. 모든 양극 소재들의 전극 전위가 약 2.1 V vs. Li-Pb 이상으로 상승하게 되면 전류가 급격하게 증가하는 것을 볼 수 있는데, 이는 백금 양극과 마찬가지로 용융염 내 산소 이온이 산화되면서 산소 기체 발생 반응이 일어나기 때문이다. 이를 통해 산소 기체 발생 반응이 일어나는 전위는 양극 소재에 크게 영향을 받지 않는다는 것을 알 수 있다.

팔라듐, 이리듐, 로듐 양극은 저전위 영역에서 가역적인 산화/환원 반응이 일어나는 것이 확인된다. 이는 백금 양극에서 Li_2PtO_3가 형성되는 것처럼, 용융염과 귀금속 양극의 전기화학 반응에 의해 복합 산화물이 형성되었기 때문인 것으로 사료된다. 이러한 복합 산화물은 전도성을 가지고 있어 양극 소재의 전기화학적 활성을 크게 떨어뜨리지는 않을 것으로 예측 되지만, 안정한 보호 피막을 형

성하지 못해 귀금속 양극 소재를 지속적으로 소모시킬 것으로 판단된다. 반면, 금 전극의 경우 저전위 영역에서 복합 산화물 형성에 의한 피크가 나타나지 않아, 백금을 포함한 다른 귀금속 양극에 비해 전기화학적 안정성이 우수할 것으로 기대된다. 단, 금 양극은 복합 산화물을 형성하지 않는 대신 고전위 영역에서의 양극 용출 반응에 더욱 취약할 것으로 예측되며, 이에 따른 정밀한 전위 제어가 요구된다.

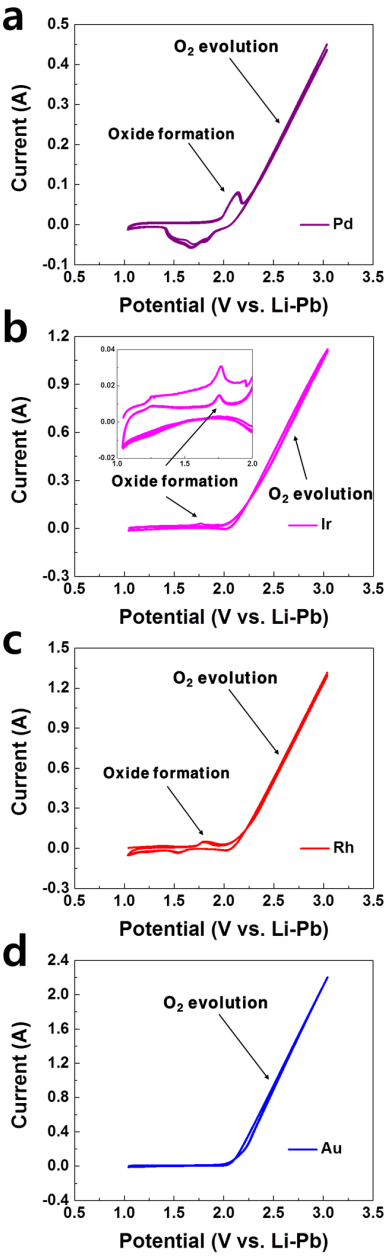


Fig. 1. CV characteristics of (a) Pd, (b) Ir, (c) Ph, and (d) Au anodes in LiCl-Li_2O molten salt.

3. 결론

백금 양극을 대신할 귀금속 양극 소재로서 팔라듐, 이리듐, 로듐 및 금의 CV 특성을 확인하였다. 이 중 금 양극은 저전위 영역에서 복합 산화물을 형성하지 않기 때문에 전기화학적 안정성이 우수할 것이라 판단되었다. 금 양극은 백금 양극에 비해 가격 경쟁력을 가지지 않는다. 하지만, 금 양극이 백금 양극에 비해 장기 안정성이 우수한 경우에는 대체 양극 소재로서 충분히 적용 가능하다. 현재 실험실 규모에서 금 양극의 UO_2 전해환원 특성 평가가 진행 중에 있으며, 이를 통해 금 양극의 적용 가능성을 타진하고자 한다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었음. (2012M2A8A5025697)

5. 참고문헌

[1] S.M. Jeong, H.S.Shin, J.M. Hur, and H.S. Lee, gn, C.H. Lee, "Electrochemical Behavior of a Platinum Anode for Reduction of Uranium in a LiCl Molten Salt", Electrochim. Acta, 55, 14-17 (2009).

[2] S.W. Kim, H.W. Kang, M.K. Jeon, S.K. Lee, E.Y. Choi, W. Park, S.S. Hong, S.C. Oh, and J.M. Hur, "Chemical Stability of Conductive Ceramic Anodes in LiCl-Li_2O Molten Salt for Electrolytic Reduction in Pyroprocessing", Nucl. Eng. Technol., accepted (2016).

조성 및 열처리에 따른 사용후핵연료 피복관 열화 거동

홍종대*, 양용식, 김주성, 정양일, 김효찬
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jongd@kaeri.re.kr

1. 서론

현재 국내 사용후핵연료의 피복관은 Zry-4, Improved Zry-4, ZIRLO 등 각각 다른 조성과 열처리 조건으로 제조되었다 (Table 1). 이러한 제조 특성은 재료의 미세구조, 기계적 특성 등을 변화시켜 열화거동의 차이를 유발할 수 있으나, 관련 연구는 제한적인 실정이다. 본 연구에서는 피복관의 조성 및 열처리 특성과 이에 따른 크립, 수소화물 재배열, 지연수소화 균열, 부식 등의 열화거동에 관한 고찰을 수행하였다. 이를 통해 피복관 종류에 따른 사용후 핵연료 관리에 도움이 되고자 하였다.

Table 1. Chemical composition and heat treatment of used cladding material in Korean PWRs

Materials	Heat treatment*	Chemical composition (wt.%)
Zircaloy-4	CWSR	Zr-1.5Sn-0.15Fe-0.1Cr
Imp. Zircaloy-4	CWSR	Zr-1.3Sn-0.15Fe-0.1Cr
ZIRLO	CWSR	Zr-1.0Nb-1.0Sn-0.1Fe
Opt. ZIRLO	PRA	Zr-1.0Nb-0.7Sn-0.1Fe

*CWSR : Cold worked, Stress Relief Annealed
*PRA : Partially Recrystalized Annealed

2. 본론

2.1 합금 조성에 따른 영향

국내 사용후핵연료 피복관은 Zr-Sn계의 Zry-4와 Zr-Nb-Sn계의 ZIRLO로 크게 분류할 수 있으며, 다른 합금원소에 비해 Nb과 Sn의 조성 영향이 상대적으로 크다. Nb은 강화효과(Strengthening effect)가 있으며 확산 속도가 느리고 용해도가 높기 때문에 크립강도 향상에 효과적이다. 이러한 이유로 PHWR의 압력관으로 Zr-2.5Nb 합금이 널리 사용되고 있다. 반대로 Sn 함량은 낮을수록 크립이 증가하여 상충되는 효과를 보이기 때문에, ZIRLO와 Zry-4의 함량에 따른 크립 저항성 차이는 크게 나타나지 않는다.

2.1.1 수소화물 재배열 및 지연수소화 균열(DHC)

합금 원소에 따른 수소화물 재배열 거동과 관련한 연구는 거의 수행되지 않았으나, Zry-4(1.2~1.7 Sn)와 MDA(0.8 Sn-0.5 Nb) 간의 수소화물 재배열 거동이 유사하게 나타나기 때문에 Nb 함량에 따른 큰 영향은 없는 것으로 판단된다.

DHC는 수소의 확산 및 석출과 관련된 현상이므로, 합금에 따라 조금씩 다른 수소의 확산속도, 용해도 등이 거동의 차이를 유발할 수 있다. 가장 중요한 판단기준인 K_{IH}(Threshold stress intensity factor) 경우에도 합금마다 다르게 보고되고 있다 [1]. 현재까지는 실험 데이터 간의 분산이 크게 나타나기 때문에, 합금 조성에 따른 영향을 판단하기 힘들며 추가적인 연구가 필요하다.

2.1.2 부식

스펀지 지르코늄의 질소 함유량이 크게 감소한 이후, 피복관 재료의 Sn 함유량은 내식성 향상을 위해 낮게 조절되고 있다. Sn 함유량이 높은 Zry-4(1.2~1.7 Sn)가 가장 산화막이 두껍게 생성되고, Low-Sn Zry-4(1.2~1.4 Sn), Opt Zry-4, ZIRLO(0.7 Sn-1Nb), M5(0 Sn, 0.8~1.2 Nb) 순으로 산화막의 두께가 감소함을 확인할 수 있다 [2].

2.2 열처리에 따른 영향

국내 사용후핵연료 피복관에 수행된 열처리는 크게 CWSR과 PRA로 분류할 수 있다. 일반적으로, 최종 열처리에 따라 낮은 온도에서 어닐링을 하면 강도는 높으나 연성이 낮으며, 높은 온도에서 어닐링을 하면 강도는 감소하나 연성이 증가한다. 또한, 일반적으로 냉간가공된(CW) 혹은 냉간가공 후 응력완화 열처리된(CWSR) 지르코늄 합금에서 RXA (Recrystalized Annealed) 재료보다 더 높은 크립 속도가 관찰된다 [3]. 냉간가공된 경우, SIPA (Stress Induced Preferred Absorption) 기구에 따라 전위밀도가 증가하였기 때문으로 판단된다. 한편, 열처리에 따른 부식/산화의 거동과 관련된 연구는 거의 수행되지 않았으나, 부식특성의 경우 이 RXA 재료보다 SRA 재료가 부식량이 다소 높은

것으로 보인다 [2]. 그러나, 사용후핵연료는 최대 400℃의 낮은 온도에 노출되기 때문에 열처리에 따른 크립/부식/산화량의 차이는 크지 않을 것으로 보인다.

2.2.1 수소화물 재배열

열처리에 따라 결정립 크기, 입계의 방향, 잔류응력/변형 등의 기계적 물성이 달라지므로 수소화물 재배열 거동에 영향을 미칠 수 있다. 선행연구에 의하면, 열처리 온도가 높을수록 수소화물 재배열이 잘 발생하며, 이는 집합조직과 결정립 크기의 변화에 의한 것으로 보인다 [4,5]. Fig. 1에서도 볼 수 있듯이, CW 조건보다 열처리가 수행된 RXA, SRA 조건에서 반경화물 수소화물이 더 생성되었고, 마찬가지로 Zry-4보다 ZIRLO의 경우 수소화물 재배열이 더 많이 발생한다. 수소화물 재배열의 문턱응력은 300~340℃에서, RXA 재료(Zry-2)의 경우 ~70 MPa, CWSR(SRA) 재료(Zry-4)의 경우 ~120 MPa로 보고되었고, 이러한 경향은 JNES의 요건에도 기술되어 있다 [6].

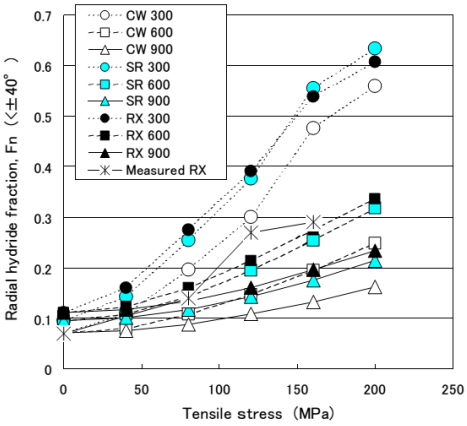


Fig. 1. Hydride reorientation behaviors depends on heat treatment condition [7].

2.2.2 지연수소화 균열

DHC의 균열성장속도는 주로 수소의 용해도와 확산속도에 영향을 받는다. 지르코늄 합금에서의 열처리에 따른 수소의 거동에 관한 연구는 제한적으로 수행되었으나 Fig. 2에서 볼 수 있듯이, 균열성장속도는 CW/CWSR 재료의 경우 온도 의존성이 명확하게 드러나며, RXA 재료의 경우 데이터간 분산이 심하게 나타나는 경향을 보이고 있다. 또한, CW/CWSR 재료의 경우에는 균열성장속도가 강도(UTS)와 비례관계가 성립되는 것으로 보인다.

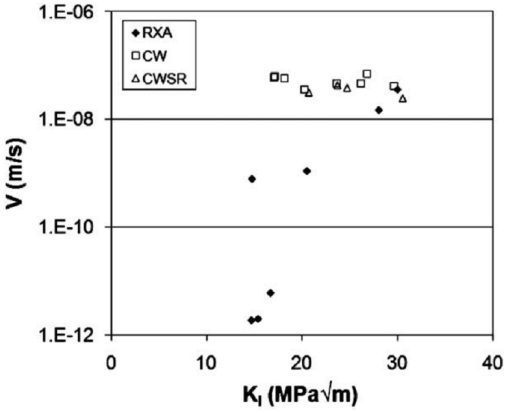


Fig. 2. DHC growth rate of Zry-4 depends on heat treatment condition [8].

3. 결론

다양한 제조 특성을 가진 국내 사용후핵연료 피복관의 건전성을 평가하기 위한 기초자료로서 조성과 열처리에 따른 크립, 수소화물 재배열, DHC, 부식 등의 열화거동에 관한 고찰을 수행하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 2015년도 산업통상부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다.(No. 2014171020166A)

5. 참고문헌

[1] J.-S. Kim, J.-D. Hong, H.-C. Kim, Y.-S. Yang, submitted to J. Nucl. Sci. Tech.
[2] P. Bouffioux et al, Light Water Reactor Fuel Performance Review of Degradation Phenomena affecting Fuel Rod Cladding.
[3] E. Kolstad, IPG meeting-Workshop on Fuel Behaviour, ANL, USA, Sep. 8-19 2008.
[4] J.J. Kearns et al., J. Nucl. Mater. 20 (1966).
[5] M. Aomi et al, J. ASTM Inter. 5(9) (2008).
[6] K. Kamimura, Int'l Seminar on Spent Fuel Storage (ISSF) 2010, Japan, Nov. 2010.
[7] M. Nakatsuka, K. Sakamoto, 2008 Water Reactor Fuel Performance Meeting, Seoul, Korea, Oct. 19-23 (2008) Paper No. 8004.
[8] C. Coleman et al, J. ASTM Inter. 7(5), (2010)

파이로프로세싱 전해환원공정에서의 상압 염증류 특성

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

1. 서론

파이로프로세싱은 사용후핵연료에 포함된 우라늄 및 TRU 등의 유효한 성분을 회수하여 차세대 원자로인 고속로의 연료로 재활용하는 공정이다. 이 공정을 통해, 우라늄 및 TRU의 활용도를 높이고, 고준위 방사성 폐기물의 양과 독성, 발열량을 줄임으로써 안전성과 경제성을 향상시킬 수 있다. 또한, 기존의 재처리 기술과는 달리 핵확산 위험성이 없는 기술로 평가 받고 있다.

파이로프로세싱은 전처리, 전해환원, 전해정련, 전해제련, 폐기물처리의 공정으로 이루어진다. 전해환원 공정과 전해정련 공정은 사용하는 전해질의 종류가 서로 다르므로, 전해환원 공정을 거친 연료(금속전환체)에 포함된 전해질을 제거하여 후속 공정인 전해정련 공정에 공급해야 한다. 또한, 회수된 전해질은 전해환원 공정에 재활용되어 공정의 경제성을 높인다.

전해환원 공정 시, 펠렛화된 산화물 연료는 STS 재질의 바스켓에 담겨 음극으로 작용한다. 양극은 주로 백금이 사용되며, 환원된 연료에서 분리된 산소 이온이 산소 기체가 되어 발생한다. 공정 종료 시, 환원된 연료는 바스켓에 담긴 채로 회수되는데, 연료와 바스켓 사이에 남은 전해질이 상온에서 급격히 고체로 변해 굳으므로, 염의 증류 없이 연료-바스켓 간의 분리가 어렵다.

지금까지의 염증류 공정에 대한 연구는 주로 전해정련 공정의 염증류가 중점이었다. 하지만, 파이로프로세싱의 상용화를 위해서는 앞서 설명한 바와 같이, 전해환원 공정의 염증류도 필수적이다.

2. 본론

2.1 실험 방법

다공성 UO_2 펠렛 10개를 전해환원 공정에 사용되는 바스켓에 넣고 650˚C LiCl-Li_2O (1.0wt%)에 16 시간 침지하였다. UO_2 펠렛은 바스켓에 담긴 채로 회수하여 상온에서 냉각하였다. 냉각이 완료된 샘플들을 Ar 분위기의 글로브 박스 내부에 설치된 염증류 장치에서 증류하였다. 반응기 외벽(STS)의 온도와 반응기 내부 (Ar gas)의 온도는 차이가 나므로, 각각 별도의 TC를 이용하여 온도를 측정하였다. 반응기 내부 Ar의 온도는 반응기의 온도보다 60˚C가 낮은 상태로 유지되었다.

증류는 염에 침지한 UO_2 펠렛-바스켓을 니켈 도가니에 넣어서 진행하였다. 바스켓을 도가니에 뒤집어서 장착하여, 염이 어느 정도 증류되면, UO_2 펠렛이 자중에 의해 펠렛이 바스켓에서 분리되어 도가니에 떨어지도록 하였다. 반응기의 커버를 닫은 상태에서 반응기를 상온에서 목표 온도까지 5 ˚C/min으로 가열하였다. 반응기의 온도가 목표 온도에 도달하면, 반응기의 커버를 열고 증류를 시작하였다. 상압 (760 torr)에서 증류하기 위해 플랜지 상부의 리시버는 약간의 열린 상태를 유지하였다. 플랜지 상부 및 리시버를 상온으로 유지하기 위해 글로브 박스 내부에 Ar gas를 지속적으로 공급 및 퍼지하였다. 증류가 완료되면, 반응기 전체를 상온에서 냉각하였다.

2.2 결과 및 고찰

염에 침지된 샘플들은 염이 냉각됨에 따라, 바스켓의 내/외부 표면, 펠렛의 표면에 접착되었으며, 바스켓과 펠렛 사이에서 굳은 염으로 인해, 바스켓과 펠렛은 단단히 고정되었다 (Fig. 1). 바스켓과 펠렛에 함유된 염은 펠렛 질량 대비 16.1-21.5%으로, 기존의 실험 결과 혹은 장치 설계를 위한 가정치들과 비슷한 값을 가진다.

증류장치 내부온도 740˚C에서 증류한 바스켓을 Fig. 2에 나타냈다. 바스켓의 정면, 바닥, 내부에 있던 염 또는 펠렛이 제거되었다. 740˚C에서 2 시간 내에, 바스켓에 함유된 염은 모두 증류되었으며, 염의 제거로 인해 펠렛은 바스켓에서 분리되어, 자중에 의해 바스켓 바깥으로 나오게 되었다.

염에 침지하기 전 (Fig. 3 (a))과 염에 침지 및 증류 후 (740˚C) (Fig. 3 (b))의 펠렛들을 Fig. 3에 나타냈다. Fig. 3 (b)에서 보듯이 펠렛의 표면에 접착되었던 염은 모두 제거되었다. 증류 직후, 증류장치 내에서 모든 펠렛들은 자중에 의해 바스켓에

서 분리되어 니켈 도가니 위에 놓였다. 펠렛과 펠렛, 그리고 펠렛과 니켈 도가니는 잔류 염의 접착 없이 쉽게 분리되었다. 증류가 완료된 펠렛의 잔류 염을 측정한 결과, 740˚C에서의 염제거율은 96.51%로 확인되었다.

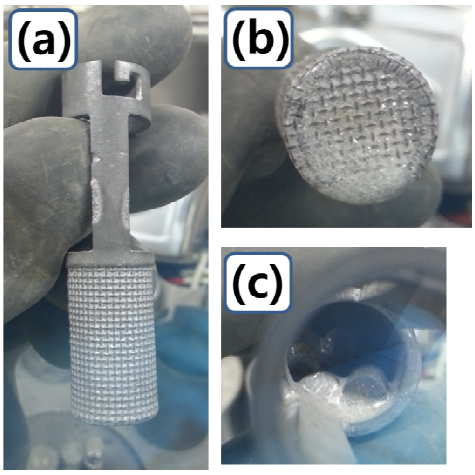


Fig. 1. Salt-immersed basket: (a) front, (b) bottom, and (c) inside views.

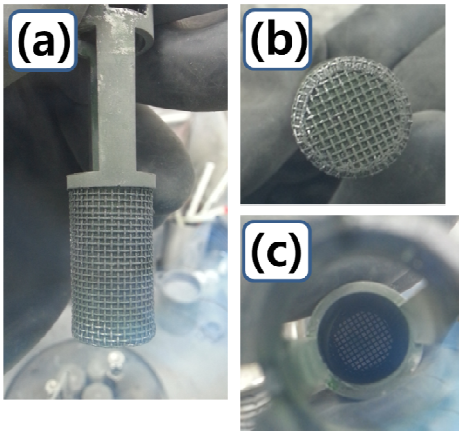


Fig. 2. Basket after distillation at 740°C for 2 h: (a) front, (b) bottom, and (c) inside views.

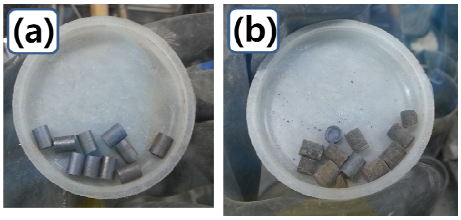


Fig. 3. UO2 pellets: (a) fresh, and (b) after distillation at 740°C for 2 h.

3. 결론

본 실험에서 LiCl-Li_2O (1.0wt%) 혼합 염의 증류가 증류장치 내부온도 740˚C, Ar 분위기의 상압 (760 torr)에서 2 시간 내에 이루어졌다. 740˚C로 유지되는 반응기 내부에서 상온으로 유지되는 회수부까지의 거리는 400 mm로 유지되었다. 이러한 짧은 거리로 인해 급격한 온도 구배 (1.8 ˚C/mm)가 발생하고, 이로 인해 반응기 내부에서 회수부로의 급격한 열전달이 일어난다. 이러한 열전달에 의한 염증기의 이동으로, 740˚C에서 LiCl의 낮은 증기압 (0.40 torr)과 녹는점 (1,570˚C)이 높은 Li_2O와의 혼합에도 불구하고, LiCl-Li_2O (1.0wt%) 혼합 염은 상압에서 증류가 가능함이 확인되었다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었음. (2012M2A8A5025697)

5. 참고문헌

[1] 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).

[2] E.Y. Choi, C.Y. Won, D.S. Kang, S.W. Kim, J.S. Cha, S.J. Lee, W. Park, H.S. Im, J.M. Hur, “Production of uranium metal via electrolytic reduction of uranium oxide in molten LiCl and salt distillation”, J Radioanal Nucl Chem, 304, 535-546 (2015).

[3] B.H. Park, S.C. Oh, J.M. Hur JM, “Measurement of LiCl removal behavior from porous solids by vacuum evaporation”, Vacuum, 109, 61-67 (2014).

DRYSIM6의 CFD를 이용한 온도분포 민감도 평가

김대호*, 신창환, 양용식, 국동학, 김효찬, 홍종대, 임익성, 인왕기, 양재호, 김주성
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kdh@kaeri.re.kr

1. 서 론

국내 경수로원전의 사용후 핵연료 장기건식저장을 위한 연구개발이 진행되고 있다. 경수로 사용후 핵연료의 장기건식저장에 따른 크리프 거동을 확인하기 위해 실제 사용후 핵연료봉 6개의 가속시험을 위한 종합시험장치(DRYSIM6)[1)]가 설계되고 제작되었으며[1, 2] 노외성능 및 내구성시험[3]이 수행되었다.

Helium 분위기 저장용기 건식환경에서 사용후 핵연료의 장기저장을 위해서는 실제 사용후 핵연료를 이용하여 예측한 값을 검증하고 종합평가하는 일련의 과정이 필요하며, 국내 경수로에서 연소된 사용후 핵연료의 핵적, 물리.화학적 특성파악 후 장기적인 관점에서의 재료 열화거동 평가가 요구된다. DRYSIM6는 실제 사용후 핵연료봉 6개를 사용하여 건식저장 환경에서 발생할 수 있는 현상을 가속시켜 사용후 핵연료의 열화기구에 대한 거동을 평가하기 위해 개발되었으며, 이러한 목적을 위해서는 시험용기 내 정확한 온도분포를 파악해야 한다.

5 m의 DRYSIM6 용기 내에 다양한 구조물은 열적 손실은 물론 유체(헬륨)의 자연대류 열전달 및 복사, 전도에 의해 열유동 분포가 복잡하게 나타나며, 이러한 조건에서의 정확한 온도분포을 위한 성능시험 및 예비해석이 수행되었다. 본 논문은 전산유체역학(Computational Fluid Dynamics) 방법을 이용하여 DRYSIM6의 열전달 및 유동특성을 평가하고, 400℃ 내구성시험에 얻어진 온도측정결과와 비교하여 실제 시험 중 예상되는 온도분포를 예비검증하기 위해 수행되었다.

2. 본 론

DRYSIM6의 CFD 해석을 위하여 각부품별 Modeling을 실시하고, 열유동에 따른 열분포(CFX) 해석을 통해 내구성실험에서 얻어진 온도결과를 바탕으로 민감도 평가를 실시하였다.

DRYSIM6 용기의 크기와 규모가 직경이 0.75 m, 길이가 5 m의 규모로 STS-304 및 알루미나의 세라믹구조재로 구성되어 있고, 내부에 히터와 사용후 핵연료 6개의 거치와 지지를 위한 STS-316L 재질의 구조물로 제작되었다. DRYSIM6는 용기 내 Helium 유체가 자연대류로 열전달 및 열전도가 이루어지고, 12개의 카트리지 히터를 열원이 공급된다.

2.1 DRYSIM6 CFD 예비해석

사전 해석으로 히터 한 개당 1.66 kW(total 20 kW)를 기준으로 대기압, 헬륨분위기, 난류모델(SST-kω)조건에서 Non-slip의 벽조건과 열손실 6%를 가정하여 CFD 해석을 진행하였다. DRYSIM6 해석모델을 위해 Polyhedral mesh type의 약 1,124만개의 셀로 구성하였다. Fig. 1은 전산유체해석을 위한 DRYSIM6 모델링이며, Fig. 2는 3곳의 횡단면에서 온도와 열유속에 대한 결과이다.

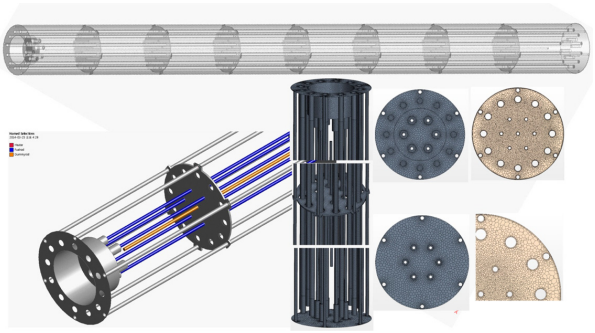


Fig. 1. CFD Models of DRYSIM6.

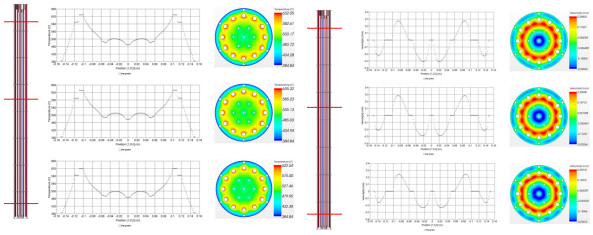


Fig. 2. Preliminary Temperature and Velocity on the Cross-line.

DRYSIM6 유동영역에서 사전 열해석 결과, 내통

1) 사용후 핵연료 장기건전성 평가 종합시험장치, DRYSIM6(DRY storage SIMulation test system with 6 spent fuel rods)

면 온도를 384.91℃로 고정하여 열손실은 6%로 가정할 때 Test rod의 온도는 Inner disk사이에서의 유동으로 인해 480~510℃의 온도분포를 반복적으로 보였으며, 각각의 span에서의 온도분포는 유사하였다. 히터의 표면은 570 ~ 605℃의 온도분포를 보였으며, 히터의 바깥쪽과 Test rod의 안쪽은 유동이 내려가고 히터와 Test rod 사이에서는 유동이 상승하였다. 이로 인해 Inner disk의 위 아래 온도분포가 급격한 차이가 발생하였다.

2.2 DRYSIM6 CFD 상세해석

해석을 위한 경계조건으로 시험연료봉이 최대 400℃에 해당하는 히터당 0.85 kW(Total heat : 10.2 kW, 3560 W/m2)의 열원과 층류(laminar flow)조건을 반영하였다. 내통 면에서 임의의 함수조건을 반영하여 열손실은 10%로 가정하고, 외부온도를 40℃로 가정하여 전도에 의한 열전달만 고려하여 해석을 진행하였다. 해석상 난류 모델(SST-kω)을 적용한 것과 층류 유동결과는 차이가 없었다. 벽면의 축방향 온도분포는 Tb=50℃에서 Tmax=333.11℃까지 적용하였다.

해석결과 전체적인 유동패턴은 앞의 예비해석과 유사하고, Span에서 온도와 유속에 대한 결과는 Fig. 3과 같다.

Test rod의 온도는 예비해석 결과와 달리 벽면의 온도영향으로 200 ~ 420℃로 넓은 온도분포를 보였다. Fig. 4와 같이 실제 400℃ 2주간의 측정된 시험연료봉 온도 Data와 유사한 결과를 보였으나, DRAYSIM6 장비의 상하단의 구조적 형상에 따라 열전도에 의한 상하 온도편차를 확인할 수 있다. 히터의 표면은 250 ~ 480℃의 온도분포를 보였다.

Fig. 5는 DRYSIM6의 전산유체해석 결과와 노외내구성시험 실측결과를 비교한 결과이다.

3. 결 론

DRYSIM6의 CFD 해석결과와 실측된 시험연료봉 위치의 온도분포는 중앙부위의 Inner Disk #3 ~ #7까지는 유사한 결과를 보였으나, 상단 구조물에서의 열전도에 의한 열손실로 인하여 Inner Disk #1 ~ #2사이의 시험연료봉에서 온도차이가 대략 30%의 차이를 보이고 있다. 이는 실제 DRYSIM6 운전시 반영되어야 할 사항이며, 운전 종료 후 부수적인 시험결과해석에 적용되어야 한다.

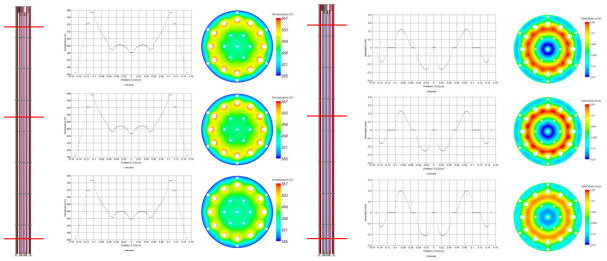


Fig. 3. Final Temperature and Velocity on the Cross-line.

Fig. 4. Measured Temperature Data in DRAYSIM6.

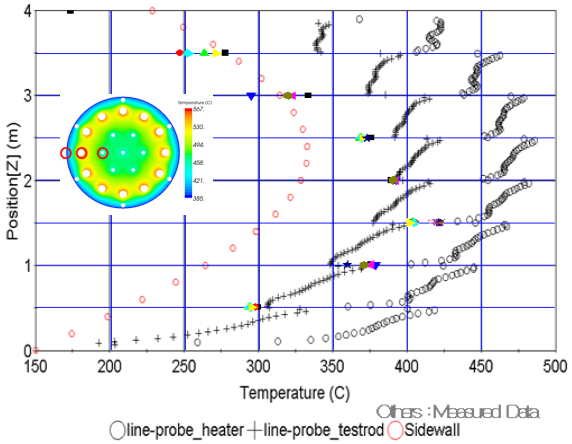


Fig. 5. Comparison of Temperature Distribution of DRYSIM6.

4. 감사의 글

본 연구는 산업통상자원부(MOTIE)와 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다. (No. 2014171020166A)

5. 참고문헌

[1] 김대호 외,. 사용후 핵연료의 장기건전성 종합시험장치(SFFA) 개념설계, 한국방사성폐기물학회 2012 춘계학술발표회, 2012. 5.
[2] 김대호 외,. 사용후 핵연료의 장기건전성 종합시험장치(DRYSIM6) 구조해석 및 제작, 한국방사성폐기물학회 2013 춘계학술발표회, 2013. 5.
[3] 김대호 외,. DRYSIM6 노외성능 및 내구성시험 평가, 한국방사성폐기물학회 2014 춘계학술발표회, 2014. 5.

조사핵연료 FP 방출 핵종분석 가열시험장치 개발

김대호*, 김동주, 김종헌, 방제건, 전태현, 김선기, 양재호
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kdh@kaeri.re.kr

1. 서 론

사용후핵연료의 안전성평가를 위한 핵종분석 시험이 준비되고 있다. 핵연료의 과도상태 또는 사고시 핵분열생성물의 방출거동은 다양한 핵연료의 개발 검증과 가동중 원전에 사용하고 있는 핵연료의 성능 평가에 중요한 요소이다. 특히 한국원자력연구원을 주축으로 개발되고 있는 다양한 소결체의 연소성능검증은 향후 안전성과 경제성 평가에 중요한 자료로 사용될 것으로 판단된다. 지난 2004년 8월 ~ 2010년 10월까지 운용되었던 사용후핵연료 가열시험장치(PIA, Post-irradiation Annealing Apparatus)는 경수로원전의 사용후핵연료와 하나로 조사시험을 거친 UO_2 소결체의 산화와 소둔시험에 이용되었던 전례를 가지고 있다.

지금의 가열시험장치는 한국원자력연구원 PIEF Hot-cell에 설치는 점을 감안하여 조사된 핵연료(Irradiated Pellet)의 가열에 의한 핵분열생성물을 방출거동과 정량적 평가를 위해 소형화 및 핫셀 내에서의 계측이 가능하도록 개발되었다. 시험목적에 따라 PCI 완화 UO_2 소결체, SFR 조사핵연료, VHTR용 TRISO 핵연료 등 개발이 진행되거나 완료된 핵연료의 안전성 평가를 위한 다양한 목적의 가열에 의한 핵분열생성물 측정이 가능할 것으로 예상하고 있다.

본 가열시험장치는 최대 온도 1700℃까지의 가열이 가능하고, 산화와 소둔 가능하도록 설계 제작되었다.

2. 본 론

2.1 가열시험장치 구성

조사 핵연료의 가열시험을 위한 시험장비는 가열부, 계측부, 조절부로 구성되어 있다. 가열부는 간접가열방식의 전기로이다. 국내 가열로 생산업체의 기술적 제한성을 감안하여 독일 NETZSCH LFA(Laser Flash Apparatus) 427(열확산도 측정장비)의 소형 가열로(최대 2000℃) 부분을 적용하여 핫셀내 설치의 제한성을 극복하였다. 일반 조사연료의 어닐링에 의한 핵종분석은 물론 저장조사고 또는 핵연료의 대량손상에 의한 핵분열생성물의 핵종분석이 가능하도록 가열부의 최대온도를 재료적 한계를 고려하여 1700℃로 제한하였다. 계측부는 핫셀 내 가열부 상단에 부착하는 Gamma Counter는 방출되는 핵분열생성물을 직접 계측하도록 하였으며, 핫셀 밖에 설치되는 Glove Box 내 Beta Counter는 Kr-85만을 측정하도록 구성되었다. 핫셀 내 계측기는 Canberra사의 Genie-1000 CZT-005S 모델을 적용하였으며, 검출범위는 100 mSv/hr(10 rem/h)이다. 제어부는 핫셀 내의 가열부와 계측부를 조절할 수 있는 조작부가 설치되어 있으며 PID 컨트롤과 계측기 등의 조작이 수행된다.

2.2 가열시험장치 기능 및 특징

2.2.1 노심 가열부

가열시험장치를 설치하여 운용할 PIEF의 제한적 크기를 감안하여 시험장치의 소형화가 절대적으로 필요한 요소로 작용하였다. 가열로의 크기를 최소화하여 적용하기 위해 독일 Netzsch LFA 가열부 기성품을 기준으로 제작되었다. 노심부는 가열부분의 Heat Zone 구성을 위해 축방향 단열 Disk를 설치하였고, 가열조건에 따라 Two Path의 인입가스 경로를 확보하였다. 시료의 산화와 소둔시험이 가능한 알루미나 재질을 사용하였으며, 최대시험온도는 1700℃로 설정되었다.

2.2.2 계측부

Canberra EM80020모델의 방사선계측기는 핫셀 내 가열로 상단부위에서 위치하게 된다. 기존의 계측방법은 독성물질의 필터링을 통해 불활성기체인 Kr-85를 측정하는 방법을 사용하였으나, 본 시험장비에서는 조사핵연료 시편을 가열하여 방생된 Cs, I 등의 FP를 직접 측정할 수 있다. 고방사선의 계측 민감도를 확보하기 위해 1.0 mm Slit의 텅스텐 Collimator를 사용하였으며, 계측기 probe는 20 mm의 납 차폐체를 이용하여 보호하도록 하였다. 핫셀 밖의 Glove Box에 설치된 FHT-59E Xp Beta 검출기를 통해 독성 FP가 제거된 KR-85의 방출거동을 확인하게 된다.

2.2.3 제어부

제어부에서는 가열로의 PID 온도 Control, MFC를 통한 분위기가스의 In/Out, 방사선계측의 조작 등이 수행된다. Fig. 1은 시용후핵연료 가열시험장치의 개략도이며, Fig. 2는 제작사진이다.

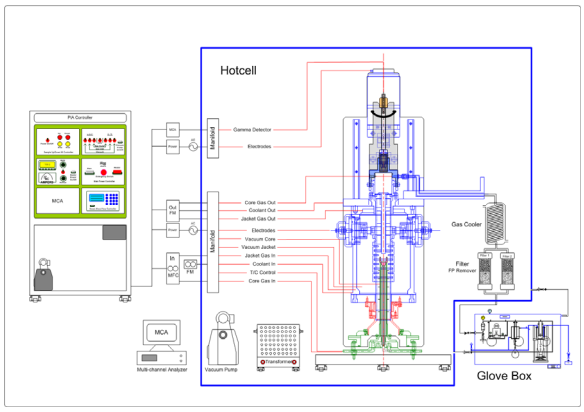


Fig. 1. Schematic Drawing of PIA.

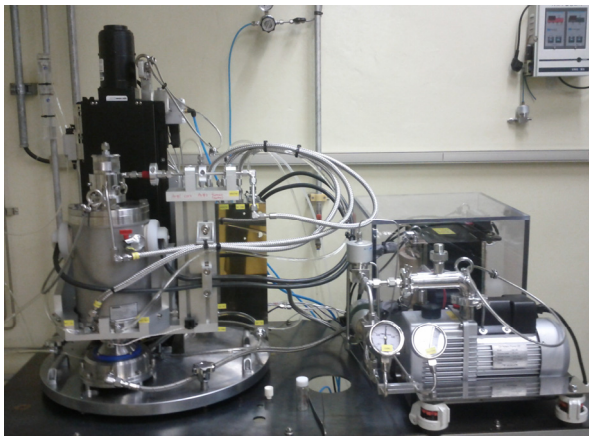


Fig. 2. Picture of Manufactured PIA Apparatus.

2.3 시험장비 운용 및 특징

본 가열시험장비는 조사된 핵연료 시편을 정해진 온도 시나리오 조건에서 방출되는 핵분열생성물의 핵종분석이 목적으로, 시편에서 방출되는 핵종을 Gamma Detector를 통해 직접계측하고 측정된 수치를 통해 정량화평가를 시행하게 된다. 일반적인 시험방법은 대략 200 mg의 크기의 고형시편을 Crucible에 넣어 노심관 Heat zone에 다양한 온도범위의 가열을 통해 방출되는 FP 핵종을 측정하게 된다. 특이할만한 사항으로 시료 지지대 축의 안쪽으로 인입 분위기가스를 조절하여 고온조건의 열충격 시험이 가능하여 급격한 온도변화에서의 FP 방출거동을 평가할 수 있다. 또 하나 특징으로, 가열로 상부캡은 오염정도에 따라 Manipulator를 통해 교체가 가능하도록 되어 있으며, 상부캡 안쪽에 세라믹 필터를 부착할 수 있도록 제작되었다. 시험이 종료되면 이 세라믹 필터에 부착된 FP 핵종은 별도의 계측을 통해 방출핵종의 교차평가가 가능하도록 하였으며, 특정핵종의 검출정도를 평가할 수 있다.

3. 요 약

사용후핵연료 및 조사핵연료의 안전성평가를 위한 산화시험과 소둔시험을 다양한 핵연료 개발과제에서 준비하고 있다. 한국원자력연구원의 PIEF에서 수행될 본 시험장치는 핫셀의 제한된 특성을 반영하여 효과적인 핵분열생성물의 핵종분석시험이 가능하도록 설계.제작되었다. 가열로의 소형화와 조작의 편이성을 반영하였으며, 핫셀 내 가열로 상부캡 위에 Gamma Counter를 설치하여 핵분열생성물의 방출량 측정이 가능하도록 하였다. 시험운용에 있어 일정한 온도범위에서의 가열조건과 급격한 온도변화를 모사할 수 있는 기능이 포함되었다. 아울러, 핵분열생성물의 핵종분석은 계측 외에 세라믹 흡착제에 고착된 방사선량의 측정을 통해 교차평가가 가능하다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발사업의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다. (No. 2012M2A8A4013172)

5. 참고문헌

[1] 김대호 외,. 조사후 핵연료 가열시험장치 개발, 한국원자력학회 2004 춘계학술발표회, 2004. 5.

[2] 김대호 외,. 고연소도 UO_2 사용후핵연료의 고온(1700℃) 가열시험 특성, 한국방사성폐기물학회 2007 추계학술발표회, 2007. 11.

[3] 김대호 외,. 사용후 UO_2 소결체와 DU 및 SIMFUEL의 고온산화 특성, 한국방사성폐기물학회 2014 추계학술발표회, 2014. 11.

정상조건에서의 콘크리트 건식 저장용기 자연대류 유동 해석

강경욱*, 김형진, 조천형
한국원자력환경공단 기술연구소, 대전광역시 유성구 가정로 168
*kku@korad.or.kr

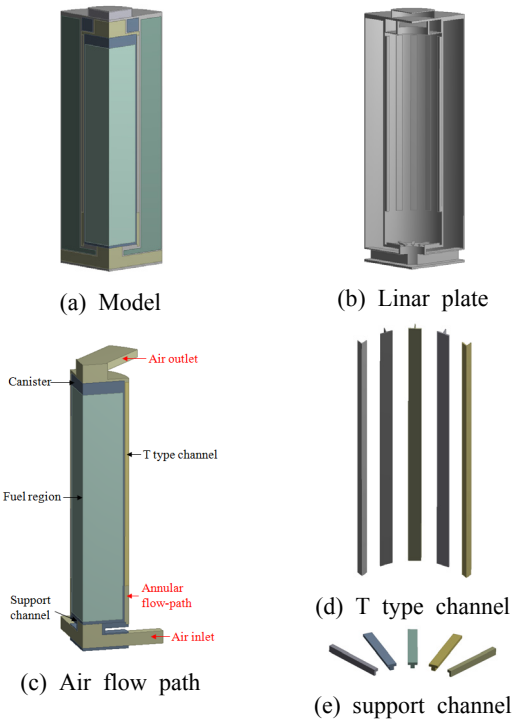
1. 서론

콘크리트 저장용기는 사용후핵연료에서 발생한 붕괴열을 자연대류에 의해 외부로 제거하도록 피동열제거시스템이 설계되어 있다. 피동열제거시스템은 크게 오버팩 상하부에 수평의 공기 입·출구 덕트와 캐니스터가 안착되면서 생긴 수직 환형유로로 구성된다. 공기유로에서 발생하는 자연대류 유동은 유로 표면에 설치된 다소 복잡한 형상의 구조물에 의해 다양한 유동이 발생한다.

본 연구에서는 전산유체역학코드인 FLUENT를 활용하여 콘크리트 저장용기에서 발생하는 자연대류 유동현상을 분석하였다.

2. 저장용기 및 유로 형상

Fig. 1은 해석에 활용한 모델이며 콘크리트 저장용기의 전체적인 형상과 공기유로를 구성하는 T형 채널과 방사형 구조물을 나타낸다. 실린더 형태로 단순화한 연료영역을 제외하고 나머지 구조물은 실제 도면과 일치하도록 모델링을 하였다. 하부에는 입구에서 유입된 공기가 적절히 배분되도록 16개의 방사형 구조물이 22° 간격으로 부착되어 있고 마찬가지로 측면 벽에도 16개의 T형 채널이 동일한 위치에 부착된다. 캐니스터는 오버팩과 일정한 간격을 유지하여 방사형 구조물 위에 안착되며 T형 채널의 평면벽(-)과 맞닿지 않는다. 입구 덕트에서 들어온 외부 공기가 환형유로를 따라 상승하여 출구로 원활하게 흐를 수 있도록 하부 및 상부 중앙에 원형유로가 설계되어 있다. 즉, 공기유로는 공기 입·출구, 환형유로 및 각관, 내부 표면의 구조물들로 인해 복잡한 구조이다.



(a) Model (b) Linar plate (c) Air flow path (d) T type channel (e) support channel

Fig. 1. Configuration on concrete storage cask.

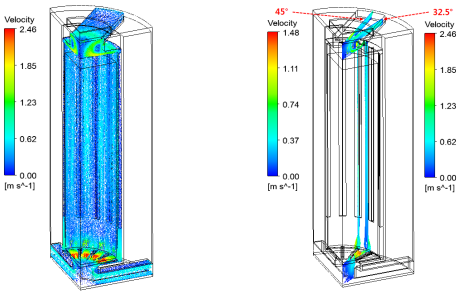
3. 해석방법

공기입구가 100% 열린 정상조건에 대한 저장용기 열해석을 위해 ANSYS DesignModeler와 Meshing 프로그램을 활용해 3차원 1/4 축대칭 모델을 구성하였다. 공기유로의 모든 벽면에 조밀한 격자를 생성하였다. 난류모델은 재순환 영역, 박리, 압력 변형이 큰 유동 예측에 접합한 k-ε 계열인 Realizable k-ε 모델을 사용하였고 Near-Wall Treatment는 복잡한 유동예측이 가능한 Standard wall function을 채택하였다. 복사 열전달 모델은 Discrete Ordinates 모델을 이용하고 태양열에 의한 복사량은 고려하지 않았다. 공기 입·출구에 Pressure inlet과 Pressure outlet을 설정하였다. 용기표면과 외부환경과의 대류를 고려하기 위해 대류열전달계수(h) 5W/m^{2}K 값을 임의로 설정하였다. 원형의 1/4 형상과 연료집합체의 부피로 나누어 계산한 연료영역에서 발생하는 열량은 1,758.5 W/m^{3}이다. Pressure-velocity coupling은 SIMPLE 알고리즘을 사용하였고 Momentum, Energy 및 Turbulence 항은 Second order upwind를 Pressure 항은 고부력 유동에 적합한 Body force weighted를 적용하였다.

4. 결 과

Fig. 2는 유로내 유동분포이다. 입구근처 유체는

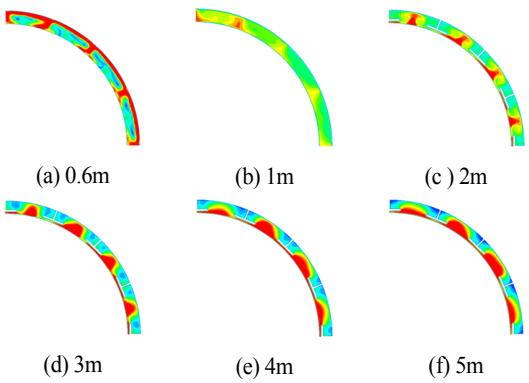
온도가 낮아 부력이 충분하지 않지만 캐니스터 근처 유체가 부력을 지속적으로 받아 상승하기 때문에 빨려 들어온다. 그리고 방사형 구조물 사이를 균일하게 통과하고 이 영역에서 최대속도를 갖는다. 환형유로의 하단으로 들어온 유체는 굴뚝효과에 의해 상단으로 올라갈수록 가속된다. 이 유동은 상단의 벽에 가로 막히게 되고 좁은 통로를 통과하면서 속도가 빨라지다가 상부의 원형유로에 접어들면서 속도가 감소한다.



(a) Airflow-path (b) 32.5° & 45°

Fig. 2. Velocity distribution in airflow path.

Fig. 3의 (a)~(f)는 환형유로에서 높이별 속도분포이다. 안쪽이 캐니스터 외벽이고 바깥쪽이 오버팩 내벽이다. 0.6 m의 경우, 속도가 빠른 유동이 오버팩 근처에 밀집된다. 이 영역은 방사형 구조물 사이를 통과한 유동이 모이는 지점이므로 속도가 빠르다. 특이한 점은 높이 1 m에서 T형 채널이 없음에도 불구하고 방사형 구조물을 통과한 유동이 모양을 그대로 유지했고 플룸도 희미하게 생성되었다. 유동이 상부로 발달할수록 T형 채널 사이로 플룸의 모양이 점점 뚜렷해 졌다.



(a) 0.6m (b) 1m (c) 2m

(d) 3m (e) 4m (f) 5m

Fig. 3. Velocity contour on heights in annular flow path.

Fig. 4는 환형유로에서 수직단면에 대한 속도분포이다. 속도분포의 경우 0.8 m의 높이까지 유체의 속도는 오버팩 근처에서가 빠르고 높이가 낮아질수록 속도는 증가했다. 1 m 높이에서 양쪽 벽면 근처에서의 속도는 거의 비슷했고 그 이상부터는 캐니스터 근처에서의 속도가 오버팩 근처의 속도를 앞질러 전형적인 자연대류 유동패턴이 나타나는 것을 확인하였다.

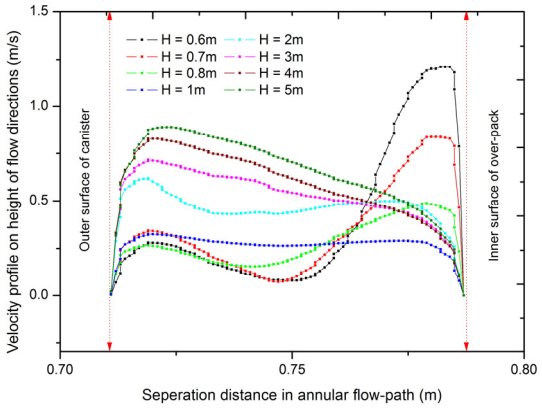


Fig. 4. Velocity profile in airflow path.

5. 결 론

본 연구에서는 FLUENT를 활용하여 콘크리트 저장용기의 공기유로에서 발생하는 자연대류 유동현상을 다양한 측면에서 분석하였다. 환형유로에서 최대속도의 발생위치는 방사형 구조물과 T형 채널, 그리고 유로면적에 따라 달라졌다. 공기입구를 통해 들어온 유동은 방사형 구조물 사이를 통과하면서 속도가 가장 빨랐다. 본 논문에서 기술한 현상은 콘크리트 저장용기의 피동열제거시스템에서 발생하는 유동패턴에 대해 이해하고 향후 보다 효율적인 피동열제거시스템을 설계하는데 있어서 공기유로를 구성하는 이론적 근거로 활용될 것이다.

6. 참고문헌

[1] ANSYS FLUENT user'guide, 2015.

[2] U.S NRC, Standard review plan for spent fuel dry cask storage systems at a general license facility, Rev. 1, 2010.

사용후연료 축방향 연소분포가 PLUS 7 핵연료 저장설비 임계안전에 미치는 영향 분석

손희동[1*], 한슬기[1], 이강욱[1], 조충래[1], 박화규[1], 박창제[2]
[1]두산중공업㈜, 경남 창원시 성산구 두산볼보로 22
[2]세종대학교, 서울 광진구 능동로 209
*heedong.sohn@doosan.com

1. 서론

사용후연료는 노심 운전조건과 운전기간, 노심내에서의 핵연료 위치 등 여러 가지 요인으로 인하여 축방향과 반경방향으로 다양한 연소분포를 가지게 된다. 특히, 핵연료의 축방향 연소분포는 핵연료의 연소기간 및 연소도 증가에 따라 몇 가지 전형적인 패턴을 보여준다. 축방향 연소 패턴에 대해서는 많은 연구가 진행되어 왔으며 그러한 연구 결과를 토대로 연소도별 Axial Profile이 여러 문헌을 통해서 발표되었다. PLUS 7 사용후연료 저장 설비 임계안전 평가 시 이러한 Axial Profile을 적용하여 축방향 연소분포를 분석하고 축방향으로 균일한 연소분포 대비 임계안전 차원에서 어떤 차이가 있는지 파악하고 Axial Profile이 충분히 보수적인 결과를 도출할 수 있는지 확인하는 것이 필요하다.

2. 본론

2.1 이론적 배경

일정기간 연소된 후 노심에서 인출된 사용후연료의 반응도는 핵연료 상.하부 끝단의 저연소도 영역에 의해서 영향을 받으며, 하단부 보다는 상단부 끝단이 더 큰 영향을 미치게 된다. 이는 노심내에서 냉각수의 이동에 따른 핵연료 상단부 온도가 하단부 보다 더 높기 때문이다.

또한 일정 연소도 영역 이상에서는 축방향으로 균일할 연소분포 보다는 실제 연소된 분포(Axial Profile)를 적용하여 계산한 중성자증배계수 값이 더 크게 나타난다. 이러한 효과는 냉각기간이 길수록 그리고 핵종은 Actinide 와 Fission Product를 모두 고려한 경우가 그렇지 않은 경우보다 크게 나타난다.

PWR Type 원전에서 노심에 장전된 핵연료는 노심 연소 초기에는 핵연료 상.하부 끝단보다는 핵연료 중간 부분에서 더 빨리 연소가 진행되어 Fig. 1과 같이 핵연료 축방향으로 Near Cosine Axial Flux Shape이 나타난다. 또한 핵연료 상.하부 끝단은 상대적으로 높은 중성자 Leakage로 인하여 핵연료 중간 부분보다 연소되는 정도가 느리다. 그러므로 연소가 진행될수록 핵연료 상.하부 끝단의 핵분열성 물질량이 상대적으로 핵연료 중간부분 보다 많이 분포하게 되어 사용후연료의 반응도 증가에 기여하게 된다.

그리고 연소도가 증가할수록 Fission Density가 Peak 값을 나타내는 부분이 핵연료 중간부분에서 양 끝단으로 옮겨가게 되어 고연소도 영역에서의 Fission Density는 상대적으로 연소가 덜 된 핵연료 양 끝단에서 큰 값을 나타내게 된다.

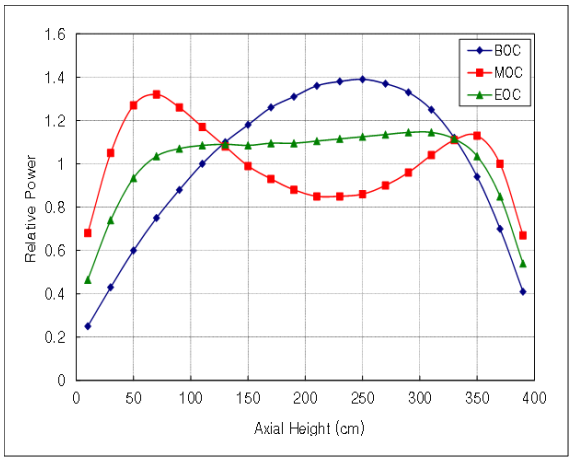


Fig. 1. Axial Power Distribution for a Typical PWR[1].

2.2 임계안전 평가 계산 조건

U^{235} 농축도 2.5 ~ 5.0wt%, 연소도 11,000 ~ 44,000MWD/MTU, 출력밀도 4.95 ~ 42.06MW/MTU, 연소후 냉각기간 100시간을 적용한 PLUS 7 핵연료가 Fig. 2와 같은 모양의 핵연료 저장시설에 저장되어 있다고 가정한다. 핵연료 저장시설은 2.5 mm 두께의 스테인레스 스틸로 구성된 사각기둥 모양의 핵연료 저장 공간이 서로 인접해서 연결되어 바둑판 모양을 하고 있고 핵연료와 핵연료 사이에는 Plate 형상의 중성자 흡수물질이 한 개 설치되어있다. 핵연료 4다발을 저장할 수 있는 2 x 2 배열의 단위 셀을 모델링 한 후 X-Y 방향으로는 Periodic

Boundary Condition을 적용하여 무한배열을, 축방향으로는 Active Fuel과 Fuel 상.하단에 50 cm 두께의 물층을 모델링 한 다음 유한배열을 적용하였다.

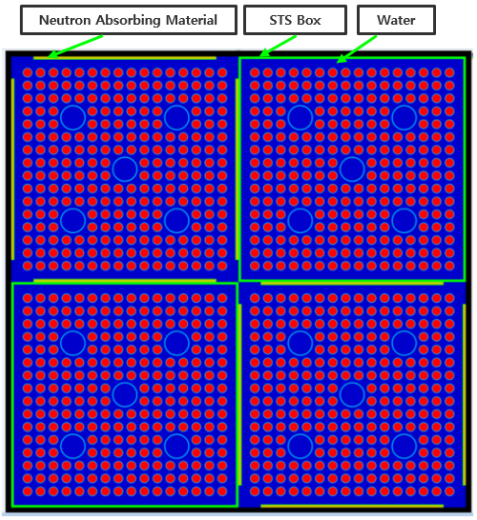


Fig. 2. Spent Fuel Storage Facility.

2.3 결과 및 고찰

Table 1은 Fig. 2와 같은 사용후연료 저장설비에 PLUS 7 핵연료가 저장되어 있다고 가정하고 핵연료의 농축도와 연소도에 따라 축방향으로 Axial Profile을 적용한 경우와 균일한 연소분포를 적용하여 중성자증배계수 값을 계산한 결과를 비교한 것이다. Axial Profile은 NUREG/CR-6801[2]에 기술된 Burnup Group별 Bounding Profile을 적용하였으며 핵연료 축방향으로 총 18개의 Node로 구분하여 각 Node별 연소분포를 계산하였으며, 균일한 연소분포는 Active Fuel을 1개의 Node로 구분하고 평균연소도를 적용하여 계산하였다.

Table 1. keff Difference between Axial and Uniform Distribution for PLUS 7

구 분		keff		
U^{235} 농축도 (wt%)	평균연소도 (MWD/MTU)	Distribution		차이 (A-B)
		Axial(A)	Uniform(B)	
2.5	11,000	0.92563	0.91733	0.00830
3.0	18,000	0.92338	0.91531	0.00807
4.0	31,000	0.92868	0.91292	0.01576
5.0	44,000	0.92583	0.91044	0.01539

계산 결과 2.1항에 기술된 내용과 동일한 결과는 나타나지는 않았지만 고연소도 영역에서의 두 경우의 차가 저연소도 영역에서의 차이보다 약 2배 큰 값이 나타남을 알 수 있었다. 이는, 연소가 진행될수록 Axial Profile을 적용한 연소분포 계산은 고연소도 영역이 저연소도 영역보다 보수적인 결과를 얻을 수 있음을 알 수 있다.

3. 결론

사용후연료 저장설비 임계해석시 핵연료의 축방향 연소분포는 Axial Profile을 적용한 경우와 균일한 분포를 적용한 경우와 비교하여 그 차이는 불확실도로 반영이 되어야 한다. Axial Profile을 적용한 연소분포 계산은 핵연료 상.하부 끝단의 연소된 정도에 따라 차이를 나타내는데 이는 핵연료 상.하단 Node 에서 핵분열성 물질이 차지하는 비율이 다른 Node에 비해서 상대적으로 크기 때문이다. 또한 PLUS 7 핵연료에 대해서 NUREG/CR-6801에 기술된 Profile을 적용하여 축방향 연소분포를 계산할 경우 고연소도 영역에서는 보수적인 결과를 얻을 수 있다.

4. 참고문헌

[1] C.J. Park, H.G. Park, H.D.Sohn, S.G. Hong, "End Effect Analysis with Various Axial Burnup Distributions in High Density Spent Fuel Storage Racks", Annals of Nuclear Energy 82, 174-178 (2015).

[2] Wagner, J.C., DeHart, M.D. and Parks, C.V., "Recommendations for Addressing Axial Burnup in PWR Burnup Credit Analyses", NUREG/CR-6801, ORNL/TM-2001/273, Oak Ridge National Laboratory (2002).

[3] Turner, S.E., "An Uncertainty Analysis - Axial Burnup Distribution Effects", Proc. Workshop Use of Burnup Credit in Spent Fuel Transport Cask, Washington D.C., Feb 21-22, (1988).

U_3O_8 분말의 밀링시간에 따른 특성 변화

나상호[1*], 신진명[1], 이기원[1], 황두성[1], 최종원[1], 유명준[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한전원자력연료㈜, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 242
*shna@kaeri.re.kr

1. 서론

UO_2 소결체를 대기분위기에서 약 350℃~700℃로 산화시키면 밀도감소에 의한 부피팽창으로 인하여 U_3O_8 분말이 된다. U_3O_8 분말의 입자 크기는 산화온도 및 소결체의 결정립 크기에 영향을 받는다. UO_2 소결체를 원자로에서 연소시키면 연소도 또는 선출력에 따라 소결체의 결정립의 크기가 달라진다. 즉 연소도에 따라 UO_2 소결체에는 가장자리부터 중심으로 갈수록 결정립 크기는 증가한다. 또한 연료봉의 축방향으로의 연소도 차이에 따라 소결체 내의 TRU의 분포가 불균질하다.

이러한 불균일한 입자 크기와 TRU의 불균질 분포는 재활용 공정 및 핵투명성에 기여할 수 있는 핵연료물질의 정확한 계량 측정에 영향을 줄 수 있다. 따라서 핵연료물질의 재활용 공정 확립 및 정확한 계량을 위해서는 입자크기의 균일화와 TRU의 균질화가 요구된다. 이를 위해 분말을 미세화하는 밀링공정이 적용되며, 또한 분말의 미세화는 성형성 및 소결성에 영향을 미친다[1].

여기에서는 U_3O_8 분말의 밀링시간에 따른 분말 특성을 조사하였다.

2. 본론

2.1 시편 준비 및 실험 방법

UO_2 소결체(소결밀도 ; 96%T.D., 결정립 크기 ; 약 9㎛)를 대기분위기, 450℃에서 4 시간 산화시켜 U_3O_8 분말로 제조하였다. 제조된 U_3O_8 분말을 분쇄하는 밀링장치는 본원에서 개발한 다이나믹밀[2]을 사용하였다. 밀링시간은 0~8 시간(0, 1, 2, 4 그리고 8)으로 하였다. 밀링시간에 따른 분말의 비표면적은 Micromeritics ASAP 2400으로, 분말의 겉보기밀도는 ASTM B212 방법으로, 그리고 분말의 입자크기는 레이저형 입도분석기(Malvern Mastersize /E)로 측정하였다. 밀링시간에 따른 입자 형상은 SEM으로 나타내었다.

2.2 실험 결과

2.2.1 밀링시간에 따른 분말의 비표면적

밀링시간에 따른 U_3O_8 분말의 비표면적을 Fig. 1에 나타내었다. 그림에서 보는 바와 같이, 분말의 비표면적은 밀링시간에 따라 증가하다가 감소하는 경향을 보여준다. 즉 밀링시간 2 시간까지 분말의 비표면적이 급격하게 증가하여 최대값을 보이다가 완만하게 감소하는 경향을 보여준다. 이는 밀링시간 2 시간을 초과하는 경우 미세화된 분말이 재응집되어 비표면적이 감소하는 것으로 판단된다.

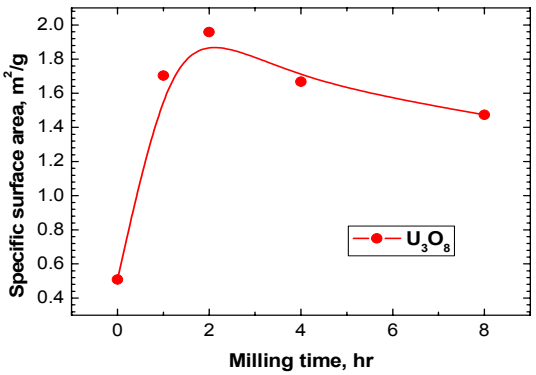


Fig. 1. Milling time vs. specific surface area.

2.2.2 밀링시간에 따른 분말의 겉보기 밀도

밀링시간에 따른 U_3O_8 분말의 겉보기 밀도를 Fig. 2에 나타내었다. 그림에서 보는 바와 같이, 밀링시간에 따른 U_3O_8 분말의 겉보기 밀도는 증가하다가

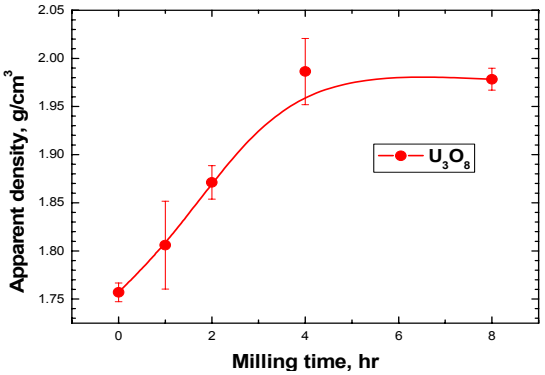


Fig. 2. Milling time vs. apparent density.

4 시간 이상에서는 거의 포화되는 경향을 보여준다. 이는 밀링시간이 4 시간을 초과하는 경우 겉보기 밀도에 거의 영향을 미치지 않는 것은 분말의 재응집이 더 이상 일어나지 않는 것으로 판단된다.

2.2.3 밀링시간에 따른 입자크기

밀링시간에 따른 U_3O_8 분말의 입자크기를 Fig. 3에 나타내었다. 그림에서 보는 바와 같이, U_3O_8 분말의 입자크기는 밀링시간 2 시간까지 급격히 감소하다가 그 이상의 밀링시간에서는 포화되는 경향을 보여준다. 밀링의 효과가 2 시간이 최대인 것으로 판단된다.

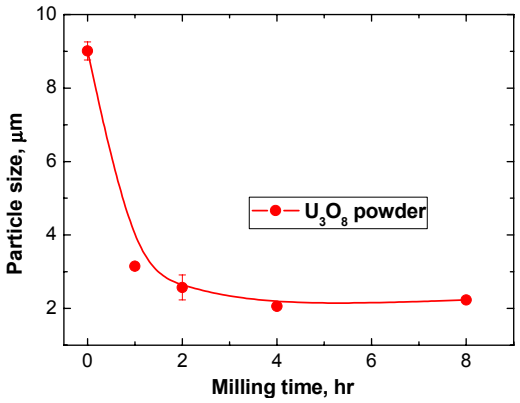


Fig. 3. Milling time vs. particle size.

2.2.4 밀링시간에 따른 입자 형상

밀링시간에 따른 U_3O_8 분말의 입자 형상을 SEM 사진으로 Fig. 4에 나타내었다.

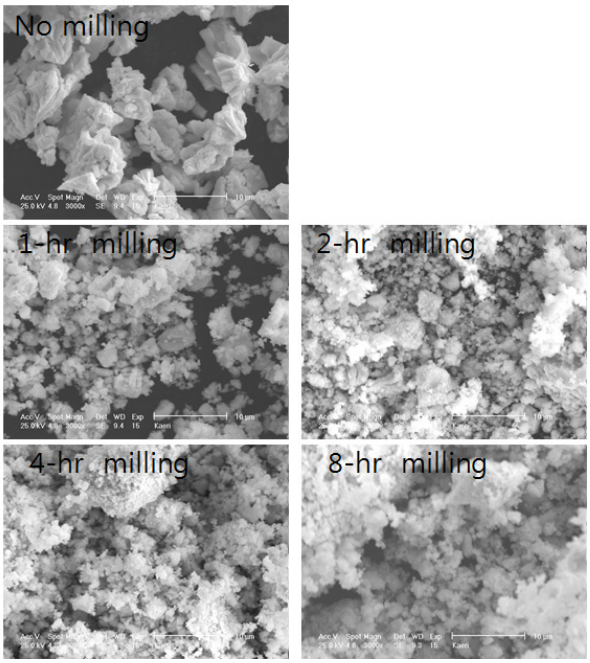


Fig. 4. SEM powder morphology.

SEM 사진에 나타난 바와 같이 밀링시간 2 시간까지는 입자크기가 감소하나 그 이상의 밀링시간에서는 재응집되는 것으로 사료된다.

3. 결론

밀링시간에 따른 U_3O_8 분말의 특성을 조사하여 다음과 같은 결과를 얻었다.

- 분말의 비표면적과 입자크기는 밀링시간 2 시간이 최대인 것으로 나타났다.
- 분말의 겉보기 밀도는 밀링시간 4 시간에서 최대인 것으로 나타났다.

4. 참고문헌

[1] Sang Ho Na et al., "Effect of Ball-mill treatment on powder characteristics, compaction and sintering behaviors of ex-AUC and ex-ADU UO_2 powder, Journal of the Korean Nuclear Society, Vol. 34(1), pp.60~67, February, 2002.

[2] 나상호 등, 다이나믹밀, 특허 제0484537호.

불활성 가스 분위기 핫셀용 원격조종기(20kg급) 설계

정평웅*, 곽봉순, 김현성, 정근석, 박근모, 장명진, 이은표
㈜월성티엠피, 대구광역시 북구 노원로75 한국로봇산업진흥원 로봇혁신센터
*woelsung@hanmail.net

1. 서론

핫셀 내의 고 방사성 물질을 취급하기 위한 마스터 슬레이브 원격조종기는 핫셀의 필수 장비이다. ㈜월성티엠피는 핫셀의 크기, 용도 및 특성에 맞게 원격조종기를 설계·제작하여 국내 수요 및 해외수출에 기여하고 있는 국내 유일의 업체이다. 다양한 용량 및 형식의 마스터 슬레이브 원격조종기를 수요처에 공급하기 위한 일환으로 무선 원격제어를 적용한 고준위 방사성 물질 취급용 대용량(20 kg급) 원격조종기 개발과제의 1차년도 수행과제로 불활성 가스 분위기 핫셀용(20 kg급)의 master part, slave part, through tube part의 3부분으로 분리되는 원격조종기를 개발하는 첫 단계로서 설계를 완료하였다. 이 논문에서는 설계가 완료된 불활성 가스 분위기 핫셀용 원격조종기에 대한 설계요건과 기능 및 구조를 기술하였다

2. 본론

2.1 원격조종기의 설계요건

원격조종기는 작업자가 master part의 손잡이의 조작에 따라 1:1의 똑같은 운동을 slave part의 tong에 전달할 수 있는 구조로 되어야 한다. 고 하중에서 원격조종기의 조작성을 향상시키기 위해서는 동력전달 매개절로서 사용되는 와이어 케이블(7*19 S꼬임, Ø1.59)에 가해지는 하중을 현저히 감소시킬 수 있는 기구학적인 구조로 구성되어야 한다. 불활성 가스 분위기 핫셀에 적용되는 원격조종기의 slave part는 원격으로 through tube에 탈부착이 가능하여야 하며 through tube part는 동력전달이 가능하고 완전한 sealing과 방사선 차폐가 가능한 구조로서 불활성 가스 분위기 핫셀에 어떠한 영향도 미쳐서는 안 된다. 원격조종기 붐 튜브의 상·하 운동을 전달하는 매개절은 조작성을 향상시키기 위하여 두께가 얇은 스테인리스강 테이프로 하고 튜브 관성을 최소화하기 위하여 slave part의 중간 튜브는 모터 구동에 의하여 별도로 구동시키는 구조이다. 각 운동부의 관성을 최소화하기 위하여 형상튜브 및 블록 등은 알루미늄 합금(AL6061-T6) 재질에 부식을 방지하기 위한 표면처리를 하고 그 외 부품은 방사화를 최소화하기 위하여 스테인리스강 재질의 것을 사용한다. 또한 원격조종기는 slave part의 tong motion, elevation & twist motion과 붐 튜브의 Z motion, azimuth motion 및 counterbalance 기능이 구비되어 붐 튜브의 자립상태를 유지하여야 하며 master part 및 slave part의 좌·우 방향 및 전·후 방향 운동으로 인한 무게 균형을 맞추기 위한 균형추를 구비하여야 한다. 그리고 각 운동에 대한 잠금장치를 구비하여야 할 뿐만 아니라 유지보수가 간편한 구조로 설계하였다.

2.2 원격조종기의 기능 및 구조

2.2.1 Tong motion

Tong motion은 master part의 손잡이 레버의 각운동을 중간 매개절인 와이어 케이블, 동력전달 축 및 와이어 드럼에 의하여 slave part의 tong을 작동시킴으로서 핫셀 내의 고 방사성 물질을 취급할 수 있다. 또한 idle pulley를 적용하여 와이어 케이블에 전달되는 하중을 반으로 경감함으로서 조작성을 향상하였으며 master part의 손잡이 부분에는 latchet을 이용한 locking 장치가 있어 tong의 동작을 고정하거나 해제할 수 있다.

2.2.2 Elevation & Twist motion

Elevation & Twist motion은 master part의 손잡이의 운동을 중간 매개절인 4 가닥의 와이어 케이블, 동력전달 축 및 와이어 드럼에 의하여 slave part의 tong을 작동시키는 구조로서 wrist joint의 회전 및 각운동을 평기어에 의한 증속과 idle pulley를 적용하여 중간 매개절인 와이어 케이블에 가해지는 하중을 1/4.5로 경감시킴으로서 고 하중에서의 조작성을 향상시켰다. Wrist joint의 twist motion 각도는 피니언 베벨기어가 수평 아래 38°의 중립위치에서 시계방향 및 반시계방향으로 170°이며 elevation 각도는 중립위치에서 상·하 방향으

로 78°이다. 또한 wrist joint의 조작성과 내구성을 향상시키기 위해서 sprocket과 로울러 chain을 적용하고 로울러 chain과 idle pulley 사이는 두께가 얇은 스테인리스강 테이프를 적용하였다.

2.2.3 Azimuth motion

Azimuth motion은 master part의 붐 튜브의 회전력을 slave part의 붐 튜브에 전달하는 것으로서 2 가닥의 와이어 케이블, 동력전달 축 및 외이어 드럼에 의하여 운동이 전달된다. Azimuth motion의 회전각도는 시계방향 및 반시계방향으로 174°이다.

2.2.4 Z motion & counterbalance

Z motion을 전달하는 매개절에는 많은 하중이 가해지므로 조작성을 향상시키기 위하여 두께가 얇은 스테인리스강 테이프를 적용하였으며 붐 튜브의 관성을 최소화하기 위하여 slave part의 중간 튜브는 master part에 구비된 모터와 slave part에 구비된 1/2 speed carriage system에 의하여 별도로 구동되도록 하고 중간 튜브의 구동에 따라 master part에 구비된 균형추의 위치가 가변됨으로 붐 튜브의 자립상태가 유지되어 조작성을 향상시킬 수 있다. 또한 유지보수성을 향상시키기 위해서 일부에 로울러 체인을 적용하였다.

2.2.5 X, Y motion 및 balance weight

X motion은 master 및 slave part가 수직인 상태에서 좌·우 방향으로 45° 각도를 회전할 수 있을 뿐만 아니라 master part가 수직인 상태에서 slave part를 구동모터에 의하여 좌·우 방향으로 25° 각도의 회전이 가능하다. Y motion은 master 및 slave part가 수직인 상태에서 전 방향으로 25° 각도, 후 방향으로 30° 각도를 회전할 수 있을 뿐만 아니라 master part가 수직인 상태에서 slave part를 구동모터에 의하여 전 방향으로 70° 각도, 후 방향으로 25° 각도의 회전이 가능하다. X motion에 대한 무게 균형을 맞추기 위한 균형추가 master part의 상부에 구비되고 Y motion에 대한 무게 균형을 맞추기 위한 균형추는 master part의 transfer 상부에 구비되어 있으며 회전각에 따라 균형추의 위치가 가변됨으로서 조작성을 향상시켰다. 그리고 X motion motor, Y motion motor 및 Z motion motor의 구동을 위한 스위치 및 선택스위치는 master part의 손잡이 부분에 위치한다.

2.2.6 Locking system

Locking system에서 X motion locking 장치는 원형드럼에 나사기구와 마찰재를 이용하였으며, elevation & twist motion, azimuth motion, Z motion locking 장치는 레버기구를 이용한 쎄레이션 키를 이용하였고 tong locking 장치는 latchet을 이용한 장치로 구성되었다.

2.2.7 Through tube

Through tube는 핫셀의 wall tube에 삽입되는 부분으로서 핫셀 벽에 상응하는 방사선 차폐성능을 유지하기 위하여 납 블록과 PE 블록을 차폐체로 적용하여야 할 뿐만 아니라 불활성 가스 분위기 핫셀에 영향을 주지 않게 하기 위하여 완전한 sealing이 유지되어야 한다. 또한 sealing 부품 및 재료는 6 개의 동력전달 축에 미치는 마찰저항을 최소로 하기 위하여 실리콘 재질의 seal을 적용하였고 seal 사이에는 오일이 충진된다.

3. 결론

국내 유일의 원격조종기 설계·제작업체로서 내수 및 해외수출에 기여하고 있으며 그동안의 설계 및 제작능력에 대한 노하우를 반영하고 개선하여 불활성 가스 분위기 핫셀용(20kg급) 원격조종기의 설계가 완료되었다. 형상튜브 인발 및 부품을 가공하고 조립한 후 성능 테스트를 수행하고 부족한 부분을 보완하여 원격조종기 개발이 완료되면 또 하나의 모델이 추가됨으로서 그동안 수입에만 의존한 불활성 가스 분위기 핫셀용의 원격조종기를 국산으로 대체함으로서 상당한 외화절감 효과를 얻을 수 있을 뿐만 아니라 수출도 기대할 수 있게 되었다.

4. 참고문헌

[1] 방사능기기의 원격조종기(KTH-100) 바란스 및 틸팅장치 개발 보고서, 중소기업청, 2015년 04월 07일.

[2] 방사성 동위원소 시험용 소용량 원격조종기(telemanipulator) 시제품 제작 및 사업화 보고서, 한국로봇산업진흥원, 2015년 06월 05일.

운반용기의 단기운영공정 열전달 해석 방법론

김형진[1*], 이동규[2], 강경욱[1], 조천형[1]
[1]한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 가정로 168
[2]㈜코네스코퍼레이션, 서울특별시 서초구 명달로 65
*hjkim@korad.or.kr

1. 서론

건식 용기를 사용한 운반 및 저장 시, 사용후핵연료 다발의 회수성 및 건전성을 유지하기 위해서 핵연료 피복관 온도는 400℃ 이내를 유지해야 한다[1-2]. 이러한 온도 제한 조건은 사용후핵연료 다발을 운반 용기에 장전하는 과정인 단기운영공정에도 적용된다[3]. 따라서 해당 제한 조건을 만족하도록 각 공정의 열전달을 평가하고 이를 바탕으로 작업 제한 시간을 결정해야 한다.

단기운영공정(short-term operations)이란 사용후핵연료의 운반 용기 장전에서부터 용기를 운반하기 전까지 사용후핵연료 건물에서 발생하는 일련의 작업공정을 의미한다. 단기운영공정은 내부 매질에 따라 습식공정, 진공건조공정 및 건식공정의 3가지로 구분할 수 있다. 습식공정은 사용후핵연료 장전, 제염조로 용기 이동, 캐니스터(canister) 뚜껑 용접 등을 포함하며, 용기 내부가 물로 채워져 있는 공정이다. 진공건조공정은 용기 내부 환경을 건식으로 만들어 주기 위하여, 용기 내부의 물을 배수하고 잔여 수분을 제거하기 위한 공정으로 내부 환경이 진공인 상태이다. 건식공정은 진공건조공정 이후 용기 내부를 헬륨으로 충진하여 건식 환경이 조성된 공정이다. 각 공정은 매질 차이로 인해서 열전달 환경 및 열전달 모드가 변경되므로, 온도 분포는 공정별로 다른 경향을 보인다. 습식공정은 물에 의한 대류, 전도 및 복사 열전달이 발생하며, 진공건조공정은 매질 부재로 인해서 복사 열전달만이 발생한다. 또한 건식공정의 경우 충진 기체(헬륨)가 존재하므로 모든 열전달 현상이 발생한다.

습식공정의 열전달 평가 및 이에 따른 작업시간 결정 시, 용기 내부에 존재하는 물의 국부적인 비등이 발생하지 않도록 작업 시간을 결정해야 한다. 국부적 비등으로 인하여 용기 내부압력이 급격하게 증가하여 압력 제어가 어려워지고, 사용후핵연료와 매질(물)간 열전달이 감소하여 사용후핵연료의 온도 증가를 유발하기 때문이다. 또한 진공건조공정은 매질 부재로 인하여 외부 환경으로 열전달이 가장 나빠지는 공정이며, 이로 인하여 용기 내부의 온도 증가가 빠르게 진행되므로 이에 대한 상세한 분석이 요구된다.

이와 같이 단기운영공정을 구성하는 공정들은 다른 매질과 열전달 환경을 가지고 있다. 따라서 단기운영공정 열전달 해석은 각 공정별로 해당 공정의 특성에 맞는 매질 및 해석모델을 적용하여, 작업시간에 대한 과도상태 열전달 해석을 수행해야 한다.

본 논문에서는 단기운영공정 시 운반 용기의 안전성 평가를 위하여 각 공정별 열전달 특성 파악 및 해석 방법론을 제시하였다.

2. 열전달 해석 방법 분석

2.1 공정에 따른 용기 내부의 매질 특성

작업공정에 따라 캐니스터 내부 매질이 변경되기 때문에, 단기운영공정은 각 공정별로 다른 열전달 환경을 갖는다. 따라서 공정별로 작업 시간에 따른 온도이력 변화가 발생하고, 경우에 따라서는 사용후핵연료 피복관의 건전성을 위해 외부 냉각 장치에 의한 냉각을 필요로 한다.

습식공정은 사용후핵연료 장전, 제염조로 용기 이동, 캐니스터 뚜껑 용접 등의 공정을 포함하며, 캐니스터 내부가 물로 채워져 있는 공정이다. 따라서 캐니스터 내부의 열전달 모드는 물에 의한 대류 및 전도이며, 복사는 물의 특성상 발생하지 않거나 매우 미미할 것이다.

진공건조공정은 캐니스터 내부 환경을 건식환경으로 만들어 주기위한 전 단계로 캐니스터 내부의 물이 배수되고 잔여 수분을 제거하기 위한 공정이다. 따라서 내부 매질이 존재하지 않기 때문에, 캐니스터 내부의 열전달은 주로 복사에 의해서 이루어질 것이다. 매질 부재로 인하여 진공건조공정은 단기운영 공정 중 가장 열악한 열전달 환경이므로 온도 증가가 빠르게 이루어진다. 사용후핵연료에서 발생하는 붕괴열의 정도에 따라 외부로부터의 냉각수 주입에 의한 냉각이 필요할 수도 있는 공정이다.

건식공정은 진공건조공정 후 캐니스터 내부를 건식환경으로 만들어 주기 위해서 헬륨을 충진한 이후의 공정이다. 따라서 캐니스터 내부 환경은 건식환경을 유지하며, 열전달 모드는 헬륨에 의한 전도, 대류와 복사이다.

2.2 공정별 열전달 해석 방법

습식공정에 대한 열전달 해석 시, 사용후핵연료를 캐니스터에 장전하는 과정은 고려하지 않았다. 사용후핵연료를 장전하는 과정은 습식저장조 물과 캐니스터 내부가 열평형 상태이기 때문이다. 사용후핵연료 장전 후 작업은 캐니스터 뚜껑 용접이며 제염조에서 수행된다. 해당 공정 동안 운반 용기 표면과 연료건물 내 환경사이에서는 열교환이 이루어지며, 캐니스터 내부 물과 장전된 사용후핵연료는 시간이 지남에 따라 온도가 상승한다. 이러한 열전달을 평가하기 위해서 보수적으로 캐니스터 내부의 전도만을 고려한다. 습식공정에 대한 열전달 해석을 위한 해석모델은 금속 운반 용기 각 구성요소를 포함해야 하고 수직설치 상태에 대한 모델을 적용한다. 열전달 해석은 공정 작업시간을 고려한 과도상태 해석을 요하며 초기조건은 46℃ 열평형 상태[3]를 적용한다.

진공건조공정은 캐니스터 내부에 매질이 존재하지 않기 때문에 열전달 성능이 좋지 않다. 따라서 캐니스터 내부 온도가 급격하게 증가하고, 이로 인하여 사용후핵연료 피복관이 제한 온도를 초과할 수 있다. 그러므로 필요에 따라서 캐니스터 외부와 용기내부 사이의 환형공간(annulus)을 통해 냉각을 해야 할 필요성이 있다. HI-STORM100 및 MAGNASTOR 용기는 환형공간을 통한 냉각을 필요로 한다. 이러한 용기는 내부 붕괴열에 따라 냉각 방법을 달리 하거나 시간제한을 둔다. 해석 대상인 운반 용기의 붕괴열이 상대적으로 낮을 경우, 환형공간을 통한 냉각은 필요하지 않을 것으로 판단된다. 그러나 캐니스터 내부의 환경변화에 따른 온도 증가는 발생할 것이므로, 사용후핵연료 피복관 온도를 평가할 필요성은 있다.

건식공정은 캐니스터 내부가 헬륨으로 충진되어 있는 상태이다. 따라서 열전달 모드는 전도, 대류 및 복사 전부를 적용한다. 이러한 상황은 용기가 수평 방향으로 설치되는 정상운반조건과 동일한 상황이다. 즉 정상운반조건의 해석결과가 건식공정의 결과를 포함할 수 있을 것이다.

단기운영공정 열전달해석을 위해서는 공정별 작업시간을 결정해야 한다. 이를 위해서 국외 건식용기인 HI-STORM100과 NUHOMS 시스템의 작업시간[4-5]을 참고하였다. 두 시스템의 작업시간을 고려하여 보수적으로 습식공정 15 시간, 배수공정 3 시간, 진공건조공정 3 시간으로 설정한다.

3. 결론

원자력발전소 연료 건물 내에서 연료 장전을 포함한 단기운영공정시 사용후핵연료 피복관 온도는 400℃이하를 유지하도록 권고하고 있다[3]. 이에 단기운영공정을 습식공정, 진공건조공정 및 건식공정으로 구분한 열전달 해석방법론을 제시하였다. 각 공정별 열전달 및 매질 특성을 분석하였으며, 이를 개발 중인 운반 용기를 평가하는데 활용이 가능할 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 산업통상자원부(MOTIE)와 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구과제입니다(No. 20141710201730A).

5. 참고문헌

[1] US Government, Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel and High Level Radioactive Waste and Reactor-Related Greater than Class C waste. 10 CFR 72 (2014).

[2] US Nuclear Regulatory Commission (NRC), Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities. NUREG-1567 (2000).

[3] US Nuclear Regulatory Commission (NRC), Standard Review Plan for Dry Cask Storage Systems. NUREG-1536 (2009).

[4] Holtec International Inc., Final Safety Analysis Report for the HI-STORM 100 Cask System, Rev.9 (2010).

[5] AREVA Inc., Final Safety Analysis Report for the NUHOMS Horizontal Modular Storage System for Irradiated Nuclear Fuel (2010).

COMSOL MULTIPHYSICS 프로그램을 이용한 GBC-32 건식저장용기에 대한 온도분포 평가

윤형주, 박광헌*
경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 덕영대로 1732
*kpark@khu.ac.kr

1. 서론

국내 가압경수로(Pressurized Water Reactor, PWR)형 사용후핵연료(Used Nuclear Fuel, UNF)의 소내저장능력이 2024년이면 한계에 도달하여, 최악의 경우 PWR UNF의 소내저장문제로 인해 원자력발전소의 운전이 불가능해지는 상황이 올 수 있다. 그래서 UNF의 장기건식저장에 대한 대비가 필요하고, 그에 대한 정확한 안전성 평가들이 중요하다. 특히, UNFs와 그것들을 저장한 건식저장용기시스템의 온도분포에 대한 열적안전성평가는 건식으로 저장하는 동안 발생하는 피복관 내 최대온도의 변화 또는 건식저장용기시스템의 자연대류냉각기능에 의한 온도분포 등을 예측하고, 이를 통해 안전성의 규제요건을 만족하는지를 확인해야 한다. 그러므로 본 연구는 일반적인 열적 해석이 가능한 프로그램인 COMSOL Multiphysics를 이용하여 UNF들과 그것들을 저장한 건식저장용기시스템의 온도분포를 예측하였다.

2. 본론

2.1 COMSOL MULTIPHYSICS 프로그램

COMSOL Multiphysics 프로그램은 유한요소방법을 통해 다양하고 복잡한 자연현상을 대상으로 구조역학해석, 유체역학해석, 전자기해석, 화학반응해석, 열해석 등을 순차적으로 각각 또는 동시적으로 서로 연동하여 수행하는 다중물리현상해석프로그램이다. 본 연구에서는 UNF들과 그것들을 저장한 건식저장용기시스템의 온도분포에 대한 열적안전성평가를 수행하기 위해 COMSOL Multiphysics 프로그램의 열해석 모듈만을 이용하였다. 열해석 과정에서 적용된 고체물질에 대한 열전달 지배방정식은 식 (1)과 (3)와 같고, 유체물질에 대한 열전달 지배방정식은 식 (2)과 (3)와 같다. 여기서, Q_{ted}는 열탄성감쇠현상을, Q_{vd}는 점성소실현상을 고려하기 위한 인자들로써 본 연구의 열해석에는 무시하였다. 그리고 d_z는 2차원 형상에 대한 3차원에서의 가상 높이를 의미하고, 핵연료의 높이로 적용하였다.

$$d_z\rho C_p\vec{u}\cdot\nabla T+\nabla\cdot\vec{q}=d_zQ+q_0+d_zQ_{ted} \quad (1)$$

$$d_z\rho C_p\vec{u}\cdot\nabla T+\nabla\cdot\vec{q}=d_zQ+q_0+d_zQ_p+d_zQ_{vd} \quad (2)$$

$$\vec{q}=-d_zk\nabla T \quad (3)$$

2.2 기하학적 형상 및 물질 설정

본 연구에서 모델링한 건식저장용기 내에 저장된 사용후핵연료집합체의 설계유형은 국내의 PLUS7 16X16 핵연료집합체이다. 이 건식저장용기는 32개의 사용후핵연료집합체들을 저장할 수 있는 GBC-32(Generic 32 PWR-assembly Burnup Credit) 금속건식저장용기이다. 비교적 빠르고 단순한 열해석을 위해, 2차원 형상을 이용하여 프로그램을 수행하였고, 건식저장용기의 기하학적 형상뿐만 아니라 구성물질 설정에도 냉각기능에 영향을 미치는 중요한 구성요소들만을 적용하여 모델링을 단순화하였다. PLUS7 16X16 핵연료집합체와 GBC-32 금속건식저장용기을 구성하는 주요한 물질들(UO_2 소결체, 헬륨 갭, Zircaloy-4 피복재와 spacer grid, ZrO_2 산화물, 스테인리스스틸-304 집합체구조재와 금속건식저장용기 외벽물질, B4C+Al 중성자흡수구조재) 중에 특히 UO_2 소결체는 붕괴열공급물질이자 1차 열전달물질로써 그 열적 성질들이 매우 중요하다. 열해석과 관련된 열전도도, 밀도, 비열 중에 특히, 온도와 연소도에 따른 열전도도의 변화가 가장 중요하고 이를 Fig. 1(x축:온도, y축:연소도, z축:열전도도)에 나타내었다[1].

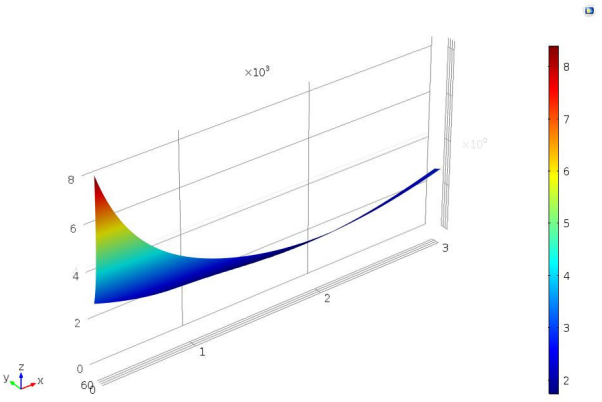


Fig. 1. Thermal Conductivity of UO_2 Pellet.

2.3 계산결과 및 분석

본 연구의 해석조건은 정상상태(stationary state)를 적용하였고, UO_2 소결체에서 방출하는 비붕괴열(W/m^3)은 시간에 따라 변하지 않는다고 가정하였다. Fig. 2는 PLUS7 사용후핵연료집합체와 그 집합체 32개를 저장하고 있는 GBC-32 금속건식저장용기의 1/4 기하학적 형상에 대한 열해석 계산결과의 온도분포이다. 최대온도는 짙은 빨간색으로, 최저온도는 짙은 파란색으로 표시하였다. 최대온도는 Fig. 2의 저장용기 가장 오른쪽 위 영역, 다시 말하면 저장용기의 중심영역에서 나타났다.

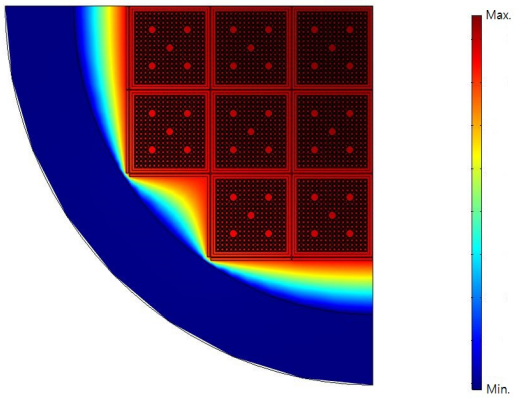


Fig. 2. Temperature Distribution of GBC-32 cask.

건식저장조건에서 금속저장용기의 냉각기능에 영향을 미칠 수 있는 다양한 현상들이 존재한다. 그 중에서 금속저장용기 주위의 외부환경의 온도에 따라서 저장용기에서 발생하는 외부자연대류현상에 대한 열전달계수가 달라지기 때문에 용기내부 온도에 크게 영향을 미친다. 국내의 겨울과 여름 기온을 고려하여 외부온도범위를 보수적으로 설정하였지만, 습도나 바람, 태풍 등에 대한 인자들은 고려하지 않았다. Fig. 3은 금속저장용기 주위의 외부환경의 온도와 UO_2 소결체에서 방출하는 비붕괴열에 따라 저장용기에서 발생하는 외부자연대류현상에 대한 평균열전달계수의 변화를 나타내었다. Fig. 4는 금속저장용기 주위의 외부환경의 온도와 UO_2 소결체에서 방출하는 비붕괴열에 따라 용기에 저장된 UNF들의 피복관들에 대한 최대온도의 변화를 나타내었다. 외부환경의 온도가 낮을수록 열전달계수가 높아져서 열전달현상이 잘 일어나 피복관의 최대온도가 낮아졌다. 규제 측면에서 피복관 최대허용온도인 400°C를 이하여야 하기 때문에 UO_2 소결체의 방출붕괴열량이 약 2 kW/m^3 이하에서는 규제요건에 만족한다.

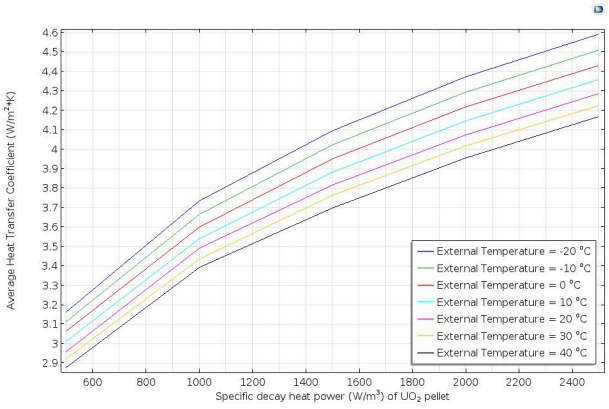


Fig. 3. Average Heat Transfer Coefficient on the External Natural Convective Heat Flux Boundary.

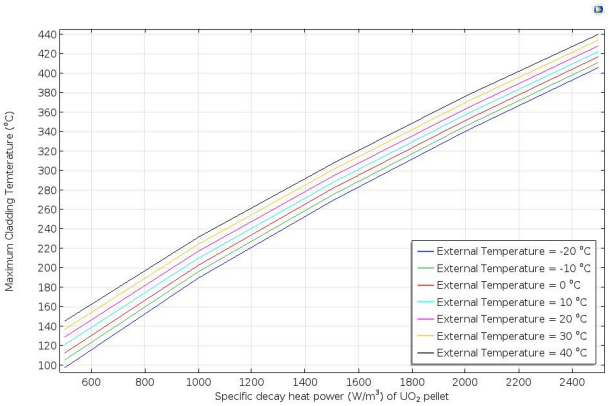


Fig. 4. Maximum Cladding Temperature.

3. 결론

COMSOL Multiphysics 프로그램을 이용하여 PLUS7 사용후핵연료집합체와 그 집합체 32개를 저장하고 있는 GBC-32 금속건식저장용기에 대한 열해석계산을 수행하였다. 결론적으로, GBC-32 금속건식저장용기에 UO_2 소결체에서 방출하는 붕괴열량이 약 2 kW/m^3 이하인 PLUS7 사용후핵연료집합체를 건식 저장함에 있어 열적 안전성을 확보하고 있음을 알 수 있었다. 이 연구를 토대로 하여 3차원 형상을 모델링하고 외부온도조건으로 밤낮의 온도 변화를 적용한 과도해석(transient analysis) 연구가 진행 중에 있다.

4. 참고문헌

[1] W.G. Luscher, K.J. Geelhood and I.E. Porter, "Material Property Correlations: Comparisons between FRAPCON-4.0, FRAPTRAN-2.0, and MATPRO", PNNL-19417 Rev. 2 (2015).

사용후핵연료 관리방식 간 연계성에 대한 조명

국동학*, 양용식, 양재호, 구양현
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*syskook@kaeri.re.kr

1. 서론

우리나라는 원전 수조저장조의 포화와 고리1호기의 해체로 인해 본격적인 경수로 사용후핵연료 건식저장을 준비해야하는 상황에 직면해 있다. 구체적인 건식저장 시스템 준비에 앞서 각 관리단계별 연계성에 대한 진지한 논의가 필요한 시점이다. 연계성의 중요성을 가볍게 여겼던 선진국들의 교훈을 참고하여 장기적이고 효율적인 우리만의 관리계획을 준비한 상태에서 건식저장이 준비되어야만 한다.

2. 본론

2.1 저장, 운반, 처분으로의 연계성

사용후핵연료는 원전 수조 저장조 밖으로 방출된 이후부터는 건식저장시스템, 운반시스템, 그리고 최종 처분시스템 등의 다양한 관리방식으로 옮겨진다. 저장기능만 수행한 초기 저장시스템과 금속용기 저장시스템(bare fuel)은 이와 같은 3단계를 기본적으로 거쳐야 한다. 캐니스터 기반의 다목적관리시스템(DPC[1])은 저장과 운반을 동시에 수행할 수 있는 장점이 있음을 강조하지만, 수십 년의 장기 저장 이후에도 해당 캐니스터가 운반 기능을 제대로 수행할 수 있을지 여부는 아직까지 증명된 바가 없다.

미국의 최근 저장시스템은 대부분 경제성이 좋은 캐니스터 기반이다. 사용후핵연료 관리는 기본적으로 정부의 의무이지만, 현실에서는 발전사업자가 건식저장을 수행하기 때문에 방폐기금을 적립함과 동시에 건식저장 사업도 자체적으로 해결해야하는 발전사업자 입장에서는 사업의 안전성과 더불어 경제성이 그 무엇보다 중요한 사항이다.

그러나, 이러한 캐니스터는 저장과 운반용으로만 쓰이기 때문에 처분의 경우에는 캐니스터를 개봉하여 사용후핵연료를 일일이 처분용기로 옮겨 담아야 하는 과정을 거쳐야만 한다. 미국 NRC의 규제에 의하면 정상적인 건식저장 상태에서도 저장용기 내부에 어느 정도의 핵분열 기체 방출이 발생함을 용인하고 있기 때문에[1] 저장용기 내부의 방사화 정도를 가늠하기 어렵고, 따라서 처분장에서의 사용후핵연료 이송 작업이 매우 위험하고 복잡해질 가능성이 높아졌다.

미국 정부는 건식저장 이후 운반 및 처분을 책임지기 때문에 건식저장이 끝나는 시점에서 발전사업자로부터 사용후핵연료를 인수해야만 한다. 이때의 사용후핵연료 상태를 정밀하게 파악하기 어렵고, 수십 년간 저장되었던 사용후핵연료가 장거리 운반된 이후의 상태 역시 파악하기가 매우 어렵기 때문에 가능하면 캐니스터를 개봉하지 않고 캐니스터 자체를 처분할 수 있는 방안을 강구하였다. 즉, 사용후핵연료를 포장한 캐니스터 전체를 고준위방사성폐기물로 취급하는 접근 방법이다.

그러나, 1982년 NWPA[2] 설립 이후부터 약 33년에 걸쳐 준비해온 Yucca Mountain 처분장의 경우 경수로 사용후핵연료는 단일한 처분용기 내에 12다발만이 고려되었기 때문에 약 24~37 다발을 포장하고 있는 현재의 캐니스터 단위 처분은 불가능한 상황이다. 만일 캐니스터 단위의 처분을 고려하려면 처분의 선원항(source term)이 두 배 이상 늘어난 상황이므로 모든 처분관련 안전성 분석을 다시 새롭게 수행해야만 한다.

2.2 재포장(Repacking) 문제

기존의 3단계를 거치는 경우에도 재포장 문제는 여전히 남아 있다. 우선 재포장 작업은 작업자 피폭량을 증가시키고, 각 발전소 부지마다 재포장시스템을 구축해야 하며, 더욱이 해체된 원전부지에서는 재포장 시스템 구축뿐만 아니라 새로운 방사선 준위 증가에 따른 환경영향문제가 매우 심각해 진다. 재포장 작업 이후 버려진 저장 캐니스터의 추가적인 방사성폐기물 증가 문제도 고려해야 한다.

2.3 저장시스템의 표준화

이러한 상황을 타개하기 위해 미국 DOE는 2012년부터 표준화(Standardization)[2] 연구를 시작하였는데, 이는 다양한 관리용기간의 연계성을 높이고 처분을 쉽게 수행하기 위한 것이다. 과거 TAD[3]라 불리는 다목적 시스템에 대한 연구가 진행된 적이 있지만, 이 시스템은 유연성이 매우 낮은 설계로 인해 큰 호응을 얻지 못하고 폐기된 바 있다.

DOE는 이러한 표준화를 수행할 STAD 캐니스터 디자인을 현재 활발히 사업중인 용기개발회사들에게 의뢰하였는데, Energy Solution 社은 4다발 혹은 12다발 단위의 소규모 캐니스터 방식(Fig. 1)을 제안하였고 AREVA 社는 21다발 방식을 제안하였다.

1) DPC: Dual Purpose Cask

2) NWPA: Nuclear Waste Policy Act

3) TAD: Transportation-Aging-Disposable Cask

Fig. 1. STAD design by Energy Solution[3].

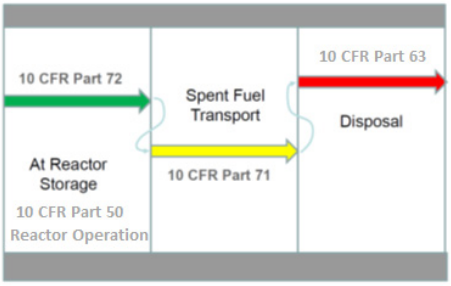


Fig. 2. Disconnection between regulations.

그러나 이들이 제안한 시스템은 다음과 같은 현실적인 문제를 극복하기가 어려운 것으로 평가되고 있다.

- 캐니스터 규모가 작은 만큼 기존 방식보다 저장 작업(campaign) 횟수가 늘어나게 되고, 그에 따라 작업 소요시간 증가, 작업자 피폭량 증가, 시스템 구입비용 증가 등으로 경제성이 매우 낮음
- 캐니스터 시스템의 장점인 경제성을 상실한 관계로 실제 발전사업자들이 채택할 가능성이 매우 낮음

2.4 중앙집중식 저장과의 연계성

BRC[4]의 권고안에 대한 수행방안으로 미국 DOE는 2021년까지 해체된 원전의 사용후핵연료를 중앙집중식으로 관리할 수 있는 Pilot Storage를, 2024년까지 각 원전부지에서 저장중인 사용후핵연료를 중앙집중식으로 관리할 수 있는 Centralized Storage 건설 계획을 수립하였다. 최근 3개의 회사들이 각기 이 시설 부지와 저장시스템을 확보하는 성과를 보이고 있는 반면, DOE는 아직까지 사용후핵연료 인수 및 운반에 대한 구체적인 실행방안을 수립하고 있지 못하며, 앞서 언급한 STAD 시스템의 적용방안 역시 결정하고 못하고 있다.

2.5 관리단계별 규제기준의 불일치

미국의 사용후핵연료 관련 법규는 저장은 10CFR72, 운반은 10CFR71, 처분은 10CFR63으로 나누어져 있다. 불행하게도 이들 법규 및 규제 간에는 일관성이 없는 부분이 상당(Fig. 2)하기 때문에 규제들 간의 연계성 문제 역시 매우 시급한 현안문제이다[4].

2.6 우리에게 시사하는 점

화강암반이 주종을 이루는 우리나라의 경우에는 스웨덴과 핀란드의 처분 방식과 유사하게 단일 처분 용기 당 4다발의 경수로 사용후핵연료를 처분하는 시스템(KRS)[5][5]이 적합한 것으로 분석된 바 있다. 그러나 최근 원자력환경공단에서 개발한 저장/운반 겸용 용기의 용량이 21다발이므로 처분수행시에는 재포장 작업을 수행해야만 한다. 따라서, 구체적인 저장사업에 앞서 저장과 운반 이후 처분까지의 연계성을 면밀히 준비하는 것이 매우 중요하다.

4) BRC: Blue Ribbon Commission
5) KRS: Korean Reference disposal System

3. 결론

사용후핵연료 관리 경험이 많은 미국의 경우 저장, 운반, 처분의 준비가 상호교류 없이 독립적으로 이루어진 관계로 규제기준의 연계성이 낮고, 시스템 간의 호환성이 큰 문제를 겪고 있음을 살펴보았다. 이제 본격적으로 후행관리를 시작하는 우리나라는 이를 교훈 삼아 관리 시스템간의 호환성, 재포장 가능성, 각 단계별 규제기준간의 일관성 등을 면밀히 준비하여야만 한다. 이러한 장기적이고 효율적인 관리방안이 마련되었을 때, 사용후핵연료 관리에 대해 우려하는 국민들로부터 후행주기 사업에 대한 수용성을 확보할 수 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 산업통상자원부(MOTIE)와 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다. (No. 2014171020166A)

5. 참고문헌

[1] US NRC, NUREG-1536 Rev.1, 2010.
[2] US DOE, "Standardized Transporation, Aging, and Disposal Canister Design", NWTRB, June 24, 2015.
[3] Energy Solutions, "Generic Design for Small Standardized Transportation, Aging and Disposal Canister Systems-Updated Final Report", May 14, 2015.
[4] US NRC, "Regulatory Perspective on US Dry Cask Storage", GABI Workshop-An Indepth Look at Spent Nuclear Fuel Management, March 18-19, 2014.
[5] KAERI, "한국형 고준위폐기물 처분시스템", KAERI/TR-3563/2008, 2008.

핫셀시험시설의 배기팬 교체후 T.A.B 시험에 대한 고찰

백상열*, 백승제, 정양홍, 주용선, 김희문, 안상복
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sybaek1@kaeri.re.kr

1. 서론

조사재시험시설은 하나로 및 상용발전소에서 중성자에 조사된 원자력재료(핵연료 및 재료)를 시험하는 시설이다. 따라서 각종 방사성물질의 시험 및 취급과정에서 발생한 고 방사성 물질로부터 주변의 환경을 보호하고 작업자의 피폭을 방지하기 위하여 오염된 공기를 정화하기 위한 특수 공기조화설비를 운영한다. 안정적인 가동을 위해 장기간 사용으로 노후화된 배기팬을 신규 제작, 설치 및 시운전 후에 T.A.B를 실시하였다. 본 논문에서는 이 과정에서 얻어진 기술 자료를 서술하고 결과를 논하였다.

2. 본론

T.A.B(Testing, Adjusting, Balancing)는 각 장비의 정량적인 성능 판정, 터미널 기구에서의 풍량 및 수량을 적절하게 조정하는 작업, 설계 치에 따라 분배 시스템(주관, 분기관, 터미널)내에 비율적인 유량이 흐르도록 배분하여 건물 내의 모든 공기조화 시스템에 설계에서 의도하는바 대로 기능을 발휘하도록 점검, 조정하는 것이다.,

2.1 신규 배기팬 제작 개요

2.1.1 DUP 배기팬

신규로 제작한 DUP 배기팬의 사양은 아래와 같다.

- 풍량 및 압력 : 400 CMM, 546 mmAq.
- Fan Casing : 용접 구조형 분할형 type , SS 41
- Impeller : 각 Blade All 용접 구조 SS 41
- V-Belt 구동
- 소음 : 85 dB이하
- 진동 : KS 규정 이하
- Motor : VVVF, 고효율 55 Kw - 4 P - 440 V

2.1.2 MUP 배기팬

신규로 제작한 MUP 배기팬의 사양은 아래와 같다

- 풍량 및 압력 : 375 CMM, 245 mmAq.
- Fan Casing : 용접 구조형 분할형 type , SS 41
- Impeller : 각 Blade All 용접 구조 SS 41
- V-Belt 구동
- 소음 : 85 dB이하
- 진동 : KS 규정 이하
- Motor : VVVF, 고효율 30 Kw - 4 P - 440 V
- VVVF 제어반 2대

2.2 팬 성능시험 결과

조사재시험시설에는 기 제작 설치된 급기팬 2대(1대 예비용)와 신규로 제작 설치된 MUP 배기팬 3대(1대 예비용), DUP 배기팬 2대(1대 예비용)가 운영되고 있다. 각 팬의 성능시험결과는 Table1과 같고, 규정 풍량을 만족 하였다. DUP 배기팬은 100% 예비용을 확보하여 교대로 운전하고 있으며 3가지 모드(50 Hz, 55 Hz, 58 Hz)로 구분하여 측정하였다. MUP 배기팬은 50% 예비용 팬을 구비하여 3대 중에 2대씩 교대로 가동하고 있으며, 기동 시의 3개 모드(F003,4/F003,5/F004,5)에 대해서도 측정을 실시하여 만족한 결과를 얻었다.

2.3 각 구역 별 차압 측정결과

2.3.1 핫셀 부압

핫셀 별 부압은 각 셀 별 설계 풍량으로 조정한 후에 측정하였다. 결과는 Table 2와 같았으며, 부압기준치를 만족하였다.

2.3.2 시설 내 각 구역 간 부압

기타 구역 별 부압도 모든 급, 배기 덕트 별로 설계 풍량으로 측정 및 조정을 한 후에 차압을 측정하였다. 실내 구역 별 차압 측정 결과는 Table 3과 같고, 기준치에 만족하였다.

3. 결론

조사재시험시설의 안정적인 가동을 위해 장기간 사용으로 노후화된 배기팬을 신규 제작, 설치 및 시운전 후에 T.A.B를 실시하였다.

Table 1. Test result of Fan air flow

장비명	풍 량 (CMH)			정 압 (mmAq)		전 류 (Amp)		비 고
	설 계	측 정	비율(%)	설 계	측 정	설 계	측 정	
F-001	61,300	56,597	92	183.7	187.0	94.0	85.0	
F-002	61,300	57,645	94	183.7	220.0	94.0	85.0	
F-003	22,500	24,378	108	245.0	103.0	51.0	49.2	
F-004	22,500	24,908	111	245.0	104.0	51.0	48.5	
F-005	22,500	24,784	110	245.0	100.5	51.0	48.9	
F-006	24,000	17,626	73	546.0	410.0	90.2	64.2	50 Hz
	24,000	19,993	83	546.0	445.0	90.2	73.5	55 Hz
	24,000	21,825	91	546.0	491.0	90.2	88.9	58 Hz
F-007	24,000	17,259	72	546.0	423.0	90.2	64.9	50 Hz
	24,000	19,472	81	546.0	468.0	90.2	73.1	55 Hz
	24,000	21,690	90	546.0	519.0	90.2	88.2	58 Hz

Table 2. Test result of Hot Cell negative pressure

구분	핫셀	기준 차압(mmAq)	측정차압(mmAq)	비 고
1	M1 CELL	15 ~ 25	22	
2	M2 CELL	15 ~ 25	22	
3	M3 CELL	15 ~ 25	23	
4	M4 CELL	15 ~ 25	24	
5	M5A CELL	15 ~ 25	22	
6	M5B CELL	15 ~ 25	22	
7	M6 CELL	15 ~ 25	21	
8	M7 CELL	15 ~ 25	24	
9	M8 CELL	27 ~ 37	33	

Table 3. Test result of differential pressure

구분	구역 간 AIR FLOW			기준 차압(mmAq)	측정차압(mmAq)	비 고
1	6301	==>	7201	3 ~ 5	3.4	
2	7201	==>	7206	-	0.1	
3	7208	==>	7209	-	2	
4	7209	==>	7210	-	4.7	
5	7208	==>	7210	-	3	
6	7208	==>	8202	6 ~ 8	6.3	
7	7210	==>	8202	6 ~ 8	6.1	
8	7104	==>	7101	-	4	
9	7104	==>	8104	6 ~ 8	7.6	
10	7104	==>	8101	6 ~ 8	7	
11	6202	==>	7105	3 ~ 5	3.3	

조사재시험시설 공기조화설비에 대한 T.A.B 실시는 전반적인 설계 도서검토 및 장비 측정 등을 통하여 설계 의도에 부합되는 조정 작업을 완료하였다. 각 팬에 대한 정량적인 성능 판정, 터미널 기구에서의 풍량을 적절하게 조정하는 작업, 설계 치에 따라 분배 시스템(주관, 분기관 등)내에 비율적인 유량이 흐르도록 배분하고, 각 구역 간 설계 압력을 조정하였으며, 각종 필터의 성능 시험을 실시하는 등 건물 내의 모든 공기조화 시스템의 설계에서 의도하는바 대로 기능을 발휘하도록 점검, 조정을 완료 하였다. 따라서 실내의 최적 작업환경유지, 오염 공기로부터의 작업자 보호, 외부배기로 인한 대기오염 방지에 만전을 기하도록 하였다. 본 논문에서는 이 과정에서 얻어진 기술 자료를 서술하고 결과를 논하였고, 타 원자력시설의 T.A.B 등에 참고가 될 것이다.

4. 참고 문헌

[1] 대원이엔지, 공조설비 T.A.B 보고서(2014.12)

전해제련 공정에서 불활성 양극과 액체카드뮴음극 전착거동

김시형*, 심준보, 김가영, 김택진, 백승우, 이성재, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*exodus@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로의 전해제련 공정에서는 사용후핵연료에 포함된 U와 TRU 원소를 최대한 공회수하기 위하여 염에 용해되지 않는 불활성 양극과 U와 TRU를 공회수하기에 적합한 카드뮴 음극을 이용한다. 불활성 양극으로는 탄소계열 전극이 사용되는데 전해반응 중에 염에 용해되는 대신 전극 표면에서 염소기체가 발생하게 된다. 탄소전극은 취급 또는 사용 중 충격 등으로 파손될 수 있으므로 STS 하우징 등으로 탄소 전극을 보호해 주어야 한다. 카드뮴은 반응온도인 500℃에서 액체로 되므로 절연성 물질인 세라믹 용기에 장전한 후 사용하여야 된다. 본 연구에서는 U/Nd 성분이 포함된 LiCl-KCl 용융염에서 470℃ 이하와 500℃에서 액체카드뮴음극(LCC)을 이용하여 전착실험을 수행하였으며, 양극 및 음극전위 변화를 통해 U/Nd 전착거동을 관찰하였다.

2. 본론

2.1 실험 방법

LiCl-KCl-35wt%UCl_3와 LiCl-KCl-80wt%$NdCl_3$ 염을 직경 47 cm의 스테인레스 스틸(STS)로 된 전해조에 장입하고 450℃ 이상으로 가열하여 LiCl-KCl-3.7wt%UCl_3-3.1wt%$NdCl_3$ 염을 제조하였다. 이 때, 35wt%UCl_3는 LiCl-KCl에 U 금속과 $CdCl_2$를 500℃ 이상에서 화학반응 시켜 준비하였고, 80wt%$NdCl_3$는 LiCl-KCl과 $NdCl_3$ 분말을 물리적으로 혼합한 후 가열하여 준비하였다(Fig. 1).

전착 시에는 그라파이트를 양극재료로, 그리고 Cd를 음극재료로 사용하였으며, 470℃ 이하와 500℃에서 약 7 kg의 액체카드뮴에 50 mA/cm^2의 전류를 인가하여 U와 Nd를 전착하였다. 이 때, 전착은 20A 용량의 potentiostat를 이용하여 CE to ground 모드로 수행하였다.

(a) 35wt%UCl_3 (b) 80wt%$NdCl_3$

Fig. 1. Preparation of UCl_3 and $NdCl_3$.

2.2 CV 및 전착거동

염 중에 U와 Nd 가 생성되어 있는 것을 확인하기 위하여 glassy carbon 양극, 텅스텐 음극, Ag/AgCl 기준전극을 한 개의 모듈로 통합한 모니터링 전극으로 CV(cyclic voltammetry)를 수행하였다. Fig. 2에서 보는 바와 같이 U는 -1.3 V 부근에서 단일피크로 관찰된 반면에, Nd는 -1.5 ~ -2.0 V 에서 다중 피크 형태로 관찰되었는데 이는 산화전위 -0.3 V 부근에서 확인되는 Cd가 염 중에 녹아 있었기 때문이다. Cd-Nd 상태도에 의하면 CdNd 등 7개의 금속간 화합물이 500℃에서 안정하게 존재함을 알 수 있다[1].

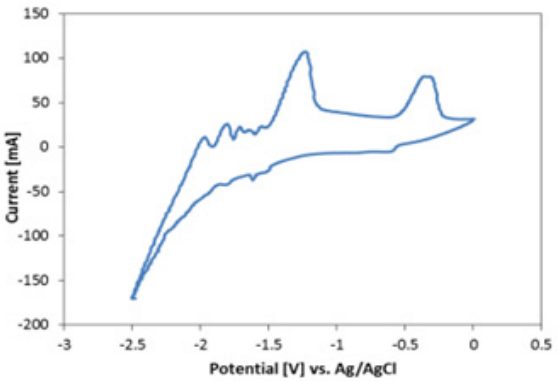


Fig. 2. CV result for LiCl-KCl-UCl-NdCl3 salt.

Fig. 3은 450 ~ 468℃에서 약 16 시간 동안 50 mA/cm^2의 전류를 인가하면서 전착실험을 수행한

것이며, 이 실험에서는 LCC 교반기를 사용하지 않았다. 약 7 kg의 Cd는 직경 15 cm의 알루미나 도가니에 장입되었으며, 전착이 시작된 이후 종료될 때까지 음극전위(LCC)는 -3.5 V로 일정하게 유지되었다. 상태도에 의하면 470℃ 이하에서는 U와 Cd가 반응하여 UCd_{11}을 형성하므로 이것과 관련이 있을 것으로 사료된다[1].

한편, 용융염에 산화되지 않는 그라파이트를 양극의 전극재료로 사용하였으므로 전극표면에서는 염소기체가 발생할 것이며, 염소기체는 통상적으로 1.2 V 이상에서 발생한다. 그런데, 이번 실험에서 양극전위는 0.5 ~ 1 V를 나타내었다.

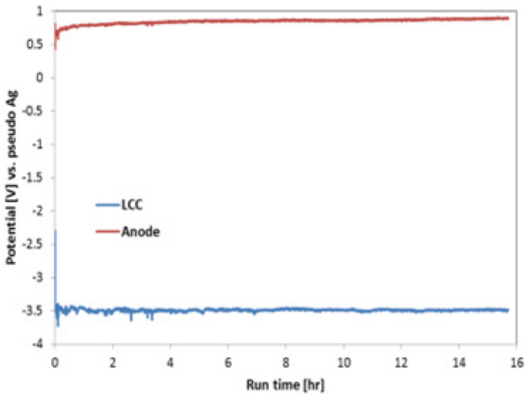


Fig. 3. Electrodeposition for LiCl-KCl-UCl_3-$NdCl_3$ without LCC stirrer below 470℃.

Fig. 4는 500℃에서 약 22 시간 동안 50 mA/cm^2로 전류를 인가하면서 전착실험을 수행한 것이며, 이 실험에서는 LCC 교반기를 사용하였다. 전착 후 8 시간이 경과되자 음극전위(LCC)가 증가하기 시작하였다. 전착초기에는 U, Nd가 액체 Cd 속으로 고용되어 전위상승이 거의 일어나지 않았지만, 전착이 더 진행되면 고용되지 않고 액체 Cd 표면에 떠 있는 U, Nd 양이 늘어남으로 인해 전극면적이 증가하여 전위상승이 일어난 것으로 판단된다. 더구나 U는 500℃에서 Cd와 반응하지 않고 수지상으로 Cd 표면 위로 성장하기 때문에 전극면적은 더 증가하게 될 것이다. 전착 후 8 시간이 경과되자 전위가 조금씩 증가하기 시작하였고, 그 때부터 음극전위가 상승할 때 마다 LCC 교반기로 액체 Cd를 눌러 주었으며, LCC 교반기 가동 직 후에 음극전위가 조금씩 하강함을 알 수 있다.

그런데, 이번에도 전착 중에 양극전위가 0.5 ~ 1 V를 유지하였는데 이는 양극에서 염소 기체가 발생하지 않고 다른 반응이 지속적으로 일어났음을 보여준다. 전착 후 육안 관찰한 바에 의하면, STS로 된 양극 하우징 일부가 산화반응으로 염에 녹았다.

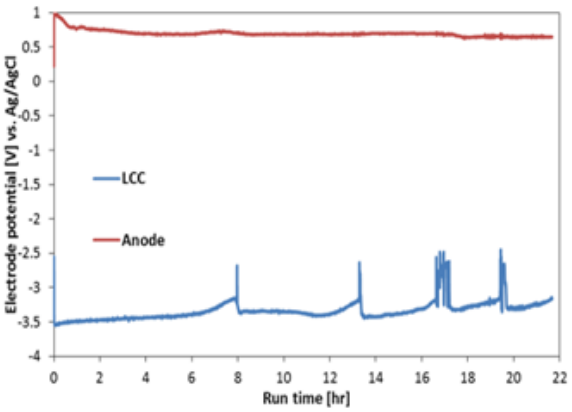


Fig. 4. Electrodeposition for LiCl-KCl-UCl_3-$NdCl_3$ with LCC stirrer at 500℃.

3. 결론

LiCl-KCl-UCl_3-$NdCl_3$ 염이 포함된 전해조에 약 7 kg의 Cd를 장전한 알루미나 도가니를 장입한 후, 470℃ 이하와 500℃에서 각각 50 mA/cm^2의 전류를 인가하여 전착실험을 수행하였다. 470℃ 이하에서는 전착 중 음극전위가 거의 변동되지 않은 반면에, 500℃에서는 음극전위가 상승하는 거동을 보여주었고, 전위를 낮추기 위해 필요한 경우 LCC 교반기를 사용하였다. 양극 전위는 0.5 ~ 1 V를 유지하였는데 이는 그라파이트 전극을 둘러싸고 있는 STS로 된 양극 하우징이 산화반응에 의해 염에 녹았기 때문이다.

4. 참고문헌

[1] T. B. Massalski, Binary Alloy Phase Diagrams Vol.1, American Society for Metals, (1986).

경수로 사용후핵연료 금속운반용기 장전가능연료의 특성평가

도호석[1*], 김태만[1], 조천형[1], 고재훈[2]
[1]한국원자력환경공단 기술연구소, 대전광역시 유성구 가정로 168
[2]㈜코네스코퍼레이션, 대전광역시 유성구 유성대로 798
*ehghtjr@korad.or.kr

1. 서론

사용후핵연료 운반용기는 정상조건 및 사고조건에서 방사선적 안전성을 확보하여야하며, 안전성확보를 위해 각 용기별 기술기준에 부합하도록 설계되었다. 사용후핵연료 운반용기 설계 시, 일반적으로 장전대상연료들의 특성(연소도, 농축도 및 냉각기간이 반영된 선원항 등)을 분석하여 가장 보수적인 기준연료를 채택하여 이를 대상으로 방사선 차폐해석, 핵임계 및 격납해석을 수행한다. 방사선 차폐해석에 적용된 측면에서 설정한 운반용기의 설계기준연료의 사양은 다음과 같다[1].

- 초기 농축도 : 4.5w%
- 최종 노심 방출연소도 : 45,000 MWD/MTU
- 최소 냉각기간 : 10 년

운반용기에 장전되는 사용후핵연료의 사양은 상기와 같은 설계기준연료로 한정되지 않고, 국내원전에서 발생한 사용후핵연료의 초기 농축도와 노심 방출 연소도 범위를 최소냉각기간 조건과 연계하여 반복적인 방사선 차폐평가를 통해 결정된다.

본 논문은 사용후핵연료 운반용기의 정상운반조건에 대하여 장전 가능한 연료집합체의 사양을 결정하기 위한 일련의 방사선원항 평가 및 차폐평가를 포괄적으로 기술하였다.

2. 본론

2.1 차폐해석을 위한 연료집합체 범위선정

사용후핵연료 운반용기를 대상으로 장전 가능한 연료의 농축도 및 연소도에 따른 최소냉각기간을 결정하기 위해, 다음과 같은 조건하에서 장전 가능한 사용후핵연료의 최소냉각기간을 결정하였다.

- 농축도 : 0.5 wt% 구간
- 연소도 : 2,000~3,000 MWD/MTU 구간
- 최소 냉각기간 : 10 년 초과분

2.2 방사선원항

사용후핵연료의 방사선원항은 유효핵연료에서 방출되는 감마선 및 중성자와 원자로 운전기간 중 핵연료집합체 구조재의 방사화로 인해 생성된 Co-60 방사성동위원소에서 방출되는 감마선으로 구성되며, 사용후핵연료 운반용기 운반조건 방사선 차폐해석에서 요구되는 입력자료를 확보하기 위하여 장전대상연료에 대한 방사선원항 평가를 SCALE 5.1 전산코드의 SAS2H/ORIGEN-S 모듈을 사용하여 반응단면적 라이브러리를 생성한 후 핵연료집합체의 연소도와 냉각기간을 반영하여 평가하였다.

2.3 방사선 차폐평가

운반용기에 대한 선량률 제한치는 정상운반조건 및 운반사고조건으로 구분되지만 본 평가에서는 기술기준에 가장 지배적인 정상운반조건에서의 운반용기 표면 2 m 이격지점 선량률 제한치에 대한 부합성을 기준으로 평가하였다. 국내의 기준에 따르면 정상운반조건에서 운반용기 표면 2 m 이격지점에서의 선량률 제한치는 0.1 mSv/hr를 초과하지 않아야 한다[2][3].

차폐해석은 통계적 방법인 몬테카를로법을 사용하여 복잡한 3차원의 기하학적 구조에 대해서도 실제상황과 매우 유사한 방사선 수송해석을 가능하게 하는 MCNP5 전산코드를 사용하였다. 사용후핵연료 운반용기 운반조건 방사선 차폐해석에 적용한 운반용기 모델링 구성은 다음과 같은 가정사항을 적용하였다.

○ 충격완충체 내부 완충역할의 Red Wood 판재 사이의 강재(steel) 제외

○ 운반용기 및 충격완충체 주위에는 대기산란 방사선에 의한 영향을 반영하기 위하여 반경 10 m의 공기층 고려

MCNP5 전산코드의 2차원 Plotter를 이용하여 작성한 정상운반조건 운반용기 모델링에 대한 수직

단면도는 Fig. 1과 같으며, 차폐해석에 필요한 조성 및 선속-선량률 환산인자는 ICRP-74의 자료를 사용하였다[4].

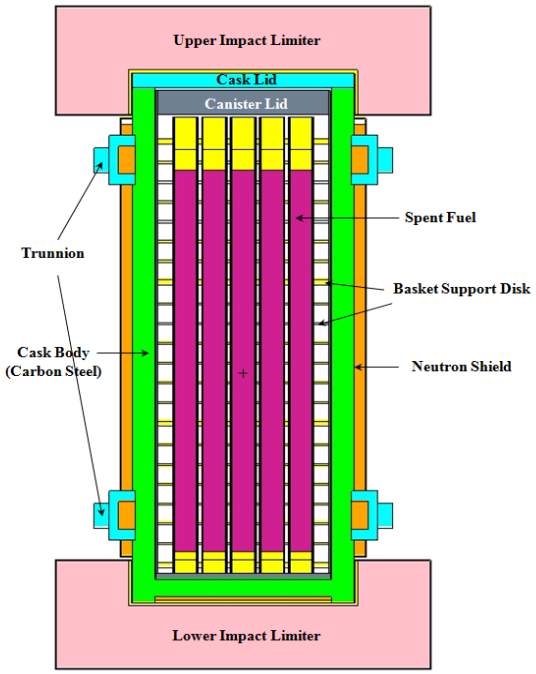


Fig. 1. Vertical section modeling of the metal transportation cask.

3. 결론

설계기준연료외의 사용후핵연료 운반용기에 장전 가능한 사용후핵연료의 사양 결정은 초기 농축도, 연소도 및 필수 냉각기간의 다양한 조합에 대한 일련의 계산을 수행한 후 중성자 및 감마선 방출률과 구조재의 방사화에 의한 방출 감마선을 평가하여 결정하였다.

장전 가능한 사용후핵연료의 특성 분석은 2.0 ~ 4.5wt%의 농축도 구간, 33,000 ~ 45,000 MWD/MTU의 연소도 구간 및 다양한 냉각기간 등을 고려하여 평가하였으며, 운반용기에 장전 가능한 사용후핵연료의 사양은 반복적인 차폐평가를 통해 결정되었다. 평가지점에서의 결과에 대한 상대오차는 10% 이내임이 확인되었으며, 주요지점에서는 5% 이내로 나타났다.

최대연소도 및 초기 농축도별 최소 냉각기간의 조합으로 결정된 운반용기에 장전 가능한 사용후핵연료의 사양은 Table 1에 나타내었으며, 이를 만족하는 사용후핵연료는 운반용기로 장전 및 운반이 가능하다. 이러한 평가결과를 토대로 운반용기와 연계된 시스템인 금속/콘크리트 저장용기에 장전이 가능한 것으로 나타났다.

Table 1. Characteristics of fuel assembly of possible loading in metal transportation cask

[최소냉각기간 : yr]

농축도 / 연소도	2.0	2.5	3.0	3.5	4.0	4.5
33,000	**10**	-	-	-	-	-
35,000	12	**10**	-	-	-	-
38,000	-	13	**10**	-	-	-
40,000	-	15	12	**10**	-	-
43,000	-	-	15	13	**10**	-
45,000	-	-	18	15	12	**10**

4. 감사의 글

본 연구는 산업통상자원부(MOTIE)와 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구과제입니다. (No.20141710201731)

5. 참고문헌

[1] 한국원자력환경공단, 사용후핵연료 수송/저장 시스템 상용화 기술개발(2단계) 최종보고서, KORAD/TM-2014-01, 2014.

[2] 원자력안전위원회규칙 제4호, "방사선 안전관리 등의 기술기준에 관한 규칙".

[3] 원자력안전위원회고시 제2014-50호, "방사성물질 등의 포장 및 운반에 관한 규정".

[4] Conversion Coefficients for the Use in Radiological Protection against External Radiation, Annals of the ICRP Publication 74, 1996.

역설계 기법을 이용한 ACPF 아르곤 셀 구축

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

1. 서론

기존 공기 셀로 구축된 ACPF(Advanced spent fuel Conditioning Process Facility)를 공기 셀과 아르곤 셀로 구성되도록 개조하였다. 아르곤 셀은 공기 셀의 일부를 격리 시켜 구축하였으며, 벽면에 굴곡이 심하기 때문에 역설계 기법을 이용하였다. 본 논문은 역설계 기법을 이용한 아르곤 셀 구축 내용에 대해 기술한다.

2. 본론

2.1 ACPF 아르곤 셀 구축 구역 3차원 스캔

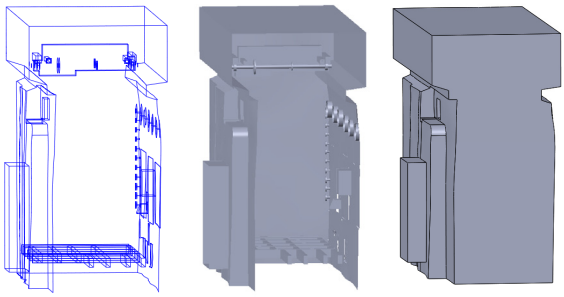
아르곤 셀은 기존 ACPF 공기 셀 우측의 일부(운전 지역에서 바라 볼 때 우측 첫 번째 윈도우 영역)를 격리시켜 구축하였다. 격리는 크게 2곳에서 이루어졌는데, 천장 방향의 상부와 공기 셀 방향의 측면이다. 즉, ㄱ의 대칭 모습으로 SUS 플레이트를 용접하여 격리시켰다. 격리된 기존 공기 셀 영역은 굴곡이 심하기 때문에 플레이트를 직선 형태로 잘라서 용접하는 경우 기밀성을 보장하기 어렵다. 따라서 역설계(Reverse Engineering) 기법을 적용하여 플레이트를 벽면 굴곡 형상으로 절단 하였다. 즉, Fig. 1에서 보는 바와 같은 격리시키고자 하는 영역을 레이저 스캐너로 3차원 스캔한 후 point cloud 데이터를 바탕으로 mesh를 구성하고, surface 형태의 3차원 cad를 구성하였다. 원하는 면을 자를 수 있도록 CATIA에서 surface 형태의 3차원 cad를 solid 형태의 3차원 cad로 변환하고, 격리시킬 면을 잘라 2D cad를 생산하여 SUS 철판을 레이저 절단하였다. Fig. 2는 아르곤 셀 영역에 대한 3차원 스캔 데이터(3차원 모델)을 보여준다. Fig. 2(a)는 스캔 한 데이터의 와이어 프레임(wire frame)을 보여주며, (b)는 두께가 없는 surface model을 보여준다. 이의 모델은 원하는 영역을 절단하여 2D 데이터를 추출할 수 없기 때문에 (c)에서 보는 바와 같이 3D modeller 인 CATIA를 활용하여 solid model로 변환하였다.

2.2 ACPF 아르곤 셀 영역 치수 도출 및 구축

ACPF as-built 도면을 기준으로 구축하고자 하는

(a) Scan Area (b) FARO Laser Scanner

Fig. 1. 3D Scan using Laser Scanner.

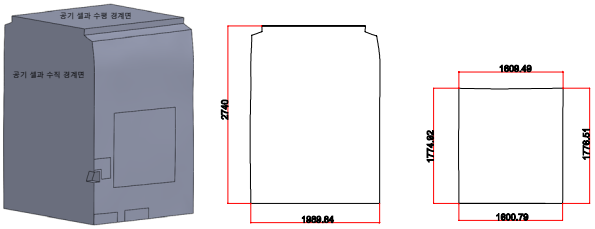


(a) wire frame (b) surface (c) solid

Fig. 2. 3D Model of Scanned Data.

아르곤 셀 영역의 치수를 아르곤 셀 내부 바닥면(작업대)을 기준으로 1,786(L) x 1,994(D) x 2,740(H) mm 로 결정하였다. 이와 같은 치수로 결정한 이유는 다음과 같다. 아르곤 셀 바닥면 높이는 전해환원장치의 크기와 원격 취급성을 고려할 때 현재의 작업대(Working Table) 높이(900 mm) 보다 낮추어야 한다. 또한, 공기 셀 방향으로 돌출된 물질이송 시스템과 리어 도어로 공정 물질 및 장치 들이 운반되기 때문에 이의 작업대 높이도 같은 높이가 되어야 한다. 작업대 높이를 현재 보다 낮추게 되면 기 설치된 penetration이 영향을 받게 된다. 따라서 작업대 높이는 리어 도어와 penetration을 고려하여 결정 하여야 한다. 리어 도어는 공기 셀 방향으로 플레이트가 돌출되어 있고, 높이가 바닥으로부터 430 mm 이다. 리어 도어는 격리실 바닥에 설치된 레일을 따라 이동하고, 플레이트 위에 핵물질계량장치(ASNC) 등을 적재하여 운반한다. 또한, 리어 도어 내부의 Padirac을

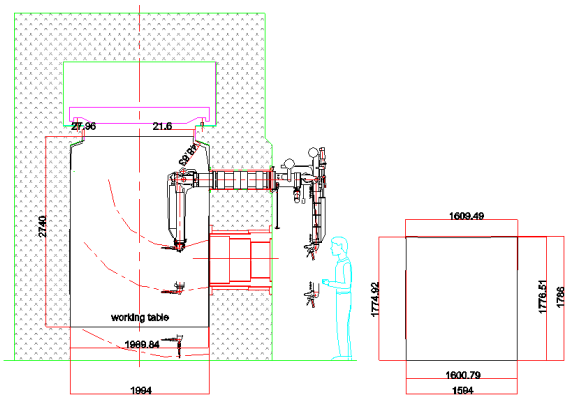
이용하여 공정물질(지름 250 mm, 높이 400 mm 이내)을 운반한다. 따라서 평상시에는 플레이트가 작업대 아래로 감추어져 있고, 특별히 사용하고자 할 경우에는 플레이트 공간 위의 작업대를 제거한다. 아르곤 셀 및 리어 도어 앞 작업대 높이는 리어 도어 플레이트 높이와 penetration 높이 보다 높아야 한다. 그런데 penetration 중에서 상부 2줄의 홀은 사용하지 않아도 공기 셀 및 아르곤 셀 전기 공급에 문제가 없기 때문에 최종적으로 아르곤 셀 및 리어 도어 앞 작업대 높이는 480 mm로 결정하였다. 아르곤 셀의 천장 높이는 게이트 크레인(gate crane) 하단 높이와 분리되는 원격 조작기 슬레이브(slave) 부의 견인 고리 높이 및 이의 견인 크레인 하단 높이를 고려하여 아르곤 셀의 내부 높이를 2,740 mm로 결정하였다. 길이 방향의 폭은 운전지역에서 바라 볼 때 우측에서 2번째와 3번째 원격 조작기를 모두 활용할 수 있도록 1,786 mm로 결정하였다. Fig. 3(a)는 구축하고자 하는 아르곤 셀 영역을 위의 solid model로 부터 절단한 모습을 보여주며, (b) 및 (c)는 공기 셀과의 수직 경계면과 수평 경계면의 2D 도면을 보여준다. 스캔 데이터의 신뢰성을 확인하기 위해 이의 2D 치수로 SUS plate를 상부는 2조각, 측면은 3조각으로 레이저 절단하여 ACPF 아르곤 셀 구축 영역에 가접하여 비교한 결과, 레이저 스캔된 측면과 상부 면의 치수는 레이저 센서의 측정 오차(±2mm/25m) 이내로 확인되었다.



(a) cell model (b) left side view (c) top view

Fig. 3. Boundary Line Between Air and Argon Cell.

Fig. 4는 ACPF의 도면 치수와 스캔한 도면 치수 사이의 차이를 보여준다. Fig. 4에서 보는 바와 같이 도면 치수(그림에서 정수 치수)와 3차원 레이저 센서로 이의 영역을 스캔하여 얻은 치수(그림에서 소수점 단위의 치수)와는 최대 약 49 mm 차이가 발생하였다. 면이 수직 형태가 아니라 굴곡이 있고 좌우/상하 길이도 차이가 있기 때문에 ACPF as-built 도면 치수로 플레이트를 절단하여 용접하고자 하는 경우 추가로 부분적으로 용접 하여야 하며, 이의 경우 gas-tight를 보장하기가 어려워진다.



(a) left side view (b) top view

Fig. 4. Difference Between As-built Drawing and New Drawing Created from Scanned Data.

스캔 데이터의 신뢰성이 확인되었기 때문에 이를 토대로 플레이트를 레이저 절단하고, 기존 벽면에 용접하여 Fig. 5에서 보는 바와 같은 아르곤 기밀 셀을 구축하였다.

(a) Front (b) Left (c) Inside

Fig. 5. Constructed Argon Cell of ACPF.

3. 결론

굴곡이 심한 기존 ACPF 셀 내부 일부 구역을 레이저 스캐너로 3차원 스캔한 후 이의 데이터를 토대로 구축하고자 하는 아르곤 셀 영역을 역설계하여 기밀성이 확보되는 아르곤 셀을 구축하였다.

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.

경수로 사용후핵연료 금속저장용기의 용기간 인접거리 영향 평가

이성용[1*], 이동규[1], 박제호[1], 강경욱[2], 김형진[2], 조천형[2]
[1]㈜코네스코퍼레이션, 서울특별시 서초구 명달로 65 5층
[2]한국원자력환경공단 기술연구소, 대전광역시 유성구 가정로 168
*sylee@kones21.com

1. 서론

사용후핵연료 금속저장용기는 용기 내부에 저장된 사용후핵연료에서 방출되는 붕괴열을 용기 벽체를 통해 자연대류 및 복사 열전달에 의해 피동적으로 제거되어야 한다. 자연대류는 용기간 유동 공간만 제공된다면 배열과는 상관이 없으나, 복사 열전달은 금속저장용기 배열의 기하학적 배치에 의한 인접용기의 음영영향(Shading Effect)으로 단일용기일 때 보다 저하된다. NUREG-1536 4.5.4.1장에 의하면 저장용기가 배열로 설치될 때 외부환경과의 형상계수(View Factor)가 1보다 작을 경우, 배열된 용기들 사이의 열전달 상호작용을 고려해야 한다고 언급하고 있다.

따라서, 본 연구는 금속저장용기 배열시 복사열전달에 미치는 용기간 인접거리 영향을 평가하기 위해, 금속저장용기 배열에 따른 외부 환경과의 형상계수를 산출 하였으며, 금속저장용기 정상조건에 대해 형상계수를 적용한 열해석을 수행 하였다.

2. 본론

2.1 금속저장용기 제원

한국원자력환경공단과 개발중인 KORAD21 금속저장용기는 높이 약 5.3 m, 직경 약 2.4 m로 용기 본체 내에 캐니스터를 저장하는 방식이다. 용기 내부에 저장되는 사용후핵연료는 연소도 45,000 MWD/MTU 이하, 최소 냉각기간 10 년으로 금속저장용기당 21 다발을 저장할 수 있다.

2.2 형상계수 해석 모델

금속저장용기간의 형상계수 해석을 위해 2×9의 배열을 고려하였으며, 금속저장용기의 인접 이격거리를 약 0.24 m부터 4.77 m 까지 8가지 경우에 대해 CFD 전처리 프로그램인 csimsoft사의 Trelis Pro를 이용하여 각각 모델링 하였다.

형상계수 해석은 ANSYS FLUENT에 내장된 복사 모델 중 S2S(Surface to Surface) 모델을 사용하였다. S2S의 주된 목적은 정반사 및 복사 에너지들의 난반사 산란 모두 임의의 형상에서 두 표면 사이의 실제 복사 교환 인자를 생성하는 것이다. 따라서 금속저장용기와 인접한 용기간의 형상계수를 S2S 모델을 이용하여 계산하고 금속저장용기와 외부 환경과의 형상계수를 산출 하였다.

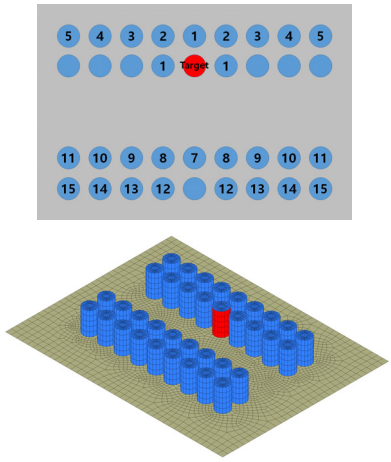


Fig. 1. View Factor Analysis Model.

2.3 금속저장용기 열해석 모델

금속저장용기의 정상조건은 국내 연평균 최대온도인 외기 22℃, 최대붕괴열, 곡면 200 W/m^2 및 수평면 400 W/m^{2}의 24 시간 평균 일광량을 적용해야 하는 조건으로 단일용기 평가 시 환경과의 형상계수는 1.0을 가정한다. 그리고 용기표면의 방사율 은 스테인리스강의 최소 방사율인 0.36을 고려하여 평가하며 표면에서의 복사열전달은 다음과 같이 계산된다.

$$Q = \epsilon_{cask}\sigma A_{cask}(T^4_{cask} - T^4_{ambient}) \qquad (1)$$

그러나 배열로 설치되었을 경우, 금속저장용기와 환경과의 형상계수는 1.0 보다 작다. 이러한 결과는 실제로 단일용기로 평가했을 때보다 용기 표면에서 복사열전달이 감소하여 용기 구성품의 온도는 증가하게 된다. 이에 따른 형상계수를 반영한 복사열전달 관계식은 다음과 같다.

$$Q = \frac{\sigma A_{cask}\left(T_{cask}^4 - T_{ambient}^4\right)}{\frac{1}{F} + \left(\frac{1}{\epsilon_{cask}} - 1\right)} \quad (2)$$

따라서 이러한 영향을 평가하기 위해 용기 표면 방사율을 형상계수 영향이 고려된 표면 방사율로 재 산출하였으며 단일용기 해석모델에 적용하여 열해석을 수행 하였다.

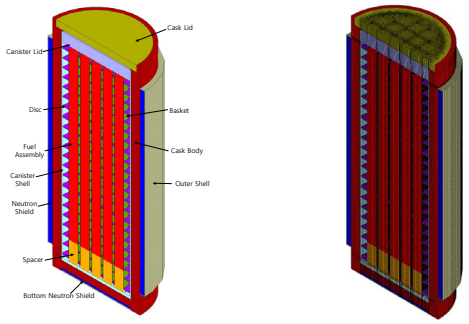


Fig. 2. Metal Storage Cask Thermal Analysis Model.

2.4 해석 결과

2.4.1 외부 환경과의 형상계수

외부 환경과의 형상계수 산출결과, 용기간 인접거리가 멀어질수록 환경과의 형상계수는 증가하며 단일 금속저장용기 해석에 적용한 형상계수 1.0에 근접한다. 용기간 이격거리가 1 m일 경우, 형상계수 값은 약 0.5로 단일용기로 설치되었을 때 보다 복사열전달이 약 50% 감소함을 의미 한다.

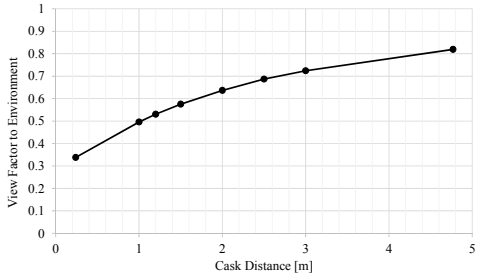


Fig. 3. View Factor to Environment in the Target Cask.

2.4.2 금속저장용기 정상조건 열해석

열해석 결과, 용기간 이격거리가 1 m인 경우 사용후핵연료 온도는 단일용기 해석 결과 보다 약 3.1℃ 증가하였고 표면온도는 5.3℃로 다른 요소보다 가장 크게 증가하였다. 이격거리가 멀어질수록 단일용기 해석결과와의 차이는 감소하였으며 2.5 m 이상의 이격거리일 때 단일용기 해석결과와 유사한 결과를 보인다.

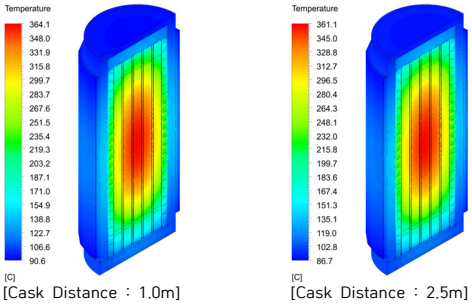


Fig. 4. Temperature Distribution in the Cask Distance.

Table 1. Maximum Component Temperatures

Components	Maximum Temperature[℃]					
	Single Cask	Array Cask Distance [m]				
		1	1.2	1.5	2	2.5
Outer Surface	113	118.3	116.7	115.9	114.7	113.8
Fuel Cladding	361	364.1	363.1	362.5	361.7	361.1

3. 결론

본 논문에서는 금속저장용기가 배열로 설치된 상황을 고려하여 인접용기 간 환경과의 형상계수 평가를 위해 CFD 해석코드인 FLUENT 내 S2S 복사 모델을 이용한 계산 방법을 제시하였다. 그리고 금속저장용기 정상조건에 대해 형상계수를 적용한 열해석을 수행하였다. 열해석 결과, 용기간 인접거리가 2.5 m 이상일 경우, 용기간 복사 열전달 영향은 거의 없으며 1 m 이하로 근접할 경우 용기 배열 형상에 대한 형상계수를 금속저장용기 열해석 시 고려해야 한다.

4. 감사의 글

본 연구는 산업통상자원부(MOTIE)와 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다. (No.20141710201730A)

5. 참고문헌

[1] US NRC, NUREG-1536, "Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at a General License Facility", Revision 1, (2010).

[2] Ansys. Inc, "ANSYS FLUENT User's Guide", ANSYS Release 16.1, (2015).

[3] Computational Simulation Software, LLC., "Trelis User's Manual", ver. 15, (2014).

[4] R. W. Carlson, et. al., "Radiant Heat Transfer from Storage Cask to the Casks to the Environment", ASME Pressure Vessels and Piping Conference, (1999).

사용후핵연료 관리 시나리오 분석 및 물량 평가 도구 개발

정연홍*, 황용수, 장선영, 한재준
한국원자력통제기술원, 대전광역시 유성구 유성대로 1534
*jyh1404@kinac.re.kr

1. 서론

우리나라는 1978년 고리1호기 원전 발전을 시작으로 35년 이상의 원자력 발전 역사를 가지고 있으며 그 역사가 진행되어온 만큼의 다량의 사용후핵연료가 임시저장되어 있다. 하지만 임시저장 이후의 관리 방안이 분명하게 선정되지 않아 국가 정책 수립에 큰 난항을 겪었으며, 이에 작년 사용후핵연료 공론화위원회를 통해 사용후핵연료 관리에 대한 권고안을 제시하기도 하였다. 이렇듯 현 시점에서의 사용후핵연료의 처결 문제는 국가적인 차원의 정책 결정이 필요한 사안이며, 동시에 핵비확산·핵안보에 대한 다차원적인 접근이 필요한 문제이다. 또한 적절한 사용후핵연료 관리를 위해서는 임시저장, 중간저장, 직접처분, 국내외 재처리 및 고준위 방사성폐기물 처분 등에 대한 연계적 관리가 필요하다. 이러한 관리 옵션의 연계 가능성을 고려하여 다양한 시나리오를 가정, 정책결정의 주요 인자가 될 수 있는 경제성, 핵비확산성 등을 분석하기 위한 기반으로서의 사용후핵연료 관리 옵션별 물량 평가를 수행하였다.

2. 본론

2.1 평가 프로그램 개발

핵비확산성 및 경제성을 평가하기 위한 기반 자료로서 사용후핵연료의 발생량을 예측하고 이를 바탕으로 향후 결정될 사용후핵연료 관리 옵션에 대한 예측 평가를 수행하기 위해 동적 모사 프로그램인 GoldSim이라는 S/W를 활용한 사용후핵연료 물량 예측 프로그램을 개발하였다.

2.2 사용후핵연료 발생량 예측

물량 분석의 첫째 단계로 21세기 전반에 걸친 원전 운영 계획을 바탕으로한 사용후핵연료 발생량을 예측해야할 것이다. 이를 위해 국가에너지기본계획의 원전 운영 계획에 맞추어 추가적인 원전의 도입을 고려하고 있다. 이에 따라, 고리/신고리, 월성/신월성, 울진/신울진, 영광, 천지의 5개 원전 단지를 가정하고 있다. 하지만 장기적 관점에서 원전 도입 시기를 정하기에는 많은 불확실성을 안고 있으므로 에너지 수급계획 변화에 따라 필요한 추가 원전의 도입 시기와 수를 산정, 이를 바탕으로 사용후핵연료 발생량 예측이 가능하도록 하였다. 다만, 선행 핵연료주기에서의 변화에 대한 반영은 가정하고 있지 않으며 기준이 되는 핵연료 유형을 지정하여 동일한 조건으로 운영됨을 가정하고 있다.

2.3 사용후핵연료 관리 시나리오

사용후핵연료는 최종처분이나 재처리 이전에 임시저장시설과 중간저장시설에 저장하게 될 것이다. 임시저장시설의 경우 일반적으로 습식저장시설을 활용하고 있으나 현재의 저장용량을 고려할 때, 2024년이면 사용후핵연료 저장조 포화문제가 발생할 것이다.[권고안] 같은 부지 안에 있는 원전끼리는 임시저장시설을 공유할 수 있으므로 한 원전단지를 하나의 임시저장시설로 가정하여 포화여부를 예측하도록 하였으며, 중간저장시설 도입의 완충수단으로서 해외위탁재처리를 고려하고 있다. 이후 국가 정책 결정에 따른 국내재처리 활용 유무도 모델링에 반영하여 시나리오를 설정하였으며, 이러한 사항을 정리하면 Table 1과 같다.

Table 1. Scenarios for SNF management

	해외위탁 재처리	중간 저장시설	국내 재처리	최종처분
시나리오1	×	○	×	○
시나리오2	○	○(지연)	×	○
시나리오3	×	○	○	○
시나리오4	○	○(지연)	○	○

2.4 사용후핵연료 운반 시나리오

위의 사용후핵연료 관리 시나리오를 보면 모든 시나리오에서 중간저장시설의 도입을 가정하고 있지만 그 도입의 형태(건식/습식)와 저장방식, 위치 등은 아직 결정된 바가 없다. 따라서, 이러한 중간저장시설의 도입에 대한 시나리오도 충분히 고려할 필요가 있으며 본 연구에서는 Table 2에서와 같이 6가지 시나리오를 가정하여 물량 평가를 수행하였다.

Table 2. Scenarios for SNF transportation

	고리	한울	한빛	천지	월성
옵션 1	○	○	○	○	○
옵션 2	◎*	○	○	○	×
옵션 3	○	◎*	○	○	×
옵션 4	○	○	○	◎*	×
옵션 5	×	×	○	◎**	×
옵션 6			◎***		

* 월성 단지 SNF 운반·저장
** 고리, 월성, 한울 단지 SNF 운반·저장
*** 하나의 중간저장시설 도입

2.5 시나리오 평가

이러한 가정들을 바탕으로 사용후핵연료 발생량부터 각 임시저장시설에서의 저장량 및 포화시기, 해외위탁재처리 운영시기 및 재처리 요구량, 중간저장시설에서의 저장량 및 단계적 용량 증설시기, 국내재처리 시설 운영에 따른 고준위 및 중·저준위 폐기물 발생량 등을 예측 평가할 수 있으며, 핵물질이 다량으로 밀집하는 지역이나 시설을 예측함으로써 원활한 핵물질 관리와 통제를 위한 기반 정보로 활용할 수 있으며, 향후 개발할 경제성 평가 모듈을 통해 각 시나리오에서 발생할 수 있는 비용을 예측, 비교할 수 있을 것이다.

2.6 결과

물량 예측프로그램의 모사 결과는 여러 가지 시나리오 중 그 대표 시나리오로서 해외위탁재처리와 국내재처리가 모두 가능한 시나리오 4를 적용하였으며, 단일 부지에 중간저장시설을 운영하는 옵션 6을 적용하였다.

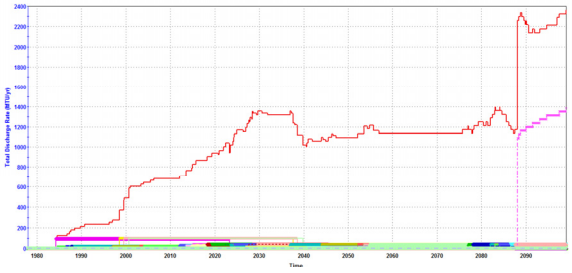


Fig. 1. Annual discharge of SNF.

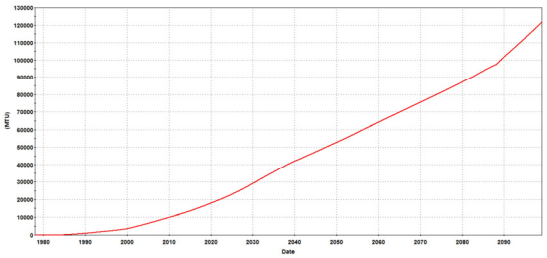


Fig. 2. Cumulative discharged SNF.

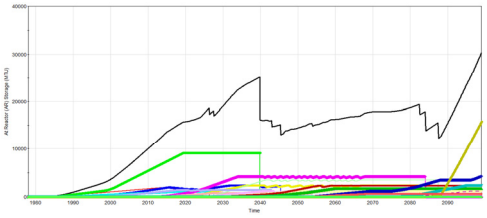


Fig. 3. Stored SNF at pools.

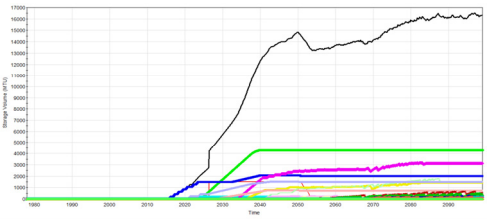


Fig. 4. Stored SNF at interim storage.

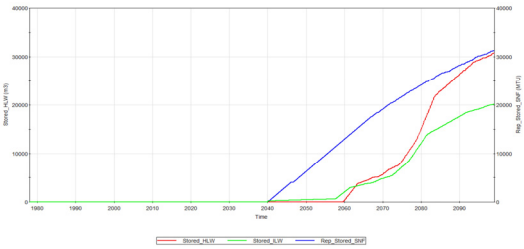


Fig. 5. Stored SNF at repository.

임시저장시설에서의 사용후핵연료 저장량은 중간저장시설도입 시점과 폐로 시점, 재처리 시설 도입 시점 등에서 실제로 큰 변동 폭을 나타냈으며, 중간저장시설에 저장된 사용후핵연료 저장량은 재처리 시설 도입 이후 크게 변하지 않는 값을 나타냈다.

3. 결론

사용후핵연료 관리문제는 국가 차원의 노력을 기울여야할 시급한 문제이지만 원자력과 관련된 사안으로 핵비확산·핵안보에 대한 고려가 반드시 필요하다. 이러한 차원에서 핵물질 통제를 위한 핵물질의 양과 위치에 대한 지속적인 관리가 필요하며, 사용후핵연료 물량 예측 프로그램은 이러한 관점에서 기반 자료를 제공할 수 있을 것이다. 또한 향후 사용후핵연료에 대한 특성평가 모듈, 비용평가 모듈 등을 통해 각 시설에서의 핵물질의 양과 상태, 경제성을 분석하여 정책결정에 유용한 정보를 제공할 수 있을 것이다.

4. 참고문헌

[1] 사용후핵연료 관리에 대한 권고안, 사용후핵연료 공론화위원회, 2015.
[2] GoldSim User's Guide, GTG, 2014.

사용후핵연료 저장조 사고시 핵연료 파손 거동 평가 시험

방제건*, 김대호, 김선기
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jgbang@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 저장조 냉각기능 상실 사고시 핵연료의 급격한 온도상승으로 인해 고온의 공기 와 수증기 분위기에서 산화반응이 발생하고 고온변형과 ballooning이 수반되며, 이에 따른 핵연료 파손이 발생할 수 있다. 열팽창으로 인한 펠렛에 의한 피복관 내면에 작용하는 후프방향 인가응력이 피복관의 파손을 야기시키는 거시적 파손기구로 작용할 수 있다. 이에 본 연구에서는 사용후피복관의 열화상태를 모사한 피복관을 대상으로 UO_2 펠렛의 산화에 따른 부피팽창에 의한 피복관 변형을 분석하고, ballooning에 의한 파손거동을 모사하기 위한 파손거동 종합시험을 수행하였다. 사용후핵연료 저장조 사고 조건에 해당하는 온도범위(600℃ ~ 1,400℃) 및 핵연료 열화범위를 포함한 다양한 실험조건에서의 핵연료 파손거동을 평가하였다.

이러한 종합효과 검증시험을 통한 핵연료 파손은 공기 및 수증기 혼합분위기에서의 산화에 따른 피복관의 추가적인 취화, 봉내압 및 온도상승에 따른 ballooning 등에 의해 발생할 것으로 예상된다. 그러므로 다양한 시험 matrix를 구성하여 각 파손기구별 영향을 정확히 평가하는 시험이 요구된다. 또한, 단위시험을 통해 개발된 산화모델 및 다양한 파손 기구별 모델들로 구성된 종합파손평가 모듈을 개발하여, 온도 변화, 핵연료 압력변화 및 시간에 따른 다양한 파손 시점 및 경향을 평가에 활용한다.

2. 본론

2.1 시험 장치

핵연료 파손거동 종합시험장치(Fig. 1)는 반응로 파트, High Pressure Air Compressor 파트, 냉각장치, Controller System 등으로 구성되어 있다. 장치의 기본적인 운전조건은 아래와 같다.

- 운전 조건 : 수증기분위기, 공기분위기, 수증기/공기 혼합분위기
- 열원의 온도 : 상온 ~ 1,500℃
- 운전시간 : 8 hour/day (연속운전)

2.2 시험 결과

본 시험에서는 사용후핵연료 저장조 사고시 핵연료 파손거동을 예측하기 위해 저장조 사고조건인 공기분위기에서의 산화과정(열화)을 포함한 ballooining 변형 및 파손의 전과정을 종합적으로 검증하는 시험을 수행하였다.

ballooning 변형 및 파손시험의 경우 사용후핵연료봉을 모사하기 위해 봉내압 50기압, 70기압, 100기압으로 가압한 30 cm짜리 핵연료 시험봉을 제작하여 시험에 적용하였다. 그 결과 사고조건 범위내 온도상승 조건(10℃/min)에서 50기압 핵연료봉의 경우 약 600~650℃ 온도범위에서 ballooning에 의한 파손이 발생하였으며, 100기압 핵연료봉의 경우에는 좀 더 이른 사고 시간대, 즉 낮은 온도 범위인 550~600℃ 온도범위에서 ballooning에 의한 파손이 발생하였다. 저장조 사고 시 사고 시나리오에 따라 핵연료 온도상승 속도가 달라질 수 있는데, 이러한 핵연료 온도상승 속도에 따른 ballooning 변형 및 파손거동의 차이를 확인하기 위해 온도상승 속도를 2℃/min 기준으로 도일 시험을 수행하였는데, 사고 시 온도상승 속도는 핵연료의 봉내압, 온도 영향에 비해 ballooning에 의한 파손거동에는 상대적으로 영향이 적게 나타났다.

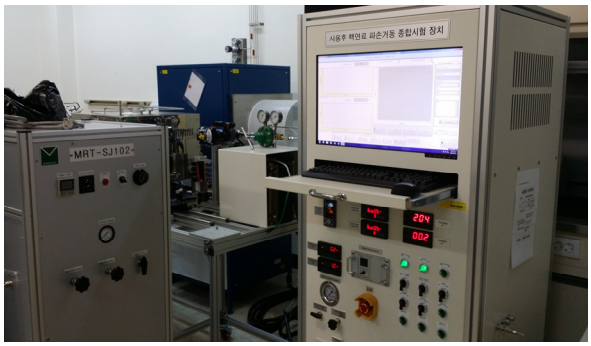


Fig. 1. Experimental apparatus for integral effects of fuel failure behavior.

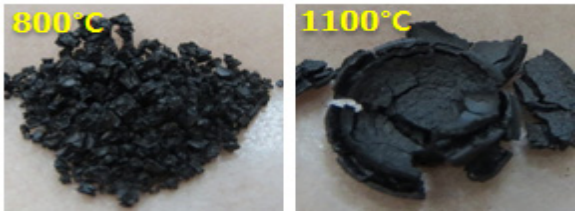


Fig. 2. Fragmentation of UO_2 by air oxidation.

Fig. 3. Failed fuel rod by burst (rod pressure: 50atm, heating rate: 10℃/min.).

3. 결론

사용후핵연료 저장조 사고조건을 반영한 공기분위기에서의 파손을 야기하는 열화 메카니즘인 산화거동 및 파손과정을 종합적으로 모사하고 예측할 수 있는 시험자료는 매우 제한적인 현실을 감안할 때, 저장조 냉각기능/냉각수 상실 사고 시 방사능 대치방출과 밀접한 관련이 있는 핵연료파손에 이르는 시간 예측 및 열화 정도를 예측하기 위한 필수적인 자료를 생산하였다.

또한, 사용후핵연료 저장조 사고안전성을 평가하기 위한 핵연료 파손기준은 노심과 달리 현재 수립되지 않은 실정이다. 따라서 후속연구에서는 공기/수증기 혼합분위기에서의 파손거동을 종합적으로 평가하는 시험을 통해 파손기준을 수립을 위한 필수 시험자료를 생산할 필요가 있을 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부 지원아래 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.
(NRF-2012-2012M2A8A4013172)

5. 참고문헌

[1] M. Steinbrück, "Separate-effects tests on high temperature oxidation of zirconium alloys in various atmospheres", Workshop on Computational and Experimental Studies of the LWR fuel element behaviour under beyond design basis accidents and reflood conditions, IBRAE, Moscow, 27-28 July 2009.

[2] Martin Steinbrück, Nóra Vér, "High-Temperature Oxidation of Zircaloy-4 in Mixed Steam-Air and Steam-Nitrogen Atmospheres", Proceeding of ICAPP 2010, San Diego, CA, USA, Jun 13-17, 2010.

[3] Martin Steinbruck, et. al, "Experiments on air ingress during severe accidents in LWRS", Nucl. Eng. Des. 236 (2006) 1709-1719.

[4] Martin Steinbruck, "Prototypical experiments relating to air oxidation of Zircaloy-4 at high temperatures", J. Nuclear Materials 392 (2009) 531-544.

[5] M. Steinbruck, M. Bottcher, "Air oxidation of Zircaloy-4, M5 and ZIRLO™ cladding alloys at high temperatures", J. Nuclear Materials 414 (2011) 276-285.

핵연료 소결체의 밀도실험에 대한 정밀도 평가

이형권*, 김도식, 서항석, 권형문, 장정남, 김성근, 권인찬, 정상희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길111
*nhklee1@kaeri.re.kr

1. 서론

핵연료 소결체의 밀도실험은 핵연료의 거동을 파악하기 위한 조사후시험 중의 하나이다.
원자로내에서 연소중인 핵연료 소결체의 밀도값은 연소도가 증가 또는 변화함에 따라 그 값이 변화한다. 연소 초기에는 소결체가 고밀화 되었다가 연소도가 증가하면서 소결체는 다시 팽윤이 되면서 밀도값이 변화하게 된다.

핵연료 소결체의 밀도실험은 핫셀에서 실험을 수행하게 된다. 그러므로 실험환경이 많은 제약을 받게 되며 시험조건이 까다롭다. 실험환경 또는 실험조건이 까다로운 실험은 실험 데이터의 신뢰성을 확보하기 위하여 실험에 대한 정밀도 평가가 필요하다. 특히, 일반적인 실험보다 훨씬 더 안전성이 요구되는 핵연료에 대한 조사후시험은 신뢰성과 정확성이 보장되는 실험데이터를 생산하는 것이 가장 중요하다. 실험에 대한 신뢰성과 정확성이 확보하기 위해서는 소급성이 확보된 실험장비로 유효화된 실험방법에 의해서 숙련된 시험자가 실험을 수행하는 것은 물론이며 주기적으로 그 실험에 대한 정밀도를 평가할 필요성이 있다.

2. 본론

2.1 실험 방법 및 장비

밀도 실험방법은 KS A 0602(5항) 또는 ASTM B-311의 규격에 의해서 실험을 수행하고 있다.
핵연료 소결체 밀도실험에 사용되는 주요 장비는 전기식 지시저울, 유체온도계, 온.습도계, 분동 등으로 구성되어 있다. 실험장비의 소급성을 유지하기 위해서는 유체온도계와 온.습도계을 매년 새로 구매하고 국가공인 교정기관에서 교정하여 사용하고 있다. 전기식지시저울의 경우는 장비가 고가이고 핫셀에서 교체가 곤란하다. 그러므로 표준교정절차를 자체적으로 수립하여 장비에 대한 소급성을 유지하고 있다[1]. 전기식지시저울의 주요 교정항목은 표준분동을 사용한 감도시험, 진직성시험 및 정밀도 시험 등이 있다.

2.2 실험

핵연료 소결체의 밀도실험을 수행하기 위해서는 핵연료 피복관과 소결체를 분리하여 시편을 준비하여야 한다. 핵연료 피복관과 소결체의 분리는 연소도가 낮은 핵연료의 경우는 피복관과 소결체 사이의 갭(Gap)이 존재하여 분리가 용이하지만 고연소도 핵연료의 경우는 피복관과 소결체가 접착되어 잘 분리가 되지 않는다. 그러므로 시편을 채취하기 위해서는 피복관을 길이 방향으로 절단하여 시편을 채취한다. 이러한 방법으로 채취한 고연소도 소결체의 시편은 소결체에 균열이 많아 시료로 채취할 수 있는 양이 적어 시료의 대표성이 부족한 경우도 간혹 있다. 채취된 밀도시편은 바스켓에 담아 그 무게를 측정하고, 다시 톨루엔속에서 무게를 측정하여 밀도 시험값을 산출하게 된다.

$$D_s = \frac{m}{v_s} = \frac{(w_2 - w_1) \cdot d'}{(w_2 - w_1) - (w_4 - w_3)} \quad \text{.....(1)}$$

D_s : 시료의 밀도(g/cm³)
w_1 : 공기중 시료바스켓 무게(g)
w_2 : 공기중 시료바스켓 +시료무게(g)
w_3 : 유체속에서 시료바스켓 무게(g)
w_4 : 유체속에서 시료바스켓 + 시료무게(g)
d' : 유체의 밀도(g/cm³)

2.3 불확도 산출

밀도실험값에 대한 오차가 얼마인지 확인하고 실험값에 대한 신뢰성을 확보하기 위하여 실험값에 대한 불확도 산출을 수행하였다. 밀도실험에 대한 불확도 요인은 시험장비, 시험자, 환경, 대기압, 중력 등 여러 가지 요인이 있으나 불확도 산출에 미미하게 영향을 미치는 항목은 제외하고 반복측정, 장비교정, 유체 및 유체의 온도 등에 한하여 불확도를 추정하였다[2].

2.3.1 반복시험 표준불확도

반복시험에 대한 불확도는 공기 중에서 시료 바스켓 무게와 시료 바스켓에 시료를 넣은 무게, 그

리고 유체속에서 시료 바스켓 무게와 유체속에서 시료를 넣은 상태로 각각 3회씩 반복 측정한 불확도($u_{(A)}$)와 전기식 지시저울의 교정불확도($u_{(B)}$)를 합성하여 각 항목에 대한 불확도를 산출하였다.

$$u(w) = \sqrt{u_{(A)}4^2 + u_{(B)}^2} \quad \text{.....(2)}$$

2.3.2 유체 밀도 불확도

유체밀도의 불확도는 온도변화에 따른 유체 밀도의 불확도$u_{(d')}$와 온도계의 교정불확도($u_{(t)}$을 합성하여 산출한다.

$$u_c(d') = \sqrt{u_{(d')}^2 + u_{(t)}} \quad \text{.....(3)}$$

2.3.3 감도계수 산출

감도계수 산출은 식 (1)을 편미분하여 각각의 요인에 대하여 산출하였다.

$$C_{w_1} = \frac{d'(w_4 - w_3)}{\{(w_2 - w_1) - (w_4 - w_3)\}^2} \quad \text{.....(4.1)}$$

$$C_{w_2} = \frac{-d'(w_4 - w_3)}{\{(w_2 - w_1) - (w_4 - w_3)\}^2} \quad \text{.....(4.2)}$$

$$C_{w_3} = \frac{-d'(w_2 - w_1)}{\{(w_2 - w_1) - (w_4 - w_3)\}^2} \quad \text{.....(4.3)}$$

$$C_{w_4} = \frac{d'(w_2 - w_1)}{\{(w_2 - w_1) - (w_4 - w_3)\}^2} \quad \text{.....(4.4)}$$

$$C_{d'} = \frac{(w_2 - w_1)}{(w_2 - w_1) - (w_4 - w_3)^2} \quad \text{.....(4.5)}$$

2.3.4 합성 불확도 산출

합성불확도는 오차전파법칙을 이용하여 산출하였다.

$$u_c^2(D_s) = \sum C_{w_i}^2 \cdot u(w_i)^2 + C_{d'}^2 \cdot u(d')^2 \text{....(5)}$$

2.3.5 유효자유도 산출

유효자유도(ν_{eff})는 Welch-Satterwaite 공식을 이용하여 산출하였다.

$$\nu_{eff} = \frac{u_c^4(D_s)}{\sum_{i=1}^{n} \frac{C_{w_i}^4 \cdot u^4(w_i)}{\nu_{w_i}} + \frac{C_{d'}^4 \cdot u^4(d')}{\nu_{d'}}} \quad \text{.....(6)}$$

2.3.6 확장 불확도 산출

확장불확도(U)는 합성불확도에 포함인자를 곱하여 산출하였다.

$$U = u_c(D_s) \times k \quad \text{.....(7)}$$

Table 1은 각각의 집합체에서 1깨씩 인출한 연료봉의 소결체 밀도실험 결과를 나타낸다. 5개 연료봉에 대한 각각의 실험값에 대한 불확도는 0.0207 g/㎤가 가장 크게 나타난 값이다. 이 값은 실험값의 크기에 비해 작은 값으로 실험오차가 매우 작음을 알 수 있다.

Table 1. Results of density test for the pellet of fuel rods

	밀도값 (g/㎤)	불확도 (g/㎤)	연소도 (MWD/MTU))
1	10.2204	0.0095	50,335
2	10.1966	0.0060	51,679
3	10.2903	0.0207	51,987
4	10.1489	0.0082	54,537
5	10.4550	0.0105	57,070

3. 결론

사용후 핵연료의 소결체에 대한 밀도실험을 수행하고 실험값에 대한 불확도를 산출하여 실험에 대한 정밀도를 확인하였다. 실험값에 대한 오차는 표준분동의 편차와 장비의 불확도를 합산하여 실험값에 반영된 결과로 그 값이 실험값에 비해 매우 미미하므로 실험값에 대한 정밀도는 매우 높다고 평가할 수 있다.

4. 참고문헌

[1] 전기식지시저울의 표준교정절차(KASTO 02-04 -1030-075), 2002.

[2] "측정결과의 불확도추정 및 표현을 위한지침" KOLAS, 2002.

폐 피복관 부피감용을 위한 Zr-Cr계 금속폐기물고화체 합금의 특성 연구

한승엽[1*], 장선아[1], 김나영[1], 한아름[1], 이태교[1], 조인학[1], 박환서[1], 김종우[2], 신상용[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길111
[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-Cr 이원계 합금 금속고화체를 유도용융을 통해 제조하였으며, 미세조직과 기계적 특성 및 부식 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 3ϕ x 3 cm 크기의 금속고화체를 제조하였다. 제조된 시편을 가공하여 미세조직 분석, 경도시험, 인장시험, 부식시험을 진행하였다.

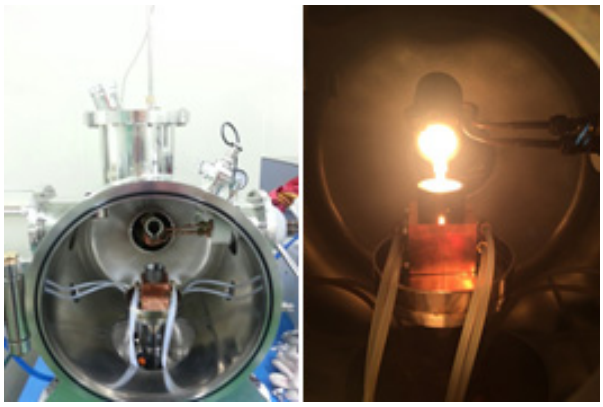


Fig. 1. (a) Vacuum induction melter and (b) pouring process.

2.2 실험결과 및 고찰

Zr-Cr 이원계 합금에 대해 조성을 달리하여 시편을 제조하였다. Zr-Cr 이원계 합금의 경우는 일부 시편에서 균열이 존재하였으나, Zr-17, -22, -27Cr 조성 시편에서 균일한 금속고화체가 제조되었으며, 우수한 기계적 특성을 나타냈다. 특히 Zr-17Cr 시편은 매우 높은 산화물 고정성능을 나타냈으며, 산화물들이 내부에 균일하게 분포하는 것을 확인하였다.(Fig. 2) Zr-22Cr 합금은 치밀한 공정조직을 갖고 있으며, Zr-17Cr 합금 및 Zr-27Cr 합금은 Zr 함량 변화에 따라 공정조성을 벗어나게 되어 응고 cell 조직을 나타냈다. XRD를 통한 상분율 측정 및 EPMA 조성 분포를 분석한 결과, α-Zr과 Laves phase 2상과 함께 Cr-rich

금속간화합물로 미세조직이 구성되어 있음을 확인할 수 있었다. Cr 함량 증가에 따라 Laves phase 분율이 증가하는 것을 확인할 수 있으며, Zr-22Cr 합금은 Laves phase의 분율이 약 45% 정도로 높았다. 기계적 특성은 인장시험을 통한 강도 및 경도를 측정하였으며, 조성에 따라 강도는 약 90~140 MPa 정도를 나타냈고, 경도는 약 730~820 Hv로 나타났다. 다만 산화물 첨가 시에는 Zr-22Cr 부근 조성의 고화체에서도 균열이 발생하였으나, Zr-17Cr 합금 고화체에서는 균열이 관찰되지 않았다.

SS-Zr 및 Zr-Cr 합금계 고화체의 동전위분극시험을 통한 I-V 곡선 분석 결과, 부식전위는 전 시편에서 비슷하였으나 Zr-Cr 합금계 고화체의 부식전류값이 상대적으로 낮았으며, 특히 pitting 부식 저항성이 SS-Zr 합금계 고화체에 비해 우수하였다. 분극시험을 실시한 시편 표면을 관찰한 결과 SS-Zr 합금계 시편에서는 갈색의 pitting 부식을 확인할 수 있었고, Zr-Cr 합금계 시편에서는 pitting이 일부 관찰되나 Zr-17Cr 시편의 경우 pitting이 관찰되지 않았고 이를 통해 우수한 내식성을 확인할 수 있었다.

따라서 미세조직, 고화체 안정성 및 내식성을 함께 고려하였을 때, Zr-17Cr 합금 고화체가 가장 우수함을 알 수 있었다. 미세조직 및 고화체 안정성이 우수한 원인은 상대적으로 낮은 Cr 분율로 인해 취성이 강한 금속간화합물의 분율이 비교적 낮아 고화체 인성이 증가한 것으로 판단된다. 그럼에도 불구하고 Laves phase를 포함하는 금속간화합물의 분율은 약 38% 정도로 Zr-22Cr 합금과 큰 차이가 없었고, 이는 Cr-rich한 금속간화합물을 상대적으로 많이 형성함으로써 고화체 내식성 또한 향상된 것으로 판단된다. 실험결과를 종합적으로 고려한 결과, 고화체 안정성 및 내식성 측면에서 Zr-17Cr 합금 고화체가 가장 우수하였고, 이와 더불어 폐피복관 재활용 효율성, NM 및 actinides 고정화 효율도 우수한 것으로 판단된다.

시편명	Zr-60Cr	Zr-40Cr	Zr-22Cr	Zr-22Cr-2CeO2	Zr-27Cr	Zr-27Cr-2CeO2	Zr-17Cr	Zr-17Cr-2CeO2
TOP								
SIDE								
균열	o	x	x	o	x	o	x	x

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. Zr-17Cr 합금을 사용하여 고화체를 제조하였을 때, 균일한 형태의 안정적인 금속고화체를 제조할 수 있었다. 특히 Zr-17Cr 합금의 경우는 우수한 내식성과 함께 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-52885288/2013 (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).

SS-Zr계 금속폐기물고화체 합금의 미세조직 및 특성에 미치는 열처리 영향 연구

장선아[1]*, 한승엽[1], 김나영[1], 한아름[1], 이태교[1], 조인학[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 고화체 합금화 처리를 위해 SS304와 Zr의 합금 조성을 조절하여 금속폐기물고화체를 제조하였고, 전체 조성에서 비교적 안정한 고화체를 확보였다. 파면 분석 결과, 시편 내부에 다양한 크기의 균열들이 존재하였고, 열처리를 실시하여 미세조직 및 균열 형태 변화 거동을 분석하여 열처리 전, 후 SS-Zr계 금속폐기물고화체의 미세조직에 미치는 열처리 영향을 자세히 고찰하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

Silica 도가니에 99.9% 순도의 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 3ϕ x 3 cm 크기의 금속고화체를 제조하였다. 이와 같은 방법으로 Zr 함량을 11~19 wt%로 조절하여 5종류의 SS-Zr계 합금을 제조하였다. 이 중에서 SS-11Zr, SS-15Zr, SS-19Zr 시편에 대해서 1200℃에서 1 시간 동안 열처리 공정을 적용하였다. 제조된 시편에 대해 인장 및 경도 시험을 실시하였고, SEM을 통해 미세조직을 관찰하였다.

2.2 실험결과 및 고찰

SS-Zr계의 이원계 합금에 대해 Zr 함량을 조절하여 Fig. 1의 5종류의 금속고화체 시편을 제조하였다. 각각의 시편에 대한 인장시험 및 경도시험을 실시한 결과, Zr 함량이 증가할수록 경도가 증가하였으며 이는 Laves 상의 증가 때문으로 보인다. 다른 시편들과는 다르게 SS-15Zr 에서 인장강도와 연신율이 급격히 낮아 추가적으로 모든 시편에 대해 1200℃에서 1 시간 동안 열처리를 진행하였고 열처리 전, 후에 대한 물성 값을 Table 1에 정리하였다. 전체 시편에서 열처리 후 경도값은 감소하였는데 이는 미세하고 치밀한 공정조직이 줄어들었기 때문이다. 특히 SS-15Zr 시편은 미세조직의 변화가 가장 컸으며, 이로 인해 열처리 전, 후 기계적 특성 변화치가 가장 높았다.

또한 열처리 전과 후의 인장 파단면을 비교 관찰한 결과(Fig. 2), SS-11Zr 경우는 열처리 후에도 여전히 작은 결정립 단위(~ 1 um)의 준벽개파면이 존재한다. SS-15Zr 시편은 열처리 전 시편에서 dendrite로 추정되는 조직을 따라 긴 균열이 발생했으나, 열처리 후 시편에서는 미세 균열만 관찰되

었으며, 벽개파괴 단위가 증가하였다. 열처리 전 비교적 큰 결정립 단위(~ 10 um)의 벽개파면이 관찰되었던 SS-19Zr 에서는 열처리 후에도 비슷한 크기의 2차 균열이 존재하였고 다른 시편들과 마찬가지로 열처리 효과에 의해 파면의 결정립 크기가 증가하였다. Fig. 3는 SEM을 이용하여 SS-15Zr 시편의 열처리 전과 후의 미세조직을 관찰 한 것이다. 인장 파단면에서 확인했던 것과 같이 dendrite 방향으로의 긴 균열이 사라졌지만 미세한 균열은 여전히 존재하였으며, lamellar 구조가 사라지고 조직 구상화가 발생하였다.

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	
	열처리 전	열처리 후	열처리 전	열처리 후	열처리 전	열처리 후
SS-11Zr	425	389	7.1	3.7	373	281
SS-13Zr	511	640	3.5	4.8	484	303
SS-15Zr	113	520	3.9	5.5	478	294
SS-17Zr	617	489	4.2	3.9	517	349
SS-19Zr	477	361	6.7	3.1	517	358

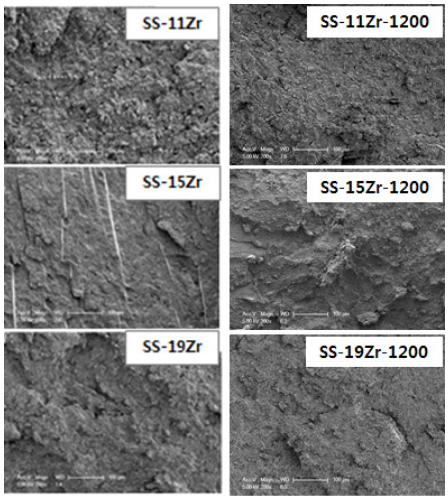


Fig. 2. SEM images of fracture surface for three different compositions.

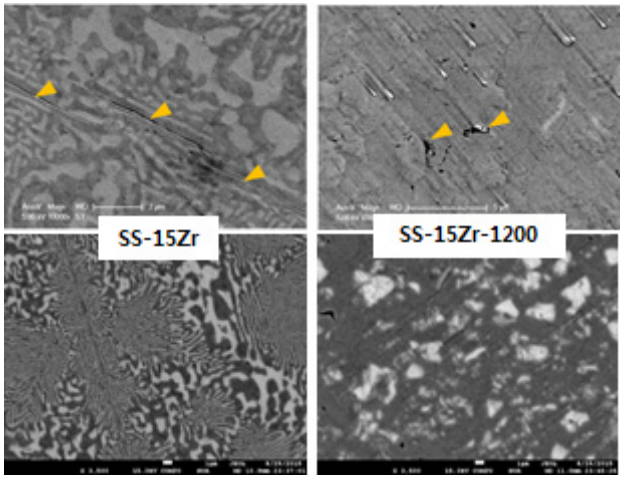


Fig. 3. SEM images of microstructure for SS-15Zr and SS-15Zr-1200.

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 조성이 증가하면 Laves 상의 분율 및 경도가 증가하는 것을 확인하였고, 제조된 시편들을 1200℃의 열처리 공정을 적용했을 때 dendrite를 따라 발생했던 긴 균열은 줄었드는 경향을 나타냈으며, 특히 SS-15Zr 시편은 열처리 후에 연신율과 인장강도가 크게 향상되었다.

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).

전해환원 장치 성능 검증을 위한 대체 금속산화물 선정 및 시험

이정*, 최은영, 김성욱, 이상권, 허진목
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*leej1@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료를 금속으로 전환시키기 위한 파이로프로세싱 전해환원 공정에서는 사용후핵연료에서 가장 많은 비율을 차지하는 우라늄산화물을 원료로 연구를 수행하고 있다. 핵물질로 분류되는 우라늄 산화물을 사용하기 이전에 대체 금속산화물을 이용하면 전해환원 장치의 성능 평가와 개선이 매우 수월하다.

고온 용융염을 전해질로 사용하는 전해환원 기술은 다양한 금속산화물로부터 순수한 금속을 제조하는데 이용되어 왔다. 특히 고부가가치 재료인 Ti 금속을 TiO_2로부터 제조하는 방법으로 적용되었다. 금속 Ti 제조를 위한 고온 용융염 전해환원은 주로 $CaCl_2$ 용융염을 이용하여 수행되어졌고, LiCl 용융염을 사용하여 전해환원이 시도된 바 있다. 파이로프로세싱 전해환원으로부터 얻은 금속전환체는 후속 공정인 전해정련의 원료로 사용되므로 사용후핵연료의 유실 또는 용해는 공정 효율에 영향을 미친다. 이에, 본 연구에서는 핵물질의 대체 금속산화물로 타이타늄 산화물인 TiO_2와 TiO를 선정하고 650℃의 LiCl-Li_2O 용융염에서의 안정성 및 전해환원 특성을 평가하였다.

2. 실험방법

전해환원 및 침지 실험에 염은 무수 LiCl (99%, Alfa Aesar)와 Li_2O (99.5%, Alfa Aesar)를 사용하였다. 타이타늄 산화물로는 TiO_2는 1 cm^3의 큐브형태의 시약 (Toshima Manufacturing Co.)을, TiO는 입자 형태의 시약 (Sigma-Aldrich)을 사용하였다.

전해환원 실험에 앞서 용융염에 TiO_2 및 TiO 시료를 침지하여 전해질에서의 용해를 확인하였다. 먼저 30 g의 LiCl-1wt% Li_2O 용융염과 30 g의 LiCl-1wt% Li_2O-0.1wt% Li 용융염을 제조하고, 제조한 용융염에 각각 3 g의 TiO_2 및 TiO가 담긴 바스켓을 침지하여 650℃에서 12 시간 동안 유지하였다. 실험을 종료한 후 용융염 내에 존재하는 Ti의 농도를 ICP-AES를 이용해 확인하였다.

전해환원을 위한 내부반응기에 700 g의 LiCl-1 wt% Li_2O 염을 넣고 650℃에서 완전히 용융시킨 후 양극과 음극, Li-Pb 합금 (32 mol% Li)으로 제작된 기준전극을 함께 장입하였다. 양극으로는 폭 10 mm의 백금 전극과 산소 가스를 포집하여 금속장치의 부식을 방지하기 위한 MgO-ZrO_2 슈라우드를 이용하였다. 음극으로는 3중 mesh 바스켓에 각각 10 g의 TiO_2와 TiO를 넣어 구성하였다.

구성된 전해 셀에 DC power supply (E3633A, Agilent)를 이용하여 3.2 V의 정전압을 인가하였으며 기준전극 대비 음극의 전위를 multimeter (E34405A, Agilent)로 확인하였다. 전해환원 실험을 종료한 후 양극 표면을 샘플링하여 EDS를 이용해 원소 분석하였고 음극 바스켓 내에서 금속전환체를 임의로 채취해 염을 제거한 후 XRD와 SEM을 통해 환원체의 특성을 분석하였다.

3. 실험결과

전해환원 실험에 앞서 TiO_2와 TiO의 염내 용해여부를 확인하였다. 전해환원 실험과 동일한 조건의 LiCl-1wt% Li_2O 용융염 및 Li이 과도하게 생기는 경우를 모사하여 LiCl-1wt% Li_2O-0.1wt% Li 염을 제조하였다. 각각의 시료를 15 시간 침지한 용융염에 존재하는 원소를 ICP를 통해 분석한 결과 용융염 내에 Ti이 용해된 것을 확인할 수 있었다. LiCl-1wt% Li_2O 염을 분석한 결과 TiO_2와 TiO는 각각 2100, 156 ppm 검출되었으며 상대적으로 낮은 검출량을 보인 TiO는 Li 금속이 포함된 염에서는 376 ppm 검출되어 Li 금속이 타이타늄 산화물의 용해에 영향을 미치는 것으로 확인되었다. 따라서 전해환원 운전 시에 주기적으로 전압을 중단하여 Li 생성량을 조절할 필요가 있다.

Fig. 1은 650℃의 LiCl-1wt% Li_2O 용융염에서 10 g의 TiO를 환원시키기 위해 3.2 V의 정전압을 가하고 이 때의 전류와 음극 전위 변화를 나타내고 있다. 전해전압 3.2 V를 적용했을 때 음극 전위는 Li-Pb 기준전극 대비 -1.1 V로 나타났다. 전해환원은 10 g의 TiO를 100% 환원시키기 위한 이론적인

전하량의 200%에 해당되는 전하량을 부가한 후 종료하였다. 전해환원 종료 후에 음극으로부터 얻은 금속환원체는 Fig. 2와 같이 기존 갈색이었던 TiO가 은회색의 금속으로 환원된 것을 볼 수 있다. 또한 금속 Ti의 환원은 XRD와 SEM을 통한 분석으로도 확인할 수 있었다.

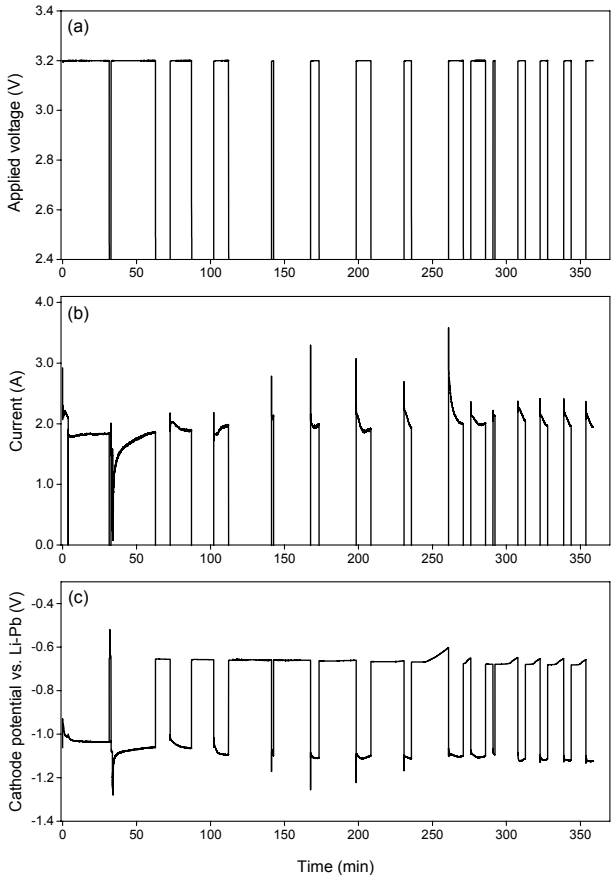


Fig. 1. Plots from the electrochemical reduction of TiO in LiCl-Li_2O at 650℃.

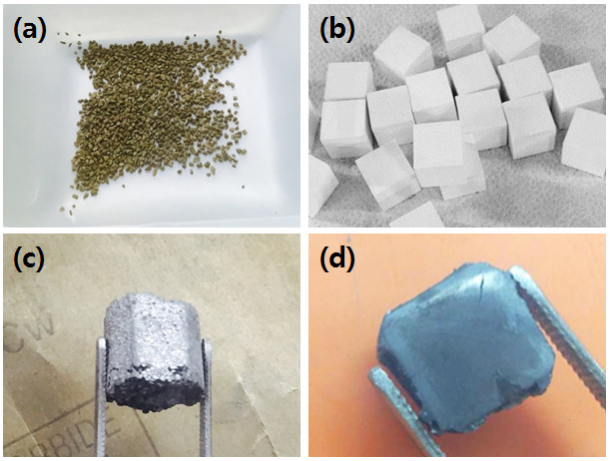


Fig. 2. Photographs of raw titanium oxides and reduction products.

4. 참고문헌

[1] J.-M. Hur, S.-C. Lee, S.-M. Jeong and C.-S. Seo, "Electrochemical reduction of TiO_2 in molten LiCl-Li_2O", Chem. Lett., 36(8), 1028-1029 (2007).

[2] K. M. Goff, J. C. Wass, K. C. Marsden and G. M. Teske, "Electrochemical processing of used nuclear fuel", Nucl. Eng. Technol., 43(4), 335-342 (2011).

[3] E.-Y. Choi, J. W. Lee, J. J. Park, J.-M. Hur, J.-K. Kim, K. Y. Jung and S. M. Jeong, "Electrochemical reduction behavior of a highly porous SIMFUEL particle in a LiCl molten salt", Chem. Eng. J., 207, 514-520 (2012).

[4 E.-Y. Choi, J.-K. Kim, H.-S. Im, I.-K. Choi, S.-H. Na, J. W. Lee, S. M. Jeong and J.-M. Hur, "Effect of the UO2 form on the electrochemical reduction rate in a LiCl-Li_2O molten salt", J. Nucl. Mater., 437, 178-187 (2013).

LiCl 염시료 내 Li_2O 농도 측정을 위한 산염기 적정 실험의 감마선 영향 연구

최수희*, 배상은, 박태홍
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길111
*shchoi926@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료의 재활용 및 고준위 방사성 폐기물 용량 감소의 장점이 있는 파이로 프로세싱은 전처리 공정, 전해환원, 전해정련, 전해제련 공정의 세 부적인 단계로 이루어진다. 전해환원공정의 양극과 음극은 각각 Pt 전극과 사용후핵연료 금속산화물로 구성된다. 금속산화물에서 산소 이온이 떨어져 나오며 금속으로 전환되고, 떨어져 나온 산소 이온은 Pt 전극에서 산화되어 산소기체를 발생하게 된다 (Fig. 1)[1, 2]. 이 전해환원 공정은 LiCl-Li_2O를 전해질로 사용하여 실험을 진행한다. Li_2O의 농도가 0.6wt% 이하인 경우에는 양극인 Pt 전극 표면에서 국부 부식이 시작되며 Li_2PtO_3가 형성되고, 0.3 wt%이하일 때는 전면부식이 일어나며 Pt가 용해된다. 반면, 1wt%이상일 경우에는 발생되는 산소로 인해 장치 구조재의 부식이 발생한다. 그러므로 공정을 순조롭게 운영하기 위해서는 전해질 내 Li_2O의 농도를 일정 수준 이상 유지하여야 하며 또한, 배치가 끝날 때 마다 산소 이온의 농도를 측정하여 확인하여야한다.

산소 이온의 농도 측정은 일반적으로 산, 염기 적정법을 사용해왔는데 사용후핵연료의 방사성 원소가 포함된 염에 포함된 산소 이온 농도를 측정한 적은 없다. 본 연구에서는 향후 사용후핵연료를 사용하여 공정을 진행할 경우를 대비하여 방사선이 존재하는 환경에서 산, 염기 적정법을 이용한 산소 이온의 농도 측정법의 사용 가능성을 확인하였다.

2. 실험

산, 염기 적정용 지시약으로 Phenolphthalein, methyl red, bromothymol blue, thymol blue, phenol red를 Alfa Aesar에서 구입하였으며, Li_2O는 Sigma-aldrich, HCl, H_2O_2는 Merck에서 구입하여 사용하였다. 용액은 각각 3wt% Li_2O, 0.1 M HCl으로 제조하였으며, 지시약은 적정 시 동일한 mol수가 되도록 stock solution을 제조하여 사용하였다. 적정의 종말점을 관찰하기 위해서 654 pH meter (Metrohm)을 사용하여 용액의 pH를 측정하였다 (Fig. 2).

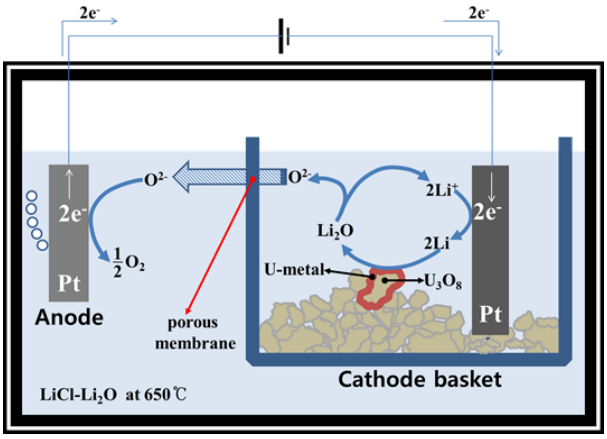


Fig. 1. Schematic diagram of the electro-reduction process in LiCl-Li_2O molten salt.

방사선 조사 실험은 한국원자력연구원 첨단방사선연구원에서 Co-60에서 방출되는 감마선을 산, 염기 적정 용액 조사에 사용하였다. 이 때, 조사되는 방사선의 세기는 1000 Gy, 조사 시간은 50 분이었다.

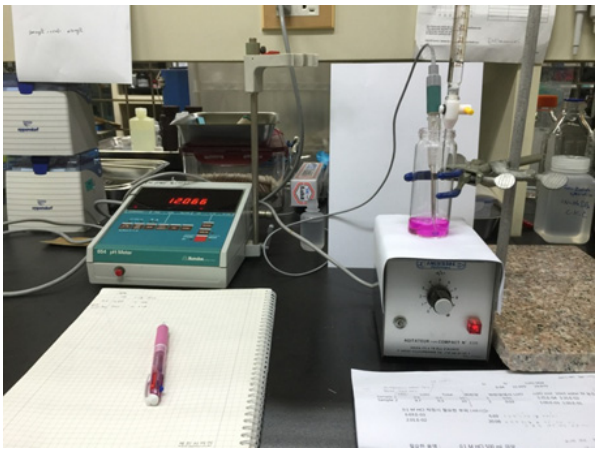


Fig. 2. Photograph of acid-base titration.

3. 결과 및 토의

Li_2O 농도 분석을 위한 적정 실험에 있어 종말점

을 측정하기 위한 다양한 방법을 시도하였다. 리트머스 종이, pH 측정, 지시약 (phenolphthalein)을 이용하여 적정 실험을 진행한 결과, 리트머스 종이를 이용할 경우 색의 변화가 뚜렷하지 않아 종말점 관찰이 쉽지 않았다. Phenolphthalein의 경우 적색에서 무색으로 색의 변화가 뚜렷하여 종말점 관찰을 위한 방법으로 가장 효과적이었다.

실제 사용후핵연료가 포함된 용융염 내 Li_2O 농도 분석을 대비하기 위하여 방사선 조사한 후 산, 염기 적정 실험을 수행하였다. 방사선 조사 시료의 실험을 수행하기 전에 모사실험으로써, 방사선을 수용액에 조사하면 생성되는 H_2O_2가 수용액에 존재할 때의 적정실험을 수행하였다. 수용액에 H_2O_2 농도를 0, 1, 10, 100 mM로 하여 적정을 시도한 결과, 색의 변화를 통한 종말점 측정은 가능하나 아래와 같이 phenolphthalein을 이용한 적정법의 단점이 나타났다.

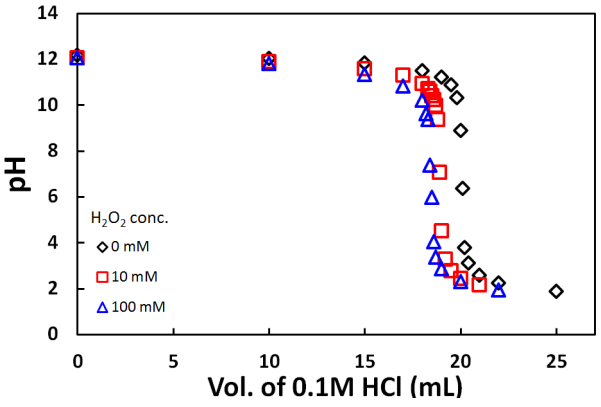


Fig. 3. Titration curve of hydrochloric acid and 3wt% lithium chloride.

3wt% Li_2O 용액 내 존재하는 phenolphthalein의 시간에 따른 색의 변화를 관찰해보면 시간의 경과와 함께 색이 옅어지는 것을 관찰하였다. 이러한 경향은 용액 내에 포함되어 있는 H_2O_2의 농도가 진할수록 단 시간 내에 색이 옅어졌다.

산, 염기 지시약으로 Phenolphthalein 뿐만 아니라 강산-강염기 적정곡선에서 색의 변화가 나타나는 다양한 산염기 지시약 중 methyl red, bromothymol blue, thymol blue, phenol red를 추가 선택하여 적정 실험을 진행하였다. 4 가지의 지시약에서도 산, 염기에 따른 색변화는 뚜렷하게 나타났으나, phenol red의 경우에는 phenolphthalein과 동일하게 시간에 따라 색이 옅어지는 것을 관찰하였다.

실제 방사선 조사 시, 지시약이 용액 내에 안정하게 존재하는지를 확인하기 위하여 산, 염기 용액에 지시약을 넣고 1000 Gy의 Co-60에서 방출되는 감마선에서 약 50분간 조사하여 조사 전, 후 용액의 색 변화 관찰을 통해 지시약의 안정성 테스트를 진행하였으며, 조사한 시료를 이용하여 적정의 가능여부를 확인하였다.

4. 결론

본 연구에서는 핫셀 시험시설 내에서 사용후핵연료과 포함된 염 시료 내 Li_2O 농도 분석을 위한, 산,염기 적정법의 에서 사용 가능성 연구를 수행하였다. 5 개의 지시약 모두 산, 염기에 따른 색변화가 뚜렷하게 나타났으며, 방사선 조사 전, 후의 색변화를 통해 지시약이 안정함을 확인하였다. 또한 핫셀 창의 색 때문에 적정에 따른 색변화의 명암 차이가 뚜렷한 지시약이 가장 적합한 것으로 예상할 수 있다.

5. 참고문헌

[1] Jae-Hyung Yoo, Jung-Kuk Kim, Han-Soo Lee, In-Seok Seo, and Eun-ka Kim, “Patent Analysis for Pyroprocessing of Spent Nuclear Fuels”, Journal of the Korean Radioactive Waste Society, 9(4), 247-258 (2011).

[2] Eun-Young Choi, Sun-Seok Hong, Wooshin Park, Hun Suk Im, Seung-Chul Oh, Chan Yeon Won, Ju-Sun Cha, and Jin-Mok Hur, “Electrochemical Reduction Process for Pyroprocessing”, 52(3), 279-288 (2014).

고온열처리 온도에 따른 연료파편 내재 세슘 휘발 특성

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), 산화탈피복 또는 산화처리에 의해서는 U_3O_8 분말 형태로 회수된다. 기계적탈피복에 의해 회수된 연료파편은 고온열처리를 한 후에 열처리된 연료파편을 입도 선별을 하면 전해환원시에 메쉬형 바스켓을 사용할 수 있다. 산화처리에 의해 얻은 U_3O_8 분말은 성형 및 고온열처리를 통해 다공성 펠렛 형태로 얻어 지기 때문에 전해환원시에 메쉬형 (#325) 바스켓을 적용할 수 있게 된다. 고온열처리를 하여 Cs 및 I 핵종을 제거하면, 전해환원시에 반응성 높은 I로부터 Pt양극의 보호, 고방열핵종인 Cs이 거의 축적되지 않기 때문에 염교체 주기가 길어지며, 박막결정화법에 의해 염을 정제하여 재활용 할 수 있다는 장점이 있다. 고온열처리동안 연료파편이 분말화가 되지 않고 세슘 핵종의 방출분율이 높은 조건의 O/U비는 2.20이 된다[1]. 본 연구에서는 고연소도(61 GWd/tU)의 절단연료봉을 절개탈피복하여 회수된 연료파편을 사용하여 연료파편의 크기별로 O/U비 조절 효과 및 온도에 따른 세슘 핵종의 방출거동 및 입도변화를 분석하였다.

2. 실험

연료파편은 연소도 61 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 사용하였으며, 열처리 조건은 Table 1과 같다. 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.

Table 1. Thermal pretreatment conditions

실험 번호	연료파편		열처리		유량 (L/min)
	크기 (mm)	무게 (g)	승온 열처리	등온 열처리	
FF-1	1-2	30	- 5 ℃/min, Ar	- 1300 ℃, 10 h, 260 ppmO_2/Ar	2.5
FF-2	2-5	30	- 1st heating (1100 ℃): 5 ℃/min, Ar - 2nd heating (1400 ℃): 2 ℃/min, Ar	- 1400 ℃, 10 h, 824 ppmO_2/Ar	2.5
FF-3	2-5	30	- 1st heating: 5 ℃/min, Ar - 1st holding: 900 ℃, 7 h, Ar - 2nd heating: 2 ℃/min, Ar - 2nd holding: 1250 ℃, 3 h, Ar	- 1st holding: 1500 ℃, 4 h, Ar - 2nd holding: 1500 ℃, 6 h, 2928 ppmO_2/Ar	0.75

3. 결과 및 토의

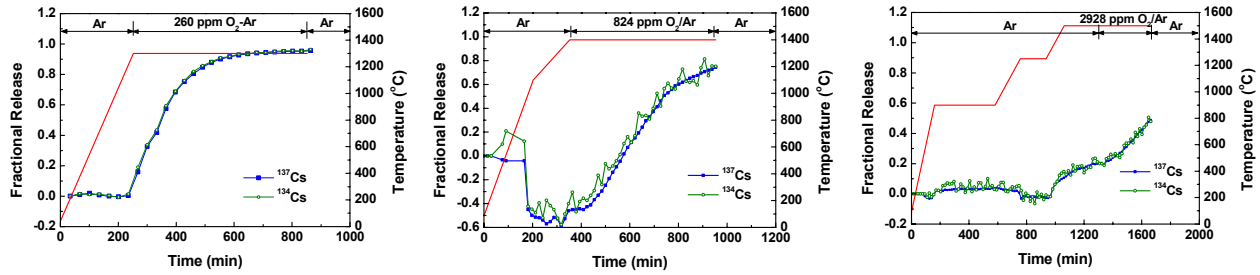
열처리 온도 및 시간에 따른 Cs의 방출분율을 Fig. 1에 나타내었다. 연료파편의 크기 1-2 mm에서는 1300℃에서도 ^{137}Cs의 휘발제거율은 95.6%로 매우 높으나 (Fig. 1(a)), 연료파편의 크기가 2-5 mm인 경우에 1400℃로 온도 증가에도 불구하고 휘발제거율은 74.4%이며 (Fig. 1(b)), 열처리 중에 연료파편의 파쇄에 따른 Cs 계수치의 증가를 보정하면 휘발제거율은 84%였다 (Fig. 2(b)). 연료파편의 크기 2-5 mm를 사용하여 온도를 1500℃로 증가시킨 경우 휘발제거율은 1400℃에서 열처리한 경우보다 낮은데 이는 열처리 중에 결정립의 성장에 의한 것으로 해석된다 (Fig. 1(c) 및 2(c)). Cs 방출속도를 해석하기 위해 교정된 방출분율 자료를 사용하여 등온 구간에서의 방출속도계수 (식 (1))를 계산하여 Table 2에 나타내었다. Cs 방출속도계수는 연료파편 크기 및 온도에 의존함을 알 수 있으며, O/U비가 2.0에서 2.20로 증가함에 따라 방출속도계수는 3.72배 증가함을 확인하였다 (Test No. FF-3).

$$F = (1-g_0) \times (1-e^{-kt}) + g_0 \qquad (1)$$

Table 2. Release rate coefficient of ^{137}Cs

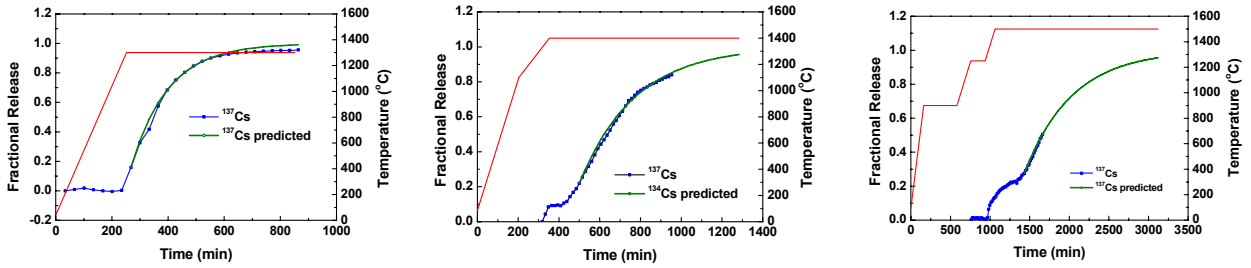
Test No.	F	k (1/min)	O/U ratio
FF-1	0.16*-0.916	7.59 x 10^{-3}	≒ 2.20
FF-2	0.219*-0.84	3.67 x 10^{-3}	≒ 2.20
FF-3	0.132*-0.227	4.46 x 10^{-4}	≒ 2.0
	0.275*-0.504	1.66 x 10^{-3}	≒ 2.20

*g_0 : 등온구간 개시 또는 일정 시간에서 방출분율



(a) Test No. FF-1 (b) Test No. FF-2 (c) Test No. FF-3

Fig. 1. Fractional release behavior of cesium from fuel fragments.



(a) Test No. FF-1 (b) Test No. FF-2 (c) Test No. FF-3

Fig. 2. Comparison between corrected and predicted fractional release behavior of ^{137}Cs.

열처리중 연료파편의 파쇄가 일어남을 Cs 계수치의 증가로부터 해석할 수 있었다 (Fig. 1). 파쇄는 484-1361℃의 승온 과정 중에 일어나며, 이는 핵분열에 의해 생성된 UO_2 결정립의 기포에 존재하던 핵분열 기체(Kr, Xe)의 온도가 증가됨에 따라서 압력증가에 의해 파쇄된다 [3]. 핵연료 펠렛의 연소시에 온도가 450-1000℃ 범위이며, 핵분열생성물 제거를 위한 연료파편의 열처리 온도가 연소시 온도보다 높기 때문에 기포내 핵분열 기체의 압력증가에 의해 연료 펠렛의 결정립이 파쇄되는 현상은 피할 수 없는 것으로 여겨진다. 연료파편의 파쇄는 육안관찰 및 입도분석을 통해 확인되었다. 시험전후에 연료파편의 입도분석 결과를 Table 3에 나타내었다. 주 분포 크기인 2-5 mm 연료파편 내의 Cs을 95.6% 휘발제거율을 위해서는 열처리 온도를 1400℃로 하고 약 930 분 동안 열처리를 해야 되는 것으로 평가되었다 (Fig. 2(c)).

Table 3. Cumulative particle size distribution with thermal pretreatment conditions

Particle size (mm)	Particle size distribution (wt.%)			
	Recovered	FF-1	FF-2	FF-3
> 5	1.3	-	-	-
2-5	68.2	-	46.2	44.4
1-2	86.0	0.5	76.4	73.7
0.5-1	94.8	32.0	81.3	81.5
0.3-0.5	96.3	43.0	83.2	83.9
0.2-0.3	97.5	53.6	86.0	86.7
≤ 0.2	100.0	100.0	100.0	100.0

4. 결론

Cs의 제거를 위한 적합 열처리 조건은 1400℃이며, 열처리된 연료파편의 크기 0.2 mm 이상이 전해환원공정의 메쉬형 바스켓에서 수용되면 절개탈피복에 의해 회수된 연료파편을 기준으로 70%의 공급이 추정되나, 이 온도에서 대량으로 처리와 원활한 운전을 위해 내산화성이 있는 금속재질의 다공성 시료적재 tray가 요구된다. 열처리 온도를 1300℃ 할 경우에 인코넬 시료적재 tray를 사용할 수 있으나 2 mm 이상의 연료파편을 사전에 파쇄한 후에 열처리를 해야 하기 때문에 메쉬형 바스켓에 공급할 수 있는 연료파편 양이 크게 감소될 것으로 추정된다.

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, pp. 217-279 1975).
[2] T, B. Lindemer and T. M. Besmann, J. Nucl. Mater., 130, pp. 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, pp. 313-324 (2008).

연소도와 U, Pu, Nd 및 Cs 동위원소 상관관계를 이용한 조사 U-Mo 분산핵연료 분석

김정석*, 강병만, 박양순, 김영복, 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. 개발된 U-Mo 분산핵연료의 건전성을 확인하기 위해서는 조사핵연료에 대한 파괴 및 비파괴 조사후시험이 이루어져야 한다. 조사핵연료의 분석결과에 대한 일관성을 확인하기 위하여 측정한 무거운원소 및 핵분열생성물 농도, 동위원소조성 및 상대비 등의 핵연료변수와 연소도 사이의 상관관계 연구가 이루어지고 있다. 또한 이러한 상관관계 연구는 연소도 및 Pu 생성량 예측, safeguards 등의 목적에도 이용되고 있다. 동위원소 상관관계는 3 가지 부류, 즉, 무거운 원소의 동위원소에 기초한 상관관계, 안정한 핵분열생성물에 기초한 상관관계 및 방사성 핵분열생성물에 기초한 상관관계로 나누어 연구되고 있다[1].

본 연구에서는 하나로에서 조사시킨 8 종의 U-Mo 분산핵연료에 대하여 화학적 방법으로 연소도측정 및 방사성핵종 분석을 수행하고 분석결과에 대한 일관성을 확인하기 위하여 동위원소 상관관계를 연구하였다. 핵연료 중의 U, Pu, Nd 및 성분 동위원소들을 U-233, Pu-242 및 Nd-150을 스파이크로 이용하는 동위원소희석 질량분석기술로 동시정량하고 Nd 동위원소를 지표원소로 이용하여 핵연료 연소도를 측정하였다. 방사성핵종들을 정량하기 위하여 핵연료 용해용액 일정량을 취하여 희석후 화학적 분리없이 감마선분광분석을 수행하여 방사성핵종들을 정량하였다. 이들 분석결과로부터 무거운 원소 (U, Pu), 안정한 핵분열생성물 (Nd) 및 방사성 핵분열생성물 (Cs)의 동위원소를 선정하여 연소도 및 핵연료변수와의 상관관계를 연구하였다.

2. 실험 및 결과

2.1 조사 U-Mo 분산핵연료 연소도 화학분석

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, 화학적 방법에 의한 연소도측정 및 동위원소 상관관계 연구를 위한 전반적인 과정은 Fig. 1과 같다. 핵연료

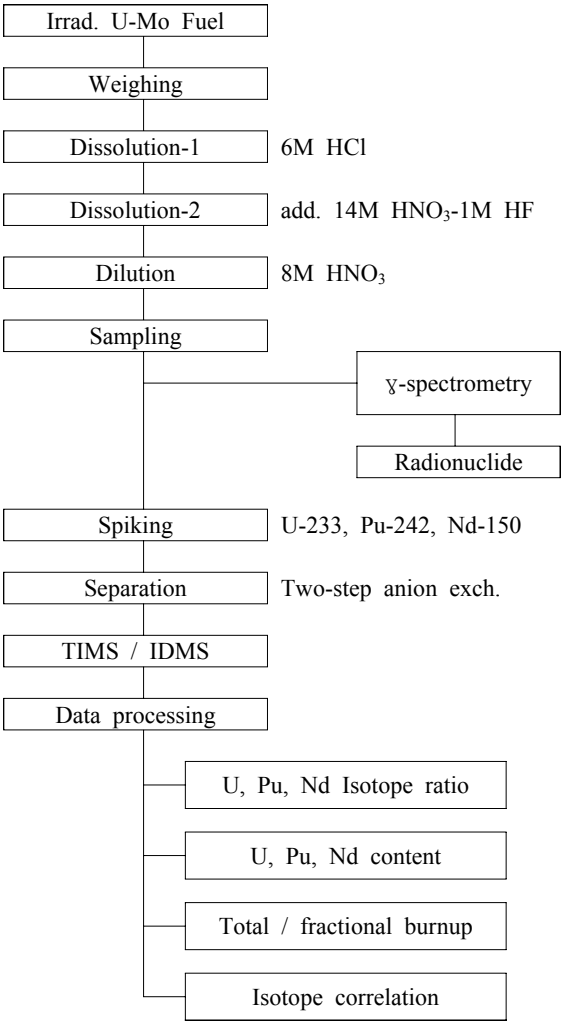


Fig. 1. Analytical processes for the determination of burnup and radionuclides, and the isotope correlation studies for the irradiated U-Mo dispersion fuel.

용해는 피복재를 용해하는 1 단계와 심재핵연료를 용해하는 2 단계 과정을 연속적으로 수행하고 각 시료의 용해용액을 일정량씩 취하고 희석하여 감마선분광분석, 연소도측정 및 동위원소분석을 위한 시료를 준비하였다.

2.2 방사성 핵분열생성물을 이용한 상관관계

감마선분광분석에 의하여 측정된 조사 분산핵연료 시료의 방사성핵종 중 $^{134}Cs/^{137}Cs$ 및 $^{154}Eu/^{137}Cs$에 대한 activity ratio 혹은 atom ratio를 구하고 붕괴보정을 하여 상관관계 연구에 이용하였다 (Table 1).

Table 1. The $^{134}Cs/^{137}Cs$ and $^{154}Eu/^{137}Cs$ activity ratios determined in the U-Mo fuel samples

Sample	Activity ratio (non-corrected)	
	$^{134}Cs/^{137}Cs$	$^{154}Eu/^{137}Cs$
6-C-1	0.326	0.0215
8-C-1	0.323	0.0192
8-C-2	0.314	0.0188

2.3 안정한 핵분열생성물을 이용한 상관관계

열이온화 질량분석 (TIMS)에 의하여 측정된 조사 분산핵연료시료 중의 $^{146}Nd/^{145}Nd$, $^{146}Nd/^{148}Nd$ 및 $^{148}Nd/^{145}Nd$ 등에 대한 atom ratio를 구하고 천연으로부터의 오염을 보정하여 상관관계 연구에 이용하였다.

2.4 무거운 원소 동위원소를 이용한 상관관계

열이온화 질량분석에 의하여 측정된 조사 분산핵연료시료 중의 U과 Pu 동위원소 중 $^{235}U/^{236}U$, $^{235}U/^{238}U$, $^{236}U/^{238}U$, $^{242}Pu/^{240}Pu$, $^{242}Pu/^{239}Pu$ 및 $^{240}Pu/^{239}Pu$ 등에 대한 atom ratio를 구하여 상관관계 연구에 이용하였다.

2.5 상관관계연구를 위한 총연소도

상관관계연구에 필요한 총연소도는 공인된 Nd-148 지표원소법 (ASTM 321-96)에 의하여 산출한 결과를 이용하였다. 연소도 측정결과에 대한 신뢰도확인을 위하여 다른 Nd 지표원소 (Nd-145+146 등)를 이용하여 측정한 결과와 상호 비교하였다.

3. 결론

조사 U-Mo 분산핵연료의 연소도측정 및 화학분석 결과에 대한 동위원소 상관관계연구를 수행한 결과, 대부분 좋은 직선성을 보이는 양호한 결과를 얻었으며 화학적 분석결과에 대한 신뢰도를 확인할 수 있었다. 화학적 조사핵연료분석에 질량분석 및 방사능측정 기술을 병행하여 이용할 경우 핵연료 성능검증에 매우 효과적인 것으로 생각된다.

Table 2. The $^{235}U/^{236}U$, $^{235}U/^{238}U$ and $^{236}U/^{238}U$ atom ratios determined in the U-Mo fuel samples

Sample	Atom ratio		
	$^{235}U/^{236}U$	$^{235}U/^{238}U$	$^{236}U/^{238}U$
6-C-1	3.851	0.0945	0.0245
6-C-2	3.338	0.0925	0.0277
6-C-3	3.090	0.0879	0.0284
8-C-1	3.951	0.0963	0.0244
8-C-2	4.093	0.0975	0.0238
8-C-3	2.784	0.0821	0.0295

Table 3. The $^{242}Pu/^{240}Pu$, $^{242}Pu/^{239}Pu$ and $^{240}Pu/^{239}Pu$ atom ratios determined in the U-Mo fuel samples

Sample	Atom ratio		
	$^{242}Pu/^{240}Pu$	$^{242}Pu/^{239}Pu$	$^{240}Pu/^{239}Pu$
6-C-1	0.0460	0.0116	0.251
6-C-2	0.0466	0.0118	0.254
6-C-3	0.0470	0.0123	0.262
8-C-1	0.0454	0.0113	0.249
8-C-2	0.0436	0.0107	0.245
8-C-3	0.0539	0.0149	0.277

4. 참고문헌

[1] C. Foggi, F. Frenquellucci and G. perdisa, "Isotope Correlations Based on Fission-product Nuclides in LWR Irradiated Fuels. A Theoretical Evaluation," IAEA-SM-201/44, Safeguarding Nuclear Materials, vol. II, 425-438, IAEA, Vienna (1976).

[2] J.S. Kim, Y.S. Jeon, S.D. Park, Y-K Ha and K. Song, "Analysis of High Burnup Pressurized Water Reactor Fuel Using Uranium, Plutonium, Neodymium, and Cesium Isotope Correlations with Burnup", Nucl. Eng. Technol., 47(7), 924-933 (2015).

LiCl-KCl-UCl_3 용융염의 전기전도도 측정 연구

김대현, 김종윤*, 배상은, 박태홍
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길111
*kjy@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로공정은 여러 단계의 단위 공정을 거쳐 사용후핵연료를 재활용하는 과정에서, 각 공정 사이의 사용후핵연료에 존재하는 악티나이드 및 란타나이드 원소의 농도가 변화할 수 있기 때문에 공정의 안정성, 효율적인 운영 측면에서 다양한 물성에 대한 사전 정보가 필요하다. 점도, 밀도 등 다양한 기초적인 용융염 물성 중에서도 전기전도도는 공정 시료의 물리화학적 거동을 이해하는데 유용한 물성이며, 또한, 실제 공정을 실시간으로 감시할 수 있는 중요한 물성이다. 하지만, 기존에 알려진 전기전도도 측정 시스템은 고온 용융염의 전기전도도를 측정하기 어렵다. 그러므로, 400 ~ 600℃ 고온 용융염에서 전기전도도 측정하기 위하여 전기전도도 측정 시스템을 구축하였으며, 자체적으로 II자형 모세관 셀을 제작하였다. 본 연구에서는, 전극에서의 분극에 의한 영향을 최소화할 수 있는 다중스텝전위차(SIMSC)법을 적용하였고, 담금형 II자형의 모세관전극을 이용한 전기전도도 측정은 다양한 온도에서 우라늄을 포함하는 고온 용융염에 대해 측정하고자 한다.

2. 실험

LiCl-KCl 용융염은 흡습성이 있고, 악티나이드 원소는 산소에 대한 반응성이 매우 크기 때문에 모든 실험과 시료 준비는 Fig. 1에 나타낸 것과 같이 글러브박스에서 수행하였다 (H_2O<1ppm, O_2<1ppm). 글러브박스 하단에는 전해질로 사용하는 LiCl-KCl 용융염의 온도를 500℃ 이상 유지할 수 있는 전기로를 설치하여 고온 용융염 실험 환경을 구성하였고, 전기로 내 용융염의 온도 측정은 K-type thermalcouple를 사용하였다.

LiCl-KCl 공용융염 시약은 Aldrich사에서 구입하여 전처리 없이 사용하였다. UCl_3는 고온 용융염내 U 금속과 $BiCl_3$, $CdCl_2$를 첨가하여 제조하였다. 전기전도도 측정 셀은 일자형의 모세관 튜브를 나란히 배치하여 담금형 II자형 모세관 전극을 제작하였다(Fig. 2).

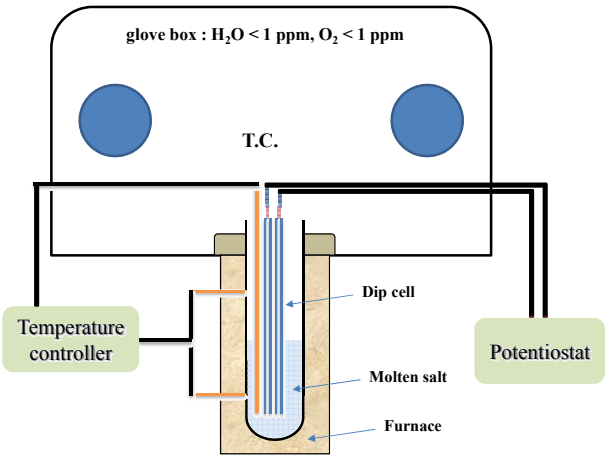


Fig. 1. Electrical conductivity measurement system Shot-time Interval Multiple-potential Step Chronoamperometry(SIMSC) analysis method.

담금형 II자형 모세관 전극은 자체적으로 제작한 것이기 때문에 직경과 길이가 동일하지 않아 각각 모세관 셀에 대해 셀상수값을 결정한 후 실험에 적용하였다.

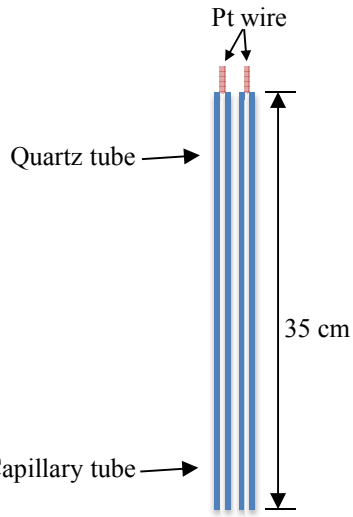


Fig. 2. Dip-type capillary electrode equipped with two platinum wires.

셀상수는 18℃에서 전기전도도 표준용액인 3M KCl 수용액을 사용하여 값을 결정하고, 이 셀상수와 다중전위차(SIMSC)법을 이용하여 비전도도(k) 값을 측정하였다.

3. 결과

다중전위차(SIMSC)법을 이용한 전기전도도 측정 시스템을 사용하여 LiCl-KCl 공융혼합물 내에 악티나이드 원소인 우라늄이 녹아 있는 경우, 다양한 온도에서 전기전도도를 측정하였다.

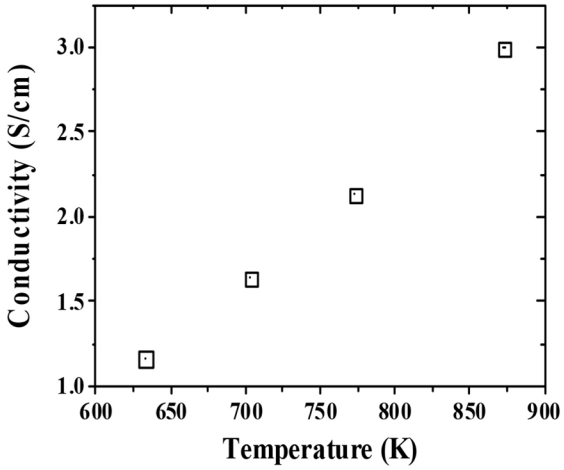


Fig. 3. Conductivity of 0.1 wt% UCl_3 in LiCl-KCl eutectic melts at various temperatures.

Fig. 3 은 악티나이드 원소인 우라늄을 포함하는 고온 용융염에서 다양한 온도에서 전기전도도를 측정한 결과이다. 전기전도도는 온도의 상승과 더불어 증가하는 경향을 나타내었다. 초기 600℃에서 2.99 S/cm 값으로 측정되었고 온도가 감소함에 따라 360℃에서 1.165 S/cm 값으로 나타났다.

4. 결론

다양한 온도 범위에서 고온 용융염 내 포함되어 있는 악티나이드 원소인 우라늄의 전기전도도를 다중스텝전위차(SIMSC)법을 이용하여 측정하였다. 고온 용융염 내 우라늄의 전도도 값은 600℃에서 2.99 S/cm 값을 나타났고 온도가 감소함에 따라 360℃에서는 1.165 S/cm 값으로 감소하였다. 이번 연구에서는 담금형 II자형의 모세관 전극과 다중전위차(SIMSC)법을 이용하여 파이로공정에서 요구하는 우라늄의 농도범위인 10wt.% 수준까지 농도별로 온도를 변화시켜 결과를 비교하여 비교할 계획이다.

5. 참고문헌

[1] J. Y. Kim, Y.S. Chol, S.E. Bae, I. Yum, D.H. Kim, J.W. Yeon, and K.Song Asian J. Chem. 25(12), 7028-7030 (2013).

[2] R.J. Guanti and P.J. Moran, J. Appl. Electrochem., 16, 678 (1986).

[3] P. Masset, D. Bottomley, R. Konings, R. Malmbeck, A. Rodrigues, J. Serp and J.P. Glatz, J. Electrochem. Soc., 152, A1109-A1115 (2005).

[4] E.R. Van Artsdalen and I.S. Yaffe, J. Phy. Chem. 59, 118 (1955).

[5] F.R. Duke and L. Bissell, J. Electrochem. Soc., 111, 717 (1964).

[6] G.J. Janz, R.P.T. Tomkins, C.B. Allen, J.R. Downey, Jr., G.L. Gardner, U. Krebs and S.K. Singer, J. Phys. Chem. Ref. Data, 4, 871 (1975).

The Effective Thermal Conductivity of Spent Fuel Assemblies for Spent Fuel Storage

Hee-Jae Lee, Mi Jin Kim, and Dong-Seong Sohn*
Ulsan National Institute of Science and Technology (UNIST), 50, UNIST-gil., Ulsan 44919, Korea
*dssohn@unist.ac.kr

1. Introduction

Spent fuel storage and transport packages store spent fuel assemblies after a certain period of time. The package must be evaluate if it removes decay heat which is continuously generated from spent fuel assembly. Fuel assemblies have a array consisting of a number of fuel rod which is composed of fuel pellets and claddings. It is very complicated to detail modeling individual structures of fuel assembly and takes a lot analysis time. It can be simplified by modeling uniform area that occupy volume of the aggregate. In order to accurate calculation for the homogenized region, thermal properties of the region for radial and axial directions need to be determined by utilizing the characteristics of components. The properties of axial direction can be obtained by the area-weighted method. And that of radial direction can be calculated by the finite volume method. Therefore, 2D thermal analysis by using ANSYS Fluent v16.2 for the fuel assemblies such as WH OFA 17X17, WH 16X16 and Plus 7 was performed. And the effective thermal conductivities of each assembly which varies depending on temperature are calculated and the design basis fuel was determined.

2. Effective thermal conductivity

According to reference[1], the method which can obtain the effective thermal conductivities utilizing explicit model are presented. Heat diffusion equation for the square region which have same direction can be simplified. And the equation of the effective thermal conductivity is shown as follows.

$$k_e = \frac{Q}{4L(T_{\max} - T_s)} * 0.2947 \qquad (1)$$

k_e : the effective thermal conductivity ($W/m \cdot K$)
Q: assembly heat load (W)
$T_{\max}$: the maximum temperature (K)
T_b : the basket temperature (K)
L : assembly active length (m)

And the values of each assembly which obtained through 2D thermal analysis were used as temperature drops for the equation and the effective thermal conductivities were calculated.

2.1 Modeling of fuel assemblies

Spent nuclear fuel assemblies were modeled quadrantly for WH 16X16, WH OFA 17X17, PLUS7. The models is the cross-section of mid-section of the assemblies. The geometry contains nuclear fuel pellets and claddings. The gaps between pellets and claddings were taken into account. Guide tubes and Instrumentation tubes were also modeled. And helium and water were considered for the backfilled fluid.

2.2 boundary condition

The fixed wall temperatures for the case that it was backfilled with helium are 300K, 400K, 500K and 600K. And for the case which contains water, the wall temperatures which does not cause boiling of water were applied. Heat loads which were applied to the assembly were used for the same to compare conductivities. DO radiation model was applied for radiation calculation

3. Results and Conclusion

The effective thermal conductivities for three assemblies with helium were calculated first. these can be confirmed in Table 1. According to Table 1, There are little differences between the effective thermal conductivities. However, WH 16X16 assembly has overall lower trend. And it was

determined for a design basis fuel to perform future analysis of the spent fuel waste package because it has conservative values. And 2D CFD analysis was additionally performed for the case that WH16X16 backfilled with water to analysis spent fuel pool. Temperature distributions of WH 16X16 backfilled with helium and water is shown in figure 2 & 3. Temperature drop of the case with water is much less than the other case with helium. And the effective thermal conductivity for the case with water has a higher value.

In this study, the effective thermal conductivities are obtained by 2D CFD analysis and these could be applied to the further thermal analysis of spent fuel storage and transport packages.

Table 1. Results of the calculated effective thermal conductivities

		Boundary condition			
		300K	400K	500K	600K
Effective Thermal Conductivity	WH 17X17	0.4586	0.5635	0.7329	0.7431
	WH 16X16	0.3665	0.5051	0.6026	0.9123
	PLUS 7	0.3967	0.4925	0.6555	0.9094

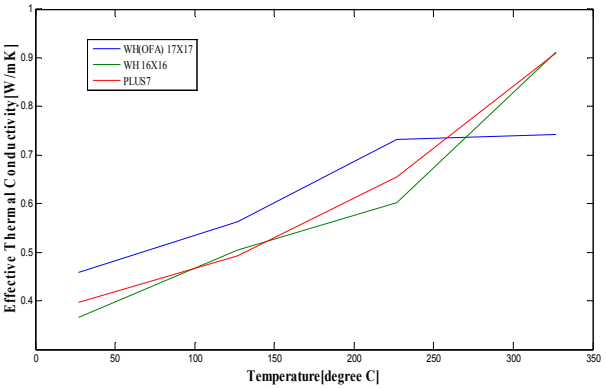


Fig. 1. the calculated effective thermal conductivities of each fuel assembly.

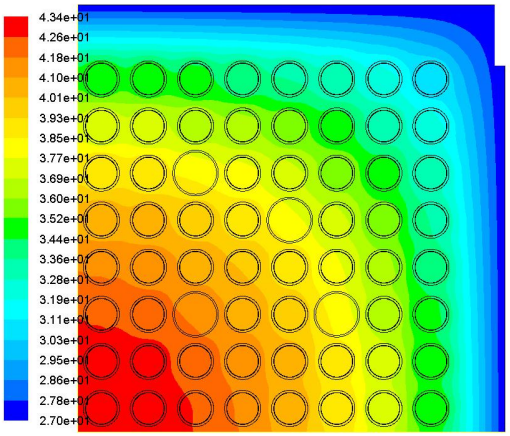


Fig. 2. Temperature distribution of WH 16X16 assembly backfilled with water.

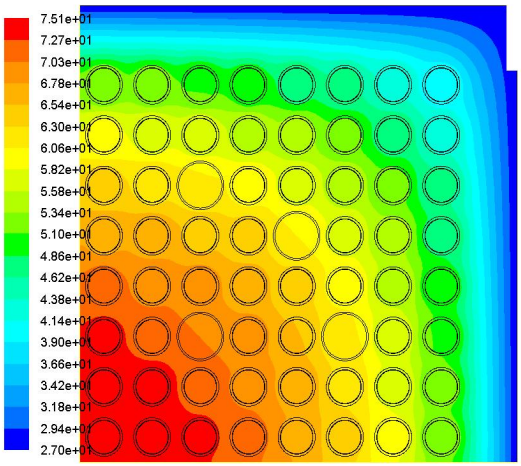


Fig. 3. Temperature distribution of WH 16X16 assembly backfilled with helium.

4. Acknowledgements

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 from the Ministry of Trade, Industry & Energy, Rupublic of Korea. (No. 20141710201690)

5. References

[1] U.S. Department of Energy, "Spent Nuclear Fuel Effective Thermal Conductivity Report", 1996.

[2] U.S.NRC, "Computational Fluid Dynamics Best Practice Guidelines for Dry Cask Applications", NUREG-2152 (2013).

정밀거리측정기를 이용한 Laser Induced Breakdown Spectroscopy 정량분석 신뢰성 향상

김동선*, 한보영, 박세환, 구정회
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kdshwee@kaeri.re.kr

1. 서론

본 논문은 LIBS(Laser Induced Breakdown Spectroscopy)방법을 이용한 UCl_3의 정량적 분석 오차율을 줄이는 방법 연구를 서술하였다. 측정오차를 줄이기 위해 정밀거리측정기를 이용하여 초점거리변화에 따른 결과를 확인하였고, 이 결과를 바탕으로 지점마다 초점거리를 보정하였다. motorized translation stage를 이용하여 동일 지점이 아닌 이동하면서 여러 다른 지점을 스캔하도록 실험하였고, 동시에 초점거리도 확인하여 일정 오차범위 내 결과를 분석하였다.

2. 본론

2.1 시료 제작 및 실험

실험에 사용한 시료는 LiCl-KCl-UCl_3의 조성에 UCl_3 10, 0wt% 비율로 제작하였다. Nd:YAG laser(Brilliant b _ Quantel)의 532 ㎚파장을 이용하였고 한 pulse 당 25 mJ의 에너지로 실험하였다. 초점거리 보정을 위해 0.2 ㎛ 분해능을 갖는 정밀거리측정기(LK-G80_KEYENCE)를 사용하여 실시간으로 확인하였다.(Fig. 1 참조)

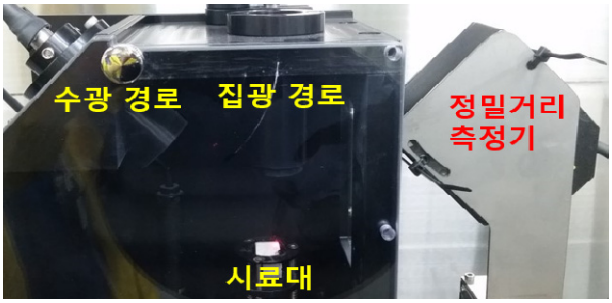


Fig. 1. Experiment with precision rangefinder.

2.2 시료거리 변화에 따른 결과

실험에 신호측정의 용이함을 위해 LiCl-KCl에 UCl_3이 포함되지 않은 시료를 사용하였다. Fig. 2에서 'z'축(lens-시료 수직축, light path)의 거리를 100 ㎛씩 변화시키면서 신호를 측정한 결과를 보여주며, 가장 큰 신호를 중심으로 시료까지 거리가 '±200 ㎛' 이상 멀어지면 오차율이 커짐을 알 수 있었다. 따라서 LIBS 실험 전에 시료거리를 가장 큰 신호 위치로 보정할 필요가 있으며 새로운 지점에서 측정 시 보정된 값에 맞춰 실험하였다.

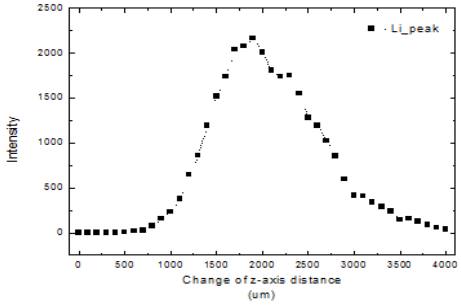


Fig. 2. measurement results of the z-axis change.

2.3 시료거리 보정 및 지점에서의 실험 결과

시료거리 보정을 위해 'z'축을 큰 폭에서 작은 폭으로(200 ㎛ > 50 ㎛) 신호가 가장 큰 위치를 찾은 뒤 거리측정기로 영점조절 하였다. LIBS 특성상 한 지점에서 실험을 반복했을 경우 일정횟수 이후 시료의 표면상태가 변해 신호가 약해지므로 시료표면(x,y-axis)에서 x-axis를 일정간격으로 이동하며 실험을 진행하였고 실험 결과, 같은 시료거리에서도 신호가 약간씩 다름을 알 수 있었다. (Fig. 3 참조) 한 지점에서의 결과는 성분 분포의 오차에 의해 시료 전체의 결과와 다를 수 있으며 여러 지점의 실험결과가 필요하다. 따라서 시료의 한 지점이 아닌 선, 면을 측정하였다.

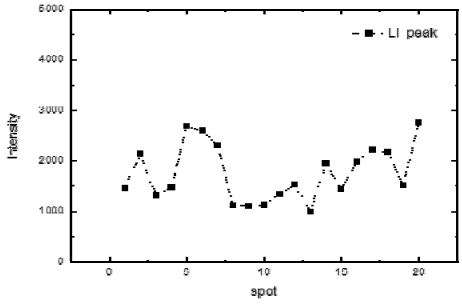


Fig. 3. determined in a distance calibation spot.

2.4 선으로의 측정과 시료거리

두 개 이상의 peak 비율을 통해 다른 요인의 영향을 줄이고 시료거리의 오차영향을 확인하기 위해 UCl_3 10wt% 시료를 사용하였다. motorized translation stage을 이용하여 시료를 이동시키면서 LIIBS실험을 진행하였고, 동시에 정밀거리측정기로 시료거리를 실시간으로 기록하였다. 한 지점에서의 실험값과 선에서의 실험값을 비교하였고 선으로 측정했을 때 U/Li 오차율이 낮아짐을 확인하였다. 실시간 거리 측정으로 시료 표면의 높낮이 상태를 알 수 있었으며 앞에서 실험한 결과에 따라 초점거리에서 '±200 ㎛'차이가 나는 결과값을 배제하면 Li/U 오차율을 더 낮출 수 있다.

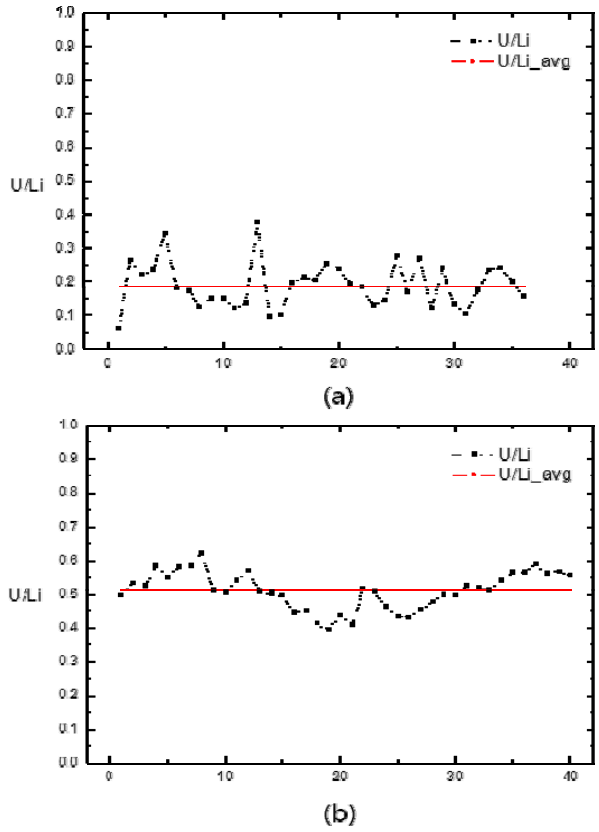


Fig. 4. (a) average & rate of U/Li at spot
(b) average & rate of U/Li at line.

Table 1. average & error rate of U/Li

	지점	선	±200㎛ 이상 배제
U/Li 평균	0.19	0.51	0.53
오차율 $(\frac{\text{평균}}{\text{표준편차}})$	36.2%	10.8%	7.2%

3. 결론

시료 표면의 상태가 매끄럽지 못한 경우 시료거리를 보정해야 오차율을 낮출 수 있고 시료 표면에 한 지점이 아닌 전체(선, 면)을 측정하여 지점마다의 오차를 줄이고 평균값을 얻을 수 있었다. 선으로의 측정과 동시에 초점거리를 보정한다면 더 낮은 결과값을 얻을 수 있고 LIBS 실험을 이용한 정량분석 오차율도 줄일 수 있다.

4. 참고문헌

[1] P. Fichet, P. Mauchien, C. Moulin, "Determination of impurities in uranium and plutonium dioxides by laser induced breakdown spectroscopy", Appl. Spectrosc, 53 (1999), pp. 1111-1117.

[2] Rosemarie C. Chinni, David A. Cremers, Leon J. Radziemski, Melissa Bostian, Claudia Navarro-northrup "Detection of uranium using laser-induced breakdown spectroscopy" Appl. Spectrosc., 63 (2009), pp. 1238-1250.

중성자흡수체 보론카바이드 균질/비균질 임계모델링에 대한 고찰

김윤식[1*], 박제호[1], 황원찬[2]
[1]㈜코네스코퍼레이션, 서울특별시 서초구 명달로 65 일흥빌딩 5F
[2]한전원자력연료㈜, 대전광역시 유성구 대덕대로989길 242
*yunsik@kones21.com

1. 서론

한전원자력연료의 신연료운반용기는 생산된 신연료를 원전으로 운반하는 데 이용되고 있으며, 중성자흡수체로서 METAMIC 판이 설치되어 있다[1].

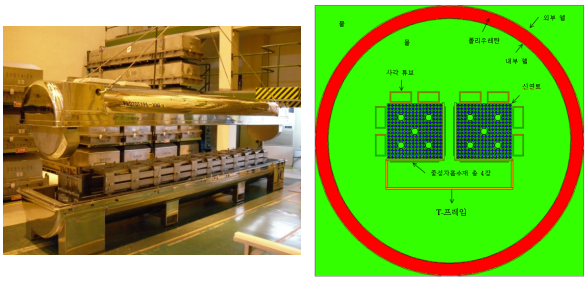


Fig. 1. PWR Fresh Fuel Cask.

2. 본론

2.1 METAMIC 판

METAMIC 판은 보론카바이드 분말과 6061 알루미늄 합금 분말을 균일하게 혼합하여 상온 압축, 진공 소결, 고온 압축, 압출, 압연, 절단 및 표면처리 공정을 거쳐서 생산된 완전금속 복합재료(Full Metal Matrix Composite)이다. 중성자흡수체에 포함된 B-10의 최소면밀도는 0.022g B-10/㎠ (SAR 부록 1-1)로 제시되어 있으며, 반응도 계산을 위한 중성자흡수체의 기준 설계입력 자료는 Table 1과 같다[1].

Table 1. Design Data of METAMIC

Items	Design Data
B_4C-Al 내 B-10 농도	0.020 g B-10/㎤
B_4C-Al 두께, 너비, 길이	0.2㎝, 18㎝, 3810㎝
B_4C 밀도	2.51 g/㎤
Al 밀도	2.713 g/㎤
B_4C 부피비	27.61 %
B_4C-Al 구성원소	B_4C-Al 원자밀도(atoms/b-㎝)
B-10	6.0142E-3
B-11	2.4208E-2
C	7.5556E-3
Al	4.3831E-2

2.2 평가 코드

SAR에서 사용한 코드는 MCNP4B이나, 본 해석에서는 최신 버전인 MCNP6를 선택하여 임계해석을 수행하였다. 또한, 원래 설계에서 사용한 파라미터, 즉 세대당 중성자 수 10000, 평균 산출시 제외하는 세대수 50, 고려하는 세대수 550을 변경하여 본 계산에서는 세대당 중성자 수 20000, 평균 산출시 제외하는 세대수 50, 고려하는 세대수 1000을 적용하였다[2].

2.3 균질 모델

SAR에서는 중성자흡수체가 알루미늄과 보론카바이드가 이상적으로 균질하게 섞여 있다는 가정, 즉 균질모델(Homogeneous Model)을 사용하여 계산을 수행하였다. 계산결과는 Table 2와 같다.

Table 2. Criticality Result of Homogeneous Model

경우	해석결과	비고
MCNP4B	0.85698±0.00036	SAR 표 6-8
MCNP6	0.85686±0.00017	

2.4 비균질 모델

비균질(Non-homogeneous) 모델링은 중성자흡수체의 보론카바이드의 체적분율이 27.61%이므로 입자크기는 쉽게 구할 수 있다. 만약 두께 2 ㎜에 2개의 입자를 넣는다면 하나의 중성자흡수체 판에는 총 2x180x3810=1,371,600 개의 입자가 일렬로 모델링되며, 입자의 크기는 807.897 ㎛(반경 약 0.4 ㎜)를 지니게 된다. 상기 모델을 계속해서 입자의 크기를 절반으로 줄어 나가면, 총 입자 수는 8의 배수로 증가하게 된다. 평가에 적용한 입자크기는 Table 3과 같다.

Table 3. B4C Particle Size for Evaluation

입자크기 [㎛]	입자 수 두께*폭*길이	총 입자수	입자 실제크기 [㎛]
800	2*180*3810	1,371,600	807.897
400	4*360*7,620	10,972,800	403.948
200	8*720*15,240	87,782,400	201.974
100	16*1,440*30,480	702,259,200	100.987
50	32*2,880*60,960	5,618,073,600	50.494
25	64*5,760*121,920	44,944,588,800	25.247
12	128*11,520*243,840	359,556,710,400	12.623
6	256*23,040*487,680	2,876,453,683,200	6.312
9	178*16020*339090	966,935,480,400	9.077
20	80*7200*152400	87,782,400,000	20.197
32	50*4500*95250	21,431,250,000	32.316
40	40*3600*76200	109,72,800,000	40.395

중성자흡수체 판을 2 ㎜ 정육면체로 잘라 보았을 때, 각각 800 ㎛ 및 400 ㎛ 크기에 대하여 보론카바이드 입자배치 상태를 도시하였으며 Fig. 2와 같다.

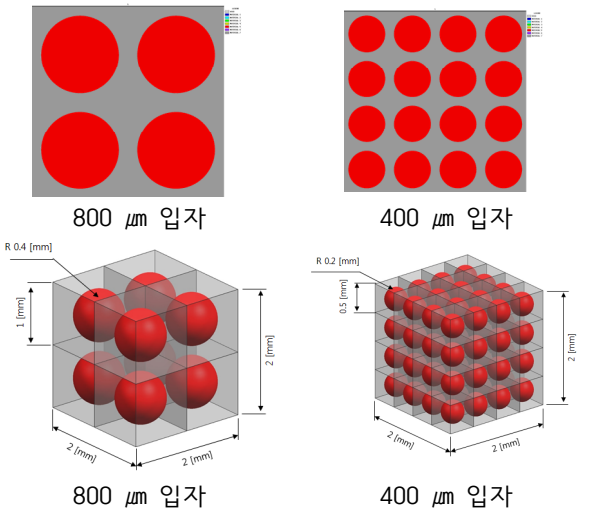


Fig. 2. B4C Particle of 800 ㎛ and 400 ㎛.

2.5 평가 결과

상기 입자 배치에 대한 MCNP6를 이용한 계산 결과는 아래의 Table 4 및 Fig. 3과 같다.

Table 4. Criticality Result of Non-Homogeneous Model

입자크기 [㎛]	k_{eff}	σ	$\Delta k_{eff} = k_{inhom} - k_{hom}$	$\Delta k_{eff}/k_{eff,hom}$
1.578	0.85716	0.00018	3.00000E-04	3.5014414E-04
3.156	0.85940	0.00018	8.00000E-04	9.3371771E-04
6.31	0.85697	0.00019	1.10000E-04	1.2838619E-04
9.077	0.85679	0.00018	-7.00000E-05	-8.170030E-05
12.62	0.85710	0.00019	2.40000E-04	2.8011531E-04
20.197	0.85691	0.00018	5.00000E-05	5.8357357E-05
25.25	0.85711	0.00019	2.50000E-04	2.9178679E-04
32.316	0.85680	0.00018	-6.00000E-05	-7.00288E-05
40.395	0.85681	0.00018	-5.00000E-05	-5.83574E-05
50.49	0.85694	0.00018	8.00000E-05	9.337180E-05
100.987	0.85699	0.00018	1.30000E-04	1.5172913E-04
201.974	0.85736	0.00019	5.00000E-04	5.8357357E-04
403.948	0.85812	0.00018	1.26000E-03	1.4706054E-03
807.897	0.85969	0.00019	2.83000E-03	3.3030264E-03

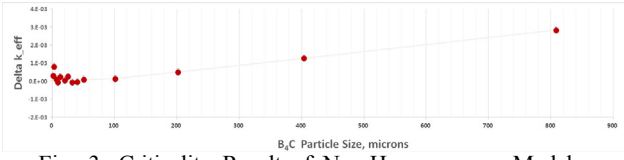


Fig. 3. Criticality Result of Non-Homogeneous Model.

3. 결론

비균질모델에 대한 계산결과를 살펴보면, 대략 50~100 ㎛ 이상의 입자에서는 확연한 경향성을 보이나, 그 이하의 입자크기에서의 계산결과는 다음과 같다

- 균질모델 유효증배계수와의 차이인 Delta k_{eff} 값은 대략 표준편차 범위 정도에 분포한다.
- 비균질모델의 유효증배계수는 무작위적이며, 뚜렷한 경향성을 보이지 않는다.

참고로, HOLTEC에서도 메타믹 중성자흡수체에 내재하는 보론카바이드 크기에 따른 Streaming Effect에 의한 반응도 변화를 검토하였으며, 다음과 같은 결론을 내리고 있다[3].

- 50미크론 보다 작은 입자크기를 가진 메타믹 판을 사용하는 경우에는 균질화 모델과 거의 차이가 없으며, 비균질 모델과 균질모델은 통계적으로 등가라고 판단할 수 있다.
- 따라서 50미크론 이하의 입자크기를 갖는 메타믹판에서는 Streaming 효과가 나타나지 않는다고 결론지을 수 있다.

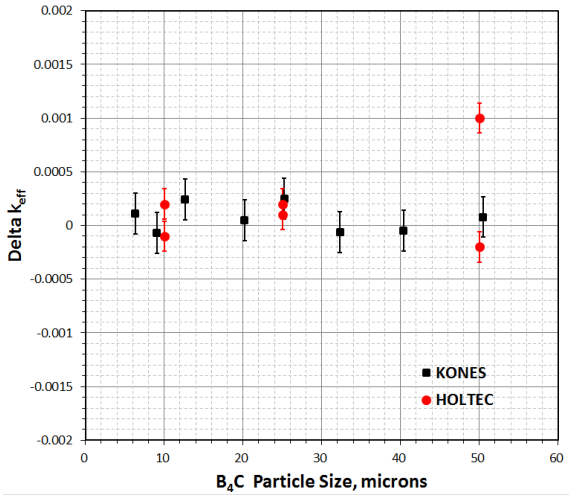


Fig. 4. Effect of B4C Particle Size in Metamic.

상기 Fig. 4에는 HOLTEC의 계산 결과뿐만 아니라 본 평가에서 계산한 결과도 함께 내었으며, 검정색 사각표식으로 나타내었다. Delta k_{eff} 값이 모두 HOLTEC사가 제시하는 범위와 유사한 것을 확인할 수 있다. 이처럼 상호 일치하는 계산 결과를 견주어 볼 때, 보론카바이드 입자크기가 50 ㎛ 이하인 중성자흡수체 경우에는 중성자 Streaming 효과가 발생하지 않는다고 판단할 수 있다.

4. 참고문헌

[1] 경수로 신연료 운반용기 안전성분석보고서, January 2016.

[2] J. T. Goorley,. et al., Initial MCNP6 Release Overview-MCNP6 version 1.0, LA-UR-13-22934, Los Alamos National Laboratory, May 2013.

[3] HOLTEC, Sourcebook for METAMIC Performance Assessment [HI-2043215, p16].

PRIDE 이동식 셀장치의 원격 유지보수 체계 및 고장 분석

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

1. 서론

PRIDE 이동식 셀장치는 아르곤셀 내부, 혹은 셀 경계에서 물질 또는 장치의 이송과 관련된 셀장치들로 셀 크레인, 대형 및 소형장치 이송시스템, 그래비티튜브 등이 있으며, 셀 크레인의 유지보수를 위한 크레인 취급 호이스트 등이 해당된다[1]. 이동식 셀장치들은 공정 운전과 직접적으로 연관이 되어 있으므로, 고장이 발생한 경우에 효과적으로 대응하기 위한 원격 유지보수 체계가 필요하다.

이동식 셀장치 중 소형장치 이송시스템, 그래비티튜브, 크레인 취급 호이스트는 아르곤셀 내부에 주요 구동부나 원격으로 유지보수 되어야 하는 대상이 거의 없으며, 고장이 발생한 경우 아르곤셀의 운영에 큰 영향을 주지 않으며, 셀 외부에서 직접적으로 대응이 가능하다. 반면 셀 크레인과 대형장치 이송시스템(LTL, Large equipment transfer lock system)은 여러 서브시스템으로 구성되어 있으며, 주요 구성품이 셀 내부에 위치해 있어 셀 크레인 및 LTL이 오작동할 경우, 공정 운전 및 셀 내부의 불순물 농도 등에 직접적인 영향을 끼치게 된다.

따라서 본 논문에서는 주로 셀 크레인 및 LTL에 대한 원격 유지보수 체계에 대해 기술한다. 이를 위해서 원격 유지보수 대상을 선정하고, 이들에 대한 점검 항목을 도출하였으며, 원격 유지보수 절차를 수립, 보완하였으며, 고장 수목을 통한 고장 분석 방법을 기술한다.

2. 셀 크레인의 원격 유지보수 체계 수립

2.1 셀 크레인의 원격 유지보수 체계 수립

셀 크레인의 원격 유지보수 대상은 트롤리, 보조 호이스트, 거더 주행 모터 등이 있으며, 개선된 장치를 기준으로 유지보수 절차를 수정하였다.

또한 보완된 절차에는 대상별로 크레인 취급 호이스트 및 MSM과 같은 주요 원격 유지보수 수단과 작업 중 시야확보 등에 대해 명시하였으며, 유지보수 대상이 크레인 취급 호이스트의 하부 중앙에 위치했는지 여부, 인양 후크의 위치 확인 등 유지보수 진행 전, 중, 후에 필요한 점검 항목 및 조건 등을 명시하였다. 트롤리에 대한 원격 유지보수 체계는 Table 1과 같다.

Table 1. Remote maintenance of Trolley

유지보수 대상	내용 및 절차	
트롤리	주요 사전 점검 사항	○ 거더 및 트롤리가 크레인 취급 호이스트 하부 중앙에 위치했는지 확인 ○ LTL에 트롤리 받침대 반입 (하부레이블 중앙에 위치) ○ 셀 크레인 인양 후크 상단까지 이동 ○ 3층 작업창을 통해 시야 확인
	원격 취급 장치 및 공구	크레인 취급 호이스트, 트롤리 받침대, MSM, BDSM
	유지보수 절차	○ 트롤리 인양 - 크레인 취급 호이스트 하강 - 셀 크레인 트롤리의 인양고리에 크레인 취급 호이스트의 후크 체결 - 크레인 취급 호이스트 상승 · 각종 체결 부위 해제 확인: 커넥터블록, 체결용 가이드 · 거더 주행 모터의 높이 이상 - 셀 크레인 거더 북쪽으로 이동 · 거더 구동 모터와 간섭 확인 ○ 트롤리 반출 및 반입 - LTL 플랭프 off 후 상부 lid 열기 - 크레인 취급 호이스트를 하강하여 반입된 트롤리 받침대에 트롤리 거치 · MSM 사용하여 인양 지그와 체결 해제 · 크레인 취급 호이스트 상승 - LTL 상부 lid 닫은 후 플랭프 on - 트롤리 반출 후 제염/유지 보수 · 휘미토 스위치 각도 등 설정 확인 - 신규 또는 수리된 트롤리를 LTL을 통해 반입 - LTL 플랭프 off 후 lid 열기 ○ 트롤리 인양 - 크레인 취급 호이스트 하강 - 크레인 취급 호이스트에 트롤리 인양 지그 체결 후 상단까지 상승 - LTL lid 닫은 후 플랭프 on ○ 트롤리 거더에 설치 - 셀 크레인 거더를 크레인 취급 호이스트 하단 중앙에 위치 - 크레인 취급 호이스트 하강하여 설치 · 설치 시 트롤리 균형 및 가이드핀 등 결합에 주의 · 커넥터블록의 체결 확인 - 트롤리 인양 지그 체결 해제 후 크레인 취급 호이스트 상승 - 전원 공급 후 작동 확인 운전

2.2 셀 크레인의 고장 분석 및 점검

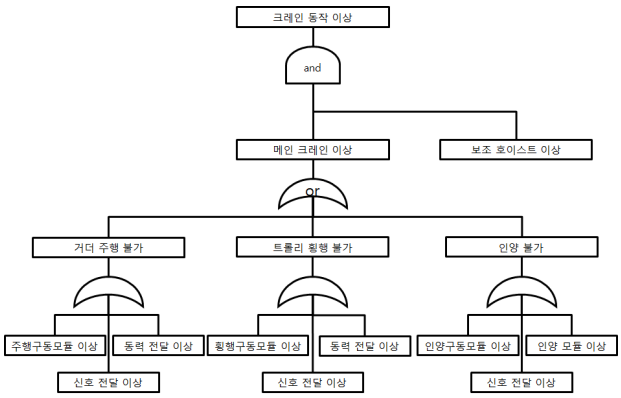


Fig. 1. Fault tree of in-cell crane.

셀 크레인의 고장이 발생한 경우 고장의 원인을 분석하기 위해 Fig. 1과 같은 고장 수목[2]을 작성하였다. 셀 크레인의 고장 이벤트는 크게 메인 크

레인 이상 이벤트와 보조 호이스트 이상 이벤트가 OR 게이트로 결합되어 발생할 수 있으며, 메인 크레인 이상은 다시 거더 주행 불가 이벤트, 트롤리 횡행 불가 이벤트, 인양불가 이벤트 중 한 가지에 의해 발생할 수 있다. 각 이벤트들은 다시 원인별로 상세하게 구분될 수 있으며, 위 그림에서 하부의 상세한 고장 수목은 생략되었다. 고장 수목을 통해서 고장이 발생한 경우 고장 원인인 기본 고장 이벤트를 분석할 수 있으며, 기본 고장이벤트의 고장 확률을 기반으로 셀 크레인의 전체 고장 확률을 다음의 식으로 추정할 수 있다.

$$F = 1 - (1 - F_1)(1 - F_2) \quad (1)$$

위 식에서 F, F_1, F_2는 각각 셀 크레인, 메인 크레인, 보조 호이스트가 고장날 확률이며, F_1과 F_2는 이들 이벤트의 하부 고장 이벤트들의 AND 또는 OR 게이트들의 결합으로 구성된다.

이 외에 셀 크레인의 일상 점검을 위해 제어시스템과 주행 및 인양시스템에 대한 점검 항목들과 운전 전, 후 점검을 위한 항목들을 도출하였다.

3. LTL의 원격 유지보수 체계 수립

3.1 LTL의 원격 유지보수 체계

LTL의 원격 유지보수 대상은 아르곤 클램프, 상부 lid 개폐호이스트, 열림 및 닫힘 판정용 리미트 스위치, 챔버 상부 오링 등이 있으며, 이에 대한 원격 유지보수 절차를 검토 보완하였다.

셀 크레인의 경우와 마찬가지로 유지보수 대상별로 주요 원격 유지보수 수단과 예비용 개폐호이스트 등 유지보수를 위한 준비물 및 점검 사항 등을 도출하였다.

3.2 LTL의 고장 분석 및 점검

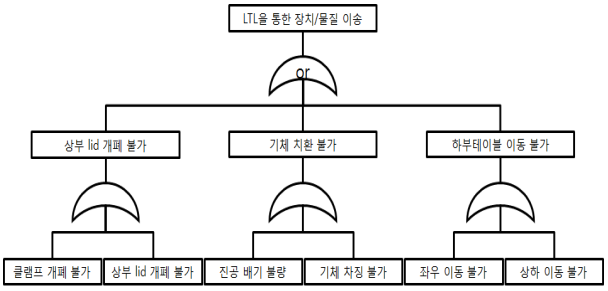


Fig. 2. Fault tree of LTL.

LTL을 통한 장치/물질 이송이 불가능한 경우는 하부테이블로 장치/물질을 이송할 수 없거나, LTL 챔버 내부의 기체를 치환하지 못하거나, 또는 상부 lid 개폐가 불가능할 경우에 발생한다. 이를 바탕으로 LTL에 대한 고장 수목은 Fig. 2와 같이 도출될 수 있다. 상부 lid 개폐시스템, 퍼징시스템, 하부테이블 이송시스템 중 하나에 고장이 발생할 경우 LTL의 기능에 이상이 발생하므로 세 서브시스템의 이상은 OR 게이트로 연결된다.

마찬가지로 위의 고장 수목을 통해 LTL의 고장 확률을 식 (1)과 유사하게 추정할 수 있으며, 고장이 발생한 경우 기본 고장이벤트를 추정하여 고장 원인을 분석할 수 있다. 하부 이벤트를 포함한 상세 고장 수목은 생략되었다.

LTL의 점검을 위해 유틸리티 부분, 기밀 성능부분, 이송장치 부분, 퍼징시스템, 제어시스템으로 나누어 각 시스템을 구성하는 부품에 대한 점검 항목들을 도출하였으며, 운전 전, 후에 대한 점검 항목을 정리하였다.

4. 기타 이동식 셀장치의 원격 유지보수 체계 수립

소형장치 이송시스템, 그래비티튜브, 크레인 취급 호이스트에 대해서도 원격 유지보수 절차 및 점검 사항들을 검토, 보완하였다. 특히 소형장치 이송시스템의 경우는 기존의 아르곤 클램프에 의한 자동 개폐시스템을 수동식 개폐시스템으로 변경된 사항들을 반영하였으며, 그 결과 원격 유지보수에 대한 절차가 간소화 되었다.

5. 결론

본 논문에서는 PRIDE 셀 크레인, 대형장치 이송시스템과 기타 이동식 셀장치의 원격 유지보수 체계 및 고장 분석 방법에 대해 기술하였다.

6. 참고문헌

[1] 차세대핵주기 공정 실증시설 설계기술 개발, KAERI/RR-3414/2011.

[2] 이상용, 신뢰성공학, 형설출판사, 1999.

ACPF 핫셀의 원격 수단

김기호*, 김성현, 박병석, 이종광
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*khkim5@kari.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 사용후핵연료를 이용하는 실험실 규모 파이로 전해환원공정 기술을 실험하기 위해 당연구원에 위치한 조사재시시험시설의 M8 핫셀인 사용후핵연료 차세대관리공정 실증시설(ACPF, Advanced spent fuel Conditioning Process Facility)을 개조하고 있다. 조사재시험시설의 지하 1층에 위치한 공기분위기의 ACPF 핫셀은 현재 공기셀과 아르곤셀을 포함하는 복합셀로 개조되었으며, 전해환원공정 기술은 아르곤가스로 기밀이 확보된 아르곤셀에서 수행된다. ACPF 핫셀 가동 중에는 셀 안쪽으로 작업자의 접근이 불가능하기 때문에 셀 내부에서 이루어지는 모든 작업은 원격취급장치를 사용하여 원격으로 수행된다.

본 논문에서는 ACPF 핫셀에서 원격작업이 가능하도록 핫셀 안팎의 구조물에 설치된 이동식/고정식 원격수단에 대해 기술한다.

2. ACPF 원격 수단

2.1 원격 수단

개조된 ACPF 핫셀[1]은 크게 공기분위기 셀(공기셀)과 아르곤 분위기 셀(아르곤 셀)로 구성되며, 공기셀은 작업셀과 유지보수셀로 나누어진다.(Fig. 1) 격리실은 핫셀의 후면부에 설치되어 있으며, 핫셀 가동 중 사용후핵연료는 핫셀 후면도어에 설치된 Padirac을 통해 핫셀 안쪽으로 공급된다.

ACPF 핫셀에 설치된 원격 수단은 크게 이동식과 고정식으로 구분된다. Fig. 1에서 보여진바와 같이 이동식은 원격조종기(Telemanipulator)와 크레인(Crane) 등과 같은 원격취급장치이며, 고정식은 이동식을 이용하여 취급할 수 있는 핫셀 안쪽에 설치되는 제반 원격장치(공정장치와 제반 부속장치 제외) 이다.

2.2 이동식 원격 수단

ACPF 핫셀에 설치된 원격조종기와 크레인은 핫셀 안쪽에서 파이로 환원공정 실험에 요구되는 원격 운전 또는 유지보수 작업을 수행할 수 있는 유일한 원격 수단이다. 공기셀에는 총 8식의 원격조종기와 1식의 크레인 그리고 아르곤셀에는 총 2식의 원격조종기와 1식의 크레인이 설치되어 있다. 또한 원격조종기의 슬레이브암 고장시, 셀 안쪽에서 교환 할 수 있도록 여분의 슬레이브암이 설치되어 있다.(작업셀 2식, 유지보수셀 1식, 아르곤셀 2식)

2.3 고정식 원격 수단

핫셀 안쪽 구조물에 설치된 고정식 원격 수단은 셀 가동 중 셀의 고유 기능을 유지하고, 전해환원공정 실험에 요구되는 제반 유틸리티(전기, 가스, 공기 등)를 원격으로 공급하며, 차폐창 외에 추가적인 시각정보를 제공한다. 공기셀에 설치된 고정식 모듈은 원격조종기 또는 크레인과 같은 이동식 원격 수단으로 원격 취급이 용이하며 다음과 같다.

- ○ 카메라 모듈(Fig. 1의 1) : 작업셀 상부에 설치되어, 차폐창외에 추가적인 시야 정보 제공 및 원격 교체 가능
- ○ 유틸리티 커넥터 모듈(Fig. 1의 2) : 작업셀과 유지보수셀에 설치되어 폐기물저장 바스켓과 폐기물 저장고에 아르곤 가스 공급 및 원격 취급 공구용 압축공기 공급
- ○ 전기선/신호선 커넥터 모듈(Fig. 1의 3) : 작업셀과 유지보수셀에 설치되어 있으며, 셀 내 장치 또는 취급 공구에 원격으로 전력 공급
- ○ 셀 전등 모듈 : 원격 교체 가능
- ○ 터보관(Fig. 1의 5) : 유지보수셀에 설치되어 있으며 셀 외부에서 내부로 소형 공구 또는 시편 이송
- ○ 수직개폐/이송장치(Fig. 1의 6) : 작업셀과 유지보수셀간 하부 물건 이송 통로 및 수단
- ○ 셀간 도어 장치(Fig. 1의 7) : 작업셀과 유지보수셀 간 상부 도어 개폐장치로 구동 엑튜에이터 원격 교체 가능
- ○ 센서 모듈(Fig. 1의 8) : 셀 내 온도 측정 및 원격교체 가능

아르곤셀에도 공기셀에 설치된 동일한 원격 수단(카메라 모듈, 셀 전등 모듈, 센서 모듈 등)이 설치

되어 있다. 또 아르곤셀 측면에는 수평이송장치 모듈(Fig. 1의 9)이 설치되어 있어, 기밀을 유지하면서 공기셀과 아르곤셀 간에 물체를 양방향으로 이송하는데 이용되며, 장치의 운전 및 유지보수는 모두 원격으로 수행된다.

3. 결론

ACPF 핫셀에 설치된 이동식/고정식 원격 수단은 원격 운전 및 유지보수 시험을 완료하고 반복 시험 중에 있으며, 전해환원공정장치 및 부속장치가 설치된 후에 추가 원격시험을 거쳐 활용할 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 정부가 지원하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 김기호, 김성현, "ACPF 개조 핫셀의 원격조종기", 한국방사성폐기물학회 2015 춘계학술발표회 논문요약집, 13(1), 47-48, 5.27~29, 2015, 인천.

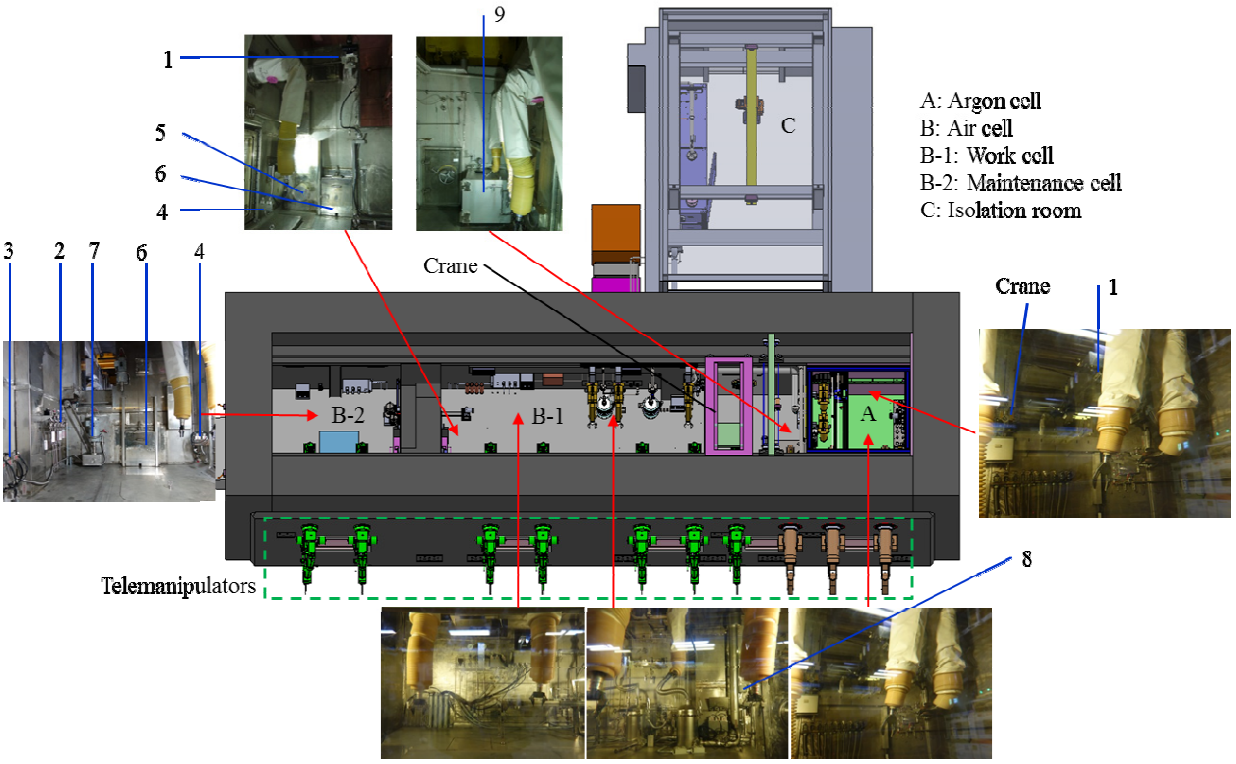


Fig. 1. ACPF hot-cell equipped with remote means.

새로운 지침에 따른 가동원전 사용후핵연료 조밀저장대 임계평가

정성환[1]*, 김기영[1], 김윤식[2], 박제호[2]
[1]한국수력원자력㈜, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
[2]㈜코네스코퍼레이션, 서울특별시 서초구 명달로 65
*sunghchung@khnp.co.kr

1. 서론

원전의 사용후핵연료 습식저장조 저장대에 대한 임계안전성 해석평가을 위하여 미국 NRC는 새로운 지침[1]을 공포하였다. 원전의 안정적 운영을 위하여 원전내 사용후핵연료 저장용량을 확보하기 위하여 국내의 대부분 경수로형 원전은 기존저장대이외에 조밀저장대를 추가로 설치하고 있는데, 중성자흡수재의 열화문제가 부각되고 있으며, 운전에 따라 농축도/연료 제원/연료 밀도 등이 증가하고 출력증강에 따른 운전인자 변경으로 연료의 임계안전성과 관련되는 반응도 인자가 기준만족에 부정적으로 영향을 미치고 있다. 이러한 영향을 고려하여 임계평가가 복잡한 양상으로 전개되어 다양한 해석방법 및 가정에 대하여 구체적인 지침을 수립하여 지침공포 이후의 신규저장대에 적용한다고 하고 있다. 이러한 경향에 대응하고자 평가가 완료되어 인허가를 획득한 가동원전인 한빛5,6호기 조밀저장대에 새로운 지침을 적용하여 임계안전성을 평가하고 기존평가와 비교하였다.

2. 본론

가동원전인 한빛 5,6호기 저장조의 저장대는 동일한 용량과 구조인데, Fig. 1과 같이 신연료, 재장전연료, 비상노심 저장구역(Region-I)과 사용후핵연료 저장구역(Region-II)으로 이루어져 있다. Region-I은 3개의 저장대 모듈에 250다발을 저장할수 있으며, Region-II는 총 9개의 저장대 모듈에 1,208다발을 저장할 수 있다.

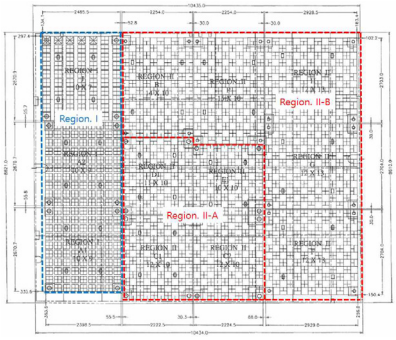


Fig. 1. Configuration of Hanbit 5&6 storage racks.

저장대의 임계안전성 기술기준은 정상 및 비정상 조건에 대한 연료의 임계사고 방지를 위하여 미임계를 유지하여야 하는데, 미국 10CFR50.68에 따르면 최대반응도의 연료가 저장대에 완전히 장전되었을 때 모든 bias와 불확실도를 포함하여 95% 신뢰도와 95% 확률조건에서 최대유효증배계수(K_{eff})가 0.95 이하이어야 한다. 이러한 기술기준을 만족시키기 위하여 임계안전성 평가를 수행하는데, 기존평가방법과 달리 NRC의 새로운 기술지침에 따라 평가하였다. 기존평가방법과의 차이에 대하여 다음과 같이 비교하였다 :

- ○ 평가는 SCALE6.1.3 코드의 CSAS5 모듈을 적용하였으며, 연소계산은 동일코드 내의 TRITON 모듈을 적용하였다. 중성자선속계산에 필요한 핵반응단면적 library는 기존평가의 44GROUP ENDF5 대신 238GROUP ENDF7을 이용하였다.
- ○ 평가대상연료는 기존과 달리 저장된 한빛5,6호기에서 발생하는 모든 종류의 연료를 고려하여 평가하고 보수적인 연료를 기준으로 선정하였다.
- ○ 코드의 유효성은 NRC NUREG/CR-6698[2]에 따라 통계적 평가와 모든 인자에 대하여 경향성 평가를 수행하였으며, OECD/NEA의 제시방법에 따라 실험자료를 선정하여 검증하고 bias 및 불확실도를 결정하였다.

Table 1. Comparison of code validation

구분	기존	신규
방법론	statistical method	NUREG/CR-6698 - population variance - confidence factor - normality
실험개수	UO_2 91/MOX 27	UO_2 236/MOX 160
경향성평가	미수행	수행

- ○ 연소계산 bias와 불확실도는 Kopp memorandum [3] 대신 EPRI의 “연소도효과 검증을 위한 연소 벤치마크 보고서”[4]에 따라 평가하였으며, 실험자료와 코드 계산결과의 오차를 6개 연소도구간 및 11개 연료특성으로 구분하여 최대오차를 반영하였다.

○ 모든 노심인자는 보수성을 근거하여 선정하였으며, 가연성 독봉은 적용하지 않았다.
○ 모든 연료는 기존평가에서 고려하지 않은 NRC NUREG/CR-6801[5]에 따른 축방향 연소도분포를 적용하였다. 축방향 연소도분포는 12가지 연소도 범위를 기준으로 각각 18개 node에 대하여 나타낸다(Fig. 2).

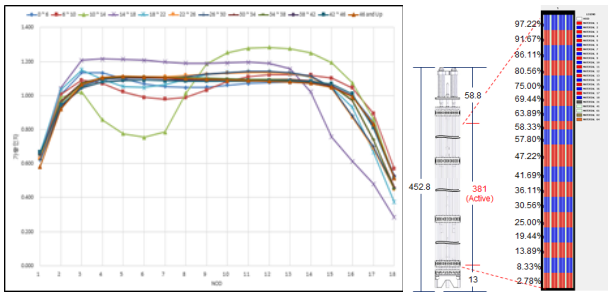
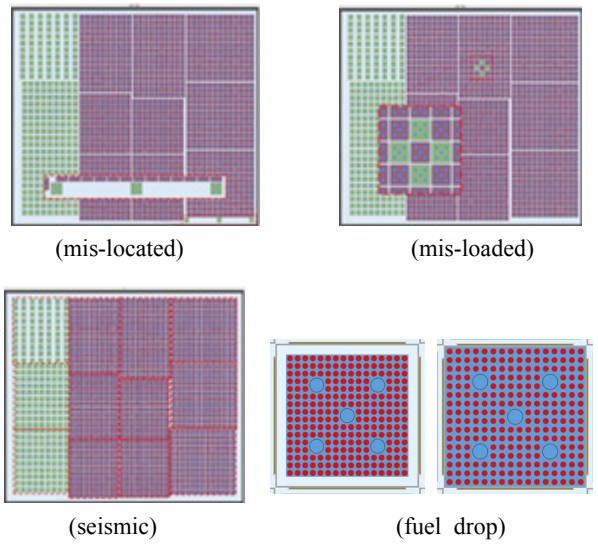


Fig. 2. Bounding axial profiles of NUREG/CR-6801.

○ 연료와 저장대 제원, 저장위치, 기록연소도에 대한 불확실도 평가, 저장대간 간섭 평가 등의 민감도를 분석하였다.
○ 저장대 외부 및 내부에서의 신연료 오장전 사고에 대한 평가는 물론, 기존평가와 달리 취급장비로 인한 연료낙하사고 및 자연재해인 지진사고에 대하여 각각 정량적으로 평가하였으며(Fig. 3), 정상상태에서 경수로연료 저장조의 붕산수는 2,000 ppm 이상을 유지하나, 사고조건 평가에서는 붕산수 이득을 1,000 ppm까지 제한적으로 적용하였다.



(mis-located) (mis-loaded)

(seismic) (fuel drop)

Fig. 3. Accident modeling.

○ 다른 코드와의 독립검증을 위한 code-to-code 비교는 하지 않았다.
○ 모든 가정사항은 보수적인 결과를 유도하도록 선정하였다.

3. 결론

가동원전인 한빛5,6호기 조밀저장대에 대하여 기존에 적용한 방법과 달리 새로이 공포된 해석평가 지침을 적용하여 임계안전성을 평가하였다. 저장대상연료를 기준으로 평가한 결과 total bias(4종류) 및 전체 불확실도(12종류)를 포함하여 다음 식으로 구한 미임계상한치는 기준치 0.95에 대하여 0.9313이다.

$$\text{미임계상한치} = 0.95 - \sum_{i=0}^{75} Bias_i - \sqrt{\sum_{j=0}^{75} Uncertainty_i^2}$$

농축도와 연소도 구간별로 미임계상한치를 만족하는 구간까지 계산하여 조밀저장대에 저장하는 사용후핵연료의 최소연소도를 계산하고 저장가능연료를 나타내는 연소도곡선(Fig.4)을 구하였다. 그리고 사고조건에 대한 평가결과 저장조 운전조건에서 미임계상한치 이하를 유지하는 것으로 나타나 저장대의 안전성이 확보되었다. 연소도곡선은 기존방법으로 구한 연소도곡선과 비교하면 큰 차이는 아니나 일부 상향되게 나타나 저장관리에 대한 flexibility는 조금 불리하다고 볼 수는 있다.

기존방법으로 평가된 가동원전의 사용후핵연료 조밀저장대를 대상으로 축방향 연소도분포 적용 및 유효성 검증 등에 대한 새로운 평가지침을 적용하여 평가하였는데, 이는 향후 원전 사용후핵연료 저장대의 임계안전성 평가에 활용할 예정이다.

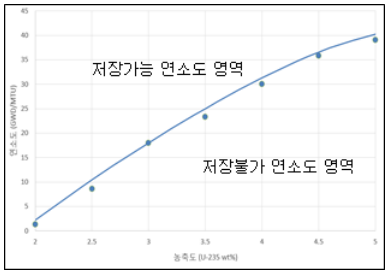


Fig. 4. Reactivity equivalence curve(REC).

4. 참고문헌

[1] USNRC DSS-ISG-2010-01(Rev.0), Staff Guidance Regarding the Nuclear Criticality Safety Analysis for Spent Fuel Pools, 2011.
[2] USNRC NUREG/CR-6698, Guide for Validation of Nuclear Criticality Safety Calculational Methodology, 2001.
[3] Kopp Memorandum, Guidance on the Regulatory Requirements for Criticality Analysis of Fuelm Storage at LWR Power Plants, 198.
[4] EPRI 1025203, Utilization of the EPRI Depletion Benchmarks for Burnup Credit Validation, 2012.
[5] USNRC NUREG/CR-6801, Recommendations for Addressing Axial Burnup in PWR Burnip Credit Analyses, 2003.

ACPF 소형 아르곤 핫셀용 원격운전 크레인 시스템 개발

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

1. 서론

소규모 (1 kg/batch) 사용후핵연료 우라늄산화물을 고온 용융염상에서 전기화학적 방법을 통해 금속 형태의 원료로 환원시키는 공정을 실증하기 위해, 기존 공기분위기 ACPF 핫셀 내부에 약 1.8 x 2 x 2.6 m 크기의 소형 아르곤 셀을 설치하는 개조작업이 성공적으로 수행되고 있다[1].

크레인 시스템은 아르곤 셀 내 공정 운전을 위한 필수품이지만, 크레인 설치를 위한 가용의 공간이 300 mm 이내로 아주 협소하고, 유일한 유지보수 수단인 기계식 원격조작기(MSM)의 작업 범위를 벗어나 크레인이 설치되므로 실행 가능한 유지보수 방법을 확보해야 한다.

2. 원격운전 크레인 시스템 개발

2.1 원격운전 크레인 기구부

설치 공간과 취급 수단의 부재라는 심각한 제약조건 하에서 운용 가능한 크레인을 개발하기 위해, 크레인 시스템의 기계부와 전기부를 분리하고 동력전달 샤프트를 통해 원거리에서 연결하는 새로운 메커니즘을 고안하고 크레인 설계에 적용하였다. 이 방식은 두 가지의 중요한 장점이 있다. 첫째, 분리된 크레인의 전기부를 원격조종기의 작업공간 안에 설치할 수 있어 이에 대한 원격 유지보수가 가능하다. 둘째, 전기부와 케이블이 제외된 공간을 기구부의 설계에 활용할 수 있어 크레인의 높이를 크게 줄이고 작업 공간을 최대화시킬 수 있었다. 추가로, 원격조종기의 작업영역 밖에 설치되어 유지보수가 어려운 기구부는 높은 안전율을 갖도록 설계하여 내구성을 확보하였다.

Fig. 1은 개발된 크레인 시스템의 3D CAD 모델을 보여준다. 구조적으로 주행, 횡행, 호이스트 시스템으로 구성된 것은 일반 산업용 크레인 시스템과 유사하지만, 원격 동력전달 샤프트들이 설치된 수직 모듈이 추가되었고 전기구동부와 센서부를 기구부로부터 분리하여 MSM의 작업영역 내부에 설치하였다. 또한 통상 기구부 옆 높은 위치에 설치되는 케이블 트레이를 전기구동부 근처로 이동시킴으로써, 크레인 높이를 줄이면서 작업 영역을 최대한 확보할 수 있었다. 모든 구동부는 정밀한 운전이 가능하도록 슬립이 발생하지 않는 구조를 적용하였다. 또한 원격 유지보수가 용이하도록 전기구동부와 센서부를 모듈형으로 설계하였으며, 기구부의 내구성을 확보하도록 상업적으로 검증된 요소품들을 사용하였다.

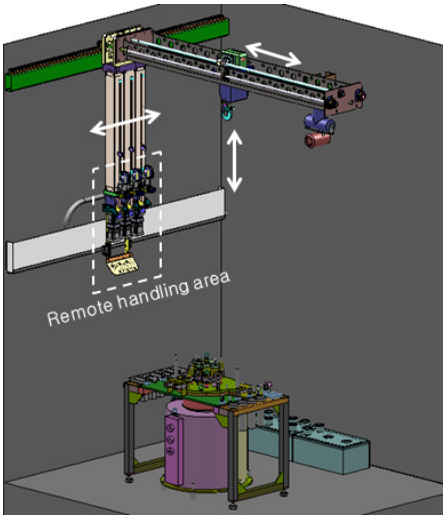


Fig. 1. 3D CAD model of the crane system.

2.2 원격운전 크레인 제어시스템

차폐창을 통해 내부 상황을 주시하면서 크레인을 운전하는 것은 정확한 거리 파악이 힘들어 오동작을 유발할 수 있다. 또한 공정장치의 취급 위치가 아르곤 셀 내부에서 정해져 있으므로 절대 위치에 기반한 시퀀스 운전이나 자동운전이 적용되면 기존 수작업으로 진행되던 크레인 작업의 안전성과 효율성을 크게 향상시킬 수 있으므로 서보 제어에 기초하여 제어시스템을 개발하였다.

절대위치 이송을 위해 동력전달 샤프트의 회전량을 와이어 센서로 측정하는 방식을 적용하였으며, 리밋 스위치도 MSM 작업영역 내부로 설치하여 원격으로 교체할 수 있도록 하였다. 전원이 공급되어 제어시스템이 초기화되면 와이어 센서를 통해 절대값을 읽어 들인 후, 레졸버 펄스와 연동하여 절대값을 초기화한다. 아날로그 방식의 단점인 와이어 센서의 노이즈를 고려하여 초기에 일정시간 데이터

의 평균값을 초기값으로 채택한다. 또한 동작 중 리밋 스위치가 눌리게 되면 원점으로 재설정하도록 함으로써 절대 위치 운전이 가능하도록 하였다.

서보 모터는 위치 제어모드로 운전되며, 작업 조건에 따라 속도를 조절할 수 있도록 구현하였다. DSP 제어기는 PC와 네트워크 통신을 통해 운전 파라미터를 전달 받고, 크레인의 운전 정보를 PC로 전달할 수 있다. 운전자는 작업창 앞에서 창 또는 카메라 영상을 보면서 작업할 수 있으며, 개발된 크레인 제어기와 상용품 카메라 제어기를 동일 통신 프로토콜로 통합하여 하나의 터치 팬던트로 조작 및 제어할 수 있도록 구성하였다.

2.3 핫셀 설치 및 원격시험

개발된 크레인 시스템을 포함하여 공정장치, 셀 라이트, 물질이송시스템, 비상 도어, 원격조종기, 피드쓰루, 카메라 시스템 등이 아르곤 셀 내부에 설치되었고, 크레인 제어를 위한 터치 팬던트와 카메라 모니터는 운전 지역에 설치되었다. 크레인 시스템을 핫셀에 설치하기 전에 동일 규모의 목업 시설에서 검증 시험을 거쳤다. 핫셀에 설치한 이후에, 크레인 시스템이 목표 성능을 내는지 확인하기 위해 기구적 및 전기적 테스트를 수행하였다. 1.5 kN의 하중에 대해 거더 프레임의 최대 처짐량은 약 0.3 mm로 측정되었고, 이는 적용된 상용품 볼-스크류나 볼-스플라인 같은 선형 운동 시스템의 성능에 영향을 미치지 않는 수준임을 확인하였다.

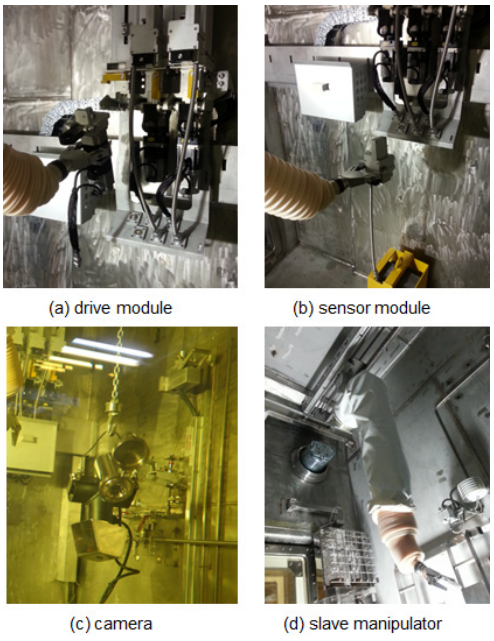


Fig. 2. Remote maintenance tests.

Fig. 2는 MSM을 사용하여 크레인의 구성품에 대한 유지보수 뿐만 아니라 크레인을 사용한 셀 장치에 대한 유지보수 시험 모습을 보여준다. 후크를 포함한 전체 트롤리 호이스트의 높이는 271 mm로, 후크가 MSM 위에서 간섭 없이 이동할 수 있어 MSM에 대한 원격 유지보수가 가능하였으며, 카메라 시스템 또한 원격으로 교체가 가능함을 확인하였다. MSM의 슬레이브 암은 윈도우 바로 위의 벽면에 설치되므로 창을 통한 시각 확보가 불가능하다. 하지만 셀 내부에서 MSM의 정확한 위치를 알고 있으므로 위치 제어를 통한 자동화된 운전으로 MSM을 분리할 수 있었다.

3. 결론

본 논문에서는 작업자의 직접 접근이 불가능할 뿐만 아니라 유일한 원격 유지보수 수단인 기계식 원격조작기(MSM)의 접근이 어려운 천정부에 설치되는 원격 운전 크레인 시스템의 개발에 대해 다루었다. 실행 가능한 유지보수 방법을 적용하기 위해 주행, 횡행, 호이스트를 포함하는 3자유도 크레인의 기구부와 전기 구동부를 동력전달 샤프트를 이용하여 분리하였다. 기구부는 충분한 내구성을 갖도록 설계하였고, 상대적으로 고장 빈도가 높은 전기 구동부는 MSM을 사용하여 원격으로 교체 가능하도록 개발하였다. 개발된 시스템을 소형 아르곤 핫셀에 설치하고, 운전 및 유지보수 시험을 수행하였으며, 이를 통해 기구적 안정성과 제어적 목표 성능이 충분히 달성되었음을 확인하였다.

4. 감사의 글

이 논문은 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로부터 지원받았습니다.

5. 참고문헌

[1] S.N. Yu, J.K. Lee, B.S. Park, I.J.. Cho, K. Kim, “Hot Cell Renovation in the Spent Fuel Conditioning Process Facility at the Korea Atomic Energy Research Institute”, Nuclear Engineering and Technology, 44, 776-790 (2015).

PSA를 위한 사용후핵연료 저장캐스크의 충돌 해석 및 평가

이상훈[1*], Belal Almomani[2], 강현국[2]
[1]계명대학교, 대구광역시 달서구 달구벌대로 1095
[2]한국과학기술원, 대전광역시 유성구 대학로 291
*shlee1222@kmu.ac.kr

1. 서론

2024년 한빛원전부터 시작되는 사용후핵연료 저장조의 포화에 대비하여 국내 원자력계는 사용후핵연료의 건식저장을 준비하고 있다. 건식저장시설의 도입에 앞서 해당 시설의 입지 및 운영으로 인한 주변 환경의 방사선적 위해도를 정량적으로 평가하는 것은 매우 중요한 작업이다. 이를 위해서는 적합한 사건수목을 도출하고 각각의 사건의 영향을 평가하는 작업이 필요하다. 본 논문에서는 사용후핵연료 저장시설에 발생할 수 있는 가장 가혹한 사건의 하나인 대형 항공기의 의도적 충돌을 고려한 확률론적 안전성 평가(PSA)를 수행하기 위하여 저장캐스크에 항공기 엔진이 다양한 각도와 속도로 충돌하였을 때의 구조 거동을 평가하는 방법 및 절차에 대하여 다룬다.

2. 참조 저장시설 및 용기

본 연구에서 고려된 참조 저장시설은 아래 그림과 같이 단일 벽체의 건물 내에 한 개의 저장캐스크가 배치되어 있는 시설이다.

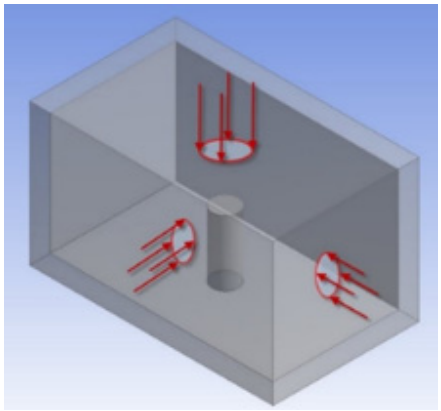


Fig. 1. Reference storage facility.

연구에 활용한 참조 저장캐스크는 21다발의 PWR 연료를 저장할 수 있는 단일 볼트체결 격납구조를 가지는 용기이다. 항공기 충돌로 인한 방사성물질 누출을 평가하기 위해서는 건물의 관통여부 및 캐스크의 구조적 거동을 모두 평가해야 한다.

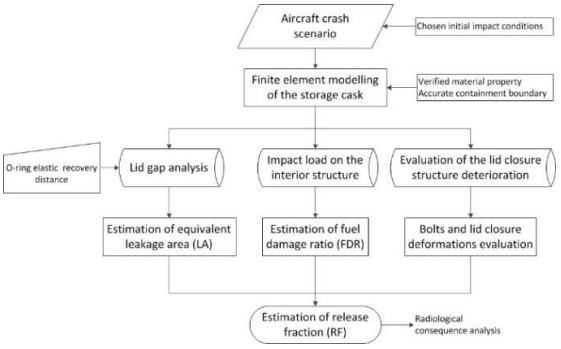


Fig. 2. Estimation of release fraction in aircraft crash.

Fig. 2는 상기 참조저장시설에 항공기가 충돌하였을 때 방사선 유출을 평가하기 위한 절차이다.

3. 항공기충돌 시나리오 및 조건

3.1 항공기 충돌 시나리오

본 연구에서 고려한 항공기 충돌시나리오는 대형 민항기의 의도된 충돌로서 Fig. 1에 제시된 참조 저장시설의 벽체를 항공기의 엔진이 관통한 후 잔류속도를 가지고 저장 캐스크를 타격하는 시나리오를 고려하였다. 구체적으로 보잉사의 B747기의 충돌을 고려하였고, 가장 강성이 큰 부품인 엔진에 의한 타격이 주 평가대상이다. 항공기 엔진의 제원 등은 Shirai 등[1]이 발표한 논문에 제시된 내용을 따랐다.

3.2 항공기 충돌 속도 및 위치

PSA를 위하여 다양한 충돌속도 및 충돌위치를 고려한 평가가 필요하다. 저장건물의 벽체를 관통한 항공기 엔진이 아래 그림과 같이 총 5가지 위치에 충돌할 수 있다고 보고 각각의 경우에 대하여 평가를 수행하였다.

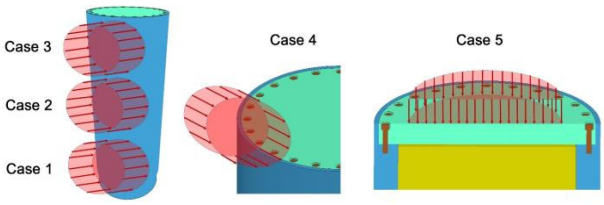


Fig. 3. Locations of aircraft engine impact.

캐스크에 항공기가 충돌하는 속도는 보수적으로 40 m/s에서 160 m/s로 설정하였다. 이 속도는 항공기의 엔진이 두께 70 cm인 건물의 벽체를 관통한 후의 잔류속도로서 벽체 관통 전 속도로 환산하면 100 m/s에서 275 m/s가 된다. 각각의 속도로 충돌하는 항공기 엔진은 실제로 모델링하지 않고 Riera 공식과 Shirai 등[1]이 제시한 B747 엔진의 충돌하중이력선도를 활용하여 아래와 같이 등가의 충돌하중이력선도로 대체하였다.

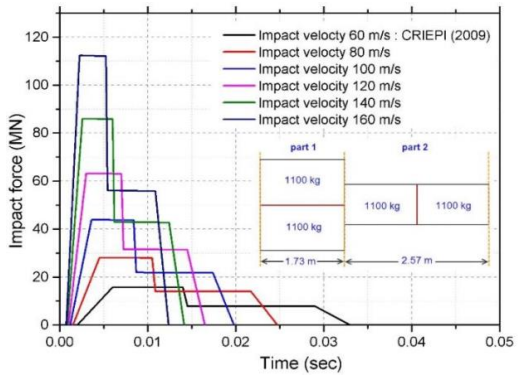


Fig. 4. Impact load-time function for various velocity.

3.3 방사성물질 누설경로 평가

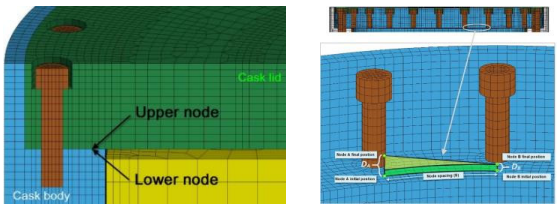


Fig. 5. Cask lid closure and lid gap analysis.

항공기 충돌로 인한 방사선적 위해도 평가의 핵심 내용 중 하나는 충돌로 인한 핵종의 누출량 평가이다. 본 연구에서는 Fig. 5에 제시된 바와 같이 충돌 시 캐스크 뚜껑과 본체 사이에 발생하는 틈새의 단면적을 계산하여 누설량 계산의 근거로 활용하였다. 뚜껑의 열림량이 격납경계에 사용된 금속오링의 탄성회복거리보다 큰 경우 누설이 발생하는 것으로 간주하였으며, 볼트재료에 손상(failure)공식을 적용하여 특정 변형률 이상 변형되었을 볼트가 끊어지는 현상을 모사하였다. 실제로 누설량을 계산하기 위해서는 핵연료 손상비율(fuel damage ratio), 캐스크 내부압력 등을 알아야 하며 해당 내용은 본 논문에서 다루지 않는다.

4. 평가결과

아래 그림은 측면 충돌(case 1, 2, 3) 시 다양한 충돌속도 하에 누설경로 생성이력을 도시한 것이다.

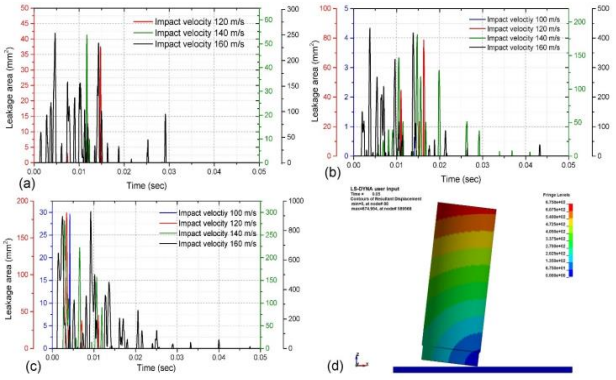


Fig. 6. Lid opening time history (case 1, 2, 3).

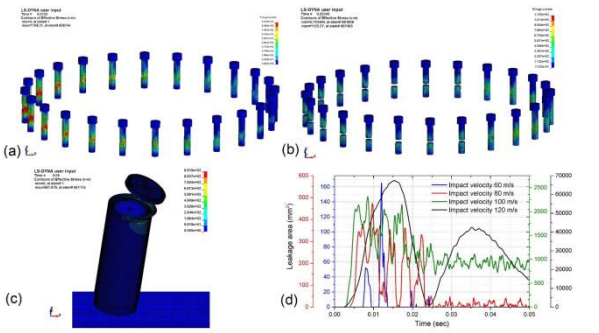


Fig. 7. Lid opening time history (case 5).

본 연구에서 고려한 총 5가지 충돌위치에 대하여 평가를 수행한 결과 캐스크 뚜껑을 수직으로 타격하는 조건이 가장 가혹함을 알 수 있었으며 측면 충돌의 경우 충돌에너지의 상당량이 캐스크의 동적 에너지로 전환되므로 저장시설 내 다른 캐스크 혹은 구조물과의 2차 충돌이 중요한 평가 대상이 되어야 한다는 결론을 도출하였다.

5. 결론

이상과 같이 단일벽체 저장건물과 금속 캐스크로 구성된 가상의 저장시설에 항공기가 다양한 각도와 속도로 충돌하는 경우 건물 및 캐스크의 구조응답을 평가하였다. 본 연구는 본격적인 PSA를 수행하기 위한 연구의 일부로서 용기 내부에 저장된 연료의 파손, 핵종 누출 및 이에 따른 영향평가는 별도의 연구로 진행될 예정이다.

6. 참고문헌

[1] K. Shirai, K. Namba, T. Saegusa, Safety analysis of dual purpose metal cask subject to impulsive load due to aircraft engine crash, J. Power Energy Systems 3 (2009) 72-82.

바스켓형 교반 날개에 장착된 희토류 금속을 이용한 모의 공융염 조성에서 악티늄족 원소의 회수 및 회수물 함량 분석

심준보*, 김택진, 김시형, 김가영, 정재후, 백승우, 안도희, 이성재
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*njbshim@kaeri.re.kr

1. 서론

국내 원자력발전소에서 발생되어 누증되고 있는 사용후핵연료의 부피를 감축하기 위해 파이로 공정(Pyroprocess) 기술의 확립 및 고속로(SFR)를 기반으로 하는 미래 원자력시스템의 구축을 위한 연구개발이 한국원자력연구원을 중심으로 추진되고 있다. 파이로 기술의 활용에 있어 매우 중요한 경제성이나 방사선 안전에 대한 신뢰성을 높이려면 처분하는 고준위폐기물에 들어가는 악티늄족 원소의 양을 최소화시켜야 한다. 한국원자력연구원에서는 전해제련 공정 처리 후에 남아있는 용융염에서 우라늄 및 TRU 등의 악티늄족 원소를 최대로 회수하기 위해 "잔류악티늄족 원소 회수(RAR; Residual Actinides Recovery)" 기술을 개발하여 국내 및 미국에 특허등록을 하였다. 최근에는 잔류악티늄족 원소 회수 기술의 효율성 및 경제성을 크게 향상시킬 수 있는 혁신적인 공정 및 장치를 개발하는 연구를 진행하고 있는데, 희토류(RE) 금속을 환원제로 활용하는 신개념의 악티늄족 원소의 회수 기술이다[1].

본 논문에서는 우라늄과 3종류의 희토류 금속(Nd, Ce 및 La) 염화물이 들어있는 모의 공융염 조성에서 Y 금속을 장착시킨 바스켓 형태의 교반기를 활용하여 우라늄을 회수하는 실험을 하였다. 실험 시료의 ICP 정량 분석을 하여 용융염 내 U, Nd, Ce 및 La의 잔류농도, 반응 생성물인 우라늄 회수물의 희토류 함량 등을 측정하고 검토하였다.

2. 본론

2.1 실험 장치 및 방법

회수 개념의 공정화 및 장치 개발의 일환으로 바스켓 형태의 교반기 날개를 제작하여 실험에 사용하였다. 일자형의 교반 날개는 외경 6 mm 길이 50 mm인 희토류 금속봉 2개를 장착할 수 있도록 스테인레스 메쉬를 사용하였다(Fig. 1). 실험은 수분 및 산소의 농도가 1 ppm 이하로 유지되는 아르곤 불활성 분위기의 글로브박스에서 수행하였다. 본 실험에서는 악티늄족의 대표 원소로 우라늄을 사용하였으며, 희토류는 SNF에 많이 들어있는 3종을 선택하였다. UCl_3, $NdCl_3$, $CeCl_3$ 및 $LaCl_3$를 각각 1.74, 2.69, 1.67 및 0.92wt% 농도로 첨가한 온도 500℃의 LiCl-KCl 공융염 속에 Y 금속봉 2개가 장착된 바스켓형 교반날개를 넣고 70 rpm으로 회전시키면서 U의 회수 실험을 하였다. 실험 중간마다 용융염 중 우라늄과 희토류 금속의 농도 변화를 Cyclic Voltammetry(CV) 기법으로 on-line 측정하였다. 용융염과 침전물에서 시료를 채취하여 ICP를 이용한 U, Nd, Ce 및 La의 농도를 정량 분석하였다. 침전물을 용융염과 분리하기 위해 Cd를 염속에 넣은 뒤 냉각시켜 Cd 잉곳을 만들어 염과 물리적으로 분리하였으며, Cd 잉곳은 톱을 이용하여 상부 및 하부로 절단하여 각각의 금속 함량을 분석하였다.

2.2 우라늄과 희토류 원소의 환원 반응 및 농도

공융염 혼합물 속에 환원제인 Y 금속을 넣으면 염속의 UCl_3와 Y가 반응하여 이온 상태였던 우라늄이 금속으로 생성되고 금속 Y가 YCl_3로 변화되는 U의 환원 반응이 일어난다. 따라서 아래 반응식과 같이 진행된다.

$$Y(s) + UCl_3 + RECl_3 \rightarrow RECl_3 + YCl_3 + U(s) \quad (1)$$

회수실험 시작 후 용융염 시료를 처음 60 분 동안 4개는 2개씩 10 분, 20 분 간격으로 60 분 이후에는 60 분 간격으로 채취하여 U 및 희토류의 농도 변화를 측정하였다. 환원반응 시작 후 약 60 분이 되었을 때 UCl_3는 초기 농도 1.74wt%에서 직선적으로 급격히 감소하여 약 5 ppm으로 측정되었다. 따라서 바스켓 형태의 교반기 날개를 사용하는 본 실험 조건에서 거의 모든 UCl_3가 1 시간 만에 매우 빠르게 제거되며 환원 반응이 종료되는 것으로 나타났다(Fig. 2).

본 실험 결과로부터 희토류 금속을 바스켓 형태의 교반기 날개에 장착하여 빠르게 회전시켜 사용할 경우, 용융염 속에서 반응물인 UCl_3와 Y의 접촉

을 향상시켜 줄 뿐만 아니라 반응 생성물인 U 미세 입자는 Y금속의 표면에서 쉽게 탈리되는 것을 확인할 수 있었다. 따라서 반응 생성물인 U 미세 입자가 Y의 표면을 덮어 환원 반응을 방해하는 현상을 억제시킬 수 있었으며 악티늄족 원소의 회수 반응 속도가 증진되며 회수 공정의 Throughput을 향상시켜 줄 수 있다.

금속염화물의 형성 Gibbs 자유에너지(-△G)가 환원제로 사용한 Y보다 큰 Nd, Ce 및 La의 환원반응은 HSC 전산코드에 의한 반응평형 분석 결과로부터 예상한 바와 같이, 이들 희토류 금속의 농도가 2 시간부터 3 시간 사이에 약간 감소됨을 보였으나 5 시간 후에는 큰 변화가 없는 것으로 측정되었다(Fig. 3).

2.3 우라늄 회수물의 함량 분석

희토류 금속에 의한 환원반응 생성물은 금속 이온 상태에서 나노(nano) 크기의 아주 미세한 입자 상태로 바뀌는데, 실험 결과로부터 희토류 금속은 공융염의 내부나 표면으로 부유되지만 희토류 금속(밀도가 약 7 정도)에 비해 밀도가 매우 큰 U(밀도가 약 20)는 공융염 아래의 용기 바닥으로 침전되는 회수 거동을 관찰할 수 있었다.

U 회수물을 용융염에서 분리하기 위해 용융염에 Cd를 첨가하여 냉각한 뒤 Cd 잉곳을 제조하였으며, 이와 같이 제조한 잉곳에서 상,하로 시료를 채취하여 ICP 성분 분석을 수행하였다. 상부 시료에서 우라늄은 1.84, 3종의 희토류는 0.61wt%이고 RE/U 비는 0.336이다. 하부 시료에서 우라늄은 7.29, 희토류는 1.73wt%이고 RE/U 비는 0.237인 것으로 측정되었다.

3. 결론

우라늄과 희토류 원소(Nd, Ce 및 La)가 들어있는 모의 LiCl-KCl 공융염에서 Y 금속을 장착시킨 바스켓 형태의 교반기를 활용하여 U를 회수하는 실험 결과 UCl_3는 초기 농도 1.74wt%에서 시작하여 잔류 농도가 환원반응 시작 1 시간 이후 약 5 ppm으로 측정되었으며 U 회수성능이 크게 향상됨을 확인할 수 있었다.

공융염 아래로 도가니 바닥에 침전된 U 회수물의 희토류 함량 측정 결과로부터 계산한 U/RE 비율은 상부 Cd 잉곳 시료에서는 4.0 이하이었으나 하부 Cd 잉곳 시료에서는 4.0을 상회하는 것으로 나타났다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 심준보 외, “염화물 용융염에서 잔류 악티늄족 원소의 회수방법”, 대한민국 특허등록 제10-1576612 호, 2015.

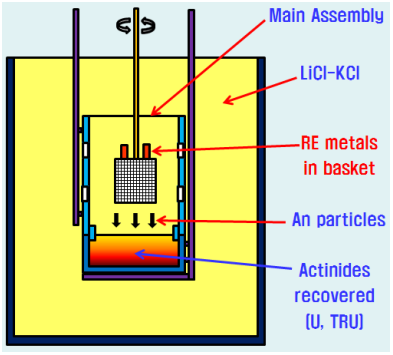


Fig. 1. Stirring basket equipped with Y rods.

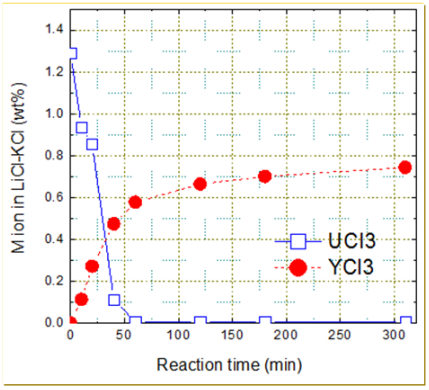


Fig. 2. Concentration of U and Y in an LiCl-KCl salt.

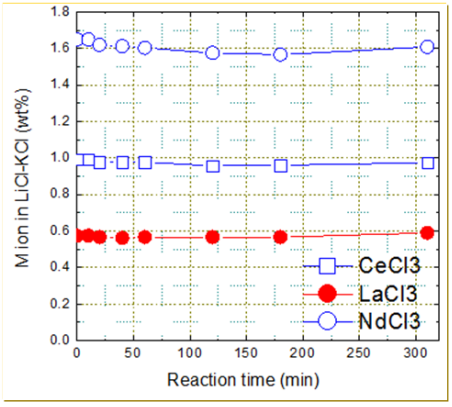


Fig. 3. Concentration of Nd, Ce and La in an LiCl-KCl salt.

고온 LiCl-KCl 용융염 내 금속구조재 부식 속도 측정

정현준, 최성열*
울산과학기술원, 울산광역시 울주군 언양읍 유니스트길 50
*chois@unist.ac.kr

1. 서론

고준위폐기물을 저감시키기 위한 파이로 공정의 주안점 중 하나는 2차 중저준위폐기물의 발생을 최소화 시키는 것이다. 파이로 운전환경에서는 고온 LiCl-KCl 환경에 금속 연료를 녹여내어 전해환원, 전해정련 및 전해제련 하므로 그 과정에서 산소와 염소 가스가 발생하고, 핵분열생성물이 용융염 안에 누적된다. 또한 구조재는 파이로 셀의 전극표면보다 히터에 더 가까이 위치하므로 운전온도보다도 높은 온도에서 운용된다. 따라서 구조재의 부식은 중요하게 고려되어야 하며, 장기적 운영의 측면에서 볼 때 구조재의 부식 속도는 파이로 공정의 효율성에 직접적인 영향을 미치는 요소일 가능성이 높다. 본 연구는 기초적으로 범용적인 물질에 대한 부식 속도를 전기화학적 방법[1]을 통해 측정함으로써 이어질 구조재 후보군을 대상으로 한 실험준비의 일환으로 수행되었다.

2. 본론

2.1 실험 방법

시편의 강종은 스테인리스강 304가 사용되었다. 시편의 형태는 다음과 같다.

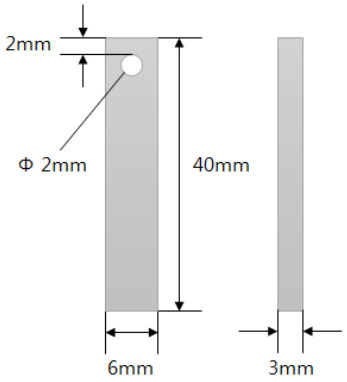


Fig. 1. Specimen for corrosion test.

시편은 Fig. 1과 같이 W6*D3*H40으로 절단 되었다. 상단에는 홀을 뚫어 용접 없이 시편을 금속 와이어에 매달도록 하였다. 실험 직전에 320, 400, 600, 800 grit SiC 페이퍼로 순차적으로 연마한 뒤 증류수로 세척 및 에어건으로 수분을 제거하였다. 전해질로는 LiCl-56wt.% KCl eutectic(≥99.99)이 사용되었다. H_2O의 영향을 배제하기 위해 무수의 eutectic을 사용 및 200℃에서 5 시간 추가적으로 가열하였다. 글로브박스의 O_2와 H_2O의 농도는 전 과정에서 1 ppm 미만으로 유지되었다. 실험용 셀은 다음과 같이 구성되었다.

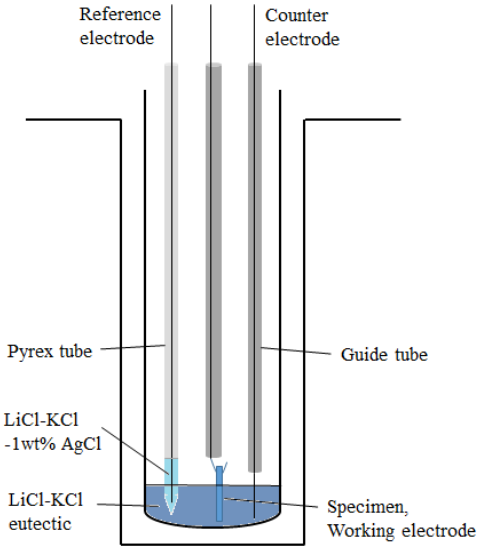


Fig. 2. Corrosion experiment cell.

전극은 3 전극법에 기초하여 구성되었다. 작용전극은 몰리브데넘 와이어에 매단 시편이 사용되었다. 대전극은 몰리브데넘 와이어가 사용되었다. 두 전극은 단락을 방지하기 위해 석영 가이드 튜브로 분리되었다. 기준전극은 한쪽이 막힌 파이렉스 관에 LiCl-KCl-1wt% AgCl(≥99.99)과 은 와이어를 넣어 Ag/AgCl 전극을 제조하여 사용하였다. 전류 측정 기법은 AMETEK 사의 Versastat 3F를 이용하여 Versastudio의 Multiple Cyclic Voltammetry와 Linear scan method(Linear sweep method)를 활용하였고, 부식속도 계산을 위한 Caceres 모델 유도에 엑셀 Solver 기능[2]을 보조적 활용하였다.

2.2 시편 부식 실험

스테인리스강 304의 부식속도를 측정하기 위해 위의 실험과 같은 조건의 용융염으로 교체하여 Linear scan method를 통해 분극곡선(Polarization curve)을 측정하였다. 실험온도는 500℃이며, 측정은 전압범위 -1.0 ~ 0.4 V에서 10 mV/s로 이루어졌으며, Tafel 영향이 최소화되는 부분으로 다시 잘라내었다. 결과는 다음과 같다.

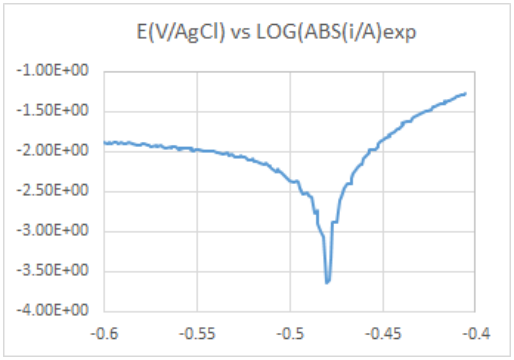


Fig. 3. Polarization curve of SUS304.

Fig. 5는 Cathode과 Anode의 전류가 부식전압인 약 -0.4800 V에서 비슷해져 총전류가 0이 되며, 이 전압에서의 전극 전류가 부식전류임을 보여준다. Khaled와 Amin의 연구[3]에서 Eq.5를 인용하면

$$CR(\mu m/year) = 3280 i_{corr} \times (M/nd) \qquad (1)$$

CR은 Corrosion rate, M은 Fe의 원자량(Atomic weight, 55.85g), n은 부식반응에서의 전자 전달 수(n=2) 그리고 d는 SUS304 내 Fe의 밀도 (5.32 g/cm^3)이므로 부식속도는 3.897 μm/year 이다.

3. 결론

본 연구는 전기화학적인 방법을 위주로 활용하여 기초적인 실험환경 검증 및 연계 연구의 가능성을 탐색하는 차원에서 진행되었다. 차후 파이로 공정을 좀 더 가깝게 모사할 수 있도록 더욱 고온에서 산소와 염소가스, 핵분열생성물을 모사하는 불순물을 포함하고, 추가 연구를 통해 선정된 구조재 후보군에 대해서도 다양한 방법으로 수행하고자 한다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부 한국원자력연구재단 원자력연구기반확충사업의 지원을 받아 수행되었습니다. 특히 실험 환경 구축을 위해 서울대학교 핵변환에너지연구센터에서 자문을 받았고, 카이스트 방사화학 및 레이저분광연구실과 충남대학교 나노재료공정실험실 견학이 많은 도움이 되었습니다 (NRF-2015M2B2A9028409).

5. 참고문헌

[1] ASTM International, "Standard Practice for Calculation of Corrosion Rates and Related Information from Electrochemical Measurements", ASTM G102-89 (Reapproved 2010), 1-7 (2010).

[2] M. Alfaro, "Modeling of polarization curves not exhibiting a Tafel region using Excel spreadsheets", Alexandria Engineering Journal, 53(4), 977-983 (2014).

[3] K. F. Khaled, M. A. Amin, "Corrosion monitoring of mild steel in sulphuric acid solutions in presence of some thiazole derivatives - Molecular dynamics, chemical and electrochemical studies", Corrosion Science, 51(9), 1964-1975 (2009).

원격성 분석을 위한 PRIDE 3D 시뮬레이터의 작업자 및 카메라 시각 모사

김도연*, 류동석, 한종희, 김성현, 김기호, 이종광
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*doyeon1301@kaeri.re.kr

1. 서론

작업자의 접근이 불가능한 방사선 환경에서는 원격시스템의 철저한 작업성 검증 및 기구/로봇, 설계/해석이 필수적이다. 이를 위한 수단으로 3D 시뮬레이션을 이용하여 다양한 연구가 진행되고 있다[1]. 한국원자력연구원에서는 사용후핵연료를 재활용 할 수 있는 파이로 공정을 위한 PRIDE 시설을 구축하고, PRIDE 2층에 위치한 대형 아르곤셀의 원격성 평가 검증을 위해 설계단계에서 3D시뮬레이터를 활용하였다. PRIDE 시뮬레이터는 자동화 생산 라인 가상 설계에 적합한 테크노매틱스를 활용하여 아르곤셀의 주요 공정장치 및 원격취급장치의 작업성 검증이 이루어졌다[2].

PRIDE 시뮬레이터를 원격성 평가에 활용하기 위해서는 가상환경에서 실제작업과 유사한 화면을 제공해야한다. 특히, 카메라 팬틸트를 구동함으로써, 실제 현장의 원격취급장치 조작과 유사한 환경을 구현하는 것이 중요하다. 본 연구에서는 테크노매틱스와 마이크로 소프트 닷넷 프레임워크를 활용하여 사용자 API를 통해 사용자 또는 카메라 시각 모사하는 방법을 제안한다.

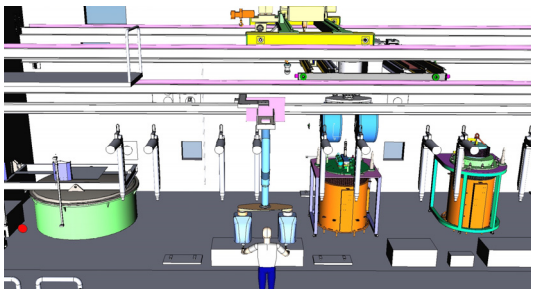
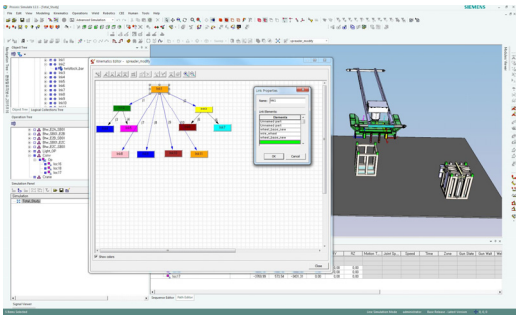


Fig. 1. PRIDE simulator based on Siemens Technomatix.

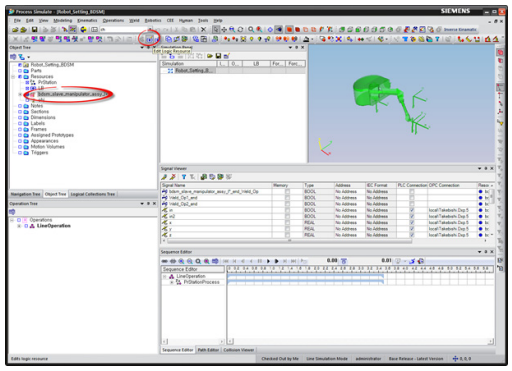
2. 본론

2.1 지멘스 테크노매틱스 기반 3D 시뮬레이터

Fig. 1은 지멘스 테크노매틱스로 구현된 PRIDE 시뮬레이터이다[1]. 테크노매틱스는 3D 데이터 입력을 경량형 오픈 포맷 JT 파일로 사용하고 있다. JT 파일은 필수 파라미터만을 입력하여 데이터의 양을 최소화하기 때문에, 시뮬레이션 시에 데이터 처리 속도가 빠르다는 장점을 가진다. 테크노매틱스에 입력되는 3D객체는 생산과정에 사용되는 도구 또는 장치로 분류하여 입력되는데 전자의 경우 기구학 입력 및 제어로직 구현이 가능하다.



(a) describing the kinematics of remote system



(b) adding control logics to the remote system

Fig. 2. comprising a remote system in virtual space.

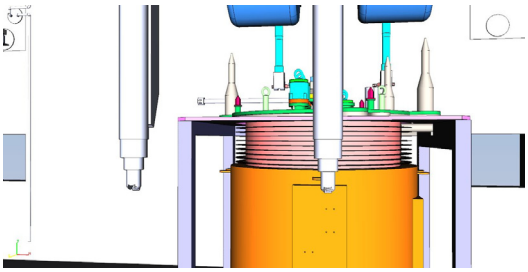
Fig. 2는 가상환경 내에 기구학 및 제어로직 입력을 위해 테크노매틱스에서 제공하는 사용자 인터페이스를 도시한 것이다. 테크노매틱스에서는 3D 객체가 가지는 링크와 각 링크를 연결하는 조인트를 지정하여 직관적으로 기구학을 입력할 수 있다. 또한, 실제 센서와 유사하게 가상으로 물리량을 측정하는 가상센서와 하드웨어 제어기를 소프트웨어로 구현하는 로직블록을 사용하여 기구학을 구현한다. 이렇게 입력된 PRIDE 시뮬레이터는 스크롤로 확대/축소하며 viewing을 제공하지만 실제 작업자 혹은 카메라에서 보이는 시각을 모사하는 것은 한계가 있다. 성공적인 작업성 검증을 위해서는 실제

와 유사 작업환경이 제공되어야 하기 때문에, 카메라와 작업자의 작업시야 모사가 필수적이다.

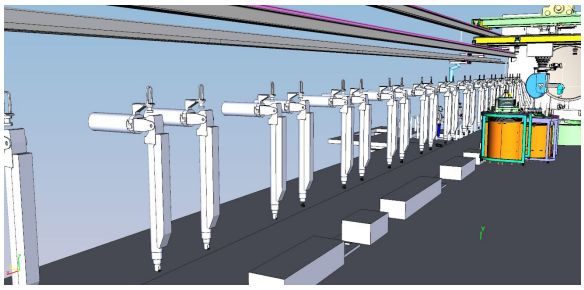
2.2 PRIDE 시뮬레이터의 작업자 및 카메라 시각 구현

테크노매틱스에서 제공하는 사용자 API를 마이크로소프트의 닷넷 프레임워크와 결합하여 사용하면 작업자 및 카메라 시각모사와 같이 사용자가 원하는 기능을 추가하는 것이 가능하다.

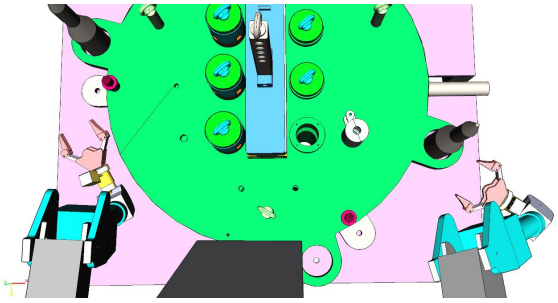
실제 PRIDE의 작업자가 사용하는 시각정보는 아르곤셀 카메라 4대, 작업자 창 34곳으로 조사되었다. 본 연구에서는 PRIDE 시뮬레이터에서 작업자의 실제 시야 구현을 위해 LTL 후면카메라 1대, 염폐기공정 후면 카메라 1대, BDSM 주시각 카메라 1대, BDSM 손목 카메라 1대, 작업자 시점 창 34개, BirdeyeView 1개, 총 39곳의 시점을 볼 수 있도록 했다. 각각의 시각에 시점 변화 자유도를 지정하고, 팬/필트 구동하여 보여지는 화면을 선택적으로 볼 수 있도록 했다. 테크노매틱스에서 시뮬레이션되는 원격장치의 움직임을 사용자 API를 통해 실시간으로 업데이트하고, 작업자의 시선 및 카메라가 설치된 특정 위치에서 3D 객체를 렌더링하도록 하였다. 원격장치에 부착된 카메라의 경우, 원격장치의 조작에 따라 카메라의 위치가 변경되더라도 시뮬레이션의 업데이트되는 위치정보를 기반으로 변경된 위치를 원점으로 3D 객체를 렌더링함으로서 사용자 또는 카메라의 시각을 성공적으로 모사하도록 하였다.



(a) calculated view from the position of human operator in front of window



(b) calculated view at the surveillance camera on the rear wall



(c) calculated view at the main camera on BDSM

Fig. 3. visualization at the specified position of the PRIDE facility.

3. 결론

본 연구에서는 테크노매틱스 기반의 PRIDE 시뮬레이터 구축에 있어서, 작업자 또는 시설에 설치된 카메라의 위치에서 확보되는 Viewing volume을 모사하는 방법을 논의하였다. 실제 PRIDE 가상환경을 구축하기 위해, 기구학 구현 후 로직블럭과 가상센서를 이용하여 시뮬레이션을 구축했다. 사용자 API 인터페이스를 통해 작업자의 시각과 설치된 카메라의 위치에서 3D객체를 렌더링하고 시뮬레이션 되는 장치의 움직임을 사용자 API에 실시간으로 업데이트했다. 카메라 시점 4대, 작업자 시점 창 34개, BirdeyeView 시점 1대, 총 39개의 작업자 및 카메라 시각을 모사함으로서 실제 작업환경과 같은 시각을 구현해 냈다.

4. 감사의 글

본 연구는 정부가 지원하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 류동석, 김성현, 조일제, 김기호, “PRIDE 가상 목업을 위한 원격취급시스템의 유저 인터페이스 개발,” 한국방사성폐기물학회, 2015년 추계 논문 요약집, pp.51-52, 2015.

[2] 류동석, 이종광, 한종희, 배명수, 김기호, 조일제, “PRIDE 알곤셀 내부의 3D 영상 인프라 구축,” 한국방사성폐기물학회, 2013년 추계학술발표회 논문요약집, pp.151-152, 2013.

사용후핵연료 관리 단계별 안전정보 표준 목록 개발

육대식*, 박동극, 이호진, 안상면, 정규환
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19번지
*dsyook@kins.re.kr

1. 서론

국내 사용후핵연료 관리에 대한 권고보고서가 2015년 6월 발간된 이후, 한수원㈜ 및 원자력환경공단에서는 사용후핵연료의 발생, 소내저장, 운반, 중간저장 및 처분에 대비한 활발한 사업화 작업을 진행 중에 있다. 사용후핵연료는 그 특성상 생산자(한수원㈜)와 이를 관리하게 되는 원자력환경공단, 그리고 안전 심·검사를 담당하게 되는 원자력안전기술원이 각각의 목적과 시설별, 단계별에 맞는 안전정보를 요구하게 된다. 현재 국내에서는 2015년 12월말 기준으로 약 43만 다발, 무게 기준으로는 약 14,500톤의 사용후핵연료가 발전소에 저장 중에 있다[1]. 이렇게 발생된 사용후핵연료에 대한 안전정보는 한수원의 자체적인 기술적 판단에 따라 정보가 생산되어 관리되고 있다. 본 연구에서는 국외 사례 및 국내 관련 기관의 안전정보에 대한 수요를 바탕으로 사용후핵연료 관리 단계별 국가 차원의 표준화하여 활용할 수 있는 안전정보 목록을 개발하였다.

2. 본론

2.1 사용후핵연료 조사전(pre-irradiation) 안전정보

사용후핵연료의 특성 분석에서 기초가 되는 각종 상세 내역등은 신연료를 제조하는 제조사에 의해 생산된 정보를 발전소 운영자가 인수하여 관리해야 한다. 신연료 제조사가 생산하여 제공해야 하는 정보로는 재질 사양, 인수시험 및 생산 기록 등과 함께 연료 물질의 화학 조성 분석 및 동위원소 분석과 관련된 연료 품질의 평가결과, 연료 집합체의 비연료 부품에 대한 품질 관리 평가 결과 등이다.
이와 더불어, 집합체 식별할 수 있는 고유 정보 및 사양, 집합체 유형 정보도 제공되어야 한다.

2.2 조사된(irradiated) 집합체 안전 정보

원자로 운영 중에 조사된 핵연료는 핵연료 구성의 주요한 변화를 발생시키기 때문에 원자로 운영 중에 발생되는 정보에 대해서는 사전에 품질 보증 절차를 마련하고, 이에 따라 이행되어 생산된 정보가 제공되어야 한다. 특히, 건식 저장 중의 핵연료 피복관의 건전성 평가와 같은 어떤 특정 계산이 필요한 경우, 원자로 운영 관련 자료는 계산 방법만큼이나 중요한 요소로 여겨진다. 이러한 이유로 핵연료 가공데이터와 함께 과거자료와 로심 관리 기록은 사용후핵연료 전과정에 걸쳐서 반드시 수집되고 보관되어야 한다. 출력이력 및 누적 연소도의 경우 핵연료 봉 내부에 생성된 각각의 핵분열 생성물의 재고량을 평가하는 데 사용되어지기 때문에 사용후핵연료 관리에 있어서 가장 중요한 요소로 평가된다. 이외에도 조사되는 동안의 핵연료 변형을 확인할 수 있는 검사 방법 및 그 결과에 대한 기록도 유지관리 되어야 한다[2].

2.3 저장후(post-irradiation) 안전정보

저장후 안전정보 중에서는 최종 인출 연소도, 사용후핵연료 내 방사성핵종 재고량, 방사선학적 특성들, 붕괴열, 비 핵연료 구성품, 사용후핵연료 시험 결과, 그 이외 정상적이지 못한 사용후핵연료에 대한 추가 정보들이 생산되어야 한다. 이렇게 생산된 정보는 소내 저장, 운반, 소외 저장, 재활용, 처분 등의 단계별로 적절한 형태로 편집, 재평가, 자료 이송들이 이루어 져야 한다. 상세한 정보는 Table 1에 나타내었다.

3. 결론

본 연구에서는 사용후핵연료 관리 단계별 필요한 표준 안전정보에 대한 목록을 제시하였다. 이러한 안전정보 항목을 바탕으로 각 항목별 실제 생산 자료의 양식을 결정하고 각 기관별로 구축된 안전정보 DB에 적용하여, 국내 유관 기관 간 정보 이관 및 비교 검증이 가능하도록 해야 할 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회의 재원으로 한국방사선안전재단의 지원을 받아 수행한 원자력안전연구개발사업의 연구결과입니다.(No. 과제번호1403013)

5. 참고문헌

[1] 한국원자력안전기술원, "원자력관계사업자의 방사선안전관련 정기보고자료 검토보고서', 2016.

[2] 한국원자력안전기술원, "사용후핵연료 생애 주기별 안전정보 관리에 관한 국제기준분석', KINS/RR-1458, 2016.

Table 1. Standardized safety information list with spent fuel management steps

단계별 구분			해당정보	정보생산주체
핵연료 제조	신연료정보	집합체 유형	제조일자, 제품 고유번호 핵연료 물질 및 밀도 가연성 독물질 상세내용 핵연료 치수, 재질, 특성을 포함한 집합체 상세내용 핵연료 집합체를 구성하는 하드웨어 및 양 상세 핵연료 집합체 도면	핵연료 제조자
		중금속 초기중량	개별 핵연료 집합체 중금속 초기 중량 동위원소 초기 중량	
원전시설 운반/저장			운반 핵연료 정보 운반일자, 운반용기, 운반차량 신연료 저장위치	
원전 운영자료	원자로정보	원자로	원자로번호, 설계 일련 번호 핵연료 타입	원자로 운영자
	핵연료정보	로심이력	로심 장전일자(1차,2차,3차 등) 집합체 조사된 주기 수 주기 운전 동안 장전로심 위치 주기 운전 후 인출 일자 조장조 입고 일자	
		출력이력	운영 주기내 집합체 평균 출력 운영 주기내 집합체 첨두 연료봉 연소도 운영 주기내 축방향 출력분포	
		검사기록	육안검사, sipping test, 초음파 검사 파속 혹은 손상 내용요약	
		최종 연소도	최종인출 후 집합체 상태 설명 원자로에 장전된 날짜 원자로에서 인출된 날짜 원자로 출력 이력 집합체가 조사된 핵연료 채널 혹은 원자로 위치와 각 위치에서의 거주 시간 원자로내 거주기간 동안 반응도 조정 장치 위치	
		핵종재고량	액티나이드 및 딸핵종 방사화핵종 핵분열생성물	
		방사선학적특성	핵종별 방사능, 감마스펙트럼, 중성자 스펙트럼 emd 열발생률	
		추가고려사항	결함핵연표 핀들을 포함하고 있는 집합체 특별용기(can)에 담겨진 집합체 핵연료 핀이 제거된 집합체 기타 원래 형태가 아니 변경된 집합체	
원전시설내 저장 -소내습식 -소내건식		시설 정보	저장시설 고유 식별 번호 시설 종류	원자로 운영자 중간 저장 시설 운영자
		개별 저장단위	저장 단위 재고량 저장단위 특수 문서 목록 저장단위별 식별 번호 저장단위별 종류(습식,건식) 재고 위치	
		개별집합체	사용후핵연료 고유 식별 번호, 사용후핵연료 집합체 종류 저장 매질, 저장 환경의 물리적 특성, 저장상태의 온도 이력 정보	
		특이사항	과도 상태, 비정상 상태 내역 발생 날짜, 기간, 결과	
운반			운반 시작 및 종료 일자, 운반수단 운반용기 형태, 운반동안 온도 변화 운반 동안 비정상 혹은 사고 조건	원자로 운영자 / 중간 저장 시설 운영자
소외저장시설			원전시설내 저장 항목 AMP 및 TLAA 평가 항목	
처분시설		처분부지 정보	호스트 매질 고려 시나리오 근계,원계, 생태계 물리적,화작적 특성	처분 시설 운영자
		방사성핵종재고량	처분 부지 파손 시나리오시 직접 유출 핵종 명목 유출 계산에 포함 되는 핵종 인간침입 계산에 포함되어야 하는 핵종 지표수 보호 시나리오에 포함되어야 하는 핵종	

경수로용 사용후핵연료 지지격자 딤플 및 스프링 피치 측정

주용선*, 김길수, 백승제, 유병옥, 김영준, 진영관, 김희문, 안상복
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길111
*yschoo@kaeri.re.kr

1. 서론

핵연료 집합체의 구조체인 지지격자에서 셀(cell)의 크기 변화량, 스프링(spring) 피치 및 딤플(dimple) 피치의 변형 관찰 및 크기측정 등은 연소 중에 중성자 조사와 냉각수의 고속 흐름으로 인한 지지격자와 핵연료봉간의 접촉으로 발행하는 마모 현상 및 변형을 이해 및 확인하는데 많은 도움을 준다[1].

본 논문에서는 조사재시험시설(IMEF)의 M5a 핫셀 내부에 설치한 3차원 제원측정장치를 활용하여 사용후핵연료 집합체의 상하 및 중앙부에 위치한 4개의 지지격자 스프링 및 딤플의 피치를 측정하였고, 이를 분석하였다.

2. 본론

2.1 사용후핵연료 지지격자

총 4개의 지지격자들을 조사후시험시설(PIEF)에서 운반용 캐스크(cask)를 사용하여 조사재시험시설의 풀을 통해 M5a 핫셀로 이송하였다. 사용후핵연료 다발은 노심에서 3주기 연소하였고, 시험에 사용한 지지격자들은 상부(Grid-top-1) 1개, 하부(Grid-bot-1) 1개, 그리고 중간부(Grid-mid-1 & Grid-mid-2) 2개이다.

2.2 시험장치

3차원 측정장치는 Fig. 1과 같이 측정부(measurement part), 조종부(controll part), 그리고 PC 및 DB 시스템으로 구성되어 있으며, 세부적인 기술적 사양은 다음과 같다.

- 작업대 이동거리 : X-축 및 Y-축 방향 각각 250 mm
- 카메라 Z-축 이동거리 : 약 250 mm
- 측정 깊이 : 약 100 mm
- 측정 정확도 : ±0.001 mm
- 직진도 및 평평도 : ±1.0 mm
- 각종 치구들을 설치할 수 있도록 작업대에 dove tail 형태의 홈(groove) 설치
- 좌표 표시 시스템(coordinator) 장착

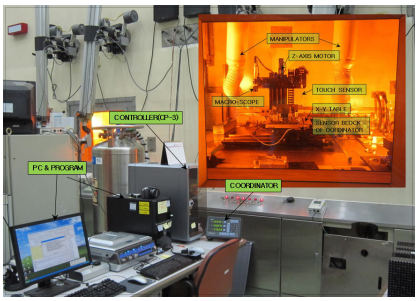


Fig. 1. The appearance of a 3-dimensional measurement apparatus at M5a hot cell in IMEF.

2.3 지지격자 설치용 지그

지지격자는 Fig. 2과 같이 작업대 위에 설치한 고정용 지그(fixing jig)에 원격조종기(master-slave manipulator)를 사용하여, 측정 평균값 및 표준오차를 최소하도록 거치하였다. 또한 고정용 지그의 상면도의 높이차를 ±100 ㎛ 이내로 설정하였다.

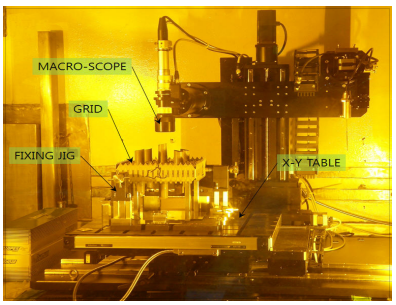


Fig. 2. The appearance of a grid on the fixing jig.

2.4 시험 결과

총 4개의 지지격자에 대한 스프링 및 딤플 피치의 측정결과를 Table 1 및 2와 Fig. 3~6에 나타내었고, 이로부터 요약하면 다음과 같다.

1) 중간부, 상부 및 하부의 지지격자의 스프링피치 횡방향/종방향의 측정치 경향이 거의 일정하였다.
2) 중간부, 상부 및 하부의 지지격자의 딤플 피치 횡방향/종방향의 측정치 경향도 거의 일정하였다.

Table 1. test results of spring pitch for grid

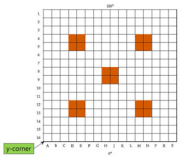
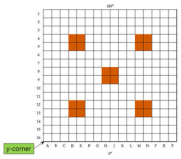
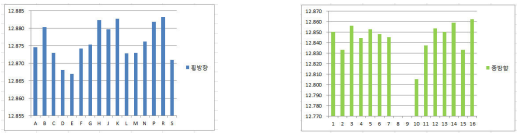
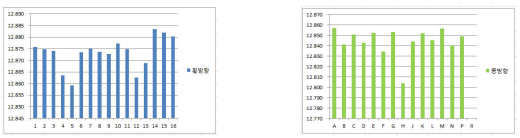
ID	Measured data (unit : mm)		Remarks
	Direction-1	Value	
Grid-mid-1	Hori. (1-16) aver.	12.876±0.003	k≒2.13 (95% confidence level, dof=15), k≒2.16 (95% confidence level, dof=13)
	Ver. (A-S) aver.	12.844±0.003	
Grid-mid-2	Hori. (1-16) aver.	12.880±0.003	
	Ver. (A-S) aver.	12.898±0.011	
Grid-top-1	Hori. (1-16) aver.	12.851±0.004	
	Ver. (A-S) aver.	12.825±0.003	
Grid-bot-1	Hori. (1-16) aver.	12.854±0.002	
	Ver. (A-S) aver.	12.826±0.003	
Designation			

Table 2. test results of dimple pitch for grid

ID	Measured data (unit : mm)		Remarks
	Direction-1	Value	
Grid-mid-1	Hori. (1-16) aver.	12.873±0.004	k≒2.13 (95% confidence level, dof=15), k≒2.16 (95% confidence level, dof=13)
	Ver. (A-S) aver.	12.843±0.004	
Grid-mid-2	Hori. (1-16) aver.	12.881±0.007	
	Ver. (A-S) aver.	12.894±0.009	
Grid-top-1	Hori. (1-16) aver.	12.852±0.004	
	Ver. (A-S) aver.	12.819±0.003	
Grid-bot-1	Hori. (1-16) aver.	12.852±0.003	
	Ver. (A-S) aver.	12.824±0.003	
Designation			



(a) spring pitch



(b) dimple pitch

Fig. 3. Test result for Grid-mid-1.

(a) spring pitch

(b) dimple pitch

Fig. 4. Test result for Grid-mid-2.

(a) spring pitch

(b) dimple pitch

Fig. 5. Test result for Grid-top-1.

(a) spring pitch

(b) dimple pitch

Fig. 6. Test result for Grid-bot-1.

3. 결론

조사재시험시설의 M5a 핫셀 내부에 설치한 3-D 제원측정장치를 활용해 사용후핵연료 지지격자의 중간, 상단 및 하단의 스프링 및 딤플 피치를 측정하였다. 또한 통계처리를 하여 평균, 표준편차 및 불확도를 산출하였다. 이를 통하여 고방사능을 지니고 있는 경수로용 핵연료 집합체 지지격자의 셀 내부에 위치하고 있는 스프링 및 딤플의 피치를 확인하는 기술을 구축하였다.

4. 참고문헌

[1] 2011 한국방사성폐기물학회 춘계학술대회 논문집, pp. 203-204, 2011.

저연소도 사용후핵연료 국내 수송을 위한 구조건전성 평가 기술현안

이강희*, 강흥석, 신창환, 양용식, 양재호
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*leekh@kaeri.re.kr

1. 서론

국내 사용후 핵연료 임시저장조의 포화 시기는 2024년으로 예측되며[1], 이를 위한 현실적인 대안으로써 사용후핵연료 건식저장을 통한 중간저장이 논의되고 있다. 사용후 핵연료의 건식저장은 영구적인 처분결정 이전에 수행되는 중간저장을 의미하며, 허가된 저장기간 종료 후에 최종적인 처분을 위한 수송, 재활용 후처분 및 직접 처분 등을 고려하여 사용후 핵연료의 회수성과 건전성을 보장하기 위한 검증된 평가기술과 관련 시험자료의 확보가 우선 필요한다.

국내 사용후핵연료의 약 80%이상은 45 GWd/MtU 연소도 이하의 것이며 발전소 내 습식저장을 통해 충분히 냉각되어 건식저장 적용이 타당하다. 한편, 저연소도 사용후핵연료의 초기 특성 평가와 건식저장 조건에 따른 사용후핵연료의 열화거동을 미리 예측하고, 핵연료 집합체의 구조적인 건정성 평가를 위한 체계를 구축하는 국비 지원 연구개발 과제가 국내에서 수행되고 있다. 본 논문에서는 국내 원자력 발전소나 저장시설에서 습식 혹은 건식 분위기로 장기 저장해왔던 사용후 핵연료를 국가의 관리정책과 관계 법령이 정하는 집중된 건식 저장시설로 수송함을 전제로 하여, 보수적인 최대 이송거리와 해상과 육상을 포함한 다양한 수송방식을 가정하고, 사용후 핵연료 모사 시료에 대한 수송중/후 구조건전성을 평가하는 기술에 관하여 주로 시험평가 기술을 중심으로 기술하고자 한다.

2. 본론

철도나 트럭과 같은 육상수송이나 해상수송 모두 수송차량 혹은 선박이 이동과정 중에 도로의 노면(수직방향, 비교적 높은 주파수)이나 해수면의 파동(수평방향, 낮은 주파수)에 의해서 받게 되는 반복하중에 의해서 수송용기 내부에 보관된 사용후 핵연료에 지속적으로 혹은 간헐적으로 충격이 발생될 수 있다. 이로인해 특별히 조사 취화된 상태로 장기간 저장된 사용후 핵연료의 구조 건전성이 위협받을 가능성이 크다. 이러한 문제는 구조 비선형성과 충격현상, 마찰을 동반한 복잡한 물리적 거동으로 특별히 실험적인 방법으로 우선 연구될 필요성이 있다. 통상의 실험은 복잡한 물리현상을 가장 직관적으로 이해할 수 있는 효과적인 방법이 된다. 이를 위해서 먼저 각 수송 모드에 따른 운반차량(선박포함)의 속도 제한치나 경로를 가정하고, 이에 따른 예상 하중(크기, 형태, 주기 등)과 이력(지속시간 등)에 대한 정보 수집이 선행되야 한다. 필요에 따라 예상 하중의 표준화를 위한 노력과 핵물질 육상 수송사나 해상운반 해운사(혹은 해외 수송용기 제조사 등)의 수송 이력 데이터를 공유하는 것과 같은 공동의 협력체계가 필요하다. 상기 수송모드나 경로에 관한 가정은 핵물질 수송에 관한 법적기준과 심사지침에 따라 결정되어야 한다.

사용후핵연료의 수송에 따른 구조건전성을 평가하기 위해 필요한 시험의 항목으로는 우선, 부품 및 분할된 집합체 단위 시료를 대상으로, 수송조건을 모의하는 환경에서, 반복충격을 일정시간 인가해 보고, 결과적인 시료의 손상여부를 판단하는 내구성시험과 건전성 위배 조건에 대한 판단기준 마련이 또한 필요하다(실험유형1)[2,3]. Fig.1 은 실험유형1에 대한 개념도를 보여준다.

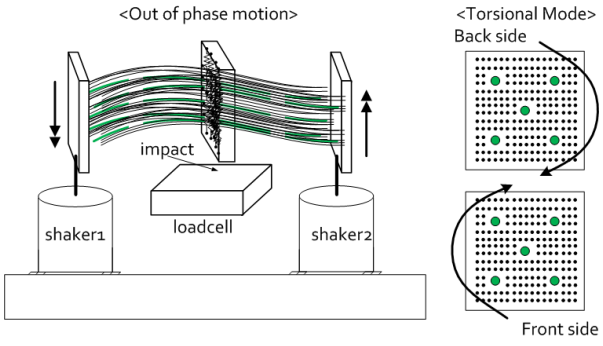


Fig. 1. Vibro-impact fatigue experiment schematics for grid integrity evaluation using two-span pent fuel section.

건전성에 대한 판단기준은 일반적인 피로시험 결과의 산포 특성을 감안할 때, 반복시험과 누적된 데이터의 통계분석을 통해서 다분히 경험적으로 결정해야 할 것으로 생각된다. 그러나 한편으로, 반

복된 충격에 의한 피로손상이라 하여도, 결국에는 동적인 이벤트가 불규칙한 상태로 반복되거나 지속되어 나타나는 현상이므로, 근본적으로 대상과 현상, 단위 동적거동을 fundamental하게 이해하는 관점에서 개별 개체 혹은 구성요소 및 집합체 단위의 동특성 확인실험이 우선적으로 수행되어야 한다(실험유형2)

한편, 충격진동이 발생될 때, 해당 문제의 해석적인 예측을 위한 모델링에는 반드시 비선형 특성과 비선형의 유형, 비선형의 크기 등을 수학적인 형태로 모형화하는 일이 필요하다. 충격 진동이 급격한 상태로 일어날 때, 특별히 육상수송 중에 차량이 장애물에 부딪이거나, 용기가 수송차량에서 수직 낙하하는 경우, 해상 수송 시 큰 파도에 선박이 순간적으로 큰 조파하중을 받을 때 등을 감안하여 shock 응답해석에 의한 취약부의 순간적 응력의 peak값이 재료의 응력한도(취화된 지르코늄)를 넘지 않는지에 대한 강도평가가 또한 필요하다. 이를 위해 shock 하중조건에서 사용후 핵연료 취약부의 peak 응력을 실험적으로 측정하고 모의하는 실험(실험유형3)이 수행되어야 한다.

끝으로, 사용후 핵연료는 건식저장을 위해서 일정기간 동안 일정한 조건으로 1차적인 processing을 거치며, 또는 2차적인 저장를 위해서는 용기를 열고 필요에 따라 장기저장을 위한 추가의 처리를 하는 것으로 가정할 때, 이러한 처리 과정에서 갑작스런 지진사고에 의한 연료의 낙하, 횡방향 충돌이 발생되는 경우에도, 유사한 조건으로 하중을 모의하고, 시료에 발생되는 응력상태와 충격 후 시편의 상태를 확인하여 구조건전성을 평가할 필요성이 있다(실험유형 4). 이상의 예상되는 시험평가 항목과 평가의 기준을 Table 1과 같이 정리하였다.

3. 결론

회수가능한 사용후 핵연료의 수송과 건식저장을 위해서 외부하중 특히 시간에 따라 변화되는 동적하중으로 수송 및 보관용기 내 핵연료의 건전성과 동적특성에 대한 시험자료의 확보가 필요하다. 이러한 연구는 저장 및 수송 중 사용후 핵연료 집합체의 구조 건전성을 평가하기 위한 기술기반과 평가체계를 갖추는 일을 우선적인 목표로 보고 있다. 이를 위해서 앞으로 다양한 실험 프로그램이 개발되고 실험수행의 근거가 마련되어야 하며, 해당 프로그램을 구체화 시키는 실험 장치의 설계와 구축이 시급히 필요하다. 하나의 예로, 동적하중 모사 시험 장치는 제어장치를 통하여 입력된 다양한 형태의 시간이력 하중(지진 또는 이송/수송이력)을 컨트롤러를 통하여 공급 및 분배 장치로 진동대를 이용하여 구현하고 진동대 위에 놓여진 모사 핵연료 시료에 부과 해주어 사용후핵연료 동적특성을 평가할 것으로 기대된다.

Table 1. Anticipated experimental programs for integrity evaluation of spent fuel transportation and dry storage

Type	Description	Remarks
1,Fatigue	내구성 시험 및 반복하중 피로시험	fatigue life
2.Vibration	동특성시험, 비선형 크기/유형 확인시험 포함, 특성시험	frequency, damping, nonlinarity
3.Impact	단위 충격에 의한 첨점응력 측정시험	Stress limit
4, Drop & Impact	처리중 지진사고에 의한 횡방향 충격 및 낙하에 따른 건전성 평가시험	Strain/Stress limit

4. 감사의 글

본 연구는 산업통상자원부(MOTIE)와 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다. (No. 20141710201660A)

5. 참고문헌

[1] 사용후핵연료 공론화 위원회, 사용후핵연료 관리에 대한 최종 권고안, https://www.pecos.go.kr(2015).

[2] Nicholas Klymyshyn, et al, fuel assembly shaker and truck test simulation, Test report, FCRD-UFD-2014-000328, PNNL-23688 (2014).

[3] Steven B. Ross, et al, used fuel rail shock and vibration testing options analysis, Test report, FCRD-UFD-2014- 000327, PNNL-23709 (2014).

3분과

고준위폐기물처분 (Oral)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

고준위폐기물 처분시스템의 처분효율 향상 방안 예비 평가

최희주*, 이종열, 김인영, 김경수, 김현아
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hjchoi@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 관리를 위한 권고안이 지난 2015년 6월 발표되었다. 이 권고안의 핵심은 사용후핵연료 관리를 위한(처분전 보관과 영구처분) 단일 부지 확보와 2051년부터 CANDU 사용후핵연료의 영구처분을 착수할 것을 권고한 것이다.

사용후핵연료 혹은 고준위폐기물을 영구처분하는 방식으로서 현재 상용화 수준에 이른 방식은 크게 3가지이다. 즉, 미국 야카산(Yucca Mountain) 처분장 방식으로 불포화 암반(응회암) 내에 터널을 굴착하여 처분하는 방식, 프랑스 ANDRA가 지하수로 포화된 퇴적암 내에 처분터널을 굴착하여 처분하는 방식, 스웨덴 SKB와 핀란드 POSIVA가 지하수로 포화된 화강암 내에 처분터널을 굴착하고 처분공을 설치하여 처분하는 방식으로 구분된다. 국내 지질 조건을 고려할 경우 가장 유력한 처분방식은 스웨덴/핀란드와 같이 결정질 암반(화강암) 내에 처분장을 건설하는 것이다.

저자들은 지난 연구[1]를 통해, 스웨덴 KBS-3 처분개념을 국내에 직접 적용할 경우 예상되는 다양한 문제점을 지적하였다. 특히, 우리나라의 경우 예상되는 사용후핵연료 발생량은 스웨덴보다 훨씬 방대하며, 원자력 이용과 함께 지속적으로 증가할 것으로 예상된다. 이 경우 영구처분을 위한 처분 소요면적은 사용후핵연료의 직접 처분에 커다란 걸림돌이 될 수 있다. 본 논문에서는 개략적 분석을 통해 처분 효율을 향상시켜 처분 소요면적을 줄일 수 있는 다양한 방안을 제안하고자 하였다.

2. 본론

2.1 심층 처분시스템

심지층 처분시스템의 안전은 일정기간 (예를 들면, 1만 년) 이상 동안 방사성 물질의 누출을 방지(containment)하는 것이다. 이를 위하여 처분시스템은 처분용기, 완충재, 뒤채움재와 같은 공학적방벽시스템과 암반, 생태계 등과 같은 자연방벽시스템의 다중방벽으로 구성되며 안전성을 보장한다. 본 논문에서 고려한 처분시스템은 지하 500미터의 암반 내에 건설된 처분터널 바닥에 처분공을 굴착한 후, 처분용기를 넣고 주위는 완충재로 채운다. 처분용기는 1만년 이상의 수명을 위하여 구리-주철 이중구조 용기로 제작하며, 완충재는 국내산 벤토나이트 블록을 이용하였다. 처분시스템의 열적 성능요건으로서 완충재의 최고 온도가 100℃를 초과하지 않도록 한다. 본 연구에서는 설계 한도를 스웨덴 SKB와 동일하게 92℃로 설정하였다. 이 경우 처분공에 1,700 W의 붕괴열의 사용후핵연료를 넣을 경우 예상되는 처분터널 간격은 40 m, 처분공 간격은 8 m이다.

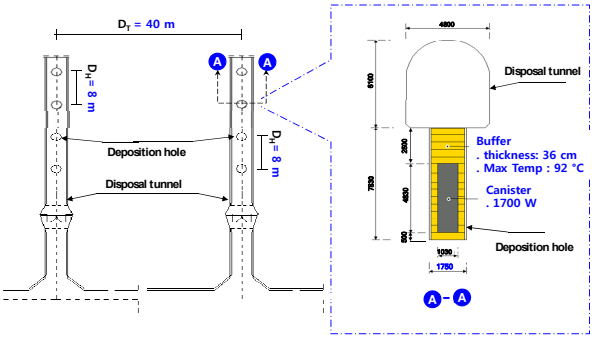


Fig. 1. Schemetic of a disposal system.

2.2 처분효율 향상 방안 분석

2.2.1 장기 저장

현재 처분개념은 사용후핵연료를 40 년 혹은 50 년 정도 저장 후, 붕괴열이 감소하면, 처분하게 된다. Fig. 2의 붕괴열 결과에 의하면, 4개의 PWR 사용후핵연료를 처분하기 위해서는(1,700 W 이하) 약 50 년정도의 저장기간이 필요하다(80 m^2/ass). 저장기간을 80 년으로 늘리면, 6개까지 늘릴 수 있으며, 다발당 처분면적은 53.3 m^2/ass로 감소한다. 비슷하게 저장기간을 110 년까지 늘리면, 8개까지 가능하며, 다발당 처분면적은 40 m^2/ass가 된다. 300 년까지 장기저장을 할 경우 20개까지 가능하며, 다발당 처분면적은 16 m^2/ass로 대폭 감소한다. 그러나 장기저장의 경우, 세대간 마찰과 장기저장에 따른 관리비용의 증가 등의 해결할 사항도

다양하다. 따라서, 처분장을 적기에 확보하고, 처분터널을 이용하여 사용후핵연료를 장기저장을 하여 붕괴열을 충분히 감소시킨 후, 영구처분하는 방안을 개발하는 것이 필요하다.

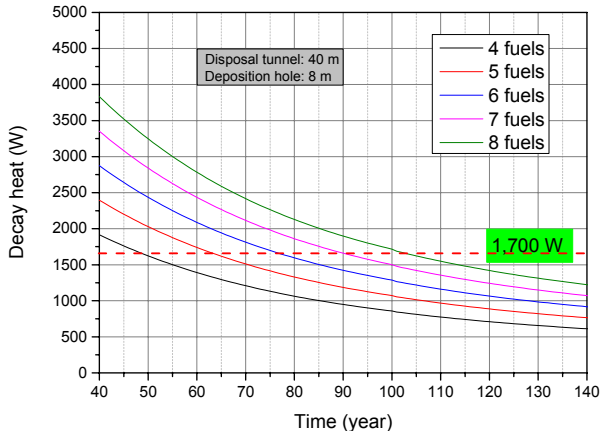


Fig. 2. Change of decay heat.

2.2.2 다층 구조 처분시스템

현재 스웨덴과 핀란드에서 제안하고 있는 처분시스템은 단층 구조이나 복층 개념에 대해서는 꾸준히 검토되고 있다. 이종열 등[2]의 열 해석에 결과에 의하면, 복층 처분(지하 400 m와 500 m)의 경우 시차를 두고 처분하게 되면 각각의 층에 동일한 양의 사용후핵연료를 처분할 수 있었다. 즉, 복층 처분의 경우 처분면적을 2배로 줄일 수 있으며, 다층 처분의 겨우 그 효과는 더욱 클 것으로 예상된다.

우리나라의 지온경사는 대략 30℃/km이며, 지표평균온도는 약 10℃이다. 즉, 지하 500 m의 온도는 약 25℃로 추정된다. 이를 바탕으로 핀란드의 처분장이 420 m임을 반영하면, 약 720 m 깊이(약 32℃ 예상)까지 100 m 간격의 4층 처분시스템을 건설도 가능하다.

2.2.3 완충재 설계요건 완화

본 연구에서 제안한 처분시스템의 열적 기준은 스웨덴 SKB와 동일하게 92℃를 설계기준으로 하였으며, 성능기준은 100℃를 넘지 않도록 하였다. 조원진 등[3]의 분석결과에 의하면, 벤토나이트 완충재 내의 최고온도를 125℃로 변화시키면 2배까지 처분밀도를 올릴 수 있었다. 이와 같이 완충재 내의 최고온도를 변화시킬 때, 본 논문에서 제안한 처분시스템을 대상으로 처분공 내에 수용할 수 있는 최대 붕괴열을 계산하였다. 완충재의 열적 성능요건의 변경은 향후 인허가를 위하여 완충재 성능에 대해 많은 부수적인 추가 연구가 필요하다.

2.2.4 기타 방안

사용후핵연료의 심층 처분외에 처분밀도를 향상시킬 수 있는 대표적인 것으로 한국원자력연구원이 개발 중인 파이로 공정을 이용한 TRU 핵종의 재활용이 있다. 이 방식이 성공적으로 개발될 경우 약 1/100까지의 처분면적 감소도 가능하다. 또한, 미국을 중심으로 연구 중인 심부 시추공 처분(Very Deep Borehole Deposition) 방법도 처분밀도 향상이 가능한 방안의 하나이다.

3. 결론

사용후핵연료의 최종 관리방안으로서 직접 처분 방식을 국내에 적용할 경우 예상되는 처분소요면적을 보다 효과적으로 줄일 수 있는 방안에 대해 몇 가지 예비 평가를 수행하였다. 현실적 방안으로서 장기저장 및 다층 구조 처분시스템의 적용은 상당한 효율 증대가 가능하였으며, 처분장 설계요건 완화에 대해 충분한 연구가 이루어져 완충재 내 최고온도를 올릴 수 있으면, 효과가 극대화될 것으로 추정되었다. 그 외 처분효율을 향상시킬 수 있는 다양한 방안에 대해 소개하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력기술개발사업(NRF-2012M2A8A5025577)의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 최희주, 김인영, 이종열, 이민수, “KBS-3 처분개념의 국내 적용 경험과 전망,” 한국방사성폐기물학회 2015 춘계학술발표회 논문요약집, 13(1), 169-170, 5.27-28, 2015, 인천.

[2] 이종열, 이민수, 최희주, 김경수, 고준위폐기물 심지층처분 복층개념분석, 한국방사성폐기물학회 2016 춘계학술발표회 논문요약집, 16(1), 2016, 목포.

[3] 조원진, 최희주, “심지층처분장 열전 기준 평가,” KAERI/TR-5645/2014, 36, (2015).

사용후핵연료 실제 연소·냉각 이력을 반영한 원자력시설 설계 타당성 연구

조동건*, 김정우, 정종태, 백민훈
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*dkcho@kaeri.re.kr

1. 서론

가압경수로에서 발생하는 사용후핵연료는 방출연소도 및 냉각기간이 다르므로 방사선원항 또한 집합체별로 다르다. 따라서 효율적인 사용후핵연료 관리시설을 설계하기 위해서는 다양한 이력을 갖는 사용후핵연료 집합체의 방사선원항을 각각 고려하여 설계에 반영해야 하나, 이는 지금까지 사실상 불가능하였다. 따라서 이의 대안으로 모든 사용후핵연료를 대표할 수 있는 기준 사용후핵연료를 보수적으로 선정하고, 이를 기준으로 설계안을 도출하였다. 일례로서 2006년에 제시된 한국형 사용후핵연료 기준 처분시스템 (Korean Reference Disposal System, **KRS**)은 이와 같은 접근방법으로 도출된 것이다.

최근, 한국원자력연구원에서 선진핵주기 방사선원항 평가코드인 ASOURCE를 개발하였으며, 이 코드의 독특한 특징은 원자로 연소조건, 초기농축도, 방출연소도, 냉각기간이 다양한 여러 개의 사용후핵연료에 대해 각각의 연소특성 및 냉각이력을 고려하여 방사선원항을 도출할 수 있다는 것이다. 즉, 국내 발생 모든 사용후핵연료에 대하여 각각의 방사선원항을 도출할 수 있으며, 이는 각각의 사용후핵연료에 대한 방사선원항을 적용하지 못함으로 인해 적용되고 있는 보수성을 줄일 수 있음을 의미한다.

따라서 본 연구에서는 ASOURCE 코드를 활용하여 각 사용후핵연료의 연소 및 냉각이력을 적용하여 원자력시설을 설계할 경우 이에 대한 타당성을 검토하였다.

2. 방사선원항 평가 방법

2.1 기존 코드 적용 방법

현재 널리 사용되고 있는 방사선원항 평가코드로는 해석하고자 하는 사용후핵연료에 가장 적합한 핵반응단면적으로 이용함으로써 연소되는 원자로의 중성자조건을 반영하는 ORIGEN2, ORIGEN-S 등이 있으며, 로물리 변수를 적용하여 격자계산을 수행함으로써 원자로 연소특성을 좀 더 상세히 적용할 수 있는 SAS2, TRITON 등이 있다.

이들 코드가 제공하는 값은 단일의 연소이력 및 냉각이력에 대한 방사선원항이며, 따라서 저장시설이나 처분시설과 같이, 여러 다발의 사용후핵연료를 대상으로 하는 시설설계에는 각 핵연료 다발의 연소이력을 고려할 수 없으므로 보수적인 연소이력 및 냉각이력을 대상으로 방사선원항을 도출하고 이를 이용하여 시설설계를 수행하고 있다[1].

2.2 ASOURCE 적용 방안

제3차 원자력연구개발사업을 통해 개발된 ASOURCE 코드의 가장 두드러진 장점은 다양한 연소이력 및 냉각이력을 그대로 반영하여 방사선원항을 도출할 수 있다는 것이다. 즉, 사용후핵연료 한다발에 대한 방사선원항을 도출할 때, 축방향 영역별로 비출력 및 방출연소도를 각각 적용하여 방사선원항을 도출하고 이를 평균하여 집합체의 방사선원항을 도출할 수 있다. 또한, 여러 다발의 사용후핵연료를 대상으로 하는 시설설계에도 각 사용후핵연료 집합체의 연소이력을 고려하여 방사선원항을 도출할 수 있으므로 기존에 적용되던 보수성을 줄여서 시설을 설계할 수 있는 특징이 있다[3].

3. ASOURCE를 이용한 원자력시설 설계 최적화

3.1 한국형처분시스템 개선 가능성

한국형처분시스템(KRS)은 한국원자력연구원에서 제1차 원자력연구개발사업을 통해 개발한 사용후핵연료 직접처분 시스템이다. 가압경수로에서 발생한 사용후핵연료 처분용기 개발시 모든 사용후핵연료의 방사선원항을 고려할 수 없어 기준사용후핵연료로 17×17 집합체, 농축도 4.0wt.%, 방출연소도 45 GWd/tU, 냉각기간 40 년을 가정하고, 보수적으로 설계안을 도출하였다.

앞서의 설계안에 대해 각각의 사용후핵연료의 방사선원항을 고려하여 보수성을 줄였을 경우, 완충재 최대 온도 100℃를 유지하면서 얼마만큼의 처분장의 크기(footprint)를 감소시킬 수 있는지를 평가하였다.

고려대상 사용후핵연료는 고리 1호기에서 2007

년까지 발생한 사용후핵연료만을 대상으로 하였으며, 고리 1호기를 선택한 이유는 기존 KRS 설계시 고려된 전체 사용후핵후핵연료의 연소특성이 고리 1호기에서 발생한 사용후핵연료와 유사하기 때문이다. ABAQUS6-10을 사용하여 열해석을 수행하였으며, 터널간격 및 처분공간격을 변화시켜가면서 완충재에서의 최대온도를 계산하였다.

계산 결과, 터널간격 30 m, 처분공 간격 4 m를 갖는 설계안은 최대온도 94.5℃로서 기존 설계안 최대온도보다 낮게 유지되는 것으로 나타났다. 이는 사용후핵연료를 조합하여 처분용기에 적재할 경우 처분장 면적으로 50%까지 줄일 수 있음을 의미한다.

3.2 건식저장시설 개선 가능성

미국 미시간주의 Fermi 2 사이트에는 비등경수로에서 발생한 사용핵연료를 위한 여섯 개의 건식저장시설이 설치되어 있다. 저장시설 설계 시 대상 사용후핵연료 각각의 방사선원항을 고려할 수 없으므로 설계기준 사용후핵연료로 GE7×7 설계안, 방출연소도 40GWd/tU, 냉각기간 3 년을 가정하였다. 건식저장시설에서의 설계제한치로는 측면 및 하부 에어덕트(air duct)에서 135 mRem/hr, 상부에서 60 mRem/hr를 적용하였다.

두 개의 건식저장 캐스크를 대상으로 실제 장전되어있는 사용후핵연료의 연소 및 냉각이력을 기반으로 ASOURCE를 이용하여 각 사용후핵연료의 개별 방사선원항을 도출하고 이를 건식저장시설 내 선원분포를 적용한 후, 차폐계산을 수행한 후 해석값과 실측치와의 차이를 비교하였다. Table 1은 Campaign 1 Cask 3에 대한 위치별 표면선량율 해석 결과를 나타내고 있다.

Table 1. Calculated Surface Dose Rate

		Adjacent		30 cm		1 m	
		Dose (mrem/hr)	fsd	Dose (mrem/hr)	fsd	Dose (mrem/hr)	fsd
Side	Neutron	**0.081**	(0.02)	**0.058**	(0.02)	**0.037**	(0.02)
	Photon	**0.525**	(0.04)	**0.406**	(0.04)	**0.285**	(0.03)
Air Duct	Neutron	**0.133**	(0.04)	**0.042**	(0.05)	**0.016**	(0.08)
	Photon	**0.808**	(0.04)	**0.493**	(0.06)	**0.365**	(0.09)

해석결과, 캐스크 표면에서의 방사선량률은 측면에서 약 0.6 mRem/hr, 에어턱트에서 약 0.9 mRem/hr를 나타내었다. 에어덕트에서의 실측값은 실측치의 경우에는 감마의 경우, 0.4 mRem/hr을 나타내 실측값에 근접한 값을 나타내 ASOURCE를 이용하여 각 사용후핵연료의 연소이력을 반영할 경우에도 실측치에 매우 근접함을 확인하였다.

앞서 언급한 것처럼 측면에서의 방사선량률 설계제한치는 135 mRem/hr이다. 그러나 해석 값의 경우 0.6 mRem/hr 정도를 나타내고 있다. 이렇듯, 설계제한치와 실제 장전된후의 선량률이 차이를 보이는 이유는 사용후핵연료 각각의 방사선원항을 적용할 수 없어 설계기준 사용후핵연료 선정시 보수성을 지나치게 많이 적용했기 때문이다. 따라서 ASOURCE와 같은 코드를 적용하여 실제 방사선원항을 좀 더 현실적인 값을 적용한다면 지나친 보수성을 줄일 수 있고 이는 저장시설의 경제성 향상으로 직결될 수 있다. 개략적인 평가결과, ASOURCE를 이용하여 최적화를 수행할 경우 캐스크 무게를 현 무게의 60% 정도로 줄일 수 있음을 확인하였다.

4. 결론

본 논문에서는 사용후핵연료 각각의 방사선원항을 실제 적용할 경우 해석값의 신뢰도와 어느 정도의 이득을 얻을 수 있는지에 대해 개략적으로 분석하였다. 분석결과, 사용후핵연료 한국형 처분시스템에 대해서는 처분면적을 약 50% 정도 줄일 수 있음을 확인하였으며, Fermi 2 사이트에 설치된 건식저장시설에 대해서는 약 40% 정도 무게를 줄일 수 있는 것으로 나타났다.

따라서 현재 방사선원항에 지나치게 적용되고 있는 보수성을 줄이기 위한 노력을 심도 있게 진행해야 할 것이다.

5. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부 산하 한국연구재단의 지원(No. 2012M2A8A2025589) 하에 수행되었음을 알려드립니다.

6. 참고문헌

[1] 최종원 외, “고준위폐기물 처분기술개발-처분시스템개발,” 한국원자력연구원, KAERI/RR-2765/2006 (2006).

[2] D.K. Cho et. al., "Advanced hybrid analysis system for nuclear facility design with best estimate source terms," Nuclear Engineering and Design, 256: 274-284 (2013).

고준위방사성폐기물 심층처분의 위험도기준에 대한 부합성평가 방안

정찬우*, 서은진, 박진용, 정효숙, 방제헌
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
*jcw@kins.re.kr

1. 서론

최근 제정된 「고준위방사성폐기물(HLW) 심층처분에 관한 일반기준」은 HLW 심층처분에 대한 안전목표로서 위험도제약치를 채용하고 있다[1]. 이에 따라 국내 심층처분시스템 Safety case를 개발하려면 이 안전기준의 배경[2]에 맞게 해당 처분의 위험도를 평가해야 한다. 이를 위해 당해 부합성 입증을 위한 위험도평가의 방향을 제시한다.

2. 본론

2.1 HLW 처분안전기준

심층처분에 대한 안전기준은 다음과 같다[1,2]. ①처분폐기물로 인한 연간 총위험도(안전목표)가 대표인에 대하여 10^{-6}을 넘지 않도록 하되; ②보조적으로, 총위험도를 구성하는 비정상 또는 침입의 개별시나리오에 따른 선량이 대표인에 대해 연간 10 mSv를 넘지 않아야 함; ③공학적방벽은 정상조건에서 수천년 이상 핵종 유출을 제한할 수 있어야 하고; ④격납성능의 정량평가와 연동하여 안전목표치에 대한 부합성비교의 기간으로 1만 년을 적용하되; ⑤부합성기간 이후에는 결정론적 영향을 유발할 수 있는 급격한 피폭증가 추세가 없어야 함. Table 1은 당해 심층처분의 안전기준을 국내 천층처분의 안전기준과 비교한다.

Table 1. Safety Criteria for Radioactive Waste Disposal [1,2]

	Low- and Intermediate-level waste Near surface disposal	High level waste Deep geological disposal
Safety objectives	**Performance objective** (constraint) ▪ 0.1 mSv/y from normal-natural process ▪ 10^{-6}/y risk from abnormal-natural events	▪ 10^{-6}/y risk (constraint) for representative person from all exposure scenarios * under 10 mSv/y (reference level) for each scenario
	Intruder protection (reference level) ▪ 1 mSv/y for inadvertent intrusion	
Compliance period	After this, no abrupt exposure shall be expected for deterministic effects.	
	1,000 years	10,000 years
	Maximum expected period for performance of engineered barrier system	

2.2 Dose-Likelihood Aggregation

처분폐기물로부터 피폭이 일어날 확률과 그 피폭방사선량에 의한 보건위험 확률의 곱으로 정의되는 "위험도" R는 다음과 같이 형식화 할 수 있다[3].

$$R \equiv \gamma E[D] = \gamma \int P(D)\, D\, dD \approx \gamma \sum_{k=1}^{n} P^k D^k \qquad (1)$$

여기서, γ=위험도계수[0.05/Sv]; E=기댓값; D=선량[Sv]; P=발생확률; k=피폭경로.
식(1)은 대표인의 피폭환경(habitat)과 연계하여 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$R \approx \gamma \sum_{k=1}^{n} E[C^k]\, W^k f^k \qquad (2)$$

여기서, C=환경오염준위[예: Bq/kg]; W=대표인의 오염접촉률/habit data [예: kg/y]; f =선량계수[Sv/Bq].
환경오염준위의 기댓값 $E[C^k]$는 다음과 같이 처분폐기물에 따른 오염시나리오 i와 연계할 수 있다.

$$E[C^k] \approx \sum_{i=1}^{\ell} E[C_i^k] = \sum_{i=1}^{\ell} P_i C_i^k \qquad (3)$$

즉, 처분 후 시간에 따라 가능성 있는 누출시나리오들로부터 미래 주변 환경매체에 기대되는 오염준위 $E[C^k]$를 평가하고 여기에 식(2)와 같이 대표인을 적용하여 식(1)의 위험도를 어림할 수 있다.

오염시나리오는 해당 누출을 일으키는 사건이나 과정에 따라 식(3)과 같이 한통으로 적용할 수도 있고, 사건수목과 비슷한 방식으로 핵종의 누출과 이동에 관여하는 성분들의 항으로 결합할 수도 있다. 일례로, 오염시나리오를 공학적방벽_누출(i)의 항과 천연방벽_이동(j)의 항으로 결합한다면 식(3)을 다음과 같이 나타낼 수 있다[3](Fig. 1).

$$E[C^k] = \sum_{i=1}^{\ell} \sum_{j=1}^{m} p_{ij} c_{ij}^k = \sum_{i=1}^{\ell} p(i) \left[\sum_{j=1}^{m} p(j|i)\, c_{ij}^k \right] \qquad (4)$$

$p(i)$ =누출시나리오 발생확률; $p_{ij} = p(i) \times p(j|i)$;
$p(j|i)$ =시나리오(i)별 경로(j) 경유 확률.

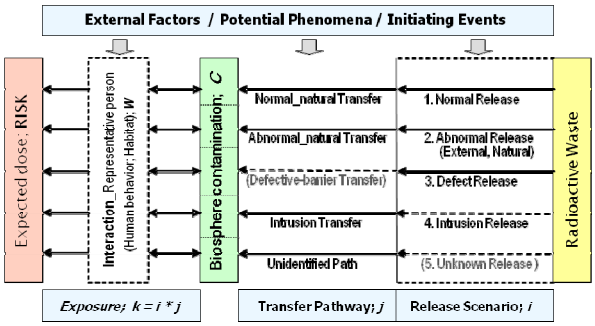


Fig. 1. Construction of Scenarios for Risk Assessment [3].

통합지표인 위험도제약치와 부합함을 보이기 위해 특히 대표인의 설정에 유의해야 한다[4]. 일반적으로 선량의 대표인과 위험도의 대표인은 다르며 이는 피폭시나리오 또는 피폭경로에도 의존한다. 선량과 위험도를 시나리오별로 구하는 경우에는 시나리오별 대표인이 전체 피폭상황에 대해 하나로 유효함을 보장할 수 없다. 이런 문제를 피하기 위해서도 시나리오들을 기대오염준위의 항으로 통합하고 이에 대표인을 상응시키는 상기의 접근법이 유용하다.

평가시나리오는 위험도기준의 취지[2]에 맞게 그 목적을 충족하도록 구성해야 하는 바, Fig. 1에 포함된 5개 범주는 그 예시가 될 수 있다[5]. 또한 식(1)의 관점에서 발생확률이 10^{-6}/y 이상 의미있는 시나리오에 초점을 맞출 필요가 있다(예; Fig. 2). 시나리오는 그 유형 특성에 맞게 발생확률과 선원항을 안배하여 평가에 적용해야 한다. 어떤 파괴적 시나리오는 특정 방벽에 대하여는 일단 일어나면 재발이 무의미한 반면, 다수의 처분고에 대하여는 여러번 일어날 수도 있다. 또한, 침입을 비롯한 일부 시나리오는 처분고에 직접 일어날 수도 있고 다른 시나리오의 전개 과정에 간섭적으로 일어날 수도 있다. 요컨대, 해당 처분시스템으로부터 예상되는 주요 잠재피폭상황들을 포괄하도록 피폭시나리오 세트를 구성해야 한다.

2.3 Risk Profile 구성하기

식(2)로 위험도를 평가하는 데 다음 절차를 적용할 수 있다: ①해당 처분시설의 폐쇄 후 매년(t) 각 누출-이동 시나리오 i를 전개하여 평가범위의 생태환경에서 평가기간($t \sim T_p$)에 걸쳐 환경오염준위 C_i^k를 구하고(예; Fig. 3); ②여기에 해당 시나리오가 출발한 해(t)의 발생확률(예; Fig. 2)을 곱하여 오염의 기대준위 $E[C_i^k]$를 평가대상의 환경매체 k (=1~n)에 대해 평가기간에 걸쳐 구성한다. 이 과정을 모든 평가시나리오(i=1~ℓ)에 대해 반복한다; ③ $E[C_i^k]$를 평가기간에 걸쳐 시점별로 합산하여 $E[C^k]$ (k=1~n)의 시간분포를 구성한다(예; Fig. 3); ④시점 t의 $E[C^k]$에 상응하는 대표인 habit data W^k를 분별한다[4]; ⑤시점 t에서의 $E[D_i]$와 R_i를 $R_i = \gamma E[D_i] = \gamma \sum_{k=1}^{n} E[C_i^k] W^k f^k$ 로부터 구한다; ⑥위에서 구한 $E[D_i]$와 R_i를 i=1~ℓ에 걸쳐 합산하여 시점 t에서의 $E[D]$와 R를 얻는다. ⑦전체평가기간($1 \sim T_p$)을 커버하도록 발생시점 t를 증가시키며 ①~⑥의 과정을 반복한다. 실행 편의를 위해 시간에 관해 적절한 보간법을 적용할 수도 있다.

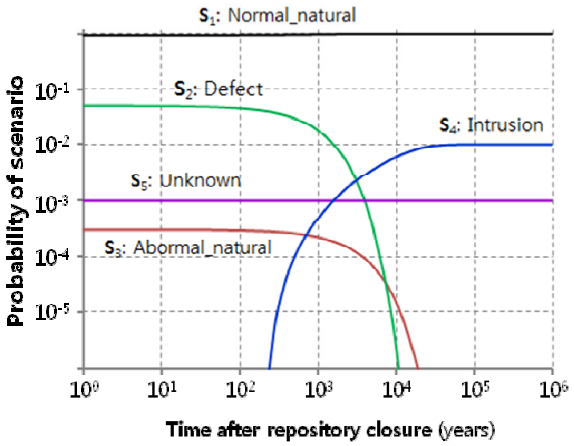


Fig. 2. Probability Distributions of Scenarios (an example).

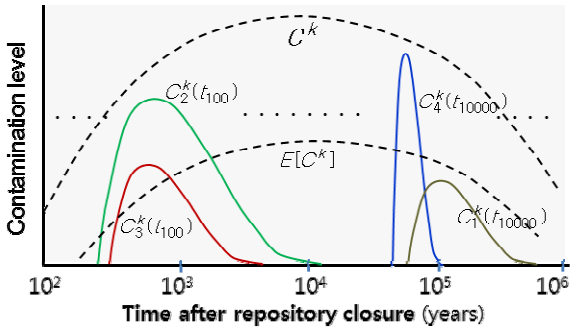


Fig. 3. Scenario Realizations for Constructing $E(C^k)$ ($C_i^k(t_{100})$과 $C_i^k(t_{10000})$은 각각 폐쇄 후 100 년과 10,000 년에 시작된 시나리오에 따른 환경농도를 나타낸다).

3. 결론

국내 심층처분시스템의 safety case를 개발하려면 양식화된 선량-확률 통합접근법으로 위험도기준에 부합함을 입증해야 한다. 여기서 제시한 방법은 해당 위험도평가를 위한 지침이 될 수 있다.

4. 참고문헌

[1] 원자력안전위원회고시, 고준위방사성폐기물 심층처분시설에 관한 일반기준 ('16.1.6).

[2] 정찬우外, "고준위폐기물 심층처분에 대한 방사선안전기준의 배경과 적용", 대한방사선방어학회 2016 춘계학술발표회 논문요약집.

[3] E.J. Seo *et al.*, *J. Rad. Prot.* 35(1) 6-11 (2010).

[4] E.J. Seo *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.* 50(5) 534-535 (2013).

[5] KINS/RR-1221(vol.2), 심층처분 안전성검증지침 개발: II. Safety Case 개발 기본지침 초안 (2015.12).

K-PAM을 이용한 안전성평가 주요 입력자료 민감도분석

김정우*, 조동건, 고낙열, 정종태, 백민훈
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jw_kim@kaeri.re.kr

1. 서론

다중방벽으로 구성되는 방사성폐기물 심층처분시스템의 안전성평가에는 다양한 입력자료들이 필요하다. 처분시스템의 부지특수성, 불균질성 등을 고려하면 안전성평가에 필요한 모든 입력자료들을 실험을 통한 단일값으로 제시하는 것은 한계가 있다. 따라서, 일반적인 안전성평가에서는 보수적인 대푯값 또는 특정 범위에서의 확률분포를 이용하여 입력자료들이 사용된다. 이러한 입력자료들의 불확실성이 안전성평가 결과에 미치는 영향은 입력자료 민감도분석을 통하여 가늠할 수 있다. 본 연구에서는 최근 한국원자력연구원에서 개발한 심층처분시스템 종합성능평가 모델(K-PAM; KAERI Performance Assessment Model)[1]을 이용하여 안전성평가에서 사용되는 주요 입력자료들에 대한 민감도분석을 수행하였다. 여기서, K-PAM은 파이로프로세스에서 발생하는 방사성폐기물의 심층처분을 위한 기준처분시스템[2]을 대상으로 한다.

2. 본론

2.1 K-PAM

K-PAM은 파이로프로세스에서 발생하는 방사성폐기물의 심층처분을 위한 기준 처분시스템을 대상으로 복합시나리오 안전성평가를 수행하기 위하여 한국원자력연구원에서 최근에 개발된 종합성능평가 모델이다. K-PAM은 Matlab, GoldSim, Excel 프로그램들로 구성된 통합프로그래밍 시스템이다. 여기서, Excel은 입력자료들을 관리하고, GoldSim은 주어진 시나리오에 대한 종합성능평가를 수행하고, Matlab은 복합시나리오 생성과 함께 최종 선량 및 위험도를 계산하며 전체 프로그래밍을 관리한다.

2.2 주요 입력자료

K-PAM에서 사용되는 입력자료는 크게 시뮬레이션 조건, 선원항, 지하수와 매질의 물성, 처분시스템 구성요소의 제원, 외부사건 특성, 출력방법 등으로 구분된다.

선원항과 관련해서는 핵종 재고량, 폐기물 배치, 처분용기 수명, 처분용기 초기파손 확률, 폐기물 유출율 등의 입력자료가 포함된다. 지하수와 매질의 물성과 관련해서는 핵종 용해도, 확산계수, 매질의 밀도, 공극율, 그리고 매질별 핵종 수착계수 등이 포함된다. 처분시스템 구성요소의 제원과 관련해서는 공학적방벽에서 각 방벽 재질의 크기 및 투수계수, 굴착손상대(EDZ)의 크기 및 투수계수, 그리고 천연방벽에서 균열암반의 크기, 투수계수, 수두차, 주요 지하수 유동로(MWCF)의 크기, 투수계수, 수두차, 암반확산깊이 등이 포함된다. 외부사건 특성과 관련해서는 지진의 발생시점, 규모, 처분장으로부터의 거리, 그리고 우물개발의 발생시점, 처분장으로부터의 거리, 취수량 등이 포함된다.

Table 1. Main input parameters in K-PAM

Class	Input Parameter
Source	• Inventory • Source unit, layout • Failure time • Probability of early failure • Degradation rate
Water & Solid	• Solubility • Diffusivity • Bulk density • Porosity, tortuosity • Kd
EBS (+ EDZ)	• Dimension • Hydraulic conductivity
NBS	• Size • Hydraulic conductivity • Hydraulic gradient
External event	• Earthquake occurrence time, magnitude, distance • Well intrusion occurrence time, distance, discharge rate

2.3 민감도분석

K-PAM의 주요 입력자료 중, 일차적으로 핵종의 수착계수와 용해도에 대한 민감도 분석을 수행하였다. 그 외의 입력자료는 모두 참고문헌 [2]에서 인용하였다.

2.3.1 수착계수

참고문헌 [2]에서 제시된 완충재와 암반에서의 핵종별 수착계수(Table 2)를 기본값으로 10배씩 증감하며 최종선량에 미치는 영향을 조사한 결과(Fig. 1), 최종선량은 주로 C-14, Tc-99, I-129에 의해서 나타났으며, 수착계수가 100배 감소하면서부터 민감도가 크게 나타났다. 이때, Pu-239, Pu-240, Pu-242, Sn-126 등이 큰 역할을 하는 것으로 분석되었다.

Table 2. Kd(m3/kg) for each radionuclide [2]

	Buffer	Rock		Buffer	Rock
Ac	5.0E+0	5.0E+0	Pu	3.0E+0	4.0E-3
Am	5.0E+0	5.0E+0	Ra	1.0E-2	1.0E-1
C	0.0E+0	0.0E+0	Rn	0.0E+0	0.0E+0
Cl	0.0E+0	0.0E+0	Se	3.0E-3	8.3E-4
Cm	5.0E+0	5.0E+0	Sm	1.0E+0	1.0E+0
Cs	6.6E-1	5.2E-2	Sn	3.0E+0	2.0E-2
I	7.4E-3	0.0E+0	Sr	1.2E-2	1.0E-2
Nb	1.0E+0	1.0E+0	Tc	1.0E-1	0.0E+0
Ni	7.0E-1	1.2E-1	Th	3.0E+0	5.0E+0
Np	3.0E+0	1.7E-1	U	5.0E+0	5.0E+0
Pa	1.0E+0	1.0E-1	Zr	5.0E+0	5.0E+0
Pd	1.0E-1	3.0E-2			

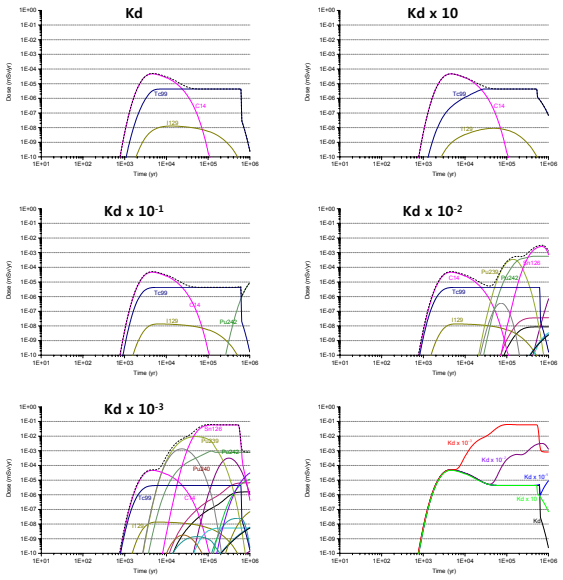


Fig. 1. Sensitivity on Kd.

2.3.2 용해도

참고문헌 [2]에서 제시된 핵종별 용해도(Table 3)를 기본값으로 10배씩 증감하며 최종 선량에 미치는 영향을 조사한 결과(Fig. 2), 용해도의 10배 이상 증감은 더 이상 최종선량 변화에 영향을 미치지 못했다. 10배 이내의 변화에서도 수착계수만큼의 영향은 나타나지 않았다.

Table 3. Solubility(mol/m^3) for each radionuclide [2]

RN	Sol.	RN	Sol.	RN	Sol.
Ac	1.0E-4	Ni	5.0E-4	Sm	1.0E-4
Am	1.0E-4	Np	2.0E-5	Sn	5.0E-4
C	1.0E+0	Pa	5.0E-5	Sr	1.0E+1
Cl	7.0E+3	Pd	1.0E-5	Tc	1.0E-5
Cm	1.0E-4	Pu	5.0E-6	Th	5.0E-5
Cs	4.0E+3	Ra	1.0E-3	U	1.0E-5
I	4.0E+3	Rn	-	Zr	1.0E-5
Nb	1.0E-4	Se	1.0E-4		

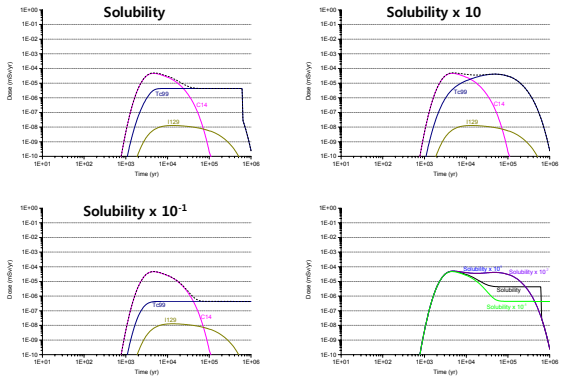


Fig. 2. Sensitivity on solubility.

3. 결론

K-PAM에서 사용된 주요 입력자료중 수착계수와 용해도에 대한 민감도분석을 수행하였다. 향후 그 외 입력자료에 대한 민감도분석과 함께 분석결과의 정량화를 통해 각 입력자료들의 중요도를 제시할 수 있을 것으로 기대한다.

4. 감사의 글

이 논문은 2016년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임. (원자력연구개발사업, No. 2012M2A8A5025589)

5. 참고문헌

[1] 김정우, 고낙열, 조동건, 정종태, 백민훈, "처분시스템 복합시나리오를 고려한 종합성능평가 모델 개발", 2015 한국방사성폐기물학회 추계학술대회 논문요약집, 167-168, 10.14~16, 2015, 부산.

[2] 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).

해안지역 암반대수층 지하수의 동위원소 분포 특성

이정환*, 윤정현, 박주완, 김수진
한국원자력환경공단 기술연구소, 대전광역시 유성구 가정로 168
*oathway@korad.or.kr

1. 서론

해안지역에 인접한 대수층의 지하수 수질은 해수의 침입으로 염의 농도가 높을 잠재적인 가능성 크기 때문에 해안지역 지하수의 이용가능성이 낮아지며, 이는 해안지역에 대해 물 부족 현상이 초례될 수 있다[1]. 현행 연구결과를 통해, 제주도와 서해안 지역은 화산 지질 및 충적층 발달 등으로 인해 해수의 침입이 내륙 수 km까지 발생하고 있으나, 남해안과 동해안의 경우 암반 대수층이 우세하고 충적적 발달이 상대적으로 미약하여 해수의 침입이 내륙으로 적게 발생되고 있는 상황이다[2]. 이는 해수 침입의 정도가 주변 지질특성에 의해서 좌우됨을 반영한다.

본 연구에서는 해안지역 암반 지하수의 계절적인 안정동위원소 분석 결과를 바탕으로 해수의 영향과 지하수의 수리화학적 특성을 평가하였다.

2. 연구지역

2.1 개황

연구지역은 해발고도가 300 m 이하이며 경사도는 약 30% 미만의 완만한 구릉지로서, 서고동저형 지형을 나타낸다. 지질은 하부로부터 상부로 백악기 퇴적암, 제3기 관입암류에 포함되는 섬록암, 화강섬록암, 흑운모화강암, 유문암, 반상질 조면암질 안산암과 이들 모두를 피복하는 제4기 충적층이 분포한다[3]. 한편 토양종류, 토지이용도, 식생상태를 활용하여 11개의 수문학적 토양군이 존재하며, 산림지역(64.9%)과 초지지역(19.8%)이 약 84.7%을 차지한다[4].

2.2 기상

연구지역과 가장 인접한 울산기상관측소의 지난 30 년간(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[4].

3. 결론

3.1 지하수 시료 채취 현황

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.

3.2 지하수 주성분 분석 결과

양이온 이온교환 반응 특성을 규명하기 위해 Expanded Durov diagram로 도시한 결과, 양이온은 Na^+, 음이온은 HCO_3^-가 우세하며, 사각형 diagram의 1사분면에 거의 도시되고 있다. 따라서, 연구지역의 지하수 수질은 물-암석 반응에 의한 Ca^{2+}와 Na^+의 직접적인 무기 양이온 교환 작용을 지시한다. 연구지역의 pH 조건(범위 : 5.36~8.61, 평균값 : 6.88)과 수질 유형에 기초한 수리지구화학적 진화 특성은 초기 내지 중간 단계에 진입하는 것으로 판단된다(Fig. 1)[5].

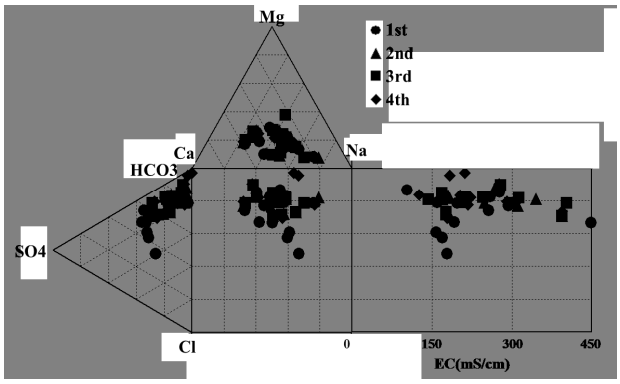


Fig. 1. Expanded Durov diagram of groundwater samples from the study area.

3.3 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)[6]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).

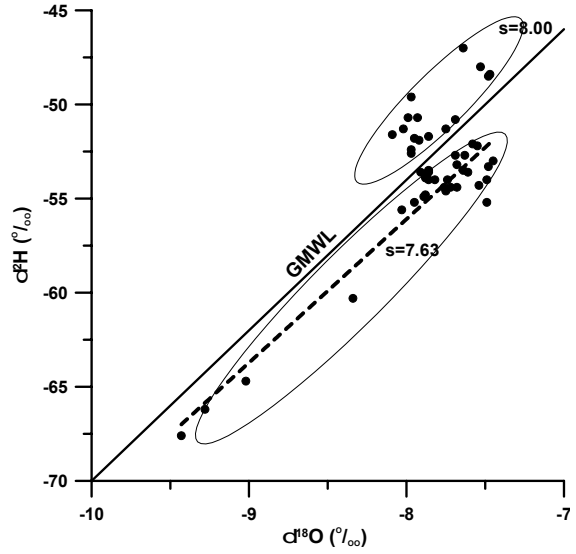


Fig. 2. δ18O vs δD plots of groundwater samples.

Fig. 2에서 산소, 수소 안정동위원소가 전지구적 기상수선(Global Meteoric Water Line, GMWL)을 기준으로 2개의 영역으로 명확히 구분된다. 이는 연구지역의 지하수 함양 기작이 서로 상이함을 의미한다. GMWL의 상부 영역에 해당되는 지하수는 해수로부터 증기 생성시 시 증발하는 동안의 급진적인 동역학적 동위원소 효과(Kinetic isotope effect)를 반영하는 것으로, 우기의 강한 증발 효과로 인해서 해수로부터 무거운 동위원소 조성의 1차 증발로 형성된 강수의 영향을 지시한다. 한편 하부의 경우, 강우 사건 이후 일반적인 2차 증발 효과를 반영하는 것으로서, 강우가 지하수로 침투됨에 따른 증발 효과를 반영한다[7].

4. 결론

본 연구를 통하여 해안지역 암반대수층의 동위원소 분포 특성을 분석한 결과, 계절적인 변동이 적은 안정한 지하수 시스템을 형성하고 있으나, 해안에 인접한 지리적 위치 때문에 우기의 강한 강우 사건의 영향으로 인해서 지하수내 산소/수소 안정동위원소 조성비가 무거운 특성을 나타내고 있다. 이는 지하수 진화 특성이 초기 내지 중간 정도 단계를 지시한다.

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] 정상용, 김태형, 박남식, "부산 수영구 지하철 터널에서의 지하수 유출이 주변 지하수에 미치는 영향", 지하수토양환경, 17(2), 28-36 (2012).

[3] 황재하, 김유홍, 김유봉, 송교영, "경주시 양북면 봉길리 지역의 제3기 수인폭발작용" 대한지질학회지, 43(4), 453-462 (2007).

[4] 이정환, 정해룡, 박주완, 윤정현, 정재열, 박선주, 전성천, "해안지역 암반대수층의 침누수량 평가", 한국방사성폐기물학회, 14(1), 21-33 (2016).

[5] C.H. Jeong, M.S. Kim, Y.J. Lee, J.S. Han, H.G. Jang, B.U. Jo, "Hydrochemistry and occurrence of natural radioactive materials within borehole groundwater in the Cheongwon area", J. Eng. Geol., 21(2), 163-178 (2011).

[6] Choo, S.-H. and Chi, S.-J., Stable isotope study on surface and ground waters. Korea Institute of Geoscience and Mineral Resources, 47p (1992).

[7] Clark, I., and Fritz, P., Envrionmental isotopes in hydrogeology, CRC Press, 328p.

고준위폐기물 처분환경조건에서 고압축벤토나이트로부터 확산 및 용출되는 우라늄의 특성

이승엽*, 이재광, 황진하, 백민훈
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*seungylee@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위폐기물 심지층 처분시 일반적으로 폐기물 용기 주변을 벤토나이트 분말을 고압축한 완충재로 감싼다[1]. 벤토나이트의 역할은 물리적 충격으로부터 금속용기를 보호하고 지하수의 접촉과 반응을 최대한 억제하는 기능 등을 담당한다. 그리고 폐기물로부터 서서히 용출되기 시작하는 방사성 핵종들의 이동을 최대한 지연 및 억제시키는 기능도 있다. 그래서 벤토나이트의 이러한 기능들을 극대화 시킬 수 있도록 벤토나이트 분말을 최대한 압축(보통, 1.6 g/cm^3 이상)하여 블록을 만들고 이들을 용기 주변에 배치한다. 고압축된 벤토나이트는 물과 접촉했을 때 급격히 팽창하여 공극(porosity)이 심히 감소하고 따라서 폐기물로부터 용해된 핵종들은 공극 내에서 대부분 확산(diffusion) 형태로만 천천히 이동하게 된다.

본 실험에서 지하처분환경과 매우 유사한 소형 처분모형을 자체 제작하였으며, 그 형태를 화강암/압축벤토나이트/핵종 3부분으로 구성하였다. 핵종은 우라늄을 사용하였고, 이는 지하환원환경조건에서 압축벤토나이트 내부 폐기물로부터 확산되는 대표적인 핵종인 우라늄의 거동을 좀 더 명확히 이해하고자 하는 이유 때문이었다. 아쉽게도 국내에서 지금까지 지하처분환경조건 하에서 압축벤토나이트로부터 확산 및 용출되는 우라늄의 거동을 장기간 모사 및 연구한 사례가 전무하였다. 따라서 본 연구의 의미는 지하처분환경과 매우 유사한 조건(예: 장기간 환원환경 + 압축벤토나이트)에서 테스트함으로써, 실제 처분환경에서 일어날 수 있는 우라늄의 거동을 보다 명확히 이해할 수 있으며, 향후 우라늄의 거동을 예측하는 유용한 자료로 활용될 수 있을 것이다.

2. 본론

2.1 실험방법

소규모 압축 벤토나이트 모형을 제작하기 위해 경주지역에서 산출되는 점토(Ca-type 벤토나이트)를 실험용 완충재로 사용하였고, 벤토나이트를 둘러싸는 암석은 KURT 화강암으로 구성하였다(Fig. 1). 벤토나이트는 1.6 g/cm^3 이상으로 압축하여 화강암 내부에 장착하였는데, 직경 5.2 cm, 높이 5.0 cm 원주 형태의 화강암 내부를 직경 3.0 cm, 높이 2.0 cm 형태로 공간을 만들고 미리 압축한 점토블록을 넣었다. 우라늄($UO_2(NO_3)_2 \cdot 6H_2O$) 분말은 벤토나이트를 압축하는 과정에서 점토블록 중앙에 위치시켰다. 그리고 장기간의 실험에서 압축벤토나이트와 물과의 접촉을 위해, 화강암 중간부위(약 2.5 cm 부근)를 0.1~0.2 mm의 틈새로 계속 유지시켰다. 이는 야외 현장에서 암반단열(rock fracture)의 역할과 흡사하도록 설계한 것이다.

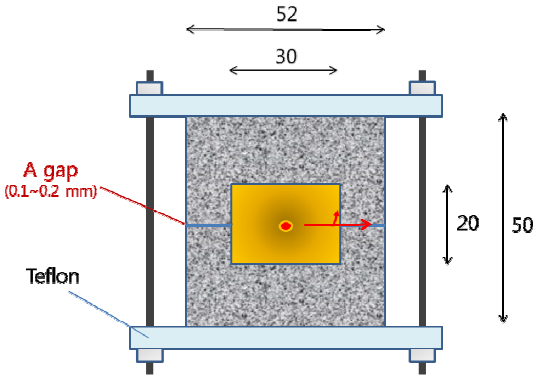


Fig. 1. A small apparatus that consists of KURT granite and compacted bentonite with uranium powder in its center was used in the experiment.

준비된 실험 장치를 플라스틱 용기에 담아 물을 채우고 N_2 가스가 충전된 글로브박스(glove box) 내부에 위치시켰다. 물은 환원수(N_2 gas로 퍼징)를 사용하였는데, $NaHCO_3$ 1 mM 조건으로 만들었고 벤토나이트 토착미생물의 영향을 살펴보기 위해 Na-lactate 10 mM과 Na_2SO_4 2 mM을 환원수에 추가하였다.

5개월여 동안의 실험과정에서 환원수의 변화를 관찰하기 위해 주기적으로 수용액을 채취하여 pH 및 Eh 등을 측정하였고, 우라늄은 ICP-MS로 분석하였다. 실험 종료 후 압축벤토나이트를 절단하여 내부 우라늄의 확산 형태를 EPMA(전자현미분석기)를 이용하여 면밀히 분석하였다.

2.2 실험결과

장기간의 실험과정에서 수용액의 점진적인 변화가 관찰되었는데, 황산염(SO_4^{2-})의 존재 유무에 따라 pH 및 Eh의 변화가 있었다. 황산염이 존재하지 않은 환원수에서는 초기 pH 6.4의 변화가 거의 없었던 반면, 황산염이 존재할 때에는 최종적으로 pH가 5.7이라는 낮은 값을 보여주었다. 또한 Eh의 경우 전반적으로 140 mV의 약환원 상태를 보여주었으나, 황산염이 존재한 경우에서는 최종적으로 -130 mV의 강환원의 수용액으로 변하였다. 이러한 결과는 황산염의 존재 유무가 환원수의 변화에 큰 영향을 미친 것으로 보이며, 황산염 자체가 영향을 주었다기보다는 황산염을 황화물(sulfide)로 환원시키는 '황산염환원미생물(SRB)'의 역할이 매우 컸던 것으로 보인다[2].

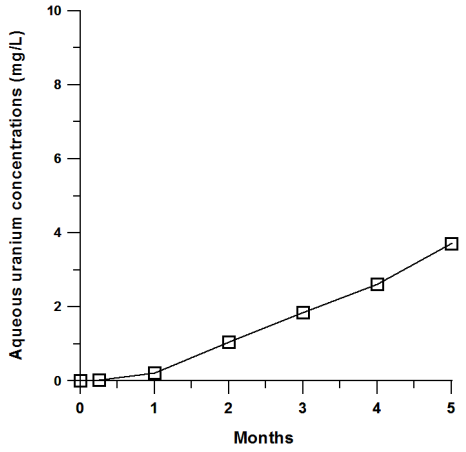


Fig. 2. Release of uranium from the compacted bentonite to the aqueous solution with time.

우라늄의 지화학적 거동을 살펴보면, 1개월이 지나는 시점에서 압축벤토나이트로부터 서서히 용출되기 시작하였고 5개월 이후에는 약 4 ppm 정도의 우라늄이 점토 밖으로 용출되었다(Fig. 2). 하지만, 특이하게도 황산염이 물속에 존재한 조건에서는 우라늄의 용출이 거의 이뤄지지 않았다. 이러한 흥미로운 결과는 우라늄의 지화학적 거동에 있어서 벤토나이트 미생물의 생지화학적 역할이 매우 중요하다는 사실을 다시 한 번 알 수 있으며, 이에 대한 구체적인 추가 연구 및 실증실험이 필요할 것이다.

3. 결론

국내에서 처음 시도된 지하환경조건 고압축벤토나이트로부터 시간에 따른 우라늄 용출특성 변화를 관찰한 결과, 예상외로 우라늄의 용출이 초기(1개월 내)에 빠르게 이뤄짐을 알 수 있었다. 물론 본 실험조건에서의 결과이기는 하지만, 벤토나이트 완충재가 우라늄의 수착 및 이동지연에 의미있는 역할을 감당하리라는 기존 예측을 빗나가게 한 결과로, 향후 추가 실험과 지화학적 모델링이 필요할 것으로 사료된다. 하지만 이번 실험결과에서 새롭게 발견한 중요한 점은, 벤토나이트 토착 황산염환원미생물이 지하심부환경과 유사한 환원환경+고압축벤토나이트 조건 하에서 우라늄 화학종의 안정성에 크게 기여할 뿐만아니라 우라늄의 확산 이동을 매우 효과적으로 억제시킨다는 사실이었으며, 이에 대한 추가 실험 및 연구가 필요할 것으로 사료된다.

4. 참고문헌

[1] H.J. Choi, J.Y. Lee and J. Choi, "Development of Geological Disposal Systems for Spent Fuels and High-Level Radioactive Wastes in Korea", Nuclear Engineering and Technology, 45, 29-40 (2013).

[2] 이지영, 이승엽, 백민훈, 정종태, "고준위폐기물 완충재로 사용되는 벤토나이트의 미생물의 존재 및 특성", 방사성폐기물학회지, 11(2), 95-102 (2013).

환원조건에서 플루토늄의 가수분해 화학 거동

조혜륜*, 정의창, 차완식
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hrcho@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위 방사성 폐기물의 처분 안전성 평가를 위하여 방사성 원소의 유출 양 (농도) 및 이동성에 대한 정확한 예측이 필요하다. 처분 환경 조건에서 플루토늄의 이동성을 정확하게 예측하기 위하여 플루토늄이 관여된 반응의 열역학 상수 및 메카니즘에 대한 정보가 필수적이다[1]. 일반적으로 수용액 상에서 용존 플루토늄 농도를 조절하는 고체상으로 PuO_2(s)를 고려한다. 이 화합물은 용해도가 매우 낮아 처분 환경에서 안정하게 존재하는 경우, 플루토늄의 이동성을 크게 감소시킬 것으로 예상된다. 그러나 지하 처분 환경에 존재하는 다양한 환원성 물질들이 Pu(IV)을 Pu(III)로 환원시킬 수 있기 때문에 환원 조건에서는 PuO_2(s)의 용해도곱 상수를 이용하여 예측된 양보다 용존 플루토늄 농도가 증가하게 된다[2]. 따라서 $Pu(OH)_3$(s)의 용해도곱은 지하 처분 환경에서 용존 플루토늄의 최대 농도를 예측하기 위한 필수 정보이다. 그러나 현재까지 보고된 $Pu(OH)_3$(s)의 용해도곱 상수는 신뢰도가 낮다. 이는 실험실 조건에서 Pu(III)의 산화상태를 유지하는데 어려움이 있기 때문이다. 현재까지는 Fe(0)을 환원제로 사용하여 측정한 값이 국제적으로 통용되는 유일한 실험 결과이다[3].

이 논문에서는 Pu(III)의 환원 상태를 유지하기 위하여 전기적인 방법을 사용하였다. 수소 이온의 환원반응이 진행될 정도의 강한 환원분위기를 유지하면서 플루토늄 농도 및 pH가 다른 시료를 제조하였다. 흡수분광법 및 레이저유도 파열검출법 (LIBD, Laser-Induced Breakdown Detection)을 이용하여 Pu(III) 가수분해 화학종의 형성반응 및 Pu(III) 가수분해 콜로이드 형성 반응을 관찰하였다. 반응 (1)에 대한 용해도곱($^*K'_{sp}=[Pu^{3+}]/[H^+]^3$)을 반응 (2)의 형성상수($^*\beta_n'=[Pu(OH)_n^{3-n}]/[Pu^{3+}][H^+]^n$, $n\leqq3$)를 고려하여 결정하였다. 보고된 Pu(III) 및 Am(III)의 가수분해 화학종 형성상수를 이용하였다.

$$Pu(OH)_3(s) + 3H^+ \rightleftarrows Pu^{3+} + 3H_2O \quad (1)$$

$$Pu^{3+} + nH_2O \rightleftarrows Pu(OH)_n^{3-n} + nH^+ \quad (2)$$

2. 본론

2.1 실험

2.1.1 플루토늄 시료

PuO_2(Pu-242 99.93%, ORNL, USA)에 HF를 소량 함유한 진한 HNO_3 용액을 가하고, 증발건고 방법으로 용해하였다. HCl 매질에서 음이온교환수지법을 이용하여 Pu-241의 베타붕괴에 의하여 생성된 소량의 Am-241을 제거하였다. 증발건고 방법으로 플루토늄 용액의 매질을 $HClO_4$로 변경하고, 전기환원으로 Pu(III) 용액을 준비하였다. 플루토늄 농도는 액체섬광계수기(LSC, Liquid Scintillation Counter)를 이용하여 측정하였다.

플루토늄의 농도가 서로 다른 (0.01 - 0.5 mM) 시료를 산성 조건(이온세기 0.1 M $Na/HClO_4$)에서 제조하였다. 전기분해장치를 이용하여 시료 내 수소이온의 환원반응($H^+ + e^- \rightarrow 1/2H_2$ (g))을 진행시켜 플루토늄 시료의 pH를 증가시켰다(전기량 적정법, coulometric titration). 일정량의 환원반응을 진행시킨 후 전기량 적정을 멈추고, 시료의 일부를 밀봉 가능한 흡수분광용 셀에 담았다. 시료의 pH, 산화환원전위, 흡수스펙트럼, LIBD 신호 등을 측정하였다. 플루토늄 가수분해 콜로이드가 생성된 시료는 여과법(Ultrafiltration, 10kD amicon filter)으로 고체상을 분리한 후 용존 플루토늄의 농도를 측정하였다.

2.1.2 전기분해장치

산소 및 이산화탄소의 영향을 배제하기 위하여 전기분해장치는 아르곤 가스로 채워진 글로브박스 (glove box) 안에 설치하였다. 작업 (working) 및 보조 (auxiliary) 전극으로 백금 망을 사용하였다. 포화 KCl 용액에 담긴 Ag/AgCl 도선을 기준 전극 (reference electrode)으로 사용하였다. 기준 및 보조 전극을 0.1 M $NaClO_4$ 용액을 채운 석영관(끝단: Vycor)에 넣어 플루토늄 용액과 분리하였다. 각 전극을 일정전위기(Potentiostat)에 연결하여 정전압법 또는 정전류법을 이용하여 플루토늄 및 수소이온 환원반응을 진행하였다.

2.2 결과 및 논의

2.2.1 Pu(III) 가수분해 화합물의 용해도

전기량 적정법을 이용하여 일정한 플루토늄 농도를 유지하면서 시료의 pH를 변화시키고, 흡수분광법을 이용하여 용존 플루토늄 화학종을 규명하였다. pH가 증가하여 가수분해 화학종이 생성됨에 따라 Pu(III)의 흡광세기는 감소한 반면, Pu(III) 표준 용액(0.1 M $HClO_4$)의 흡수 특성과 비교하여 최대흡수 파장 및 띠 너비의 변화는 관찰되지 않았다. Pu(III) 표준 용액의 흡수특성(601 nm 에서 몰흡광계수, 37.2 $M^{-1}cm^{-1}$)을 이용하여 결정한 Pu(III) 농도를 Fig. 1에 원부호로 나타내었다. 붉은색 화살표로 표시한 시료([Pu] = 50 μM, pH 6.3)의 경우 침전물은 생성되지 않고, Pu^{3+} 및 $Pu(OH)^{2+}$ 화학종이 각각 94 및 6%로 공존할 것으로 예상된다. 이 때 계산에 사용된 형성상수는 $\log^{*}\beta_1'$ = -7.54 (Pu), $\log^{*}\beta_2'$ = -16.23 (Am) 및 $\log^{*}\beta_3'$ = -27.45(Am)이다[4]. 그러나 흡수스펙트럼 측정 결과 36.8 μM(총 농도의 74%)의 Pu(III)만 존재한다는 것이 확인되었다. 침전물이 형성되지 않았고, 다른 플루토늄 산화상태(Pu(IV), Pu(V) 및 Pu(VI))에 의한 흡광도도 관찰되지 않았다. 따라서 100% 용존 Pu(III) 화학종만 존재한다고 가정할 수 있고, 측정된 흡광도는 Pu^{3+} 이온에 의한 흡수라고 판단하였다. Pu(III) 가수분해 화학종이 형성됨에 따라 흡광도가 감소되었고, 기존에 보고된 가수분해 화학종 형성상수가 과소평가되었을 가능성이 있는 것으로 보인다.

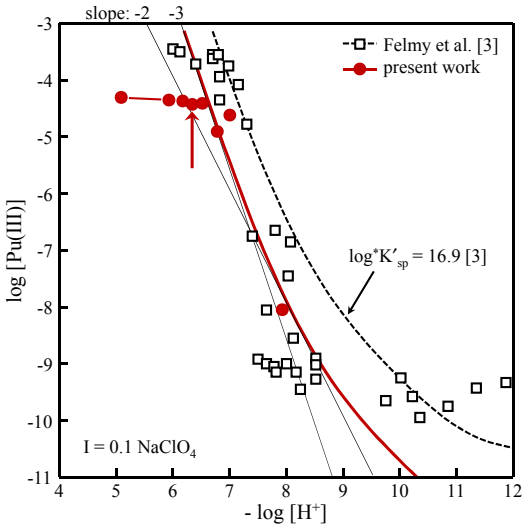


Fig. 1. Comparison of the experimentally determined solubility curve with the reported data.

실험 결과로부터 추정된 용해도 곡선을 Fig. 1에 붉은 선으로 나타내었다. 용해도 곡선을 추정하기 위하여 반드시 가수분해 화학종 형성상수가 필요하다. 신뢰도가 낮음에도 불구하고 기존의 보고된 값을 그대로 사용하였다. 기울기가 -3 또는 -2인 직선을 실선으로 나타내었다. 이는 가수분해 화합물 침전과 평형을 이루고 있는 주된 용존 화학종이 각각 Pu^{3+} 또는 $Pu(OH)^{2+}$임을 의미한다. 기존에 보고된 유일한 용해도곱인 참고문헌 [3]의 결과와 비교하여 30배 정도 낮은 용해 특성 결과를 얻었다.

3. 결론

환원조건에서 Pu(III) 가수분해 반응 특성을 보고하였다. 전기적으로 환원 분위기를 조절하여 실험한 결과는 기존의 열역학 상수와 유의미한 차이를 보인다. 지하 처분 환경에서 Pu(III) 가수분해 화합물의 화학 거동을 명확하게 이해하기 위하여 가수분해 화학종 형성상수 자료의 신뢰도를 높이는 추가적인 연구가 필요하다.

4. 감사의 글

이 연구는 미래창조과학부 원자력연구개발기금의 지원을 받아 수행하였다(2012M2A8A-5025924).

5. 참고문헌

[1] A. B. Kersting, "Plutonium Transport in the Environment", Inorganic Chemistry, 52, 3533-3546 (2013).

[2] D. Rai, Y. A. Gorby, J. K. Fredrickson, D. A. Moore and M. Yui, "Reductive Dissolution of PuO_2(am): The Effect of Fe(II) and Hydroquinone", Journal of Solution Chemistry, 31(6), 433-453 (2002).

[3] A. R. Felmy, D. Rai, J. A. Schramke and J. L. Ryan, "The Solubility of Plutonium Hydroxide in Dilute Solution and in High-Ionic-Strength Chloride Brines", Radiochimica Acta, 48, 29-35 (1989).

[4] R. Guillaumont, T. Fanghänel, J. Fuger, I. Grenthe, V. Neck, D. A. Palmer, M. H. Rand, "Chemical thermodynamics Vol. 5: Update on the Chemical Themodynamics of Uranium, Neptunium, Plutonium, Americium and Technetium.", Elsevier, North-Holland, Amsterdam (2003).

Dissolution Kinetics of Studtite ($UO_4 \cdot 4H_2O$) in HCO_3^- Solution and Synthetic Ground Water

Jungjin Kim[1*], Won-Seok Kim[1] and Wooyong Um[1,2]

[1]Division of Advanced Nuclear Engineering, POSTECH, 77 Cheongam-Ro, Nam-Gu, Pohang, Korea

[2]Pacific Northwest National Laboratory, 902 Battelle Blvd, Richland, WA 99354, USA

[*]kjj1989@postech.ac.kr

1. Introduction

Deep geological disposal is a promising method to dispose of spent nuclear fuel (SNF) that is being evaluated by Canada, Finland, Germany, Spain, Sweden, England, USA etc. Ground water beside the SNF canister can be decomposed by alpha (α), beta (β) and gamma (γ) radiation emitted from the SNF. Radiolysis can produce H_2O_2, OH^-, H^-, e_{aq}^-, and H_2 through water decomposition. Studtite ($UO_4 \cdot 4H_2O$) is formed by reaction between uranyl ion (UO_2^{2+}) that may leaks from SNF and H_2O_2. The studtite formed on the SNF surface, can impede the corrosion of SNF and retard the transport of cesium and strontium [1] through sorption reaction. Therefore, the dissolution kinetics of studtite in natural environmental conditions is important factor for the performance and risk assessment of repositories. The objectives of this study is to investigate the dissolution kinetics and mechanisms of uranium release from studtite in different solution conditions.

2. Materials and Methods

2.1 Synthesis and characterization of studtite

To synthesize studtite, we used $UO_2(NO_3)_2 \cdot 6H_2O$ (1000 ppm ^{238}U, Perkinelmer Pure Plus) and H_2O_2 (30wt% in H_2O, Junsei). These two stock solutions were mixed in a 15 mL centrifuge tube to make uranium concentration of 0.001 M and H_2O_2 concentration of 7.34 M at room temperature. The final solution pH was close 1 after 24 hour mixing. A bright yellow solid material was precipitated at the bottom of the centrifuge tube. Solid was separated by filtration using a nylon membrane filter paper (pore size 0.45 μm, Whatman ™) and dried at 40°C in an oven (OF-11E, Lab Companion) for 48 hour. The solid material was characterized using an x-ray diffractometer (XRD, Rigaku Miniflex II) for mineralogy and attenuated total reflectance – fourier transform infrared spectroscopy (ATR-FTIR Nicolet iS10, Thermo Scientific) for chemical bonds analysis.

2.2 Batch dissolution experiments of studtite

$NaHCO_3$ (99.5–100.5%, Sigma-Aldrich) was added to 50 mL of deionized water for preparing three different concentrations (10^{-2}, 10^{-3}, and 10^{-4} M HCO_3^-) of background solutions. The pH of these solutions were adjusted to 9 by adding 0.1 N NaOH. Both aerobic and anaerobic synthetic ground water was prepared for 50 mL to mimic natural granitic groundwater (sampled at YS-1-6 borehole) [2]. Synthesized studtite (1 mg) was added to each solution (50 mL) and started for batch dissolution test for 2 month. In each sampling time (total 12 times for 2 month), a 2 mL sample was collected and the same amount of sampling volume was replaced by the same background solution. The uranium concentration in each filtered sample was determined using inductively coupled plasma mass spectrometer (ICP-MS, NexION 300D, Perkinelmer).

3. Results & Discussion

We confirmed that the synthesized material is studtite based on XRD mineral identification and ATR-FTIR chemical bonds analysis (Fig. 1 and 2).

The released amounts of uranium increased with increasing HCO_3^- concentrations in solution.

Dissolution of studtite in 10^{-2} M of HCO_3^- was much faster than other 2 conditions (Fig. 3).

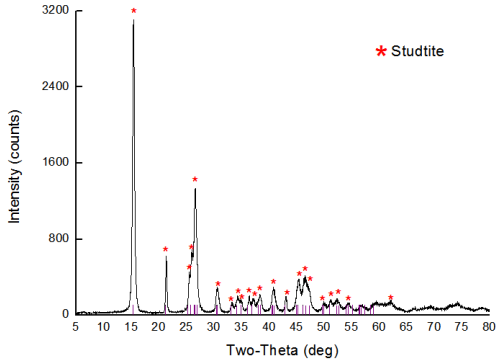


Fig. 1. XRD pattern of studtite.

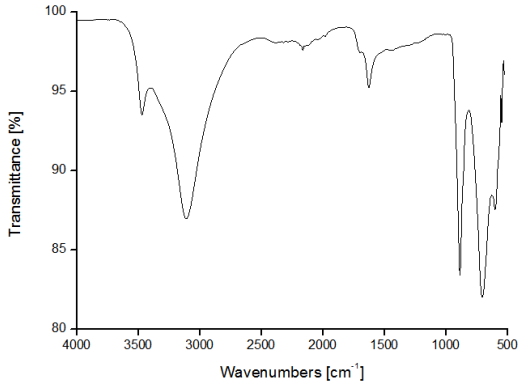


Fig. 2. ATR-FTIR spectra of studtite.

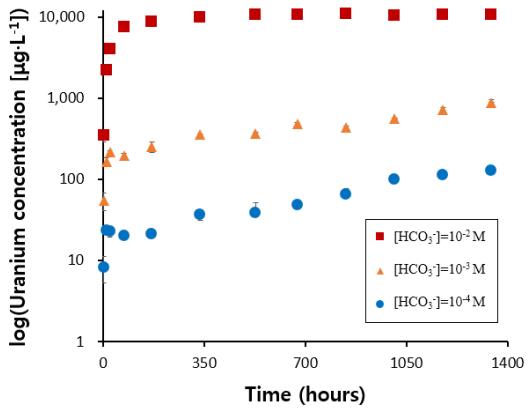


Fig. 3. Log uranium concentration vs. time in three different [HCO3-] solutions with pH 9 in aerobic condition. Error bars were determined by standard deviation of duplicates.

The released amounts of uranium increased with increasing HCO_3^- concentrations in solution. Dissolution of studtite in 10^{-2} M of HCO_3^- was much faster than other 2 conditions (Fig. 3).

Dissolution kinetics between aerobic and anaerobic ground water showed small effect of dissolved oxygen (DO) on studtite dissolution (Fig. 4). In addition, studtite dissolution was faster in aerobic groundwater with 3.11×10^{-5} M HCO_3^- compared to 10^{-3} and 10^{-4} M of HCO_3^- solutions.

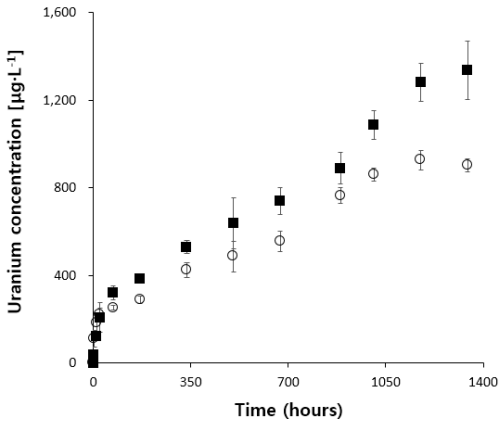


Fig. 4. Released uranium concentration vs. time in synthetic groundwater with pH 9 prepared under aerobic condition (filled squares, DO=4.92 mg·L-1) and anaerobic condition (clear circles, DO=0.31 mg·L-1). Error bars were determined by standard deviation of duplicates.

4. Conclusion

The effect of dissolved oxygen on studtite dissolution was found. Therefore, H_2O_2 effect should be investigated in the ground water, because H_2O_2 can be generated in groundwater by radiolysis and the relative oxidation effect of H_2O_2 to uranium dioxide (UO_2) is dominant. Single pass flow test (SPFT) will be conducted to determine studtite dissolution rate.

5. References

[1] Sureda R, Martinez-Llado X, Rovira M, de Pablo J, Casas I, Gimenez J., “Sorption of strontium on uranyl peroxide: Implications for a high-level nuclear waste repository”, J Hazard Mater, 181, 881-885 (2010).

[2] B. Y. Kim, J. Y. Oh, M. H. Baik, and J. I. Yun, "Effect of Carbonate on the Solubility of Neptunium in Natural Granitic Groundwater," Nuclear Engineering and Technology, 42, 552-561, (2010).

3분과

고준위폐기물처분 (Poster)

TOUGH2-MP/FLAC3D 연동 해석을 위한 시스템 구축

이재원*, 이창수, 김건영, 김경수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jwl@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위 방사성폐기물 처분장에서 공학적 방벽은 방사성폐기물을 물리적으로 보호하고 방사성폐기물에서 발생하는 열을 주변 암반에 잘 전달하며 암반 내부의 지하수가 방사성폐기물에 최대한 늦게 접촉하도록 지연시키는 역할을 담당한다. 따라서 처분 안전성에 대한 신뢰도를 확보하기 위해서는 공학적 방벽의 열-수리-역학적인 상호작용을 고려한 성능 평가가 필수적이다[1].

열-수리-역학적 상호작용을 고려한 수치해석을 수행하기 위해 전 세계적으로 다양한 코드들이 개발되고 이용되고 있는데, 특히 TOUGH-FLAC [2]의 경우 열-수리 상호작용 뿐만 아니라 역학적인 거동을 가장 잘 모사할 수 있는 코드 중 하나로 평가받고 있다. 하지만 TOUGH-FLAC은 모델의 메쉬가 매우 큰 경우 해석시간이 오래 걸린다는 단점이 있기 때문에, 오랜 기간 동안의 공학적 방벽 성능을 평가하기에 한계가 존재한다. 따라서 본 연구에서는 열-수리-역학적인 상호작용을 고려한 수치해석을 위해 TOUGH2-MP [3]와 FLAC3D [4]를 반복적으로 해석하는 연동 해석 모듈을 개발하였으며, 이를 위해 리눅스 클러스터와 윈도우 시스템을 갖춘 통합 해석 시스템을 구축하였다.

2. 본론

2.1 코드 연동 해석의 장점

두 개의 기존 코드를 반복적으로 해석하는 연동 해석의 가장 큰 장점은 각각 코드가 모듈화가 되어 있어 지배방정식의 큰 수정 없이 해석을 수행할 수 있다는 점이다. 더욱이 단일 코드의 개발에 비해 연동 해석 모듈만 개발하면 되기 때문에 개발 기간이 짧고 추후 수정이 용이하다. 마지막으로 코드 개발 후 검증을 위해서는 오랜 기간이 걸리기 마련인데, 연동 해석 시스템의 경우 각각의 코드가 많은 기존 사용자들에 의해 이미 검증이 완료되었기 때문에 연동 모듈의 검증만 수행하면 된다는 장점이 있다.

2.2 TOUGH2-MP/FLAC3D 연동 해석 모듈

열-수리-역학적인 상호작용을 고려한 해석을 수행하기 위해 LBNL에서 개발된 TOUGH2-MP와 ITASCA^{TM}에서 개발된 FLAC3D를 이용하였다. TOUGH2-MP는 TOUGH2 Massively Parallel의 약자이며, TOUGH2의 병렬 해석용 버전 소프트웨어이다. TOUGH2는 다상·다중 유체 유동 해석 및 열전달 해석에 강점이 있는데, TOUGH2-MP의 경우 병렬 해석을 가능하게 해 해석속도를 비약적으로 향상시켰다. FLAC3D는 토질이나 암반의 역학적 해석에 강점이 있는 코드이다.

TOUGH2-MP/FLAC3D 연동 해석 모듈의 알고리즘은 Fig. 1에 나타나 있다.

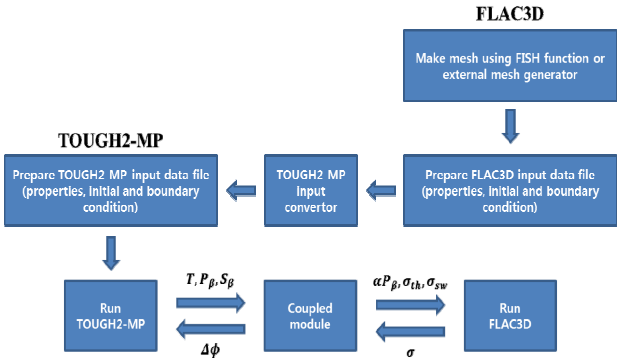


Fig. 1. TOUGH2-MP/FLAC3D coupling module algorithm.

먼저 FLAC3D 혹은 외부 메쉬 생성기를 이용해 해석 모델의 메쉬를 생성하고, 역학적 해석을 위한 물성 및 초기조건과 경계조건을 설정한다. 이후 MATLAB 코드로 짜여진 TOUGH2-MP input convertor를 이용해 TOUGH2-MP 해석을 위한 입력 파일을 생성한다. 실제 해석 수행 시에는 TOUGH2-MP를 이용해 열-수리 해석을 먼저 수행한 후 압력, 온도, 포화도 정보를 Coupled module을 통해 FLAC3D에 전달하고 이를 이용하여 유효응력, 열응력, 팽창압 등으로 변환하여 역학적 해석을 수행한다. FLAC3D는 이러한 입력값들을 이용해 역학적 해석을 수행한 후 다시 Coupled module을 통해 응력값을 TOUGH2-MP 입력값인 공극률, 투수율, 삼투압으로 변환시켜 TOUGH2-MP 해석을 수행한다. 위의 과정을 반복적으로 수행함

으로써, 열-수리-역학적인 상호작용을 고려한 수치해석을 수행한다.

2.3 TOUGH2-MP/FLAC3D 시스템 구축

TOUGH2-MP의 경우 리눅스 기반의 클러스터 시스템이 필요하며, FLAC3D의 경우 윈도우 기반의 노드가 필요하기 때문에 이를 종합적으로 고려한 시스템을 구축하였다 (Fig. 2와 Fig. 3).

Fig. 2. TOUGH2-MP/FLAC3D System.

Fig. 3. TOUGH2-MP/FLAC3D System (In detail).

시스템의 구성 요소는 TOUGH2-MP를 위한 리눅스 기반의 노드 3개와 FLAC3D를 위한 윈도우 기반 노드 1개 및 두 시스템을 연결하기 위한 인터넷 허브 1개, 시스템 제어를 위한 모니터, 키보드, 마우스 1셋으로 이루어져 있다. TOUGH2-MP의 노드는 각각 20개의 cpu로 이루어져 있으며, FLAC3D의 노드는 8개의 cpu로 구성되어 있다.

TOUGH2-MP/FLAC3D 해석 수행 시 TOUGH2-MP 코드가 마스터 역할을 수행해, 타임 스텝별로 윈도우 시스템의 FLAC3D를 호출한다. 이때, 연동해석을 위한 정보들은 인터넷 허브를 통해 리눅스와 윈도우 시스템 간 전달이 이루어진다.

3. 결론

본 연구에서는 열-수리-역학적인 상호작용을 고려한 수치해석을 위해 TOUGH2-MP/FLAC3D 연동해석 모듈을 개발하였으며, 이를 위해 리눅스 클러스터와 윈도우 시스템을 갖춘 통합 해석 시스템을 구축하였다. 현재 시스템 및 코드 검증을 실시하고 있으며, 추후 장기간 및 대규모 메쉬를 갖는 모델 해석이 가능하게끔 리눅스 클러스터의 cpu 개수를 증가시켜 나갈 계획이다.

4. 참고문헌

[1] K.B. Min, J. Rutqvist, C.F. Tsang, L. Jing, "Thermally-induced mechanical and permeability changes around a nuclear waste repository - a far-field study based on equivalent properties determined by a discrete approach", International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences, 42(5-6), 765-80 (2005).

[2] J. Rutqvist, Y.S. Wu, C.F. Tsang, G. Bodvarsson, "A modeling approach for analysis of coupled multiphase fluid flow, heat transfer, and deformation in fractured porous rock", International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences, 39, 429-442 (2002).

[3] K. Zhang, Y.S. Wu, K. Pruess, "User's Guide for TOUGH2-MP - A Massively Parallel Version of the TOUGH2 Code", Lawrence Berkeley National Laboratory Report LBNL-315E (2008).

[4] Itasca Consulting Group Inc., "FLAC-3D Manual: Fast Lagrangian Analysis of Continua in 3 Dimensions version 5.0.", (2012).

음이온성 방사성핵종 고정화 물질인 탄소나노튜브의 오존처리를 통한 분산성 연구

박태진*, 최세호
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*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 방사성 핵종들 중, 음이온성 방사성 핵종들(에를 들면, I, Tc 등)은 양이온성 핵종들에 비하여 매우 고이동성이며 주위 매질에 대해 비수착성인 것으로 알려져 있다. 아울러, 요오드 등은 원자력 발전으로 인하여 생성되는 대표적인 방사성물질 중 하나로 방사성오염을 평가할 때에 특히 위해도가 높은 원소로 인식되기 때문에 그 관리가 매우 중요하게 대두되고 있다. 따라서, 음이온성 핵종에 대한 고정화 또는 이동 지연 기술의 개발에 대한 노력이 상당한 관심을 받고 있다.

본 연구에서는 음이온성 방사성핵종의 고정화물질로서 대표적인 나노소재 중 하나인 탄소나노튜브를 효과적으로 이용하기 위해 그 표면을 개질하였다. 표면개질기법으로 오존처리기법[2]을 선택하고, 오존처리 공정을 통하여 활성화된 탄소나노튜브의 분산성을 대표적 용액(즉, 증류수, 메탄올, DMSO 등) 하에서 확인하였다. 아울러, 오존처리 등의 반응 수행을 위해 오존처리 장치 및 Schlenk line 장치를 조합하여 유기-무기 화학반응연구시스템(Organic-Inorganic Chemical Reaction Research System)을 설치 및 구축(Fig. 1)하여 향후 관련 분야에 대한 지속적인 연구를 수행할 수 있는 기반을 마련하였다.

2. 본론

2.1 유기-무기 화학반응연구시스템 구축

구축된 유기-무기 화학반응연구시스템을 Fig. 1

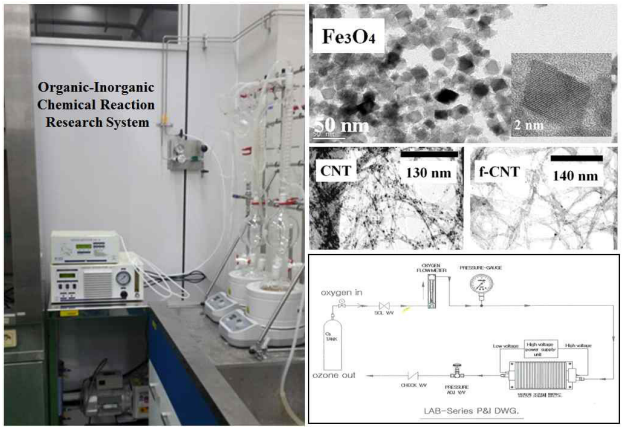


Fig. 1. Organic-Inorganic Chemical Reaction Research System.

에 보였다. 유기반응연구시스템으로서 오존처리시스템은 오존발생기 및 오존농도측정기로 구성되어 있으며 발생된 오존은 outlet 라인을 통해 후드 하에서 오존처리반응을 수행할 수 있다. 무기반응연구시스템은 각종 유기용매의 건조(drying) 및 전이금속물질 등의 합성/반응에 필요한 환경을 제공하는 Schlenk line 장치로 구성되었다. 이는 주로 유리라인/용기 라인, 진공장치 라인 및 질소, 아르곤 등의 비활성 기체 라인이 연결되어 있으며, purging 작업을 통해 산소, 물 등이 전여 없는 환경을 시스템에 제공할 수 있다. 실험실 안전관리를 위해 가스탱크는 모두 외부에 위치하고 가스라인만 실험실 내부로 설치하였다. 아울러, 이러한 유기 및 무기 반응연구시스템은 필요에 따라 동일한 반응연구에 동시에 적용될 수 있는 장점이 있다. 이는 오존발생기의 라인을 schlenk line의 inlet에 연결하고 schlenk line의 outlet을 후드 하로 빼면 적용되게 된다.

2.2 오존처리에 의한 탄소나노튜브 표면개질

본 연구의 탄소나노튜브 표면개질에 기초가 되는 오존처리기법은 기본적으로 탄소구조 내 탄소 이중결합 또는 삼중결합을 오존을 통해서 산화하여 분열하고 결과적으로 그 탄소구조 내에 alcohols, aldehydes, 또는 carboxylic acids 등의 기능기를 생성하는 반응이다(Fig. 2).

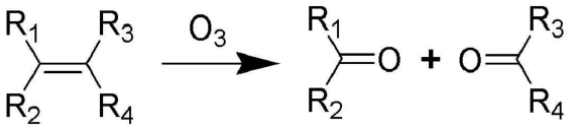


Fig. 2. A general schematic of ozonolysis for alkenes.

이 오존처리기법을 효과적으로 응용하면 탄소나노튜브의 구조적 건전성을 유지하면서 아울러 시료의 손실을 최소화할 수 있는 정화 및 표면개질 방법으로 적용할 수 있다. 오존처리(ozonolysis)는 비결정성 탄소, 잔여탄소, 탄소양파(onions), 잔여금속촉매입자 및 탄소나노튜브의 결합위치 등에 카복실산 그룹 등의 기능성 그룹을 도입하고 아울러 극성 용매에 용해도를 증가시킨다.

2.3 오존처리된 탄소나노튜브의 분산성 확인

오존처리를 통해 표면개질 또는 표면활성화된 탄소나노튜브의 분산도를 확인하였다(Fig. 3). 오존처리공정을 거치지 않은 시료는 용매 종류에 상관없이 상대적으로 분산도가 낮았다. 아울러 오존처리공정의 시간이 늘어날수록 탄소나노튜브의 분산도가 증가하며 용매의 종류에 따라서 즉 메탄올, 증류수, DMSO 의 순으로 분산도가 증가하는 것을 확인하였다.

3. 결론

신물질인 나노소재를 이용한 음이온성 방사성핵종의 고정화 기술 개발을 위한 노력의 일환으로 탄소나노튜브를 효과적으로 활용하기 위하여 그 표면을 오존처리기법을 통해 활성화하였다. 이를 위하여 유기-무기 화학반응연구시스템을 구축하였다. 오존처리된 탄소나노튜브는 그 반응시간에 따라 분산성이 증가하고, 용매의 종류에 따라 분산도가 차이가 나는 것을 확인하였다. 아울러 용매에 대한 분산도는 메탄올, DI water, DMSO 순으로 증가하였다. 탄소나노튜브의 분산성 증가는 탄소나노튜브 표면에 도입된 기능기의 수가 증가했기 때문으로 이는 타물질과 결합에 필요한 반응 자리의 증가와 비례하다. 따라서, 오존처리를 통한 탄소나노튜브의 분산성 증가는 음이온성 방사성핵종의 수착에 유리하며, 아울러 본 연구에서 계획하고 있는 음이온 수착에 필요한 중간매개체와 탄소나노튜브의 결합에도 유리하게 작용할 것으로 예상된다.

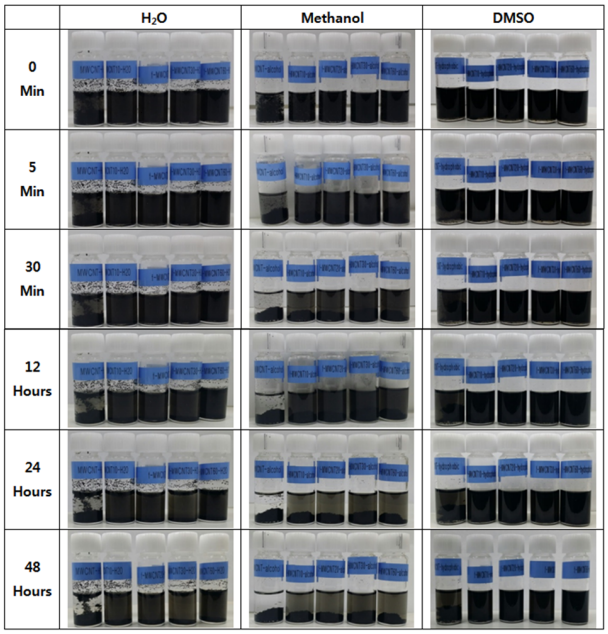


Fig. 3. Dispersibility of Carbon Nanotubes in DI water, Methanol, and DMSO.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 창의연구사업의 일환으로 연구비를 지원받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Kim, J.-I., Nucl. Eng. Technol. 38(6), 459-82 (2006).
[2] Park, T.-J.; Banerjee, S.; Hemraj-Benny, T.; Wong, S. S., J. Mater. Chem. 16, 141-54 (2006).

열적안정성 측면에서의 고준위폐기물 복층처분개념 분석

이종열*, 최희주, 이민수, 김경수, 김현아
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*njylee@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력발전에 의한 전력의존도가 높아짐에 따라 사용후핵연료 등 고준위 방사성폐기물 발생량이 증가하고 이를 처분하기 위한 처분면적도 증대될 것으로 예상하고 있다. 이러한 처분면적의 증대는 국토의 활용효율 측면에서나 고준위폐기물 처분장에 대한 주민 수용성 측면에서도 불리하게 작용할 것으로 판단하고 있다. 고준위폐기물은 처분심도 500 m 정도의 깊이에 공학적방벽과 천연방벽으로 이루어진 다중방벽 시스템을 도입한 KBS-3 형 처분을 생태계로부터 장기간 안전하게 처분하는 기준개념으로 고려하고 있다. 이 개념은 공학적방벽을 구성하는 완충재인 벤토나이트의 온도가 100℃가 넘지 않게 시스템을 구성하도록 요건을 규정하고 있다. 따라서 처분면적을 최소화하기 위하여 공학적방벽의 효율을 향상시키는 등 다양한 연구들이 수행되고 있다. 본 논문에서는 처분면적 효율화 방안의 하나로 고준위폐기물을 복층으로 처분하는 개념에 대하여 열적인 안정성 측면에서 분석하였다. 본 분석은 향후 실제 부지에 대한 지질자료 및 암석역학 자료를 통한 상세 분석이 필요하며, 연구결과는 처분효율분석을 위한 입력자료로 활용이 가능하다.

2. 기준 고준위폐기물 심지층 처분시스템

본 연구에서 수행한 복층 처분시스템에 대한 분석은 기준 처분시스템을 바탕으로 그 상부 또는 하부에 추가로 처분시스템을 위치시키는 방안에 대하여 분석하였으며, 추후 이를 바탕으로 상하부 모두에 추가하는 경우에 있어서의 처분시스템에 대한 분석도 가능하다. 따라서 고준위폐기물의 처분효율 향상을 위한 복층 처분시스템 개념분석을 위하여 기준 사용후핵연료 심지층 처분시스템 개념을 검토하였다. 국내에서 발생하는 사용후핵연료에 대한 분석을 통하여 기준 사용후핵연료로서 Plus-7 사용후핵연료를 설정하고, 이를 처분대상으로 처분시스템 설계를 위한 열해석을 수행하여 처분시스템에 대한 열적요건을 만족하도록 처분 터널간격 40 m, 처분공 간격 9 m를 설정한 기준처분시스템 개념은 Fig. 1에서 보여주는 바와 같다[1].

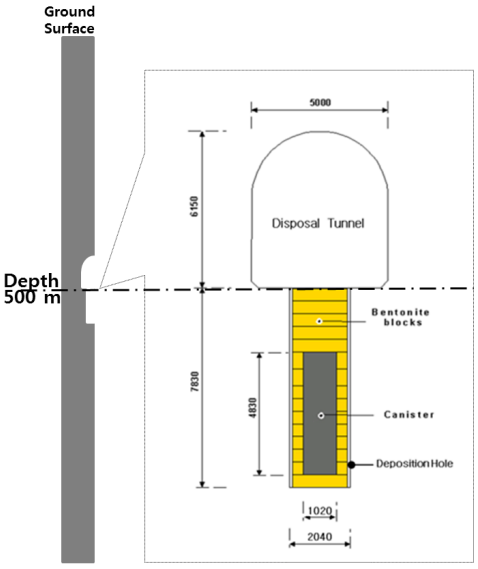


Fig. 1. Reference disposal system.

3. 고준위폐기물 복층 처분시스템 개념

3.1 복층 처분시스템 개념 도출

기준 고준위폐기물 심지층 처분시스템 개념을 바탕으로 처분면적 감소 등 처분효율 향상을 위하여 고려할 수 있는 복층 처분시스템 개념을 도출하였다. Fig. 2에서 보여주는 바와 같이 기준개념으로부터 상부 또는 하부에 일정 간격을 유지하여 처분시스템이 위치하는 개념을 도출하였다.

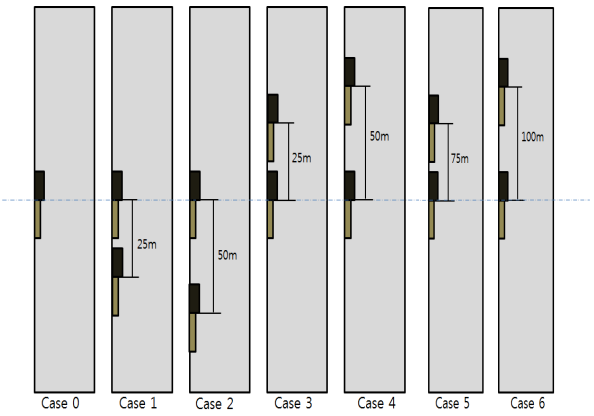


Fig. 2. Disposal systems for Double layer.

3.2 복층 처분시스템 개념 열해석

제안된 개념들이 처분시스템으로서 적용되기 위해서는 심지층 처분시스템 공학적방벽에 대한 열적

요건을 만족하여야 한다. 따라서 사용후핵연료로부터 발생하는 열로 인하여 공학적방벽을 이루고 있는 완충재의 온도가 100℃를 넘지 않도록 하는 처분시스템 열적요건 만족여부를 평가하기 위하여 열해석을 수행하였다. 열해석 수행을 위한 초기 및 경계조건은 아래와 같으며, 해석에 사용된 처분시스템 구성 재료의 물성 및 사용후핵연료 붕괴열 감소식은 Table 1, 2에 나타낸 바와 같다[2].

- 초기조건 및 경계조건

• 초기조건 : 심도에 따른 온도구배 3℃/ 100m
• 경계조건 : 지온도 10℃, 하부온도 40℃로 고정
양측면은 단열

Table 1. Material Properties

	Density (kg/m^3)	Thermal Conductivity $(W/m℃)$	Specific Heat $(J/kg℃)$
Copper shell	8,900	386	383
Cast insert	7,200	52	504
Buffer	1,970	0.8	1,380
Backfill	2,270	2	1,190
Rock	2,650	3.2	815

- 사용후핵연료 PWR Plus7 감소식 : 1ton 사용후핵연료, 4.5wt.% 55GWd, plus7 16*16

y = y0 + A1*exp(-(x-x0)/t1) +
A2*exp(-(x-x0)/t2) +
A3*exp(-(x-x0)/t3)

Table 2. Coefficients of the regression equation

	y0	x0	A1	t1
10 <t≤ 100	297.9526	0.7805	3218.3828	2.9441
	A2	t2	A3	t3
	10394.938	1.0966	2036.4309	42.7499

3.3 복층 처분시스템 개념 열해석 결과

3.3.1 동시처분

고준위폐기물 복층 처분시스템개념으로서 도출된 각 경우들에 대하여 상부와 하부시스템에서 동시에 처분하는 경우를 가정한 열해석 수행결과는 아래 Table 3에 나타내었다. 표에서 보여주는 바와 같이 열적 요건을 만족하기 위해서는 기준 시스템을 중심으로 상부로 50 m 이상 격리가 필요하다.

3.3.2 시간차 처분

고준위폐기물 처분을 위한 복층 처분시스템에 있어서 상부층 시스템과 하부층 시스템의 처분시점에 차이에 따른 열적 거동특성을 분석하였다. Table 4는 30년 차이를 두고 상부 우선처분하는 경우와 하부 우선처분하는 경우에 대한 결과를 나타낸다. 표에서 보이는 것처럼 상부시스템과 하부시스템에 대하여 처분시점에 차이를 둘 경우 하부시스템을 우선 처분하는 경우가 유리할 것으로 판단되었다.

Table 3. Results of the thermal analyses

	Max. Temp.	Requirement
Ref. System(Case 0)	98.7℃	O
Case 1(L 25 m)	106.4℃	X
Case 2(L 50 m)	100.7℃	X
Case 3(U 25 m)	105.8℃	X
Case 4(U 50 m)	99.4℃	O
Case 5(U 75 m)	97.4℃	O
Case 6(U 100 m)	97.3℃	O

Table 4. The results in the case of disposal time differency for double layered disposal system.

	Max. T. of upper sys.	Max. T. of lower sys.
Upper system priority	94.6℃	99.2℃
Lower system priority	96.3℃	97.5℃

4. 결 론

본 연구에서는 현재 가장 안전한 사용후핵연료 또는 고준위폐기물 처분방안으로 고려되고 있는 심지층 처분시스템에 있어서 처분면적 감소 등 처분효율을 향상시키는 방안으로서 복층처분개념에 대하여 열적 안정성 측면에서 분석을 수행하였다. 분석결과 처분시스템 요건을 만족시키기 위한 상하층간의 이격거리 및 처분 시점 설정 등으로 처분효율을 향상시킬 수 있을 것으로 판단하였다. 향후, 보다 구체적인 효율 분석을 위하여 실제 부지특성자료 입력 및 암석역학적 분석이 필요하다.

5. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력기술개발사업(NRF-2012M2A8A5025577)의 일환으로 수행되었습니다.

6. 참고문헌

[1] H. J. Choi, J. Y. Lee, J. W. Choi, Korean Reference HLW Disposal System, Korea Atomic Energy Research Institute, KAERI/TR-3563/2008, pp. 23-35 (2008).

[2] 이종열, 김현아, 이민수, 김건영, 최희주, "사용후핵연료봉 밀집을 고려한 심지층처분 개념 분석", 방사성폐기물학회지, 12(4), 287-297 (2014).

심부시추공 처분기술에 대한 인식변화 고찰

이종열*, 이민수, 배대석, 김건영, 최희주
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*njylee@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력발전소에서 전기 생산 후 발생하는 사용후핵연료 또는 사용후핵연료 재처리/재활용 공정에서 발생하는 고준위폐기물은 고독성으로 인하여 인간생태계로부터 장기간 격리시켜야 한다. 현재 기술수준으로 고준위폐기물의 가장 안전한 관리방법으로 심지층 동굴처분방식(DGD : Deep Geological Disposal)이 고려되고 있으며, 핀란드, 스웨덴 등에서는 상용화 단계에 있다. 하지만, 지질학적 조건이 더 안정적인 지하 3~5 km의 심도에 고준위폐기물을 처분하게 된다면, 처분심도로 인하여 방사선적 안전성, 인간침입, 핵물질 보장조치 및 경제성 측면에서 장점이 있을 것으로 평가되고 있어, 이 심부시추공 처분(DBD : Deep Borehole Disposal) 개념이 이상적인 처분 대안기술로 평가되고 있다.

본 논문에서는 심부시추공처분 개념을 개괄적으로 검토하고 이 기술에 대한 초기부터 현재까지의 기술개발 현황 및 인식변화 과정을 살펴봄으로써 향후 방향을 가늠해보고자 하였다.

2. 심부시추공 처분개념

2.1 심부시추공 처분개념

심부시추공 처분은 지표에서 지하 5 km 심도까지 시추공을 뚫어 3 ~ 5 km 구간에 사용후핵연료 또는 고준위폐기물을 처분하고, 그 상부에서 지표까지 구간은 벤토나이트, 아스팔트 등으로 밀봉하여 생태계와 격리시키는 개념이다(Fig. 1).

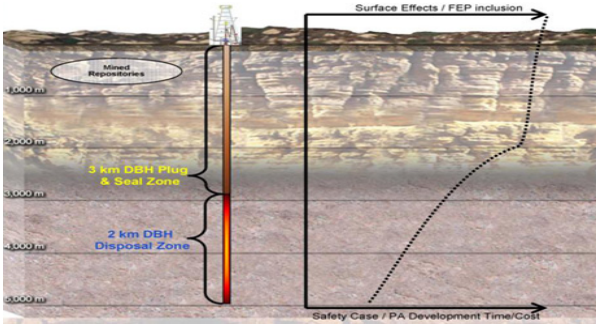


Fig. 1. A concept of deep borehole disposal [1].

2.2 심부시추공 처분 특성

지질학적 조건이 심지층 동굴처분 방식보다 안정적인 지하 3~5 km의 심도에 고준위폐기물을 처분할 수 있다면, 생태계와의 이격거리 확보에 유리하고, 암반의 수리전도도가 매우 낮아 지하수의 생태계 도달 속도가 현저히 감소하고, 지하수가 환원상태여서 핵종의 용해도가 매우 낮으며, 연령이 오래된 지하수에서는 핵종이 흡착된 콜로이드의 생성과 이동이 극히 제한될 뿐만 아니라, 처분심도로 인하여 인간침입과 핵물질 보장조치에도 장점이 있을 것으로 평가되고 있다. 그러나 심부시추공 처분기술은 아직 실증 초기단계이며, 처분된 폐기물의 회수성이 매우 낮은 단점이 있다.

근래 석유탐사 및 지열이용 산업에서 심부시추공 굴착기술의 비약적인 발전에 따라 심부시추공 처분기술이 재조명되었으며, 장점에 대한 불확실성 및 필요기술 개발을 위하여 미국과 유럽국가에서 연구를 활발하게 진행하고 있다.

3. 시추공 처분개념 인식 변화

3.1 초기 단계 (1950 말 - 1980 초)

심부시추공 처분개념은 방사성폐기물의 처분개념 개발 초기단계부터 고려되었으며, 초기 단계에는 다양한 처분방안 중의 하나로서 주로 개념도출 자체에 중점을 두었다. 미국에서 처음의 심부시추공 처분에 대한 제안은 1957년 액체형태의 폐기물에 대하여 심부시추공 처분 또는 지층처분을 고려할 것을 권고한 미국 NAS(National Academy of Science)의 평가에 의해 제기되었다. 또한, 1974년에 고준위폐기물 처분프로그램의 초기 시절에는 심지층 동굴처분, 해저처분, 대륙빙하 처분 등 지층처분과 우주처분 등 다양한 처분 방안의 하나로 고려되었다. 고체와 액체폐기물 모두 처분하는 것이 고려되었는데 모암을 용융시키는 방안을 포함하였으며, 폐기물을 동굴에 있는 심부시추공의 바닥에 처분하는 것과 심부시추공 처분 및 16,000 미터의 초 장심도 처분공에 처분하는 것을 고려하였다. 또한, 1979년에는 2000년까지 개발될 기술을 예상하여 심부시추공 처분개념을 도출하고 분석하였다.

영국에서는 2000년까지 발생이 예상되는 장반감기 방사성폐기물을 처분하기 위하여 적용될 수 있는 다양한 방안 중의 하나로 심부시추공 처분에 대한 초기 평가가 수행되었다. 또한 스위스에서는 화강암 또는 결정질 기반암, 덴마크와 네덜란드에서는 암염돔에 심부시추공 처분하는 개념을 설정하고 안전성 해석을 위한 모델 등을 개발하였다.

3.2 중기 단계 (1980 중반 - 2000 초)

미국에서는 1983년 DOE ONWI(Office of Nuclear

Waste Isolation)는 Woodward -clyde Consultant를 통하여 심부시추공 처분기술에 대한 검토를 수행하였다. 해당 연구보고서에 따르면 심부시추공 처분은 소요 규모(직경) 및 심도 달성이 어려워 실현가능성이 낮은 것으로 평가되었다. 하지만 지속적은 개념연구를 수행해 왔으며, 1995년 잉여 무기급 플루토늄 처분을 위하여 심부시추공 처분개념을 설정하는 등 관심은 증대되었다.

스웨덴에서는 1983년 현재 기준개념인 다중방벽 개념의 심도 500 m 정도에 동굴처분 형식의 KBS-3 Concept을 개발하고 타 개념들과 비교분석을 수행하였다. 심부시추공처분개념은 구소련과 자국에서의 기존 심부시추공 자료를 바탕으로 도출하였으며, 이는 PASS 프로젝트를 통해 타 처분방안들인 KBS-3, MLH(Medium Long Holes), VLH(Very Long Holes)과 비교. 분석되었다. Table 1은 기술성, 안전성 및 비용 측면에서의 비교결과를 보여주며, 심부시추공처분방안이 가장 낮게 평가되었다.

Table 1. Results of the SKB PASS study [11]

Repository concept	Technology	Long-term performance and safety	Costs
KBS-3 (copper-steel canister)	1	1	2
MLH (copper-steel canister)	2	1	1
VLH (copper-steel canister)	3	1	2
VDH (concrete-filled Ti canister)	4	4	4

중기단계에는 초기단계에서 개발된 다양한 처분방안들에 대한 평가가 수행되었으며, 심부시추공 처분은 실현 가능성이 낮게 평가되었음에도 지속적으로 연구가 수행되었으나 실증된 적은 없었다.

3.3 최근 단계 (2000 초 이후)

2000년대 초 이후에도 심부시추공 처분방안에 대한 관심은 세계 각국에서 지속적으로 이루어졌다. 영국에서는 2004년에 Nirex에서 2008년에는 NDA에서 심부시추공 처분기술 현황을 검토하여 이 기술의 실행가능성에 대한 분석을 수행하였다.

미국에서는 2008년부터 샌디아국립연구소에서 이 개념에 대한 심층연구를 수행하여 사용후핵연료 처분을 위한 기준설계안을 제시하였다. 또한, 현재는 미국 심지층처분 프로젝트인 유카마운틴프로젝트의 중지와 블루리본위원회의 권고에 따라 회수가 고려되지 않는 폐기물에 대한 심부시추공 처분을 위한 현장실증시험단계에 있다.

스웨덴은 2001년 심지층 동굴개념인 KBS-3 개념이 정부에 의해 결정되어 실증시험을 통하여 현재 처분장 건설인허가 완료단계에 있다. 하지만, NGO로부터 심부시추공 처분방안이 KBS-3 방안과 비교되어야할 주요 대안으로서 연구하도록 요구받는 등 대중적인 논쟁에서 최근 주목을 받아왔다.

3.4 국내 인식 동향

국내에서는 1997년부터 착수한 고준위방사성폐기물 처분연구를 통하여 심도 500 m의 심지층 처분개념을 개발하고 초기단계의 기술 검증시험을 수행하고 있다. 최근 사용후핵연료 관리 공론화 위원회에서 수행한 국민인식에 대한 조사 결과에 따르면 Fig. 2에서 보여주고 있는 바와 같이 DBD 에 대한 인식이 적지 않게 나타나고 있다. 스웨덴 SKB가 사용후핵연료 심지층처분시설의 상용화 단계에서도 비정부 단체 등의 요구에 따라 지속적으로 DBD 연구개발을 수행해 오고 있는 바와 같이, 이는 향후 DBD에 대한 연구개발 요구로 이어질 가능성이 높다.

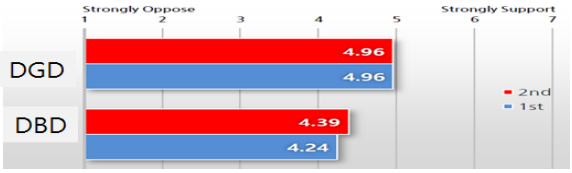


Fig. 2. Perceptions on DGD and DBD [The source : PECOS].

4. 결론

심부시추공 처분기술은 1950년대부터 고려된 개념으로 근래 석유시추/이산화탄소 저장/지열발전 사업 및 과학목적 시추공 굴착기술이 획기적으로 발전함에 따라 미국과 스웨덴 등을 중심으로 의미있는 연구개발을 수행하고 있다. 개념 개발초기 및 중기 단계에는 소요 구경으로 처분심도까지 굴착하는 기술부재, 과도한 비용, 운영시 문제점 및 실증경험이 없어 부정적이었으나, 근래 관련기술의 진보 또는 대중적인 관심으로 이 기술은 재조명되어 현장실증 단계에 있다.

국내에서도 현재 지열산업분야의 활발한 활동으로 심부시추공 처분에 적용 가능한 기술이 진보하고 있고, 이 개념에 대한 인식이 적지 않으므로 심지층 처분개념에 대한 대안기술로서 심부시추공 처분기술 개발 착수가 필요한 시점으로 판단된다.

5. 참고문헌

[1] Brady, P., Arnold, B., “Deep Borehole Disposal of High-Level Radioactive Waste”, SAND 2009-4401, Albuquerque, NM, 2009.

[2] Nirex, “A Review of the Deep Borehole Disposal Concept for Radioactive Waste”, Nirex no. N/108, Oxfordshire, UK, 2004.

공학적방벽 갭채움물질의 열전도도 측정기술 고찰

이재완*, 이민수, 최희주
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jolee@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위폐기물처분장에서 완충재와 뒷채움재는 공학적방벽의 핵심 구성요소이다. 굴착 처분공과 처분터널에 각각 완충재와 뒷채움재를 설치하면, 처분용기와 완충재 사이, 완충재와 처분공 벽 사이, 뒷채움재와 처분터널 벽 사이에 빈 공간, 즉 갭(gap)이 생성된다[1].

처분장에 완충재와 뒷채움재를 설치하고, 폐쇄 후에도 이러한 갭이 그대로 존재하면, 구성방벽재의 차수능 (water-retarding capacity)과 열전달 효율 (heat-transferring efficiency)이 떨어질 뿐만 아니라, 지하수 침식작용 (erosion)에 의한 블록의 건전성 저하와 벤토나이트 콜로이드 생성으로 인한 핵종이동 가속화가 일어날 수 있다. 그러므로 처분공과 처분터널에 생성된 갭은 빈 공간으로 두지 않고 갭채움물질을 채워 완충재와 뒷채움재가 본래의 성능을 유지할 수 있도록 한다.

완충재 및 뒷채움재의 갭채움물질 열전도도는 처분장 열해석 모델의 중요한 인자이다. 만일 갭채움물질의 열전도도가 낮을 경우, 완충재나 뒷채움재의 첨두온도(peak temperature)는 설계기준(design criterion)을 초과하여 방벽재 성능을 저하시키고, 또한 처분공 사이 간격이나 처분터널 간의 간격을 증가시켜 소요 처분면적을 더 크게 할 가능성이 있다. 그러므로 완충재 및 뒷채움재의 갭채움물질 열전도도를 정확히 측정하는 것은 처분장의 열 해석 및 성능평가를 위해서 필수적이다.

본 논문에서는 문헌에 보고된 갭채움물질의 열전도도 측정법을 분석하고, KRS 처분장에 적용 가능한 갭채움물질의 열전도도 측정법을 제시하고자 한다.

2. 완충재 및 뒷채움재의 갭채움물질

고준위폐기물처분장 공학적방벽의 갭채움재 물질로는 벤토나이트, 점토, 모래, 분쇄암석 등이 고려되고 있다. 처분공 완충재의 갭채움물질로는 벤토나이트가 선호되고, 처분터널의 뒷채움재용으로는 벤토나이트, 점토, 모래, 분쇄암석 등의 혼합물이 선호된다. 갭채움재의 형태는 가능한 한 충전밀도를 크게 하기 위해서 펠렛(pellet)이나 과립상(granulate), 또는 펠렛-과립상 혼합물(pellet-granulate blend)의 형태로 압축하여 사용된다[2]. 펠렛은 갭채움재의 주 구성요소로서, 처분장에 소요되는 펠렛의 양을 감안하여, 롤러압축(roller compression)과 압출-컷팅(extrusion-cutting) 방법으로 제조한 것을 주로 사용한다. 과립상 갭채움재는 벤토나이트 원광을 직접 체(mesh sieve)로 쳐서 회수하는 방법, 입자크기가 작은 벤토나이트에 적당량의 수분을 넣고 뭉쳐서 만드는 방법 및 고밀도 블록 분쇄(dense block-crushing) 방법이 있으나, 이 중 높은 충전밀도를 얻기 위해서 고밀도 블록 분쇄방법이 주로 사용된다. 처분공과 처분터널에서의 갭채움재 설치는 완충재와 뒷채움재의 방벽성능이 저하되지 않도록 가능한 한 다짐밀도를 크게 한다.

3. 갭채움물질의 열전도도 측정기술

고체물질의 열전도도 측정방법은 정상열유동법(steady state heat flow method)과 과도상태열유동법(transient state heat flow method)으로 대별된다. 과도상태열유동법으로는 열선법(hot-wire method), 열디스크법(hot-disk method), 탐침법(needle probe method) 등이 사용되며, 정상열유동법으로는 열유동미터법(heat flow meter method)과 열박스법(hot-box method) 등이 사용되고 있다.

열선법(Fig. 1(a))은 매질과 열선사이의 거리가 매우 짧고 측정시간이 충분히 길다는 가정을 하는 측정법이다. 측정기기의 열선에 일정한 전류를 흘러 보내고, 가열 대수시간과 온도 상승과의 관계가 직선이 될 때 열전도도를 결정한다. 열디스크법(Fig. 1(b))은 열선 대신에 디스크 열원을 사용하는 방법이다. 측정시료를 2 조각(piece)으로 만들어 그 사이에 디스크센서를 넣고, 일정시간 동안 전류를 흘러 보내면서 전기저항 변화에 따른 온도를 측정하여 열전도도를 계산한다. 탐침법(Fig. 1(c))은 시

료에 탐침열원(needle probe heat source)을 꽂아 측정하는 방법이다. 열원을 통하여 일정한 전류를 흘러 보내고, 그 주변의 온도변화를 측정하여 열전도도를 결정한다.

열유동미터법(Fig. 1(d))은 시료의 양단에 일정한 온도차를 주고 이 때 통과하는 열 유동속도의 밀도(density of heat flow rate)를 측정하여 열전도도를 결정하는 방법이다. 프레임의 크기는 0.45 m x 0.45 m x 0.08 m, 측정시간은 약 48 시간이상 소요된다. 열박스법(Fig. 1(e))은 창호나 건축물 단열재 열관류율(U-value) 측정에 많이 사용하는 방법이다. 열박스법은 핀란드 국가기술연구센터 VTT에 의해 처음으로 펠렛 갭채움재의 열전도도 측정에 사용되었다. Fig. 1(e)에서와 같이, 측정장치는 고온챔버, 저온챔버, 측정챔버(metering chamber) 등으로 구성되고, 크기는 길이 3.3 m x 너비 2.7 m x 높이 3.3 m이다. 열전도도 측정을 위해 펠렛을 채워 넣을 몰더(mould)의 크기는 1.2 m x 1.2 m x 0.32 m이다.

문헌에 보고된 열전도도 측정법을 분석한 결과, 과도상태열유동법은 간편하고 측정 시간이 짧은 장점이 있으나 표면이 고른 다공성 매질에만 적합하다는 한계가 있었다. 반면에, 정상상태열유동법은 과도상태열유동법보다 측정시간이 다소 많이 걸리지만, 입자크기가 서로 다른 구성요소로 된 혼합물 등에서도 비교적 높은 정확성을 보였다. 열전도도는 함수비, 건조밀도, 구성물질, 온도 이외에, 측정시료의 구조 및 표면상태에 따라서도 큰 차이를 보일 수 있다. 그러므로 펠렛 기반 갭채움재의 열전도도는 과도상태열유동측정법보다 정상상태열유동측정법으로 측정하는 것이 더 유리하고, 그 중에서도 열박스법을 이용한 정상상태열유동측정법을 통해 가장 신뢰성 있는 열전도도를 얻을 수 있음을 확인할 수 있었다.

4. 결론

본 연구에서는 완충재 및 뒷채움재 갭채움물질의 열전도도 측정법을 비교·분석하였다. 분석결과, 펠렛 기반 갭채움물질의 열전도도는 과도상태열유동측정법보다 정상상태열유동측정법이 더 유리하였다. 정상상태열유동측정법 중에서는 열박스법이 가장 신뢰성 있는 열전도도를 얻을 수 있음을 확인할 수 있었다.

5. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력기술개발사업(NRF-2012M2A8A5025577)의 일환으로 수행되었습니다.

6. 참고문헌

[1] 이재완, 최영철, 최희주, "고준위폐기물처분장 완충재 및 뒷채움재의 갭채움물질 기술현황분석", KAERI/AR-1005/2013, 한국원자력연구원 (2013).

[2] Martino, J., D. Dixon, "Placement and formulation studies on potential light backfill and gap fill materials for use in repository sealing", Report 06819-REP-01300-10011-R00, Ontario Power Generation, Nuclear Waste Management Division, Canada (2007).

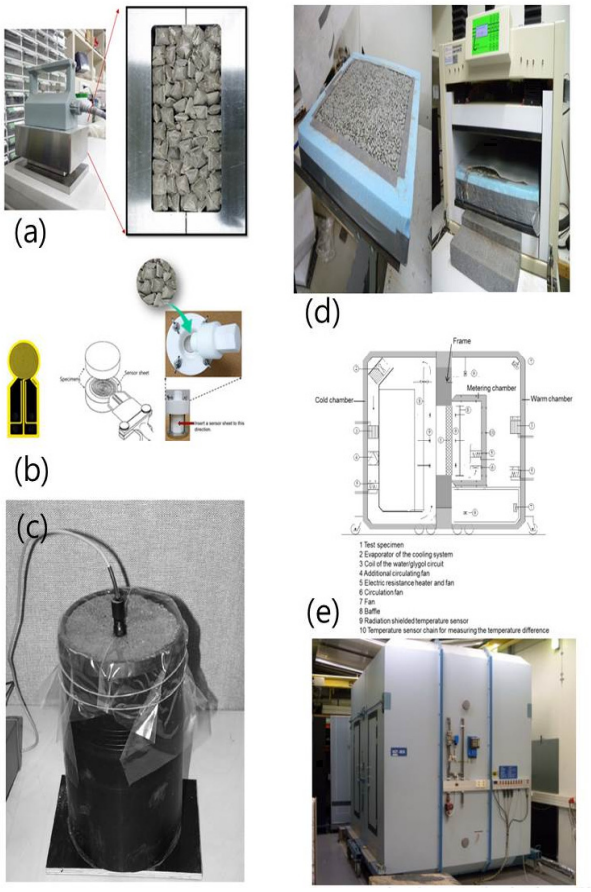


Fig. 1. Techniques for measuring the thermal conductivity of the gap-fills of buffer and backfill: (a) hot-wire method, (b) hot-disc method,(c) needle probe method, (d) heat flow meter method, (e) hot-box method.

우라늄 수착에 미치는 생지화학적 인자의 영향

이재광*, 이승엽, 백민훈
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jklee1@kaeri.re.kr

1. 서론

지하환경에서 핵종의 이동과 지연은 방사성폐기물 처분의 안전성 측면에서 반드시 평가되어할 부분이다. 심부 처분환경에서 핵종의 거동은 pH, 산화환원전위, 미생물, 그리고, 이온화 방사선 등의 다양한 생지화학적 인자에 영향을 받는다[1]. 우라늄은 산화환원 조건에 민감한 핵종으로 다양한 연구가 국내외에서 수행되어져 왔다. 본 연구에서는 처분환경의 지하수에 존재할 수 있는 용존이온과 방사성폐기물에서 나오는 이온화 방사선, 그리고, 미생물 등의 생지화학적 인자들의 우라늄 거동에 대한 연구를 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험재료 및 방사선 조사

우라늄은 $UO_2(NO_3)_2.6H_2O$(Merck)을 수착매질로는 경주벤토나이트와 침철석(α-FeOOH, Alfa Aesar)을 각각 사용하였다. 구리 치환 벤토나티트의 우라늄 수착실험을 위하여 0.5 CEC(Cation Exchange Capacity) 에 해당하는 $CuCl_2$ 용액을 이용하여 경주벤토나이트의 층간이온을 구리로 치환하였다. 철환원 박테리아는 *Schewanella putrefaciens* CN32 (CN32)을 사용하였다. 방사선 조사실험은 한국원자력연구원 산하 방사선과학연구소의 저준위 조사시설에서 Co-60을 감마선 선원으로 하여 2 Gy/hr의 선량율로 총 113 시간 동안 230 Gy를 조사하였다.

2.2 수착실험

구리(0.5 CEC) 치환 벤토나이트와 미처리 벤토나이트(5 g/L)에 대한 우라늄 수착에 대한 회분식 실험을 수행하였다. 시간변화에 따른 우라늄 수착과 $NaClO_4$를 이용하여 이온강도가 각각 0.01 및 0.1 M 일 때, pH 4~9의 대기조건에서 실험을 수행하였다. 초기 우라늄 농도는 10^{-6} M로 하여 3 일간 진탕교반 후, 고액분리(⌀=0.22 μm) 하여 용액 중 우라늄 농도를 측정하였다. 침철석(1 g/L)의 우라늄 수착실험을 위하여 멸균한 무산소 조건의 $NaHCO_3$(10^{-3} M)을 바탕용액으로 사용하였다. 우라늄(10^{-6} M)과 전자공여체로 젖산나트늄(10^{-3} M)을 주입한 후, CN32를 일정량씩 serum 병에 주입하였다. 방사선 조사 및 CN32에 의한 우라늄 수착 특성 변화를 측정하기 위하여 초기 113 시간 동안 감마선을 2 Gy/hr의 선량율로 230 Gy 조사하였으며, 일정 주기로 시료를 채취하여 총 36 일 동안 미생물 농도와 우라늄의 수착 변화를 분석하였다.

2.3 벤토나이트의 구리치환에 의한 우라늄 수착 영향

벤토나이트 층간이온의 구리치환과 상관없이 우라늄 수착은 수 시간 이내에 빠르게 진행되었다. 구리치환 벤토나이트는 미처리 벤토나이트 보다 우라늄 수착이 높게 나타났으며, 미처리 벤토나이트는 반응시간이 증가할수록 우라늄 수착이 감소하는 경향을 나타내었다(Fig. 1). 이는 구리치환 벤토나이트는 층간이온(칼슘)이 구리로 치환되어 칼슘의 용출이 적은 반면에, 미처리 벤토나이트는 칼슘이 용출되어 우라늄의 수착을 저해하는 것으로 판단된다. 또한, 미처리 벤토나이트의 우라늄 수착은 구리치환 벤토나이트에 비하여 pH와 이온강도에 의존적인 것으로 평가되었다(Fig. 2). 미처리 벤토나이트는 중성영역(pH 6)에서 우라늄을 가장 많이 수착하였으며 산성(pH 4) 또는 염기성(pH 8) 영역에서 수착이 약간 감소하였다. pH에 의존적인 벤토나이트의 우라늄 수착은 바탕전해질로 사용된 나트륨과 경쟁관계에 있음을 의미한다. 미처리 벤토나이트에서는 2.5×10^{-6} M의 칼슘이 용출되었는데 이는 칼슘-우라늄-탄산 착물 형성[2]을 유발하여 우라늄의 수착을 감소시킨 것으로 판단된다[2].

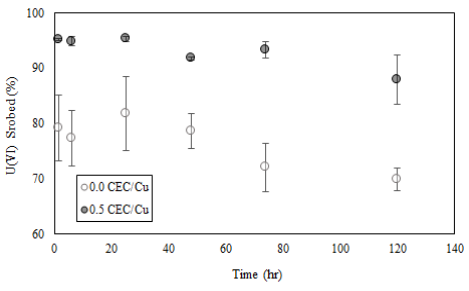


Fig. 1. Kintetic sorption of uranium sorption by bentonite.

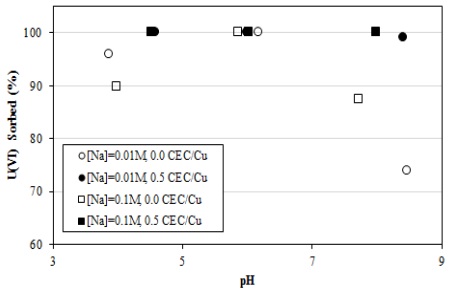


Fig. 2. Uranium sorption bentonite: effect of ionic strength.

2.4 침철석의 우라늄 수착에 대한 미생물과 방사선 조사의 영향

방사선 조사(총 조사량: 230 Gy)는 CN32의 생존 또는 사멸에 영향을 주지 않았으며, 침철석의 우라늄 수착은 조사하지 않은 시료에 비하여 약 10~20% 증가하는 경향을 보였다(Fig. 3). 방사선을 조사한 시료에서는 CN32을 주입한 침철석 시료가 미생물이 없는 시료에 비하여 우라늄 수착을 약간 증가시키는 경향을 나타내었다. 이는 이온화 방사선은 광물의 표면 전하 특성이 변화하여 우라늄 수착에 영향을 준 것으로 이해된다. 또한, 혐기성 미생물의 대사작용을 통하여 우라늄(VI)이 우라늄(IV)으로 환원되어 우라니나이트로 침전하여 수용액 중의 우라늄 농도가 감소한 것으로 판단된다.

수용액의 산화환원전위 변화와 침철석으로부터 용출된 철의 환원 관찰을 통하여 우라늄이 환원될 수 있음을 간접적으로 확인하였다. 방사선 조사 시 CN32가 존재할 때 산화환원전위가 587±45 mV에서 -28±10 mV로 큰 폭으로 감소하였으며, 이 때 침철석으로부터 철의 용출과 용출된 철의 환원이 관찰되었다. 또한 EDS 분석과 연속화학추출 실험 결과를 통하여 용출된 철의 일부는 이차광물을 형성하여 우라늄과 강하게 결합하는 것을 간접적으로 확인하였다(Fig. 4).

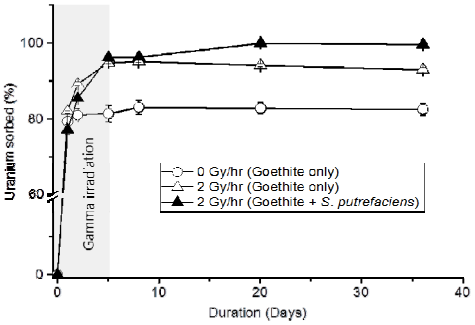


Fig. 3. Sorption of uranium by goethite.

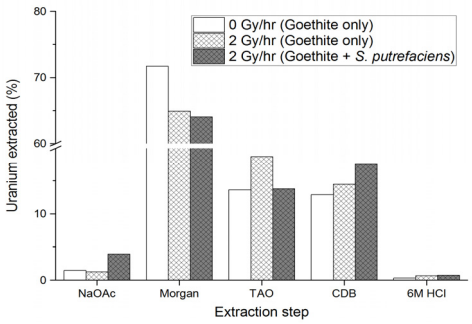


Fig. 4. Relative amount of uranium extracted from goethite.

3. 결론

처분환경에서 우라늄의 거동은 공학적 방벽과 자연방벽에서 벤토나이트의 층간이온, 지하수 용존이온, 산화환원전위, 미생물, 그리고, 이온화 방사선 등의 다양한 생지화학적 인자에 많은 영향을 받는다. 따라서 방사성폐기물 처분 안전성을 평가하기 위해서 다양한 영향인자들의 복합적인 상호작용에 대한 심도 있는 연구가 지속적으로 수행되어야 할 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발사업(No. 2012M2A8A5025589)의 일환으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행되었다.

5. 참고문헌

[1] N.A. Chapman, I.G. McKinley, and M.D. Hill, The geological disposal of nuclear waste, John Wiley & Sons, Chichester, (1987).

[2] P.M. Fox, J.A. Davis, J.M. Zachara, The effect of calcium on aqueous uranium(VI) speciation and adsorption to ferrihydrite and quartz, *Geochim. Cosmochim. Acta*, 70, 1379 (2006).

단일 처분공 내 복수 처분용기 정치 심지층처분장의 열 해석

조원진*, 김건영
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*wjcho@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 심지층처분장은 지하 수백 m 깊이에 위치한 안정된 암반층 내에 건설된다. 처분동굴 바닥에 수직으로 원통형 처분공을 굴착한 후, 처분공 내에 사용후핵연료를 포장한 처분용기를 정치시키고 처분공 내벽과 처분용기 사이의 공간은 완충재를 충전시킨다.

현재 제안되어 있는 사용후핵연료 심지층처분장 개념은 모두 하나의 처분공에 하나의 처분용기를 정치시키는 단일 처분공 - 단일 처분용기 (single deposition hole – single canister) 개념이다. 이 개념은 처분공의 구조가 단순하여, 처분용기의 정치 작업이 용이하고, 열 및 방사선 부하가 작은 장점이 있으나, 처분밀도가 낮아 주어진 양의 사용후핵연료를 처분하기 위해 필요한 부지의 면적이 큰 단점이 있다. 우리나라와 같이 국토가 협소하고, 인구밀도가 높은 국가에서, 민간 거주 지역으로부터 멀리 떨어진 양질의 심부암반을 갖춘 대규모 부지를 확보하는 것은 현실적으로 쉽지 않은 실정이다. 따라서 처분밀도를 높여, 사용후핵연료 처분장 부지의 면적을 줄이기 위해 하나의 처분공에 복수의 처분용기를 정치시키는 단일 처분공 - 복수 처분용기 (single deposition hole – multi canister) 개념을 고려할 필요가 있다.

단일 처분공 - 복수 처분용기 개념을 심지층처분장에 적용하는 데, 가장 큰 제약 조건은 심지층처분장의 첨두 온도(peak temperature) 제한이다. 현재 포화 경암층에 건설되는 심지층처분장의 경우, 완충재의 열적 변성(thermal alteration)과 처분용기의 부식 가속화를 방지하기 위해 처분용기와 완충재의 사이 계면에서의 첨두온도가 100℃를 초과하지 않도록 하고 있다[1]. 그러나 이러한 온도 제한은 지나치게 보수적인 면이 있기 때문에, 제한 온도의 상승에 관한 논의가 이루어지고 있다. 최근에 심지층처분장의 첨두온도를 125℃까지 증가시켜도 완충재와 처분용기의 성능에는 큰 영향이 없다고 보고되었다[2].

이 연구에서는 복수의 처분용기를 정치시킨 처분공 주변의 온도 분포를 해석하여, 단일 처분공-복수 처분용기 개념의 적용 가능성을 분석하였다.

2. 모델링

단일 처분공 - 복수 처분용기 개념을 채택한 심지층처분장의 열해석에는 TOUGH2 컴퓨터코드[3]가 사용되었다. 열해석은 단층 처분장 (single-layer repository)인 경우와 복층 처분장 (double-layer repository)인 경우로 나누어 수행하였다. 단층 처분장 (double-layer repository)의 열 해석을 위한 도메인을 Fig. 1에 나타내었다. 이 그림에서 보는 바와 같이, 해석 도메인은 심지층처분장의 중심부에 위치하고 있으며, 심지층처분장 내에 처분되는 모든 처분용기들이 동시에 처분공 내에 정치된다고 가정하였다.

단층 처분장은 지하 500 m에 위치하고 있으며, 복층 처분장은 단층 처분장과 동일한 상층 처분장이 동일한 구조의 하층 처분장 위에 200 m 간격을 두고 겹쳐서 쌓여 있는 구조이다. 상층 처분장과 하층 처분장은 각각 지하 400 m와 600 m에 위치하고 있다고 가정한다. 해석 도메인의 상부 경계면은 지표면이고, 하부는 하층 처분장 바닥 아래로 200 m 깊이까지 연장된다. 경계조건은 모델의 대칭 구조를 고려하여, 해석 도메인의 측면은 단열 경계면이고, 지표면은 10℃의 온도로 일정하게 유지되고 있으며, 도메인의 바닥은 지열구배 3℃/100 m에 의해 일정한 온도 경계면이 유지된다고 가정한다. 처분공 중심과 인접 처분공 중심 사이의 간격은 10 m이고, 인접 처분 터널 사이의 거리는 40 m이다.

3. 결과 및 토의

단층 처분장에서 하나의 처분공에 두 개의 처분용기를 정치시킨 경우, 처분장 폐쇄 후 시간 경과에 따른 처분용기 외벽과 완충재의 계면 (A 점)에

서의 온도 분포를 Fig. 2에 나타내었다. 이 온도 분포는 심지층처분장 내에서 온도가 가장 높게 나타나는 사용후핵연료 처분용기 중간 높이 지점의 온도이다. 이 그림에서 보는 바와 같이, 시간 경과에 따른 첨두온도 변화는 상부 처분용기와 하부 처분용기에서 차이가 없다. 첨두온도는 처분장 폐쇄 직후에 약 110℃까지 증가하였다가, 사용후핵연료 붕괴열의 감소에 따라 서서히 감소한다. 처분장 폐쇄 후 초기 약 200 년간은 100℃ 이상을 유지하나, 그 이후에는 100℃ 이하로 떨어진다. 복층 처분장의 경우는 단층처분장에 비해 첨두온도가 높아, 처분장 폐쇄 직후에 약 120℃ 까지 증가했다가 감소하지만, 1000 년 까지는 100℃ 이상의 온도가 유지된다. 또 하층 처분장의 첨두 온도는 상층처분장의 첨두 온도보다 약간 높게 나타났다.

4. 결론

하나의 처분공에 두 개의 처분용기를 정치시키는 단일 처분공-복수 처분용기 개념의 사용후핵연료 심지층처분장의 열해석 결과, 단층 처분장의 경우는 첨두온도가 약 110℃ 이하, 복층 처분장의 경우 약 120℃ 이하였다.

5. 감사의 글

이 논문은 미래창조과학부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

6. 참고문헌

[1] SKB, “Design premises for a KBS-3V repository based on results from the safety assessment SR-Can and some subsequent analyses”, SKB TR-09-22 (2009).

[2] W. J. Cho, G. Y. Kim, "Reconsideration of thermal criteria for Korean spent fuel repository", Annals of Nuclear Energy, 88, 73-82 (2016).

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

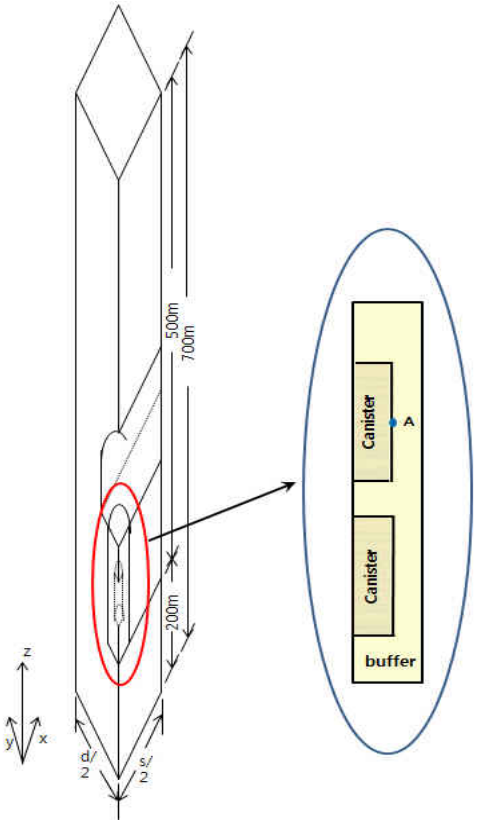


Fig. 1. Analysis domain representing a quarter of the unit geological repository (unit: m, not to scale).

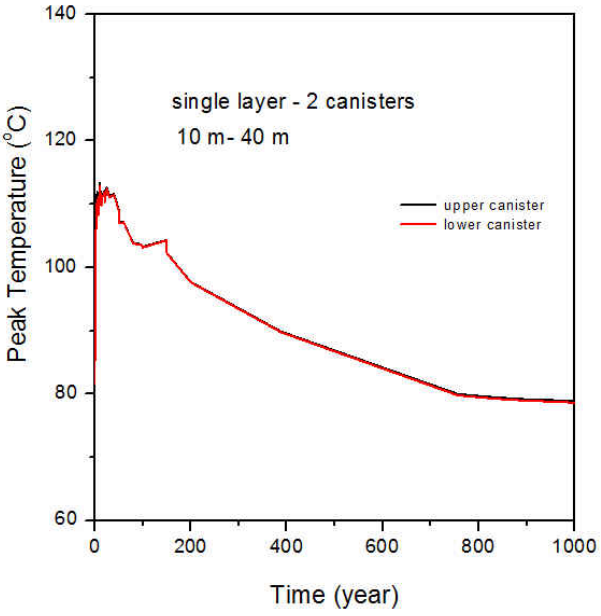


Fig. 2. Peak temperature history at the mid-height of the canister in the single layer repository after the closure of the repository.

사용후핵연료 처분율에 따른 처분방안

이민수*, 최희주, 이종열
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*minm@kaeri.re.kr

1. 서 론

현재 우리나라는 28기의 원자력 발전소를 운영하고 있으며, 여기에서 나오는 사용후핵연료를 500m 심부에 지층처분하려는 계획을 갖고 있다. 한국원자력연구원에서 작성된 KRS 직접처분 시나리오에 따르면, 2004년까지 발생된 사용후발생량 추이에 따라 2057년까지는 36,000 tU (PWR 20,000 tU, CANDU 16,000 tU)이 될 것으로 예측하였다. 이는 처분용기(0.45 tU, 1~2 kW 열용량)총 14,210 개의 발생량에 해당된다. 따라서 KRS 계획에서는 CANDU 집합체 30년 냉각 및 PWR 집합체 40년 냉각 조건으로 다음의 처분율로 55년 동안 처분한다는 계획을 수립하였다[1].

- 146 canister/year for CANDU SNF
- 380 canister/year for PWR SNF

한편, 최근 파이로시스템의 금속전환체 처분가능성 검토과정에서, 7차 전력수급기본계획에 따른 신규 원전까지 고려하면 2,100년 까지 PWR 사용후핵연료 누적량은 78,600 tU에 달한다고 예측하였다. PWR 사용후핵연료를 40 년 냉각하고, 2076년부터 2140년까지 약 78,600 톤 처분할 경우, 연간 처분율은 1,210 tU으로 계산된다. 이는 처분용기 기준으로,

- 688 canister/year for PWR SNF

에 해당되며, 앞선 KRS 산정치의 2배 가까이 되는 수치이다. 이는 산술적으로 하루 2개 처분용기의 처분에 해당된다. 이런 처분율은 물리적으로 공정 수행이 힘들다는 일부 의견이 제시되어 실제 처분을 위한 공정 시간을 검토해 보았다.

2. 해외 사례

현재 심지층 처분을 고려하는 나라들은 많지만, 실제 처분공정에 어느 정도 시간이 소요되는지 구체적으로 보고하고 있는 나라는 드물다. 하지만 스웨덴과 핀란드는 실제 처분을 가까운 미래에 계획하고 있어, 연간 처분율을 정량적으로 제시하고 있다. SKB에 따르면, 스웨덴은 최대 연간 처분율을 150 canister/year로 잡고 있다[2]. 그리고 Posiva에 따르면, 핀란드는 9,000 tU (4,500 canisters)를 100 년간 처분한다는 계획을 수립하였는데, 이는 처분율 40~50 canister/year 수준으로 매우 낮다[3].

따라서 스웨덴과 핀란드의 처분율은 현재 국내에서 고려하고 있는 처분율에 비해서 낮은 편이라고 할 수 있다. 그러나, 자국의 사용후핵연료 발생량에 맞춰서 설정된 것이기 때문에 실제 공정 수행능력을 고려해서 설정된 값은 아닌 것으로 보여진다.

3. 처분 공정 시간 검토

3.1 처분율과 시설 용량

처분율은 간단하게 용기수량을 처분기간으로 나누면 얻어진다. 그러나 실제 처분기간 동안 매년 동일한 처분율로 처분될 수는 없다. 보통 처분장 운영 초기에는 경험부족과 시행착오, 그리고 일부 설비의 부분적 가동 등을 고려하여, 낮은 처분율로 시작하여 매년 서서히 처분율을 높인다고 보고 있다. 그리고 처분장 운영 말기에는 충분히 냉각된 SNF가 부족해 지기 때문에 처분율이 낮아질 수 밖에 없다. SKB의 경우, 말기 처분율을 높이기 위해 처분용기당 집합체 개수를 4기에서 3기로 줄여서, 즉 냉각기간이 짧은 용기도 처분할 수 있도록 하여, 처분율을 높이는 방법을 택하고 있다[2].

처분시설은 노후 및 고장 등을 대비하여 처분시설들은 처분율의 120~150% 처리 규모로 구축하게 된다. 따라서 스웨덴의 최대 처분율은 150 canisters/year이지만, 시설 규모는 200 canisters/year 수준으로 구축하고 있다.

3.2 주요 처분공정과 수행시간

현재 우리나라는 처분시스템이 확정되어 있지 않은 상태로서, 구체적인 처분공정 시간 분석을 위해 SKB의 공정을 참고로 시간이 소요되는 공정을 선별해 보았다.

- 처분용기 제작
  - 내부 주철용기 제작: 주물 냉각기간 3-4 일
  - 외부 구리용기 제작: 3-5 일
- 완충재 압축블록 제작: 처분공당 필요한 수량 제작 (10-15개): 6 시간 이상 추정.
- 수송 작업: 중간저장부지-포장시설-처분장 거리에 수송시간이 좌우.
- 포장 공정: 모든 단계를 연속식으로 처리한다고 가정하며, 단계별로 1~2 시간 추정.
- 처분 공정: 처분공 조립 및 뒷채움에 최소 12 시간 이상으로 추정.
- 굴착 공정: 처분터널 굴착 속도는 6 m/12 hr이며, 하루 약 한 개의 처분공 자리(처분공당 거리는 6~10 m 수준)가 확보.
- 터널 폐쇄 공정 (처분 완료된 터널 구간을 메우는 작업) 작업 빈도가 낮아서 처분율에 미치는 영향은 적음.

3.3 해결 방안

실제 하루 처분용기 2기 이상을 처분하기 위해서는 용기제작, 터널굴착, 그리고 처분공 조립 등은 단일 작업라인에서는 힘들다고 보여진다. 따라서 복합라인을 통한 다중병렬 작업이 필요하다. 그러나 이 경우에는 초기 투자 비용이 크게 증가하고, 추가설비를 위한 관련 기술자의 확보가 필요하다.

다른 방안은 처분기간 연장하여 처분율을 낮추는 것이다. 하지만 처분장 운영기간이 수년간 늘어나는 것이 아니라 50~100 년 이상 늘어나는 것이므로, 시설 노후로 인한 교체와 장기간 처분장 운영으로 인하여 실제 총 처분비용은 매우 늘어날 것으로 판단된다.

4. 결 론

이상으로 현재 계획되고 있는 사용후핵연료 직접처분에 있어서, 연간 처분물량, 즉 처분율을 얻기 위해서 처분공정 시간을 가늠해 보았다. 이상으로 내린 결과는,

- 현재 설정된 처분율은 물리적으로 단일 공정으로는 수행하기 힘들며, 제시된 방안으로는 1. 설비와 공정을 다중으로 동시 가동하거나, 2. 처분장 운영 기간을 늘리는 것이 있다.
- 처분 설비의 확장 규모와 처분장 운영연장 기간을 결정하기 위해서는 두 가지 방안을 절충해야 하며, 각각의 방안에 대해서 경제성 분석을 하여 적절한 분배 비율을 결정해야 한다.
- 우리의 처분시스템과 처분공정들이 수립된다면, 정확한 처분율 논의를 통한 후에, 처분일정수립과 처분시설 건설을 시작해야만 한다.

5. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력기술개발사업 (NRF-2012M2A8A5025577)의 일환으로 수행되었습니다.

6. 참고문헌

[1] J. W. Choi, et. al., “High-Level Radwaste Disposal Technology Development”, KAERI/RR-2765/2006 (2006).

[2] SKB, "Spent nuclear fuel for disposal in the KBS-3 repository", SKB TR-10-13 (2010)

[3] Markku Juvankoski, Kari Ikonen, and Tiina Jalonen, "Buffer Production Line 2012-Design, Production and Initial State of the Buffer", POSIVA 2012-17 (2012)

지하처분연구시설 확장 구간 연구모듈의 수리지질학적 평가

고낙열*, 김건영
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nyko@kaeri.re.kr

1. 서론

심지층 처분시스템을 이루는 요소 중에 하나인 공학적 방벽은 처분용기, 그것을 둘러싼 완충재 및 처분 터널을 비롯한 지하 공간을 다시 폐쇄하는 뒷채움재로 나누어진다. 완충재가 누출될 가능성이 있는 핵종의 이동을 억제하는 계획된 기능을 수행하는데 영향을 주는 요소로 처분용기 내에서 발생하는 열과 처분공을 지나가는 지하수의 유동을 생각해 볼 수 있다. 처분용기의 열과 지하수에 의한 수리적 영향에 의한 완충재의 역학적 변화를 실제 지하환경에서 관찰하고 해석하기 위해, In-DEBS (In-situ Demonstration of Engineered Barrier System)를 설계, 제작하여 한국원자력연구원 부지 내에 조성된 KURT (KAERI Underground Research Tunnel)의 확장 구간에 설치하려는 계획이 진행 중이다.

본 연구에서는 In-DEBS 시험이 이루어질 시험공 주변의 수리지질학적 기본 자료 및 시험공의 국지적 수리특성에 관한 자료를 작성하기 위해, 현장에서 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 이루어졌으며, 지하수 유입량 및 수리전도도, 단열 분포 특성 등을 고려하여 In-DEBS 시험공은 3-2 관정 주변에 설치하기로 결정하였다. 시험공은 In-DEBS 장치를 설치하기 위해 860 mm 구경으로 굴착되었으며, 굴착 후 지하수 유입량 측정 및 시험공 벽면의 수리적 특성 파악을 위한 조사가 이루어졌다.

3. 조사 결과

In-DEBS시험공으로 유입되는 지하수의 양은 약 6 L/day로 측정되었으나, 시험공 벽면에는 지하수가

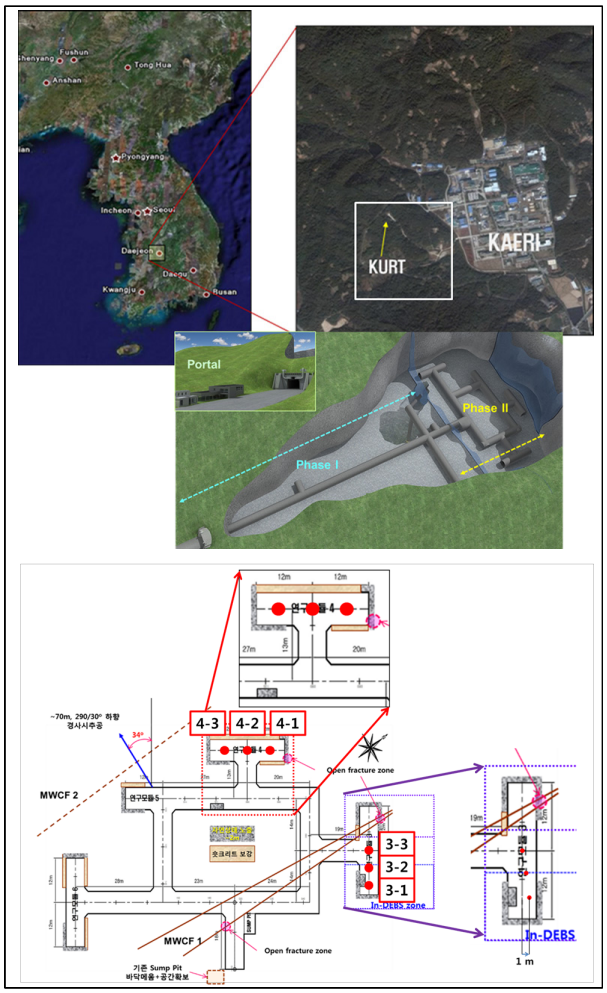


Fig. 1. Location and layout of the KURT, and positions of the boreholes in Research Modules 3 and 4.

유입된다고 생각되는 단열이 거의 관찰되지 않았다. 따라서 이는 시험공 외부에서 흘러들어온 것으로 생각되며, 수리지질학적 자료를 정리할 때에는 이에 대한 보정 작업이 필요할 것으로 보인다.

시험공 벽면에 대한 지하수 유입량 측정 시험에서도 비슷한 현상이 일어나, 외부 유입에 대한 보정을 실시하여 지하수 유입량 분포를 구성하였다 (Fig. 3). 시험을 위해 시험공 벽면을 일정한 간격으로 나누어 각 구역에 대한 지하수 유입량을 측정하였다. 지하수 유입량은 구역별로 10^{-8}~10^{-7} L/min로 측정되었으며, 그것을 이용하여 산정된 수리전도도의 범위는 10^{-13}~10^{-12} m/s로 나타났다.

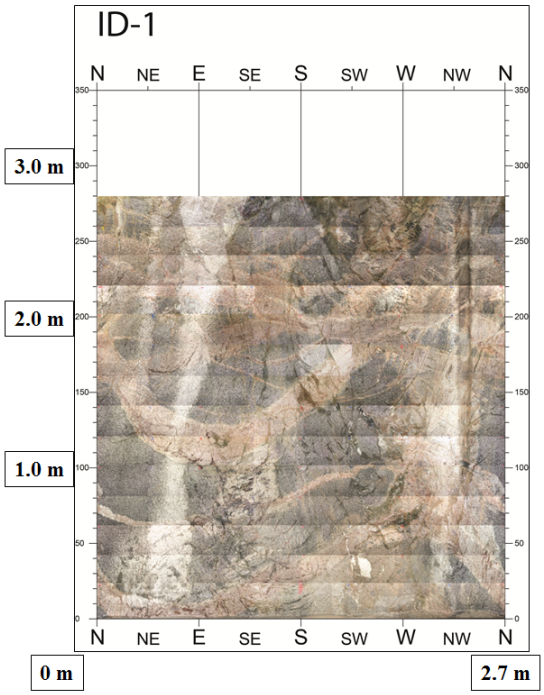


Fig. 2. Wall of the In-DEBS test borehole.

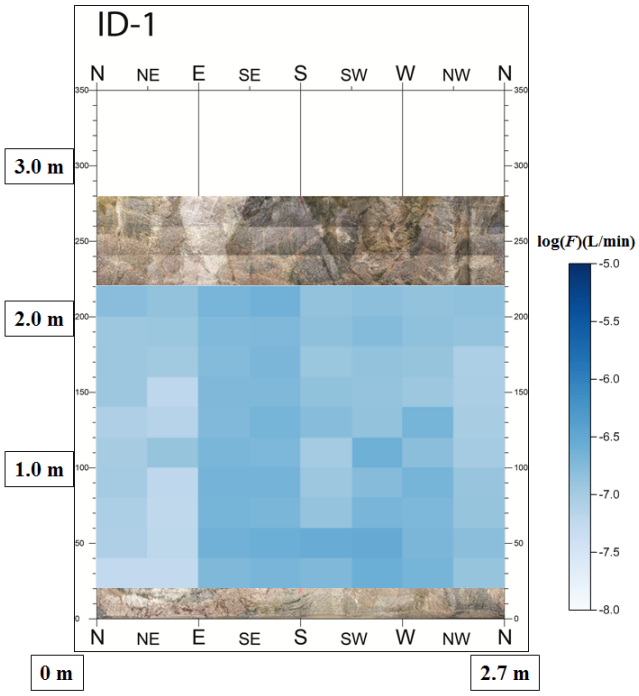


Fig. 3. Distribution of the groundwater influx (F) at the wall of the In-DEBS test borehole.

4. 결론

공학적 방벽의 복합적인 거동을 지하 환경 현장에서 관찰하기 위한 In-DEBS 시험을 수행하는데 이용될 대구경 시추공의 벽면에 대한 수리지질학적 특성 조사를 위한 시험이 이루어졌다. 시험공으로의 지하수 유입량과 수리전도도 분포는 수리적 특성

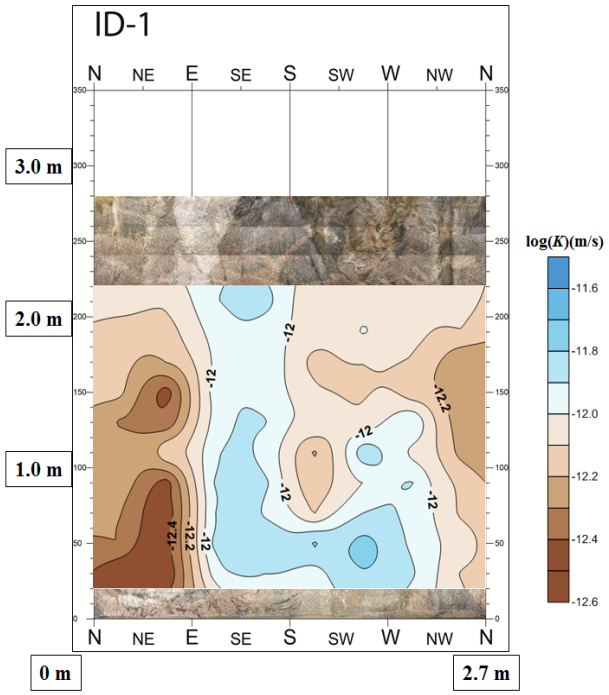


Fig. 4. Distribution of the hydraulic conductivity (K) at the wall of the In-DEBS test borehole.

파악에 이용되며, 또한 In-DEBS 시험을 모델링하기 위한 입력 자료 작성에도 기여할 것으로 기대된다.

5. 감사의 글

이 논문은 2016년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (원자력연구개발사업, No. 2012M2A8A5025589).

암반 내 단열망 분포 평가를 위한 지하투과레이더 탐사의 적용: KURT 내 예비평가

권장순[1*], 백승호[1,2], 김승섭[2], 고용권[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로99
*jskwon@kaeri.re.kr

1. 서론

지하구조물 건설에 따른 오랜 기간 동안의 안전성을 확보하기 위해서는 암반 내 존재하는 단열대의 공간분포 파악이 매우 중요하다. 특히 사용후핵연료의 심지층처분의 경우 단열대는 지하수의 유입경로 및 핵종의 이동경로가 될 수 있기 때문에 더욱 정밀한 이해가 필요하다. 본 연구에서는 원자력연구원 내 처분연구시설인 KURT 내에 존재하는 단열망의 공간분포를 파악하기 위하여 지하투과레이더 장비를 활용한 지구물리 탐사법의 활용 방안 및 적용 가능성을 검토하였다. 또한 단열망에 대한 지구물리적 고해상도 영상을 구축하는 기법을 개발하고자 하였다.

2. 본론

2.1 지하투과레이더

지하투과레이더(Ground Penetrating Radar, GPR)란 고주파영역의 전자기파를 송신기(transmitter)를 통하여 지표면에 입사시킨 후 연속적으로 매질 경계면에서 반사되어 되돌아오는 파를 수신기(receiver)를 통해 감지함으로써 매질 특성을 영상화하는 물리탐사 방법 중 하나이다. 이때 전자기파가 통과하는 매질에 따라 유전율과 전도율이 다르기 때문에 전자기파의 전파속도 및 파장, 반사 특성이 달라지는 원리를 이용하여 대상물의 두께 및 위치, 매질 간의 경계면, 내부 균열 및 공동의 존재 등을 알 수 있다[1]. 지하투과레이더 방식은 다른 지구물리 탐사법과는 달리 고주파영역의 전자기파를 사용하므로 주어진 공간에 대하여 높은 해상도의 지하영상을 얻을 수 있는 동시에, 비파괴 탐사기법으로서 주변 지질구조에 영향을 주지 않는다는 장점이 있다.

2.2 KURT 내 현장조사

KURT 대부분의 내면은 터널 내 안전을 확보하기 위하여 그라우팅(grouting) 시공이 되어 있다. 그라우팅은 시멘트, 물, 점토 등의 혼합물로서 경화되지 않은 점토의 물성은 높은 전도도를 가지기 때문에 GPR 탐사/조사 시 전자기파 에너지를 흡수하는 역할을 한다. 이는 GPR 탐사의 전자기파의 내부 확산을 저해함으로 적용불가하기에 그라우팅 처리가 되어 있지 않은 KURT 벽체를 대상으로 100, 200, 500 MHz 및 1 GHz의 다양한 주파수를 사용하여 현장 실험을 실시하였다.

다양한 현장 실험 중 본 지면에서는 KURT 내부 다이아몬드 절단면 벽체(Fig. 1)를 대상으로 실시한 100, 200 MHz 저주파 영역에서의 측선조사와, 500 MHz 및 1 GHz 고주파 영역의 격자조사 결과를 수록하였다.

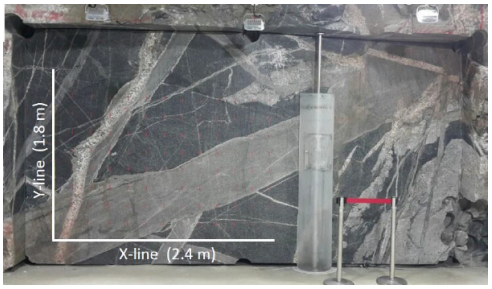


Fig. 1. Diamond-ground wall in the KURT. The dimension and location of the GPR grid survey are denoted as white solid lines.

2.3 연구결과

연구결과의 분석에 앞서 측선 및 격자조사에서 관측된 자료들은 전용 자료처리 프로그램을 활용하여 기본적인 Grain, Band-pass filter, Migration 등을 적용하여 해석에 용이한 자료로 생성하였다. 이에 앞서 ATA(Average Trace Amplitude) 분석을 통해 탐사 가능 깊이(가탐심도)를 추정하였다.

100 및 200 MHz 주파수 영역대를 이용한 탐사의 ATA 분석을 통하여 각 가탐심도가 약 11 m 및 6 m임을 확인할 수 있었다(Fig. 2a). 100 MHz 영상에서는 깊이 3.5 m에서 강한 신호가 나타나 선형구조의 단열대가 있음을 확인할 수 있으며 200 MHz 영상에서는 깊이 약 1.8 m에서도 강한 반사면이 추가로 관측되었다(Fig. 2b,c).

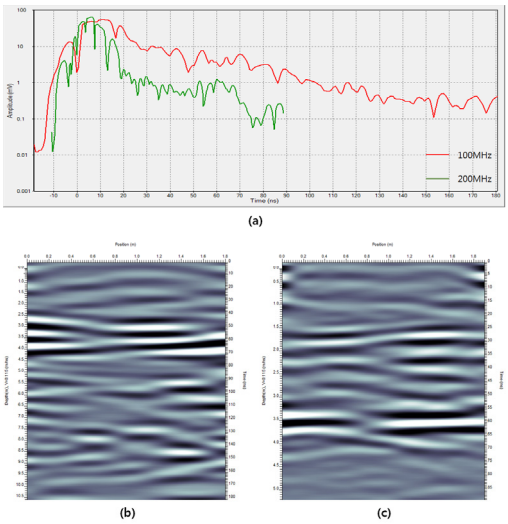


Fig. 2. Comparison of the ATA with 100 and 200 MHz investigation (a), and scan images of 100 MHz (b) and 200 MHz (c).

100 MHz 결과에서 나타나는 3.5 m 심도에 존재하는 반사면의 경우 position 0.7 m를 기준으로 반사파의 위상이 달리 나타나고 있으며(Fig. 2b), 이는 단열 내부를 채우고 있는 물질의 물성 변화에 기인함을 지시한다. 이에 화강암체 내에 작은 균열을 만들고 내부가 각각 공기 또는 물로 채워지는 가상모델을 만들어 GPR 영상을 생성해 보았다. 그 결과 서로 다른 위상이 도출되었으며, 해당 3.5 m 심도에 위치하는 단열의 경우 좌측에는 물이, 우측에는 공기로 채워져 있음을 확인할 수 있었다.

500 MHz 및 1GHz의 ATA 그래프 분석 결과 500 MHz의 경우 45 ns(2.587 m)보다 깊은 가탐심도를, 1 GHz의 경우 46 ns 정도의 가탐심도를 보였다. 전반적으로 고주파영역대의 탐사에 있어 2.5 m 이상의 가탐심도를 보이지만 송신신호의 구형발산에 의해 에너지 손실이 일어나 하부의 영상이 잘 구현되지 않음을 확인할 수 있었다.

고주파영역의 격자조사를 통하여 심도 1 m 이내의 단열망의 3D 모델 중합 영상화를 실시하였으며(Fig. 3), 3차원의 영상에서 2개의 주 반사면이 교차하여 존재하는 단열망을 확인할 수 있었다.

일반적으로 영상의 손실을 막기 위해서는 max. gain 값을 높게 설정해줘야 하지만 이 경우 다른 영상의 왜곡을 초래하여 정확한 해석을 실시하기 어렵다. 이를 해결하기 위하여 보통 3D 모델을 구간별로 나누어 영상화하는 방법을 이용해 볼 수 있다.

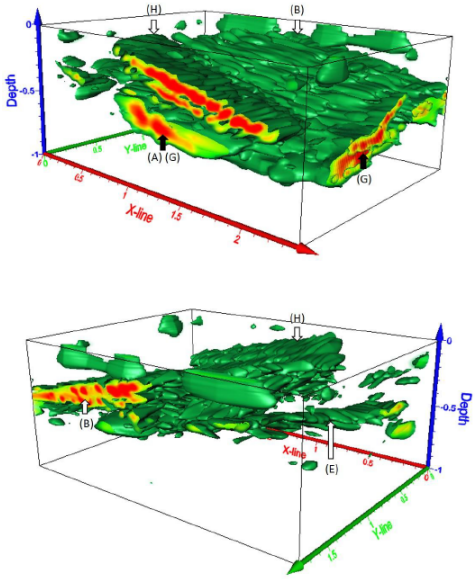


Fig. 3. The 3D subsurface image conducted by using both 500 MHz and 1 GHz grod data. The identified fractures are indicated arrows, where the white arrow point to fractures and the black arrows point to the void.

3. 결론

본 연구에서는 KURT 내에 존재하는 단열의 공간분포를 파악하기 위하여 GPR 장비를 활용한 지구물리탐사법의 활용방안 및 적용가능성을 살펴보았다. 단열의 규모 및 단열내부 채움 매질에 따라 신호의 강도와 위상의 변화가 다르게 관측되었으며, 단열망의 분포를 정밀한 3차원 영상으로 생성할 수 있었다. 이로 비파괴 지구물리탐사가 지하처분장의 안전성을 확보하는데 매우 효과적이며 효율적으로 사용될 수 있음을 제안한다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구(핵연료주기사업)입니다.

5. 참고문헌

[1] H.M. Jol, “Ground Penetrating Radar: Theory and Application”, 1 ed., Elsevier Science.

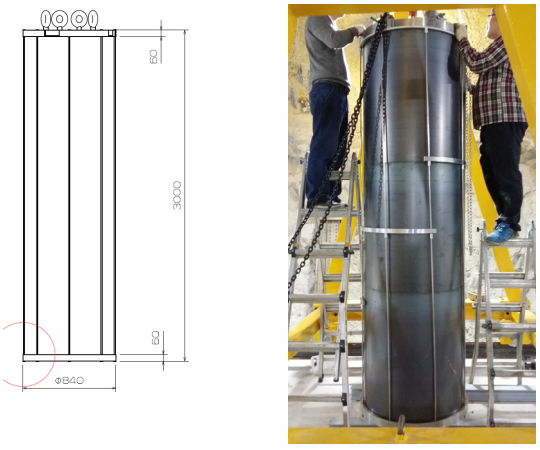
1/3 축소모델 방사성폐기물 처분용 완충재 컨테이너 구조해석

최영철[1*],김진섭[1], 김건영[1], 김소연[2], 박성호[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한빛시스템, 대전광역시 대덕구 대덕대로 1324
*cyc@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위 방사성 폐기물 처분시스템은 지하 500 mm 심도에서 암반에 터널을 뚫어 고준위 폐기물 처분 용기를 넣고 주위를 완충재로 매우는 형식이다. 실제 처분에 앞서, 고준위 방사성 폐기물을 처분하였을 경우 암반 및 완충재에 어떠한 영향을 미치는지 실험으로 살펴볼 필요가 있다. 이를 위해 한국원자력연구원에서는 KURT (KAERI Underground Reseaarch Tunnel)에서 1/3 규모의 처분용기 및 완충재를 제작하였다. 시험공의 지름이 860 mm이기 때문에 시험공 안에서 완충재 블록을 조립할 수 없다. 따라서, 외부에서 완충재, 히터 및 센서를 조립하여 넣어야 하기 때문에 완충재 블록 전체를 들 수 있는 컨테이너가 필요하다. 조립 완료된 완충재, 히터 및 센서의 무게는 약 3톤이기 때문에, 본 논문에서는 구조해석을 통해 3톤의 무게를 견딜 수 있는지 컨테이터의 안전성을 분석하고자 한다.

2. 본론



(a) (b)

Fig. 1. (a) Design drawing and (b) picture of Buffer container.

2.1 전산해석을 위한 완충재 컨테이너 모델 작성

Fig. 1은 완충제 컨테이터의 설계도면 및 실제 사진을 보여주고, Fig. 2는 구조해석을 위한 3D모델을 보여주고 있다. ∅840 mm의 직경을 갖는 상부 플레이트와 하부 플레이트를 ∅10 mm의 지름을 갖는 3 m Bar 8개가 지지될 수 있도록 설계하였다. 상판과 하판의 두께는 500 mm이고, 하판의 경우 ∅10 mm의 직경을 갖는 Hole을 갖도록 설계하였다.

구조물의 상부의 축 방향으로 고정된 4개의 고정부는 Fixed조건을 부여하고, 구조물 내 가해지는 하중은 삽입될 완충재 개수를 고려하여 1, 2, 3, 4 ton으로 분포하중 조건을 부여한 후 각각 구조해석을 수행하였다.

2.2 요소 크기별 수렴성 검토

전산해석에 사용된 요소 크기별 수렴성 검토 (Convergence test)를 위해서 설계된 모델의 요소 수를 증가시킴에 따른 변형률 에너지의 변화를 계산하였고 그 결과는 Fig. 3와 같다. 그래프와 같이 요소 수에 따라서 변형률 에너지의 수렴성이 증가함을 확인하였고, 해석시간의 단축을 위해 요소 수는 103,963개로 정의하였다.

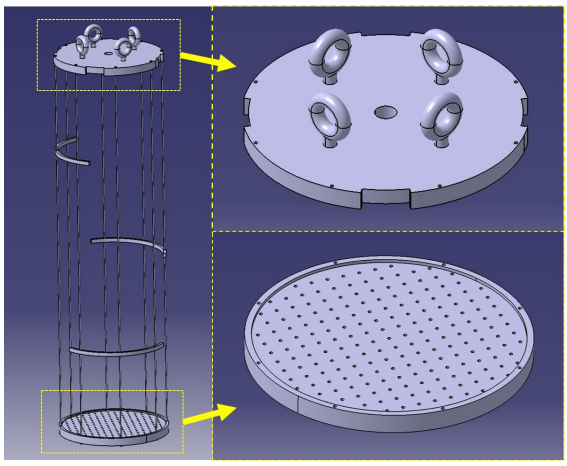


Fig. 2. 3D modeling for buffer container.

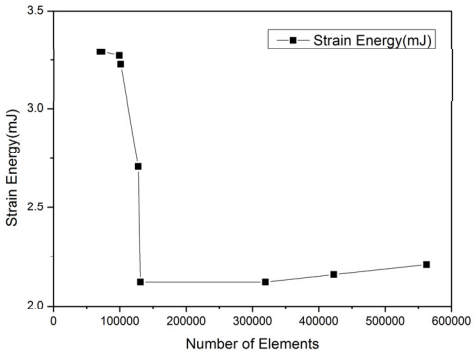


Fig. 3. Convergence evaluation of strain energy according the number of elements.

2.3 각 Bar의 하중별 변위량 및 구조 건정성 해석

해석 모델은 축을 기준으로 대칭되는 영역으로 나누어졌고 한 영역 내 해당되는 4개의 Bar에 대하여 각각의 하중에 따라 안쪽방향으로 변형되는 변위량을 계산하였다. 최대 하중조건인 4 ton의 경우 0.173 mm의 변위량이 계산되었다. 하부 플레이트에 최대 부피로 적재되었다고 가정하였을 때, 적재물과 Bar사이의 간격은 5 mm이다. 따라서 ∅ 10 mm의 직경을 갖는 Bar가 최대 하중조건을 겪을 때 삽입물에 영향을 주지 않을 정도의 변위량을 갖는 것으로 나타났다. 또한 중력방향으로 가해지는 하중에 따른 하부 플레이트의 최대 변위량 계산 결과에서 최대 하중조건인 4 ton일 때 1.033 mm의 변위량이 계산되었다.

Table 1. Displacement(mm) of each bar

	Bar 1	Bar 2	Bar 3	Bar 4	Under plate
1 ton	0.046	0.052	0.046	0.042	0.2999
2 ton	0.826	0.092	0.082	0.074	0.5444
3 ton	0.119	0.132	0.118	0.107	0.7887
4 ton	0.155	0.173	0.154	0.139	1.0332

2.4 각 Plate의 구조 건정성 해석

각 하중조건에서 최대응력은 모두 ∅ 10 mm Bar에서 나타났고 삽입물의 무게가 1 ton일 때 21.328 MPa, 2 ton일 때 38.874 MPa, 3 ton일 때 56.421 MPa, 4 ton 일 때 73.967 Mpa로 계산되었다. 구조물이 받는 최대 하중인 4ton인 경우에서 상부 플레이트와 하부 플레이트의 등가 응력 분포는 각각 Fig. 4과 Fig. 5와 같이 나타났다.

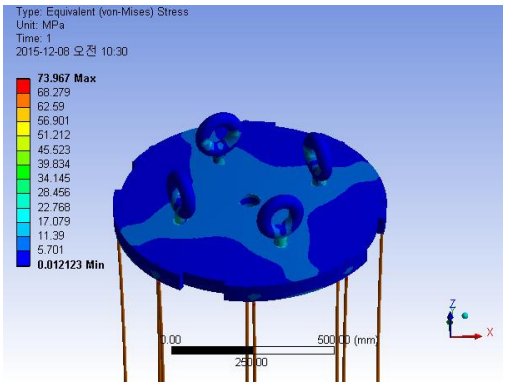


Fig. 4. the stress distribution of the upper plate when load is 4 tone.

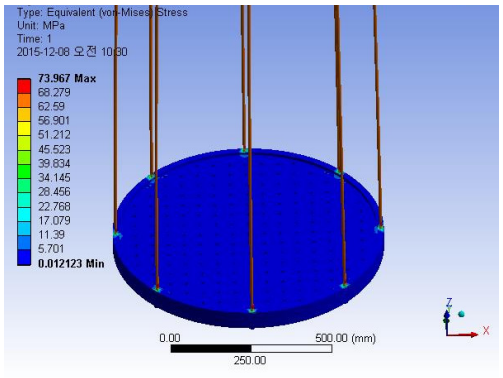


Fig. 5. the stress distribution of the lower plate when load is 4 tone.

2.5 하중별 안전계수 계산

Table 2는 각 하중 별로 등가응력이 항복강도에 이르렀을 때 항복이 일어나는 계수로 프로그램 내 safety factor tool에 의해 계산되었다.

Table 2. Safety factor according to the load

Cases	Safety factor
1 ton	10.722
2 ton	5.431
3 ton	3.431
4 ton	2.379

3. 결론

본 논문에서는 방사성폐기물 처분용 완충재 컨테이너의 구조안정성을 확인하기 위해서 전산해석을 수행하였다. 그 결과 완충재 블록 조립체를 터널 내에 삽입하기 위해 설계된 컨네이너는 비교적 높은 안전성을 갖는 것으로 분석하였다. 따라서 터널 내에 설치가 가능함을 알 수 있었다.

K-SAP을 활용한 LiCl 방사성 염폐기물 고화체 합성 및 물리화학적 특성 분석

이기락*, 한아름, 박환서, 조인학, 은희철, 최정훈, 한승엽, 안도희
한국원자력연구원 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kirakki@kaeri.re.kr

1. 서론

최근 핵폐기물을 재활용하기 위한 방법으로 건식법인 파이로 프로세싱이 주목받고 있다. 일반적으로 파이로 프로세싱에는 연속의 electrolytic process가 수행되는데 이 때 전해질로 LiCl과 LiCl-KCl 공융염이 사용되며 방사성을 띄는 염폐기물이 발생하게 된다. 원자력연구원에서는 이러한 염폐기물을 해결하기 위하여 SAP을 활용한 유리고화체 제조법을 개발하였다[1,2]. 본 연구에서는 개발한 SAP을 개량하여 간단한 방법으로 대량처리를 할 수 있도록 K-SAP을 개발하였으며, 이를 LiCl 모의 염폐기물과 다양한 비율로 혼합하여 고화체를 합성하였다. 고화체의 특성을 평가하기 위하여 물리적, 화학적 분석을 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험 방법

2.1.1 K-SAP 합성

기존 SAP에서 유리질 40% 비율로 조성을 설정하여 SiO2, Al(OH)3, (NH4)H2PO4, B2O3, Fe2O3를 혼합하였다. 모든 시약은 reagent grade를 사용하였다. 혼합된 물질을 500도에서 열처리 하여 AlPO4 및 SAPO-20 물질을 함유한 파우더로 합성하였다.

2.1.2 탈염 및 고화체 제작

모의 방사성 폐기물은 LiCl에 모의핵종 (SrCl2, CsCl)을 0wt%, 10wt% 20wt%, 30wt% 비율로 혼합하여 합성하였다. 제조한 모의 방사성 폐기물과 K-SAP을 다양한 비율로 혼합하여 고화체 제조에 사용하였다. K-SAP/salt 비율을 K-SAP 뒤에 표시하였다. 그리고 비율 2를 기준으로 핵종을 넣은 양을 K-SAP2-1 (10wt%), K-SAP2-2 (20wt%), K-SAP2-3 (30wt%) 으로 표현하였다. 혼합된 파우더는 650도에서 열처리 하여 탈염 과정을 수행하였으며 다시 냉각된 파우더는 1300도에서 열처리하여 유리화 과정을 수행하였다. 탈염 생성물과 고화체의 물리 화학적 특성 분석을 위하여 XRD, TGA, SEM 등의 다양한 분석을 수행하였다.

2.2 실험 결과

Fig. 1은 탈염공정후 결과물의 XRD 분석을 수행한 결과이다. XRD 결과에서는 K-SAP1 sample의 경우 미반응한 LiCl 과 Lithium chloride borate가 발견된다. Li-aluminosilicate가 형성된 것을 알 수 있다. 비율이 올라갈수록 탈염되지 않은 Cl 성분은 없어지며 Li3PO4 와 AlPO4가 형성되는 것을 알 수 있다. 이는 LiCl가 반응하지 못한 성분들 끼리 반응한 것으로 탈염을 시킬 수 있는 능력 충분히 사용되지 못한 것을 나타낸다.

Fig. 2는 탈염공정 후 결과물의 TGA 결과를 나타내었다. K-SAP 1의 경우는 15% 정도의 무게 감량을 보였으며 K-SAP1.5의 경우는 4.5%의 무게 감량을 나타내었다. 무게감량은 미반응된 Cl이 존재함을 의미한다. K-SAP2 이상에서는 무게 감량이 나타나지 않아 탈염반응이 완전히 일어났음을 알 수 있다. 적정한 비율은 미반응된 Cl이 존재하지 않으면서 K-SAP이 가지고 있는 탈염능력이 충분히 사용되었을 경우로 비율2가 최적화 된 것으로 볼 수 있다.

탈염된 결과물은 다시 유리화 공정을 거쳐 최종적으로 고화체로 제작되었다. 제작된 고화체의 거시적 형상을 Table 1에 나타내었다. K-SAP1을 제외하고 모든 조성에서 균일한 유리질의 고화체가 형성되는 것을 알 수 있다. 이는 폐기물의 특성상 일정한 조성의 폐기물이 발생되기 어려운 환경에서 매우 좋은 특성을 나타낸다. 넓은 범위의 조성 변화에서도 고화체로서 형상을 잘 유지하기 때문이다. 제작된 고화체의 단면을 SEM 분석을 수행하여 Fig. 3에 나타내었다. SEM 분석을 통하여 모든 고화체가 micropore 또한 존재하지 않으며 매우 dense한 형상을 나타냄을 알 수 있다. 이는 침출수와의 접촉할 수 있는 표면적을 감소시킴으로서 고화체의 내구성을 향상 시키는 특성을 보여준다. XRD 분석또한 수행되었으며 모든 고화체가 비결정질의 유리질 형상을 나타내고 있었다.

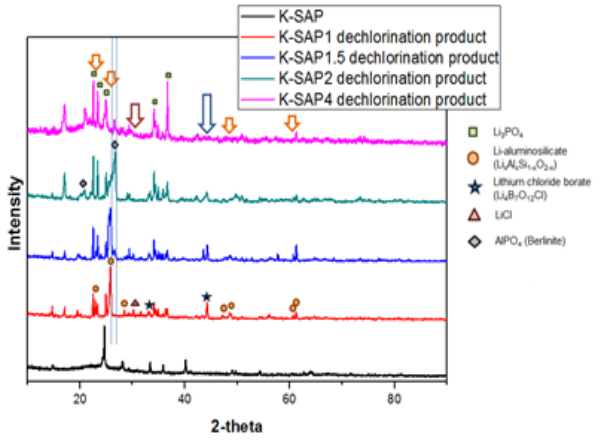


Fig. 1. XRD results of K-SAP1, K-SAP1.5, K-SAP2 and K-SAP4 dechlorination product.

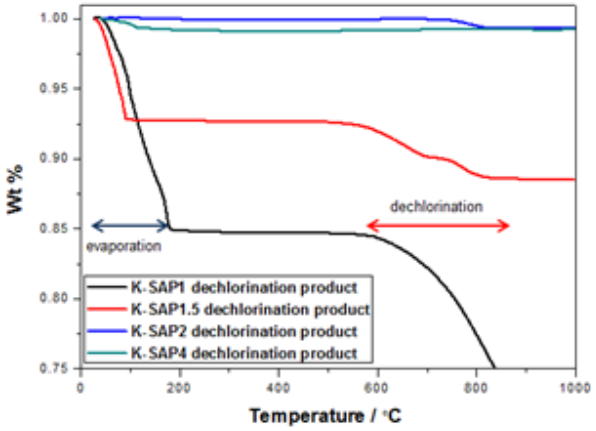


Fig. 2. TGA results of K-SAP dechlorination products.

Table 1. Images of vitrification product

K-SAP waste form, K-SAP1, 1300 ℃	K-SAP waste form, K-SAP1.5, 1300 ℃	K-SAP waste form, K-SAP2, 1300 ℃	K-SAP waste form, K-SAP4, 1300 ℃
empty	homogeneous phase	homogeneous phase	homogeneous phase
waste form, K-SAP2, 1300 ℃	waste form, K-SAP2-1, 1300 ℃	waste form, K-SAP2-2, 1300 ℃	waste form, K-SAP2-3, 1300 ℃
homogeneous phase	homogeneous phase	homogeneous phase	homogeneous phase

3. 결론

기존의 SAP 고화체를 개선하여 간단한 방법으로 완전한 유리질의 고화체를 제작하는 데 성공하였다. 추가적으로 IR 분석 및 침출특성 분석을 수행하여 K-SAP 고화체의 구조분석 및 화학적 내구성 분석을 수행할 계획이다.

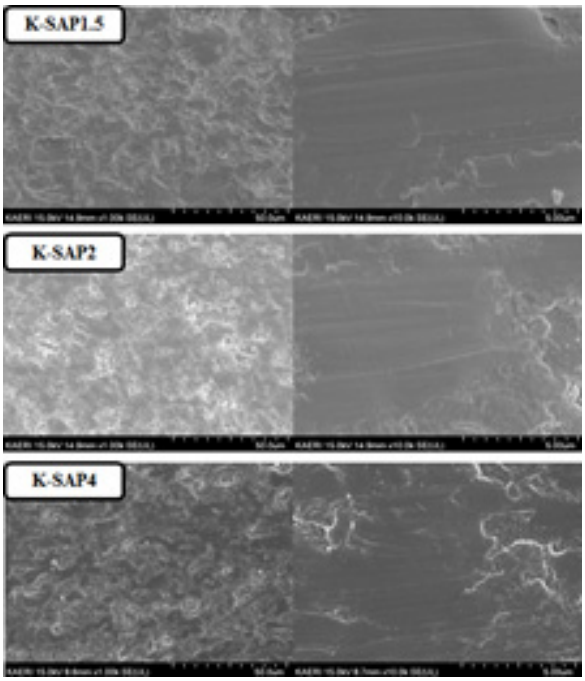


Fig. 3. SEM images of K-SAP1.5, K-SAP2 and K-SAP4 vitrification product.

4. 참고문헌

[1] H. Park, I. Kim, Y. Cho, H. Eun, and H. Lee, Environ. Sci. Technol. 2008 42 9357-9362.

[2] S.-N. Ahn, H.-S. Park, I.-H. Cho, I.-T. Kim and Y.-Z. Cho, J. Kor. Rad. Waste Soc., 2012, 10(1), 27.

지질환경의 장기진화 예측을 위한 FEPs 및 시나리오의 구성: 일본 URL 사례

정수림*, 고용권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sljung@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 심지층처분 연구에서 유해한 핵종이 생태계에 미치는 영향을 방지하기 위해서, 장기간의 지질학적 진화과정 속에서도 안정하게 유지될 수 있는 자연방벽의 평가 기술 개발이 필요하다. 이에 국내외 많은 연구시설을 통하여 장기 지질학적 안전성 평가를 위한 다양한 연구가 진행되고 있다. 그 중, 연구 지역의 지질환경 진화사 연구 및 고지질환경 복원을 통하여 미래 지질환경 변화 예측 모델을 개발한 일본 지하 처분 연구시설(Underground Research Laboratory, URL)의 사례를 소개하고자 한다.

2. 본론

2.1 개요

Japan Atomic Energy Agency(JAEA)는 지중처분의 '장기 안전성(Long-term Safety)'을 확보하기 위해, 미래의 환경 변화가 반영된 지질환경 '안정성(Stability)'의 입증을 전제하였다. 이러한 '안정성'은 '열적(Thermal), 수리적(Hydrologicla), 역학적(Mechanical), 화학적(Chemical) 환경이 처분장의 지질학적 장기 안전성에 유리한 상태로 지속되는 것'으로 정의된다. 미래 예측이 어려운 지질학의 특성상 지질환경의 장기 안정성 평가는 신뢰도 높은 장기 지질진화 예측모델을 개발하는 것이 관건이다. JAEA는 외삽법을 적용하여 과거로부터 현재까지의 지질환경 진화과정을 모델화하고, 이를 바탕으로 정량적인 장기 지질환경 예측 모델링을 진행하였다. 여기서 중점적으로 소개할 내용은 과거 주요 사건(Event)과 과정(Process)의 상호관계를 정립하여 지질진화 시나리오를 구성하는 모델링 기초단계로, 정량적 예측모델 개발의 예비결과이다.

2.2 '지질진화 시나리오 구성'의 방법론

JAEA에서 개발한 장기 지질환경 안전성 평가방법의 기본 절차를 네 단계로 분류하면, 1)연구 지역의 지질환경 진화과정 개념모델 작성, 2)개념모델에서 정의되는 특성(Features)들의 상호작용 평가, 3) 평가 결과를 바탕으로 지질진화 시나리오 구성, 4) 지질진화 모델링 및 모델 평가 순으로 진행된다.

위의 절차에 따르면 장기 지질진화 예측모델을 개발하기 위해서는 1)부터 3)까지의 '지질환경 진화 시나리오 구성'이 선행되어야 한다.

2.2.1 지질진화 개념모델

JAEA에서 개발한 지질진화 예측모델의 첫 번째 절차는 지질진화 개념모델을 구성하는 것이다. 이를 위해 대상 지역의 고기후, 고지형, 고지질환경 및 지구조 진화과정의 기초연구가 필요하다. 기후와 지형, 지구조의 변화에 따른 수리 및 지화학적 환경 변화에 대해 개념적으로 접근한다. Fig. 1은 고지질환경 기초연구 내용을 바탕으로 JAEA의 Horonobe URL에서 구성한 개념모델의 예시이다.

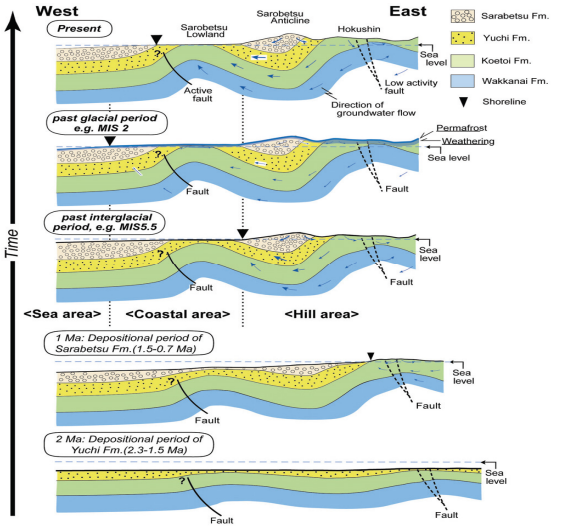


Fig. 1. Conceptualisation for the hydrogeological evolution of the Horonobe area (Niizato et al., 2011).

2.2.2 FEPs 목록 작성

개념모델 구성 후, 모델의 각 진화 단계에서 발견되는 특성개체와 자연적인 사건, 그리고 사건 혹은 시간경과에 따른 다양한 변화과정을 나열한다. 이를 FEPs(Features, events, and processes)라 하는데, 이 단계에서는 FEPs 요소들의 열적, 수리

적, 역학적, 화학적, 기하학적(Geometrical) 관점에서의 상호작용과 관련 현상에 대해 정리하여 목록을 작성한다. 작성 목록에는 각 요소가 장기 안정성에 미치는 영향력 평가도 포함된다. 이러한 FEPs 목록은 다음 단계인 시나리오 구성을 위한 기초자료가 된다.

2.2.3 지질진화 시나리오 구성

세 번째 단계의 시나리오 구성은 첫 번째 단계의 개념모델보다 더 구체적이며, 각 특성의 상호연계성을 시스템화 시키는 작업이 포함된다. 이에 대한 Horonobe URL의 시나리오 예시가 Fig. 2와 같다.

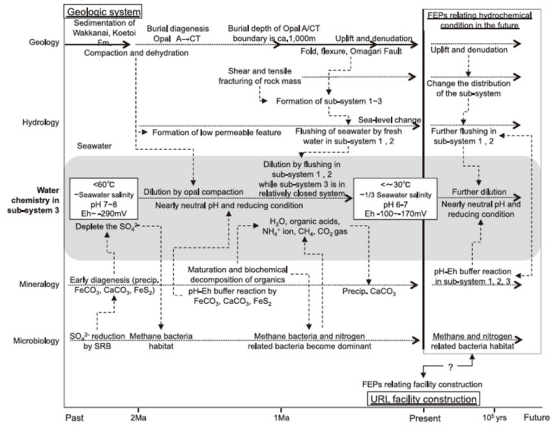


Fig. 2. Long-term scenario related to hydrochemical evolution (Iwatsuki et al., 2009).

이 단계에서는 앞서 작성한 FEPs 요소들 중 지질학적 장기 안전성과 주요하게 관련 있는 요소를 모아, 과거로부터 현재까지의 지질환경 변화에 대해 개략적인 시나리오 형태로 구성한다. 시나리오는 지질 분야별로 구분되어 작성되지만, 각 시스템 사이의 상호작용도 매우 중요하게 다뤄진다. 시나리오를 토대로 지질 특성이 미래에 어떻게 변화할지 또한 개략적으로 구성해 볼 수 있다.

2.3 장기 지질환경 진화 예측모델

정량적인 장기 지질환경 변화 예측모델 개발을 위하여, 앞서 작성된 지질진화 시나리오를 토대로 각 지질환경 특성의 장기진화 시뮬레이션과 수치모델화 작업이 진행된다. 실험을 통한 모델의 검증이 불가능한 이 예측모델의 정확도는, 고지질환경 정보를 입력했을 때 모델의 출력정보와 현재의 지질환경 정보를 비교하여 최적화한다.

3. 결론

JAEA에서 진행된 이 장기 지질환경 진화 예측모델 개발은, 예측이 어려운 미래의 지질 변화를 정량적인 모델로 구성한 점에서 그 의의가 크다. 처분연구에서 지질 환경의 장기적 안전성 평가는 반드시 수행해야 하는 필수적 요소이며, 일본의 연구사례는 한국의 지질 안전성 평가기술 개발연구에 큰 도움이 될 것으로 사료된다. 다만, 퇴적암을 기반암으로 한 Horonobe URL에서 개발되었으며, 한국의 지질학적 특성이 반영되지 않은 모델이므로, 향후 추가적인 해외 연구의 조사와 함께 한국의 지질 특성을 적용한 모델 개발이 진행될 예정이다.

4. 참고문헌

[1] T. Niizato, H. Imai, K. Maekawa, K. Yasue, H. Kurikami, I. Shiozaki, and R. Yamashita, “Development of a Methodology for the Characterisztion of the Long-term Geosphere Evolution (1) Impacts of natural events and processes on the geosphere evolution of coastal setting, in the case of Horonobe area”, Proceeding of ICONE19, ICONE19-43163, 2011, Japan.

[2] T. Iwatsuki, E. Ishii, and T. Niizato, “Scenario Development of Long-term Evolutions in Horonobe Area, Hokkaido, Japan”, Chigaku Zasshi (Journal of Geography in Japan), 118(4), 700-716, 2009.

중수로 사용후핵연료 파이로공정 도입 효과 분석 - 공정 시나리오별 폐기물 특성 분석

김인영*, 최희주, 이종열, 이민수, 이연명
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*iykim@kaeri.re.kr

1. 서론

중수로형 원전이 국내 원전에서 차지하는 비중이 낮음에도 중수로 사용후핵연료가 전체 사용후핵연료 발생량(전체의 53%, 2014년 기준) 및 예상량(전체의 25%)의 상당부분을 차지하고 있다. 중수로 핵연료의 장기 관리방안과 관련하여, 현재까지 중수로 사용후핵연료는 재활용하지 않는 것으로 간주되어 왔으나, 일각에서는 미량의 핵분열성 물질 및 다량의 핵원료성 물질을 포함하고 있으므로 재활용을 고려해야 한다는 주장이 제기되고 있다. 따라서 본 논문에서는 중수로 사용후핵연료를 파이로 처리할 경우 효과를 분석하기 위해 세 가지 파이로 공정 시나리오 도입에 따른 파이로 공정 폐기물 및 산물의 특성을 분석하였다.

2. 본론

2.1 주요 가정 및 해석조건

본 논문에서는 파이로 공정폐기물의 특성을 평가하기 위해 방출연소도 8100 MWd/MtU의 CANDU37 핵연료를 기준핵연료로 선정하고 Origen-arp를 이용해 해석을 수행하였다. 중수로 대상의 파이로 공정 물질수지가 부재하므로, 경수로 물질수지와 동일한 물질수지가 적용되는 것으로 가정하였다. 원자로 방출 후 10 년 냉각된 사용후핵연료를 파이로 처리하는 것으로 가정하였으며, 20 년 냉각 후 처분하는 것으로 가정해 처분시점에서 폐기물의 특성을 분석하였다.

2.2 물질수지 2.6.0

물질수지 2.6.0[1]에 따르면 총 5종(Metal, LiCl-KCl, 기체폐기물 - Cs, Tc&I)의 폐기물과 2종(TRU, U)의 공정산물이 발생되는 것으로 확인되었다. 처분시점에서 폐기물의 특성은 Table 1과 같고, 시간에 따른 폐기물의 붕괴열, 방사능, 독성도 변화는 Fig. 1, 2, 3과 같다.

Table 1. Characteristics of waste from MB 2.6.0 - CANDU SNF

(30년 냉각)	Metal	LiCl-KCl	Cs	TcI	LiCl	TRU	U
핵종량 [g]	1.24E+05	1.71E+03	6.96E+02	1.37E+03	5.00E+02	9.21E+03	9.81E+05
붕괴열 [W]	1.07E-02	5.56E+00	6.42E+01	2.04E-03	5.09E+01	3.90E+01	2.07E-02
방사능 [Ci]	5.17E+00	1.66E+03	2.59E+04	4.28E+00	1.53E+04	7.76E+03	1.36E+00
독성도 [m^3water]	1.08E+06	2.54E+09	6.66E+08	1.66E+05	2.51E+10	3.05E+08	3.73E+04

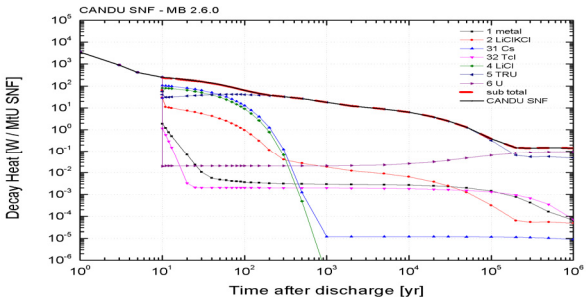


Fig. 1. Decay heat of waste from MB 2.6.0MB - CANDU SNF.

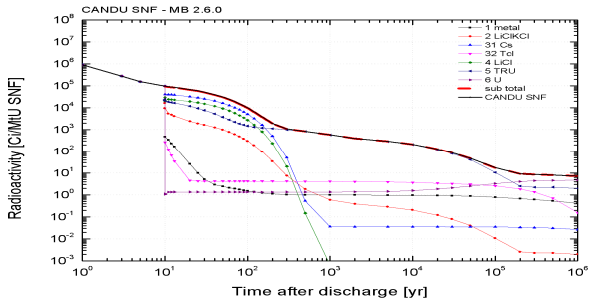


Fig. 2. Radioactivity of waste from MB2.6.0 - CANDU SNF.

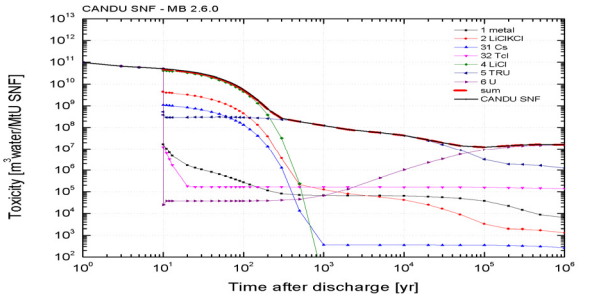


Fig. 3. Toxicity of waste from MB2.6.0 - CANDU SNF.

2.3 물질흐름 v4.0(2012)

물질흐름 v4.0[2]에 따르면 총 9종의 폐기물과 2종(TRU, U)의 공정산물이 발생되는 것으로 확인되었다. 처분시점에서 폐기물의 특성은 Table 2와 같고, 시간에 따른 폐기물의 붕괴열, 방사능, 독성도 변화는 Fig. 4, 5, 6과 같다.

Table 2. Characteristics of waste from FS v4.0 - CANDU SNF

(30년 냉각)	Hull	LiCl	U	Anode	LiCl-KCl	SFR fuel	Cs	Tc	I	H	C
핵종량 [g]	2.00 E+02	6.94 E+02	9.53 E+05	3.09 E+03	2.00 E+03	8.71 E+03	6.68 E+02	1.87 E+02	6.53 E+01	3.07 E-01	7.0 4E+01
붕괴열 [W]	3.29 E-02	5.88 E+01	3.20 E-02	7.14 E-03	1.06 E+00	3.90 E+01	6.50 E+01	1.33 E-04	3.95 E-06	1.89 E-03	1.12 E-04
방사능 [Ci]	1.05 E+01	1.77 E+04	3.69 E+00	8.09 E+00	3.00 E+02	7.77 E+03	2.62 E+04	2.65 E-01	8.44 E-03	5.59 E+01	3.83 E-01
독성도 [m^3water]	6.81 E+08	6.14 E+06	2.94 E+10	1.29 E+05	1.06 E+06	3.00 E+08	3.05 E+08	6.74 E+08	1.33 E+03	1.41 E+05	1.87 E+04

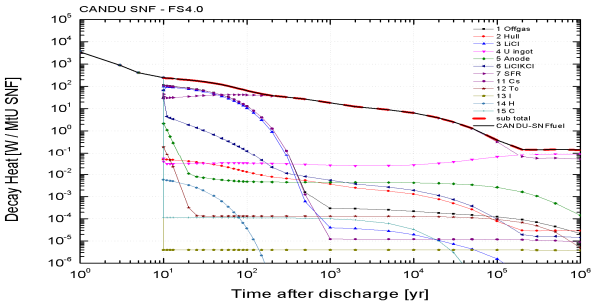


Fig. 4. Decay heat of waste from FS v4.0 - CANDU SNF.

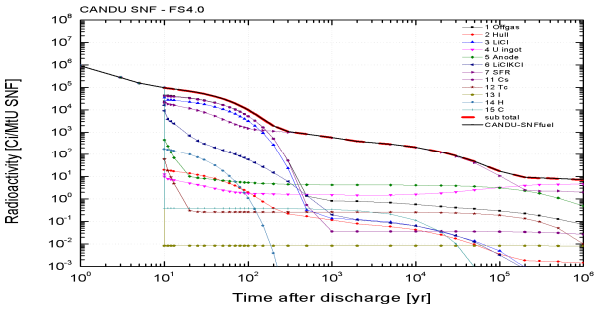


Fig. 5. Radioactivity of waste from FS v4.0 - CANDU SNF.

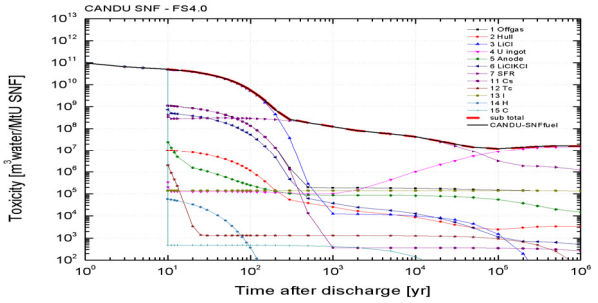


Fig. 6. Toxicity of waste from FS v4.0 - CANDU SNF.

2.4 금속전환공정

금속전환공정에서는 총 7종의 폐기물과 1종(U+TRU 잉곳)의 공정산물이 발생되는 것으로 확인되었다. 처분시점에서 폐기물의 특성은 Table 3과 같고, 시간에 따른 폐기물의 붕괴열, 방사능, 독성도 변화는 Fig. 7, 8, 9와 같다.

Table 3. Characteristics of waste from reducing - CANDU SNF

(30년 냉각)	U ingot	LiCl	HC	KrXe	Accum	Hull	Cs	Tc	I
핵종량 [g]	9.97E+05	5.82E+02	9.03E+01	1.46E+03	8.54E+01	2.00E+02	7.26E+02	2.50E+02	6.52E+01
붕괴열 [W]	3.96E+01	5.30E+01	2.58E-03	4.86E-01	6.38E+00	3.29E-02	6.50E+01	4.80E-03	3.95E-06
방사능 [Ci]	8.01E+03	1.59E+04	7.26E+01	3.24E+02	1.09E+00	1.05E+01	2.62E+04	2.45E+00	8.44E-03
독성도 [m^3water]	6.03E+08	2.65E+10	2.47E+04	3.24E+02	2.94E+09	6.14E+06	6.75E+08	4.81E+04	1.41E+05

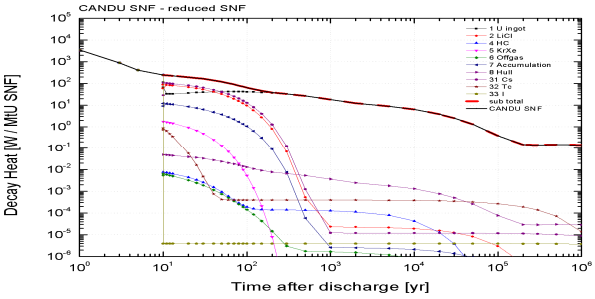


Fig. 7. Decay heat of waste from reducing - CANDU SNF.

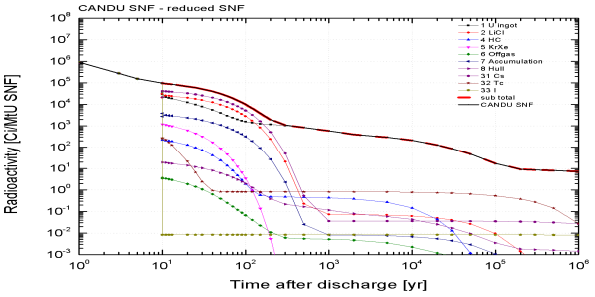


Fig. 8. Radioactivity of waste from reducing - CANDU SNF.

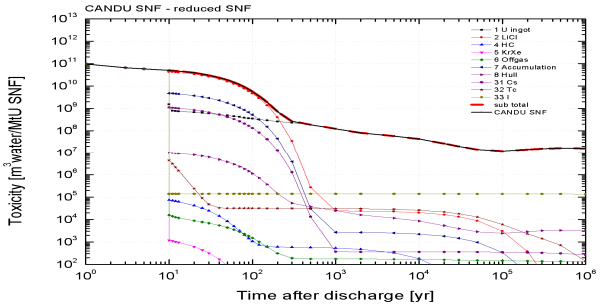


Fig. 9. Toxicity of waste from reducing - CANDU SNF.

3. 결론

본 논문에서는 세 가지 파이로 공정 도입 시나리오에서 발생되는 CANDU 파이로 공정폐기물 및 공정산물의 처분시점에서의 붕괴열, 방사능, 독성도와 시간에 따른 변화를 분석하였다. 본 연구결과는 파이로 공정폐기물 처분시스템을 설계하고 직접처분시스템과 비교해 파이로 공정도입 효과를 분석하고 향후 정책수립에 필요한 과학기술적 근거를 제공하는데 활용될 계획이다.

4. 참고문헌

[1] JW Choi et. al., "Geological Disposal of Pyroprocesses Waste from PWR SNF in Korea", KAERI/TR-4525/2011.

[2] 이효직 외, "파이로공정 기준 물질흐름 v4.0의 개발", 한국방사성폐기물 2013 학술논문요약집, 11(1), pp. 33-34.

방사성폐기물 처분 연구를 위한 결정질 암반의 수리지질특성 비교 연구

박경우*, 고용권, 김경수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*woosbest@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성폐기물의 최종 관리방안으로 지층 처분을 고려할 때, 폐기물이 처분되는 영역의 지질환경에 대한 부지특성평가를 수행해야만 한다. 지질 환경은 처분 영역에 대한 암석 및 광물 등의 지질, 처분 영역 주변을 흐르는 지하수의 지화학 특성과 수리지질 특성 등의 다양한 부지 특성 자료를 포함하는데, 특히 처분 영역에 존재하는 지질 구조가 지하수의 흐름을 좌우하여 지하수의 지화학 특성 및 수리지질특성을 결정짓기 때문에 부지 고유의 지질환경 특성을 설명하는데 주요한 기본 자료가 된다.

본 연구에서는 방사성폐기물의 지층 처분 연구를 위해 국내 대표의 결정질 암반 중 변성암과 화강암을 대상으로 연구지역을 선정하여 연구지역의 심부환경에 대한 지질환경 특성 평가를 수행하였으며, 특히 부지특성평가 결과 구축된 지질모델을 바탕으로 지하수의 유동양상을 설명하는데 기본이 되는 수리지질모델을 제시하는 데에 그 목표가 있다.

2. 본론

2.1 연구 방법

심부환경 연구지역의 수리지질 모델 도출을 위해 먼저 연구지역에 대한 규모를 정의하였고(Fig. 1), 설정된 연구 영역에서 수행된 지표, 시추공 지질조사 결과를 이용하여 지질모델을 도출하였다. 그리고 지질모델의 각 요소에 해당하는 수리지질모델 요소를 설정하여 수리지질 개념모델을 작성하였고(Fig. 2), 각 수리지질모델 단위 요소에 대한 수리특성을 도출하기 위해 현장 수리시험을 수행하였다.

2.2 연구지역의 지질모델

단열대 규명을 포함한 연구 지역의 지질모델에 대해 보다 자세히 분석하기 위해 각 지질모델 요소에 대한 조사를 위해 다음 연구를 수행하였다. 토양층 및 풍화대의 깊이별 분포를 확인하기 위하여 지표물리탐사 및 시추공 조사를 수행하였으며, 그 결과 화강암 지역은 지표에서 10 ~ 38 m의 깊이의

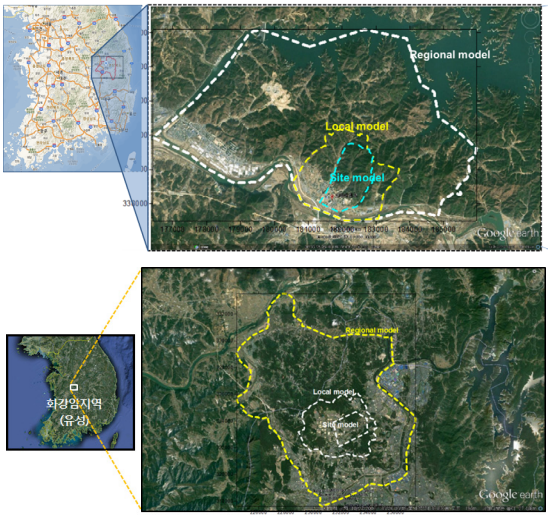
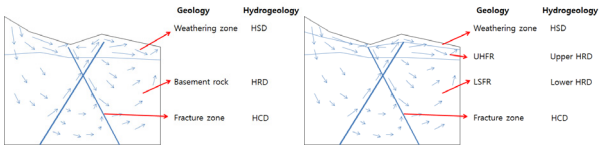


Fig. 1. Study area for construction of hydrogeological model of crystalline(granite, gneiss) rock in Korea.



수리지질모델의 요소	수리지질학적 특성
수리토양대 (HSD)	- 등방성의 투수성 - 공간적으로 불균질한 투수성 분포 혹은 균질한 분포
상부 수리암반대 (UHRD)	- 이방성의 투수성 - 공간적으로 균질한 투수성 분포
하부 수리암반대 (LHRD)	- 등방성의 투수성 - 공간적으로 균질한 투수성 분포 혹은 불균질한 분포
수리투수대 (HCD)	- 등방성의 투수성 - 각 수리투수대 마다 상이한 투수성

Fig. 2. Hydrogeological conceptual model of study area.

범위를 갖고 분포하고 있는 것으로 확인되며, 변성암 지역은 20 ~ 30 m의 깊이를 갖고 분포하고 있는 것을 알 수 있었다. 기반암에 존재하는 단열대를 분석하기 위하여 2단계 해석 과정으로 수행하였다. 먼저, 지표 조사의 일환으로 연구 지역의 선형구조 분석 및 지표 지구물리탐사 결과를 분석하였다. 선형구조 분석과 지표 지구물리탐사 결과를

활용하여 연구 지역의 개념적 지질 구조를 이해하고, 예상되는 단열대의 방향성을 예측하였다. 시추공 단열 조사에서는 시추공 텔레뷰어, 시추공 영상 촬영 결과를 이용하여 단열에 대한 통계적 자료를 분석하고, 화강암 지역에서 총 16개의 단열대를, 변성암 지역에서 총 23개의 단열대를 도출해 내었다. 또한, 조사지점에서 확인되는 단열대의 상호 연결성을 비교하여 화강암 지역에서 9개, 변성암 지역에서 12개의 연결된 지질구조로서의 단열대를 FZ라 명명하였다.

지표 및 시추공 조사의 결과로 확인된 지질 모델의 요소로서 상부 풍화대, 기반암 및 단열대를 도출할 수 있었다. 특히, 화강암 지역에서 기반암 영역을 상부 고밀도 단열 암반과 하부 저밀도 단열 암반 영역으로 구분하여 제시하였다. 기존의 연구에 따르면 경사각 30도 이하의 저경사 단열이 주로 존재하는 상부 고밀도 단열 암반 영역이라 구분하여 지질모델에 포함하였다.

2.3 연구지역의 수리지질모델

구축된 지질모델을 근거로 각 지질모델 요소의 수리지질특성 도출을 위해 현장 수리시험을 수행하였는데, 현장시험방법으로 양수시험과 순간충격시험을 이용하였다. 그 결과 두 연구지역에서 지질모델의 요소별 대응하는 수리지질모델을 도출하였으며 수리지질모델 요소에 대한 수리지질특성을 현장시험 결과를 분석하여 정리하였다. 두 지역의 수리지질모델의 요소는 다음과 같이 정리할 수 있다 (Table 1).

변성암 연구지역과 화강암 연구지역의 수리지질모델에서 가장 주요한 차이는 상부 수리암반대가 화강암 지역에만 존재하는 것이다. 실제로 상부 수리암반대의 경우 1.05E-07 m/sec의 수리전도도를 갖고 있으나 이는 주로 저경사 방향의 단열이 다수 분포하는 영역으로 수평방향의 수리전도도를 의미하며, 실제로 수직방향의 수리전도도는 하분 수리암반대의 1.13E-8 m/sec와 같이 1/10 수준의 이방성을 예상할 수 있다.

Table 1. Hydrogeological properties of HSD, HCD and HRD in hydrogeological model of study area

수리지질모델 요소	변성암 연구지역		화강암 연구지역	
	수리전도도 (m/sec)	투수량계수 (m^2/sec)	수리전도도 (m/sec)	투수량계수 (m^2/sec)
HSD	9.96E-6		1.83E-7	
HCD		1.71E-8～1.67E-4		8.6E-8～2.65E-5
평균		7.86E-6		1.81E-6
Upper HRD	-		1.05E-7	
Lower HRD	4.92E-9		1.13E-8	

3. 결 론

연구 지역에 대한 수리지질모델에서 수리토양대와 수리투수대의 경우 변성암 연구지역이 화강암 연구지역에 비해 다소 큰 투수성을 갖고 있음을 알 수 있다. 그러나, 수리암반대는 화강암 연구지역이 변성암 연구지역 보다 투수성이 양호한 것으로 도출되었다. 이는 변성암 연구지역에서 암반에 대한 수리시험이 7구간에서 수행되어 14구간에서 시험이 수행된 화강암 연구지역에 비해 작고, 시험 대상 구간이 단열이 없는 암반 영역을 대상으로 수행하였기 때문으로도 생각할 수도 있다. 그러나, 실제 배경단열의 밀도가 변성암 연구지역보다 화강암 연구지역이 커서 암반 영역의 투수성이 더 양호할 수 있으므로 보다 심도 있는 연구가 수행되어야 할 것이다.

특히, 심부환경에서 주요하게 고려해야할 수리투수대는 변성암 연구지역에서 12개, 화강암 연구지역에서 9개가 도출되었는데 조사지점의 개수가 더 많은 화강암 연구지역에서 오히려 지질구조가 더 적게 도출되었음은 화강암 연구지역에서 수리투수대의 밀도가 변성암 연구지역에 비해 작은 값을 가지는 것을 의미할 수 있다. 현장 수리시험을 통해 산출된 투수량계수 역시 화강암 연구지역이 더 낮은 값을 갖고 있어 만약 심부 지하환경에서 용질이 수리투수대를 따라 흘러 생태계로 노출되는데 소요되는 시간이 화강암 연구지역에서가 더 길 것으로 예상된다.

장심도 굴착시 암질특성이 공휨 현상에 미치는 영향

정홍윤[1], 김병우[2*], 고용권[1], 박경우[1], 류지훈[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국수자원공사 K-water연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1689번길 125
*bwkim@kaeri.re.kr

1. 서론

시추는 사용후핵연료 및 방사성폐기물처분을 대상으로 부지 고유의 지질환경을 평가하기 위한 심부 환경의 가장 핵심적 기술 중 하나이다. 시추는 암석 지층의 분포, 상호관계, 암석, 지층의 성질, 지하수 상태 등을 조사하는 행위를 지반조사 및 지질조사라 한다. 지반조사에 널리 이용되는 시추조사는 원하는 심도의 시료를 채취하여 지층을 직접 확인 할 수 있어 지질조사에 중요부분을 차지하고 있으며, 이후 원위치 시험과 실내시험을 통해 각종 물리정보를 측정하여 원지반 특성을 제공한다.

장심도 굴착은 굴착심도가 하부로 증가할수록 휨현상이 크게 발생하며 완벽한 수직 굴착은 어렵다. 장심도 굴착시 휨현상은 심도가 증가할수록 크게 나타나는데, 이러한 현상은 크게 기계 및 지질 조건에 의해 발생한다.

장심도 굴착시 500 m 이상부터 공휨현상이 현저히 나타난다. 따라서 본 연구에서는 굴착시 공휨의 원인에 대하여 고찰하였다. 그리고 지질학적 조건을 대상으로 휨현상을 접근하기 위하여 한국원자력연구원내 위치한 화강암반지역에서 1,000 m 장심도 조사공의 시추시편 및 공내물리검층 자료들을 분석하여 공휨현상이 발생하는 지점의 지질학적 특성을 분석하는데 목적을 두었다.

2. 본론

2.1 연구지역

연구 지역은 대전광역시 유성에 위치하고 있으며, 유성지역은 경기변성암 복합체 내에 위치하며 선캠브리아기 편마암류와 중생대 심성암류로 구성되어 있으며 이 밖에 맥암류와 석영반암이 연구지역 전체에 걸쳐 관입되어있다.

2.2 연구방법

심부 지질환경을 평가를 위한 장심도 시추는 1,000 m 굴착하였으며, 굴착된 장심도 시추공(AH-3)에서 공내물리검층을 수행하였다. 또한 작성된 주상도, 시추공영상촬영(BIPS), 그리고 자연전위 물리검층 자료를 활용하여 불연속면에 대한 정보를 분석하였다.

(a) 2PGA-1000 Probe

(b) FAC-40 probe

(c) 40DEV-1000 probe

Fig. 1. Measuring equipment (a) SP (b) BIPS (c) Deviation.

2.3 굴착시 공휨의 원인

장심도 굴착은 굴착심도가 증가할수록 휨현상이 크게 발생하며, 장심도 굴착시 정확히 수직으로 휘어지지 않게 굴진하는 것은 어렵다. 이와 관련한 휨현상은 크게 기계 및 지질 조건으로 분류할 수 있다.

2.3.1 기계적 원인

- 시추기계의 회전, 피드방식
- 공경대비 작은지름의 롯드, 짧은 코어튜브 사용
- 굴곡되었거나 마모, 두께가 얇은 롯드의 사용
- 비트 종류, 하중, 회전수의 조합, 급수량

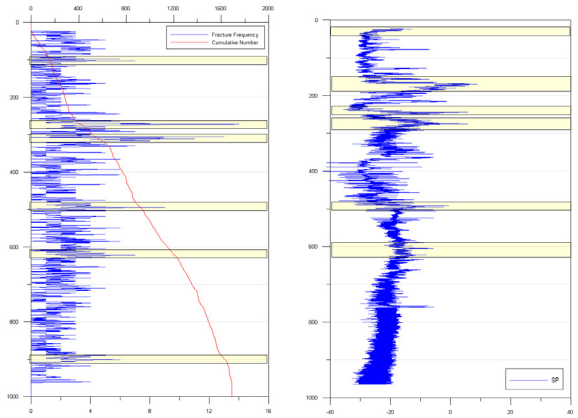
2.3.2 지질학적 원인

- 층리, 엽리, 절리 등의 발달
- 강도차이가 현저한 호층
- 붕괴, 파쇄대
- 공동

2.4 분석결과

2.4.1 공내 물리검층

본 연구는 지질학적 특성을 분석하기 위하여 AH-3 조사공에서 공내물리검층을 수행하였다. 그리고 공내물리검층 분석결과로부터 단열빈도와 자연전위검층(SP)은 Fig. 2에서 보는바와 같이 6개 구간에서 상대적으로 증가한 단열대와 지질학적 이상대가 각각 나타나며, 두 검층 결과는 3개 구간이 일치하는 것으로 나타났다.



(a) Fractrue frequency (b) N-gamma

Fig. 2. The fracture frequencies and the natural gamma rays along BH-3 borehole.

2.4.2 공휨도 측정

장심도 굴착시 1000 m 시추공(AH-3)의 공휨은 남서 방향으로 편향되어있으며, 하부로 갈수록 휨정도는 증가하였다. 그리고 수직공으로부터의 최대 이격거리는 19.18 m이다.

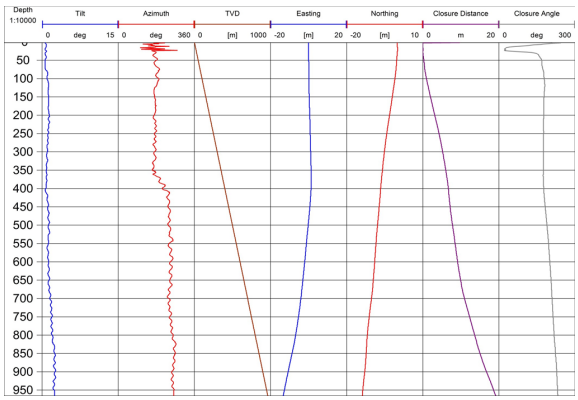


Fig. 3. Drilling bending with increasing depth.

장심도 굴착시 심도증가에 따른 수직공으로부터의 이격거리는 Fig. 4와 같이 공휨현상이 상대적인 변위(difference)가 크게 나타나는 25개 지점을 수직공으로부터 공휨의 위치까지의 이격거리로 환산하였다.

특히, 장심도 굴착시 지표하 500 m 이후부터 공휨의 상재 변위는 크게 증가하였다. 이에 대한 단열의 경사각은 40~80° 범위의 고각과 방해석이 맥상으로 산출되는 특징을 나타내었다.

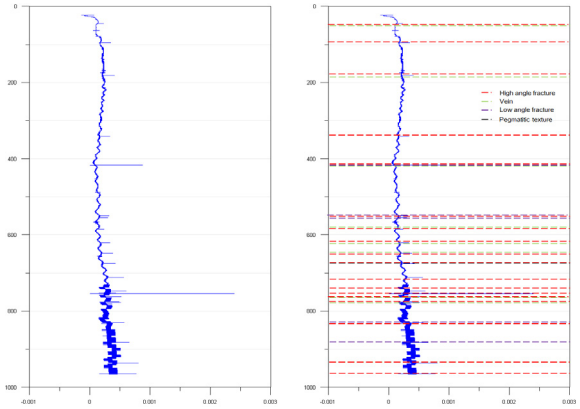


Fig. 4. Separation distance from vertical well to drilling bending site with increasing depth.

3. 결론

장심도 굴착이후는 물리검층을 통해 주요 이상대 분석과 공휨도검층을 통해 1000 m 굴착한 시추공의 공휨도분석을 실시하였다. 연구지역의 AH-3 조사공은 단열분석과 자연전위검층을 통해 다수의 이상대를 확인할 수 있었다.

본 연구는 장심도 굴착시 공휨 분석을 통해 굴착한 조사공이 남서방향으로 편향되어있음을 확인하였고, 25개지점의 심도구간에서 상대적 변위가 비교적 증가되는 것을 확인하였다. 상대적 변위구간이 크게 나타나는 것은 비교적 고각의 단열경사(40~80°)와 방해석 맥이 협재되는 것으로 나타났다.

장심도 굴착시 공휨현상은 공내물리검층의 자연전위검층결과와의 일치하는 부분은 적은 것으로 나타났으며, 이러한 공휨현상은 암질특성과 지구적 작용에 크게 영향 받는 것으로 분석된다.

4. 감사의 글

이 논문은 미래창조과학부의 원자력연구개발사업의 지원을 받아 수행되었습니다 (NRF-2012M2A8A5007440).

Sensitized Eu(III) Luminescence for Probing Ternary Surface Complex Formation

Hee-Kyung Kim*, Kyoung Kyun Park, Euo Chang Jung, Hye-Ryun Cho, and Wansik Cha
Korea Atomic Energy Research Institute, 111 Daedeok-daero 989 bengil, Yuseong-gu, Daejeon, 34057, Korea
*hkim11@kaeri.re.kr

1. Introduction

Migrations of actindes in groundwater is one of the major concerns regarding the underground repository of nuclear wastes. Trivalent actinides including Am(III) are major long-lived radionuclides present in the wastes. It is well-known that chemical interactions of the actinides at the water-solid interface such as minerals and clays are important determinants on the migration rates of the actinides. Naturally abundant humic acids in groundwater can significantly affect to the interactions of actinide with solid phase in a various way including co-adsorption and competitive binding depending on the chemical conditions of the systems [1]. However, the chemical properties of humic acids vary depending on the regions and are not well characterized, resulting in inconsistent results. In order to understand Am(III) adsorption behaviors in the presence of humic acids, we studied a model system of Eu(III), a radio-inactive analogue of Am(III), interacting with silica nanoparticles in the presence of a well-organized small organic ligand, picolinate. Am(III) and Eu(III) share similar chemical behaviors including sorption onto solid phases and thermodynamic properties. Picolinate is bidendate ligand containing carboxylate and a nitrogen donor.

Sensitized Ln(III) luminescence by energy transfer from the bound organic ligands is widely employed in probing metal-ligand interactions [2]. Here, we measured the sensitized Eu(III) luminescence to probe the interactions of Eu(III) at a very low concentration with silica in the presence of picolinate using time-resolved laster fluorescence spectroscopy (TRLFS).

2. Results and Discussion

2.1 Sensitized Eu(III) luminescence on the silica surface

We observed very strong sensitized Eu(III) luminescence in the presence picolinate either in solution or on surface as shown in Fig. 1, while very weak luminescence was detected in the absence of picolinate at the same experimental condition as shown by the low signal to noise ratio for SiO_2-Eu. The results show that strongly enhanced sensitized luminescence enables detection of very low concentration of Eu(III), which may not be easy otherwise.

Normalized spectra show that there was no change on the spectral shape of SiO_2-Eu-Pic luminescence except the enhanced intensity either by addition of picolinate or by increasing the concentration of picolinate. The observations imply that picolinate binds to Eu(III) in the solution phase in a way not to interfere the interactions between Eu(III) and the silica surface.

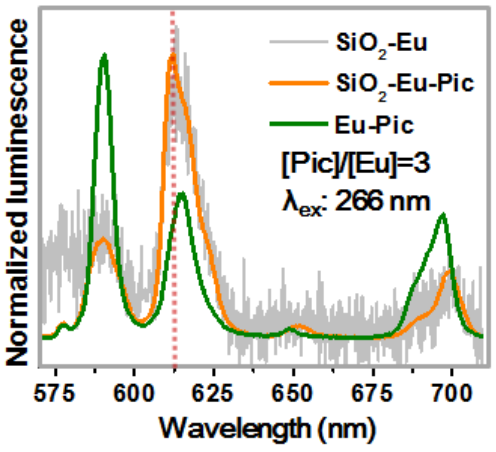


Fig. 1. Normalized sensitized Eu(III) luminescence spectra. Eu(III) and picolinate concentrations were 6.4 μM and 19.2 μM, respectively, in 0.1M $NaClO_4$, pH 7.2. Silica-Eu samples were prepared by adding 10 times concentrated silica solution (10 mg/mL, pH 7.2) into the Eu(III) solution that pre-equilibrated with picolinate. pH was further adjusted to be pH 7.2. Excitation wavelength of 266 nm (150 μJ) was used to excite the picolinate and measure the sensitized Eu(III) emission.

2.2 Number of inner-sphere coordinated water molecules

We measured the lifetimes ($1/k_{obs}$) of the Eu(III) species using TRLFS, and calculated the number of inner-sphere coordinated water molecules, $n(H_2O)$ according to the equation (1) [3].

$$n(H_2O) = 1.05 \cdot k_{obs} - 0.70 \quad (1)$$

Fig. 2 shows the calculated number of inner-sphere bound water molecules depending on the picolinate concentrations. As increasing the picolinate concentration from 0 to 640 μM, the hydration number continuously decreased from ~9 to ~5, indicating formation of the Eu-L_2^+ complex via a bidendate mode at the 640 μM picolinate concentration. For the case of surface adsorbed Eu(III) in the absence of picolinate, five bound waters indicate that adsorption itself replaces ~4 water molecules as reported previously [4]. The presence of picolinate replaced additional water molecule from the Eu(III) on the surface. However, increasing picolinate concentration does not make further changes on the hydration number, in contrast to the case of Eu-picolinate in solution. The results suggest that adsorption of Eu(III) on the silica surface takes place via replacing some parts of interactions of picolinate with Eu(III).

3. Conclusions

We studied Eu(III) adsorption on the silica nanoparticles in the presence of picolniate using TRLFS. Strongly enhanced sensitized Eu(III) luminescence enables detection of Eu(III) adsorption on the silica surface as well as Eu(III)-organic ligand complexation at very low concentrations. Our results shows that formation of Eu(picolinate)$_2^+$ via a bidendate mode in solution. However, adsorption of Eu(III) on the silica surface can partially replace the picolinate binding interactions and produce ternary complexes of ≡S-Eu-Pic. Further structural studies will be carried out to investigate more details on Eu-picolinate species on the surface.

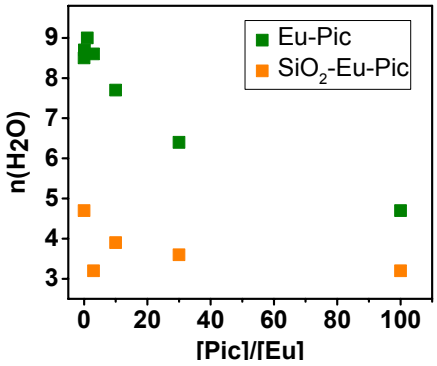


Fig. 2. Number of inner-sphere coordinated H_2O depending on the picolinate concentration. Eu-picolinate complexes (Eu-Pic, green) were prepared at 6.4 μM Eu(III) with various picolinate concentrations in 0.1M $HClO_4$, pH ~7.2. Surface adsorbed Eu(III)-picolinate (SiO2-Eu-Pic, orange) samples were prepared by adding silica solution (pH 7.2) to the pre-equilibrated Eu-Pic solution and centrifuged at 18000 rpm for 2 hr. The precipitants were resuspended in 0.1M $HClO_4$, pH 7.2. Emission spectra were obtained while stirring the solutions. Excitation wavelength of 266 nm (150 μJ) was used for the sensitized Eu(III) luminescence. Lifetimes were measured by using a gated ICCD with 15-20 ns step delays.

4. Acknowledgements

This study is supported by the Nuclear Research and Development program of the National Research Foundation of Korea (Grant code: 2012M2A8A-5025924).

5. References

[1] X.L. Tan, X.K. Wang, H.Geckeis, T. Rabung, “Sorption of Eu(III) on humic acid or fulvic acid bound to hydrous alumina studied by SEM-EDS, XPS, TRLFS, and batch techniques”, Environ. Sci. Technol., 42, 6532-6537 (2008).

[2] S.L. Klakamp, W.D. Horrocks, Jr., "Lanthanide ion luminescence as a probe of DNA structure. 1. Guanine-containing oligomers and nucleotides", J. Inorg. Biochem. 46, 175-192 (1992).

[3] P.P. Barthelemy, G.R. Choppin, “Luminescence study of complexation of europium and dicarboxylic acid”, Inorg. Chem., 28, 3354-3357 (1989).

[4] X. Tan, M. fang, X. Wang, “Sorption speciation of lanthanides/actinides on minerals by TRLFS, EXAFS and DFT studies: A Review”, Molecules, 15, 8431-8468 (2010).

형성엔탈피 정보를 이용한 우라늄 광물의 장기 거동 예측 방법

박태진*, 백민훈
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*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]. 이러한 방사성 핵종들의 이동 특성 및 장기적인 거동을 이해 및 해석하고 평가하는 것은 방사성 핵종의 유출에 대해 그 처분장 시스템의 장기적인 안전성을 평가하고 그 평가의 신뢰도를 높이는 데 반드시 필요하다.

방사성물질 중 우라늄은 가장 대표적인 관심 고준위 핵종들 중 하나이며, 수용액에서 다양한 화학종으로, 그리고 고체상에서 다양한 광물상으로 존재한다. 따라서 우라늄의 장기거동을 예측하고 평가하기 위해선, 우라늄이 어떠한 화학종 및 광물상으로 존재하는지 아는 것이 매우 중요하다. 이는 주어진 조건에서 우라늄의 상대적인 안정성을 비교 및 평가하여 알아낼 수 있으며, 이를 위해서는 물질에 대한 기초적인 정보인 열역학적 정보가 반드시 필요하다. 한국원자력연구원에서는 이러한 우라늄의 화학종 및 광물상의 장기거동을 이해하고 해석하기 위한 연구를 수행하고 있다[2].

본 연구에서는 고체상(예: 단열암반, 침전물 등)에서 우라늄의 장기 거동을 해석하고 예측하기 위해 우라늄 광물의 상대적인 안정성을 평가하는 방법을 소개하였다. 이를 위해 우라늄 광물에 대해 주어진 조건(예: 표준조건, 즉 25℃, 1기압)에서 형성엔탈피와 같은 열역학 정보가 필요하다. 따라서 우라늄 광물의 형성엔탈피를 구하기 위한 실험적 방법, 즉 고온용융염 칼로리미터를 활용하여 drop solution 엔탈피를 측정하고 그 측정값을 적절한 열화학주기(thermochemical cycle)에 적용하여 관심 물질의 형성엔탈피를 구하는 방법을 보였다. 아울러, 원자력연구원 내 연구시설인 KURT 조건에서 존재하는 것으로 알려진 우라늄 4가 광물인 코핀석(coffinite, $USiO_4$)을 예로 들어 우라늄 거동을 예측하고자 하였다.

2. 본론

2.1 고온용융염 칼로리미터

Fig. 1에 나타낸 것처럼 고온용융염 칼로리미터는 Tian-Calvet 타입의 twin microcalorimeter에 기초하고 있다. 이 장비는 thermocouple의 thermopile이 연속적으로 둘러진 두 개의 챔버로 구성되었고, 운영 온도는 주로 600 에서 900 ℃ 이다. 이는 시료가 녹는 용액으로 역할을 하는 용융염 조건을 제공하기 위함이다. 이러한 용융염 용액은 강산, 강염기 등에 녹지 않는 시료들(예를 들면, 원자력연료/재료, 방사성폐기물, 암석, 광물 등)을 녹일 수 있기 때문에 일반적인 칼로리미터로는 제공할 수 없는 정보를 제공할 수 있다.

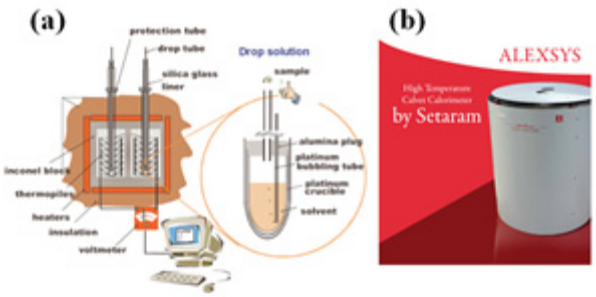


Fig. 1. (a) Schematics of high-temperature oxide melt solution calorimetry, (b) image of a commercial high-temperature oxide melt solution calorimeter.

2.2 열화학주기(thermochemical cycle)

Fig. 2에 열화학주기를 이용하여 관심물질, 즉 $BaTiO_3$ 등과 같은 ABO_3 type의 perovskite 상에 대한 형성엔탈피를 구하는 방법을 나타내었다. (1), (2), (3)은 위 고온용융염 칼로리미터 실험을 통해 측정한 값으로 ABO_3, AO, BO_2 등의 시료를 떨어뜨릴 때(drop) 측정된 엔탈피이다. 이를 drop solution enthalpy (ΔH_{ds})라 한다. (4)는 ABO_3가 자연계에서 AO와 BO_2 의 반응을 통해 형성되는

식으로서, 열화학주기에 의해 $\Delta H(2)+\Delta H(3)-\Delta H(1)$의 계산을 통해 얻어진다.

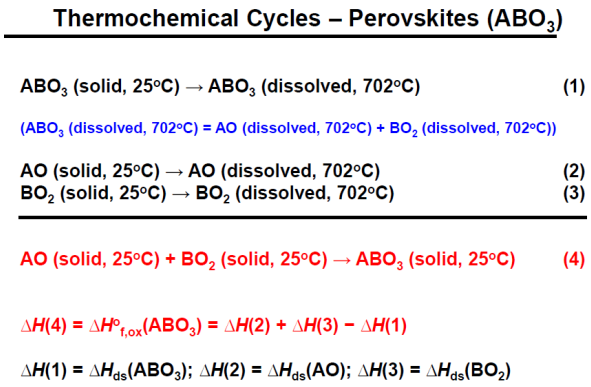


Fig. 2. A representative thermochemical cycles for perovskites (ABO_3).

2.3 코핀석(coffinite, $USiO_4$)의 장기거동 예측

코핀석은 중요한 우라늄 4가 광물로 uraninite (UO_2)에서 변형된 광물로 알려져 있다. 그러나 코핀석은 합성연구 등의 어려움으로 인해 필요한 열역학적 자료가 구축되지 못했었다. 최근 영국과 미국 연구자 간 협력연구를 통해 고온용융염 칼로리미터를 활용하여 얻은 정보에 의하면 코핀석은 UO_2 (uraninite) 와 SiO_2 (quartz)의 mixture 에 비해 열역학적인 관점에서 준안정적(metastable)이다[3]. 이를 수식으로 나타내면 다음과 같다: $UO_2 + SiO_2 \rightarrow USiO_4$, $\Delta H_{f,ox}$ = 25.6 ± 3.9 kJ/mol.

이 열역학정보를 통해 우라늄 4가 광물의 장기거동을 평가하면 SiO_2가 풍부한 환경에서 UO_2 는 $USiO_4$로 alteration이 일어나지 않고 UO_2 로 존재할 것을 예상할 수 있다. 하지만, KURT 암석시료에서 $USiO_4$ 광물상이 발견되었다[4]. 이는 국외 Cigar Lake의 ore zone에서 $USiO_4$가 발견되고 우라늄 용해도를 제어하는 대표 광물상으로 연구된 것과 매우 유사하다. coffinite가 형성되는 반응을 coffinitization 이라 하는데, 이를 만족하고 KURT 환경에서 coffinite 광물상의 존재를 설명하는 기작은 다음과 같다: Uraninite가 수용액에 용해되면서 U(VI)로 산화되고(이는 NOM, 즉 naturally occurring matter를 통해서도 가능하다) silica-rich 한 환경, 환원조건에서 coffinitization 을 통해 coffinite를 형성하는 것으로 판단된다.

3. 결론

고체상(solid-state)에서의 우라늄의 장기거동을 예측하기 위해 우라늄광물의 상대적 안정성을 비교하는 방법을 소개하였다. 이를 위해 반드시 필요한 광물상의 형성엔탈피 정보를 구할 수 있는 실험적 방법인 고온용융염 칼로리미터의 측정방법 역시 소개하였다. 아울러, 국내 KURT 조건에서 존재하는 우라늄 4가 광물인 코핀석(coffinite)을 예로 들어 그 장기거동을 예측하였다. 관련 연구는 코핀석 외의 우라늄 광물들과 보다 광범위하게 우라늄 외의 핵종들에 적용이 가능하며 관심 광물들의 상대적인 안정성을 평가하는데 큰 도움이 될 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] Jung, J.; Park, T.-J. et al., *KAERI/RR-3892/2014*.
[3] Guo, X. et al., *Proc. Nat. Acad. Sci.* 112, 6551 (2005).
[4] Park, T.-J. et al., in preparation.

우라늄(IV) 나노입자와 휴산의 상호작용에 관한 연구

김선태*, 차완식, 조혜륜, 정의창
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*stkim@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위 방사성 폐기물의 심지층 처분은 오랜 기간 동안 방사성 물질을 생태계로부터 완벽하게 고립시키는 것을 목표로 한다. 따라서 처분된 방사성 물질의 유출 가능 통로로 여겨지는 지하수에서 방사성 물질의 물리·화학적 거동에 대한 이해는 처분 안전성 평가를 위한 필수 요소이다. 그러므로 수용액에서 방사성 원소와 천연 유/무기물 또는 콜로이드의 상호작용에 관한 메커니즘을 규명하는 연구가 필요하다 [1, 2].

휴산(Humic acid, HA)은 대표적인 자연유기물질로서 분자량이 크고 음전하를 띠는 다가전해질로서 자연수에서 직경이 2에서 10 nm의 크기로 존재하며, 금속산화물에 잘 흡착된다. 또한 분자 내 함유하고 있는 카르복실기(-COOH)와 하이드록실기(-OH)를 통하여 금속이온과 안정한 착물을 형성하여 지하수 흐름을 따라 금속이온의 이동성을 증가 시킨다 [3].

이 연구에서는 환원조건에서 주된 우라늄 화학종인 U(IV)와 HA의 상호작용에 관한 연구를 수행하였다. 지하수에 존재하는 나노 콜로이드의 모델로서 polyvinylpyrrolidone(PVP)이 코팅된 우라늄(IV) 나노입자를 제조하였고, 지하수 모사조건인 1 mM $NaHCO_3$에서 다양한 농도의 HA와 상호작용 및 장기간 안정성에 관하여 연구하였다.

2. 본론

2.1 PVP-U(IV) 나노입자 및 HA-PVP-U(IV) 나노입자의 제조

PVP-U(IV) 나노입자는 고온제조법을 이용하여 제조하였다. 3 mM의 U(IV), 0.1 M $NaClO_4$와 0.5% PVP를 첨가한 용액을 제조 후, 90°C에서 7 시간 동안 반응을 유지하였다. 제조된 나노입자는 초미세여과(10,000 MWCO, Millipore Corp. MA, USA)를 이용하여 1 mM $NaHCO_3$ 용액에 재분산하였다. HA는 60 ppm의 농도로 1 mM $NaHCO_3$ 용액에 pH 8.1로 제조하였다. HA가 흡착된 PVP-U(IV) 나노입자는 2, 4, 6, 8 ppm의 HA를 PVP-U(IV) 나노입자에 첨가하여 24 시간 동안 불활성기체(Ar)로 채워진 글로브박스에 보관하였다.

2.2 실험

이 연구에서 사용된 장-흐름 분획법(FFF)은 wyatt사의 Eclipse AF4를 사용하였고, 펌프는 HPLC pump(Shimadzu LC-20AD, Japan)를 사용하였다. 용리된 입자는 UV-vis detector(SPD-20A, Shimadzu)를 이용하여 254 nm 파장에서 검출하였다. 검출 결과를 Labview 프로그램을 이용하여 처리하였다.

PVP-U(IV) 나노입자의 크기 및 ζ-potential을 측정하기 위해 석영 셀과 ζ-potential 측정 전용 셀에 담은 후 Dynamic Light Scattering(DLS)(Zetasizer Nano ZS90, Malvern instrument, Worcestershire, UK)을 이용하여 측정하였고, U(IV) 나노입자의 이미지 분석을 위해 투과전자현미경(JEM 2100F Field Emission, JEOL)을 이용하였다.

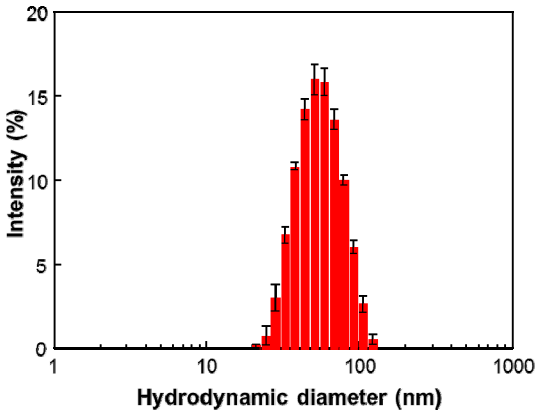


Fig. 1. Size distribution of PVP-U(IV) nanoparticles determined by DLS.

2.3 PVP-U(IV) 나노입자의 크기분포결정

Fig. 1은 제조된 PVP-U(IV) 나노입자의 DLS 측정 결과를 나타내었다. 5번 반복측정 결과 PVP-U(IV)의 크기는 47.2 ± 0.3 nm로 결정되었다. Fig. 2는 PVP-U(IV) 나노입자의 TEM 이미지를 나타낸다. DLS의 결과와는 다르게 10 nm보다 작은 크기부터 크게는 70 nm의 PVP-U(IV) 나노입자가 존재한다는 것을 확인하였다.

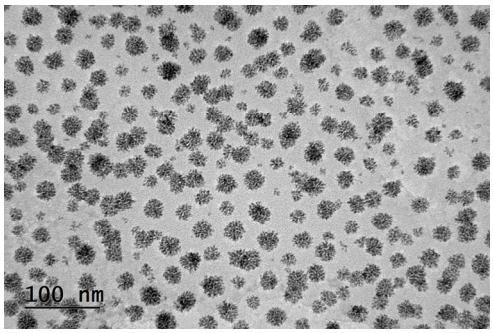


Fig. 2. TEM image of PVP-U(IV) nanoparticles.

2.4 HA와 U(IV) 나노입자의 상호작용

Fig. 3는 HA, PVP-U(IV) 나노입자, 그리고 HA-PVP-U(IV) 나노입자를 AF4로 분리한 결과를 나타내었다. 분리를 위하여 0.51 mL/min의 교차흐름속도와 1.0 mL/min의 채널속도를 이용하였고, 이동상으로 1 mM $NaHCO_3$의 용액을 사용하였다. 검은색 선에서 보는 바와 같이 HA은 약 0.5 분에서 2.5 분 사이에 용리되며, 크기는 약 1 nm에서 10 nm의 크기분포도를 보여주며 평균크기는 약 4 nm로 결정되었다. 파란색 선에서 나타낸 PVP-U(IV) 나노입자는 1에서 2.5 분 사이와 2.5에서 7.5 분 사이의 두 봉우리로 용리되어졌으며 크기는 2~20 nm와 25에서 65 nm의 크기분포도를 가진다는 것을 확인하였다. 빨간색 선은 HA-PVP-U(IV) 나노입자를 분리한 결과를 보여주며, 검출신호세기가 PVP-U(IV)의 검출신호세기 보다 증가함을 확인할 수 있다. 이는 0.5에서 2.5 분 사이에 용리되어진 HA가 PVP-U(IV) 나노입자의 표면에 흡착된다는 것을 보여주는 결과이다.

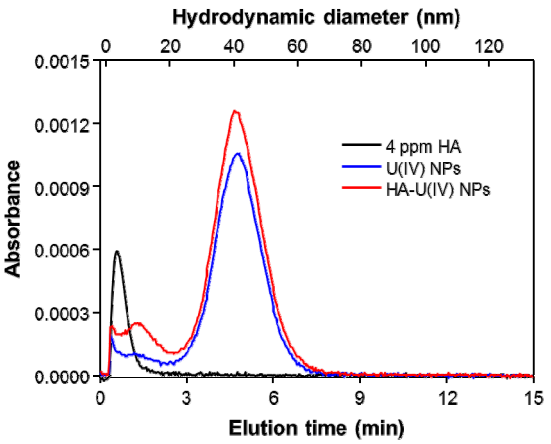


Fig. 3. AF4 fractograms and size distributions of HA, PVP-U(IV) nanoparticles and HA adsorbed-PVP-U(IV) nanoparticles.

또한, ζ-potential을 측정한 결과 HA의 농도를 0에서 8 ppm으로 증가함에 따라 ζ-potential이 -3.3 ± 0.9 mV에서 -10.7 ± 2.1 mV로 음의 값으로 증가함을 확인하였다. 이 결과로써 HA의 증가가 나노입자를 더욱 안정한 상태로 유지한다는 것을 확인하였다.

3. 결론

이 연구에서는 KURT 지하수 모사조건인 1 mM $NaHCO_3$ 수용액에서 PVP-U(IV) 나노입자와 HA의 상호작용에 관하여 연구하였다. HA가 PVP-U(IV) 나노입자와 상호작용을 함으로써 나노입자에 흡착된 HA가 UV-vis 검출에서 신호세기가 일정한 비율로 증가한다는 것을 확인하였다. 이 연구의 결과로 HA의 존재가 나노입자의 장기거동에 영향을 끼칠 수 있다는 것을 확인하였다. 또한, 장기간 안정성에 관한 U(IV) 나노입자와 HA의 상호작용에 관한 결과들을 토론할 것이다.

4. 감사의 글

이 연구는 미래창조과학부 원자력연구개발기금의 지원을 받아 수행하였다(2012M2A8A-5025924).

5. 참고문헌

[1] J. I. Kim, Radiochimica acta, Vol. 52-53, pp. 71-82, 1991.

[2] J. I. Kim, P. Zeh, B. Delakowiz, Radiochimica acta, Vol. 58-59, pp. 147-154, 1992.

[3] G. R. Choppin, Radiochimica acta, Vol. 44-45, pp. 23-28, 1988.

4분과

방사성폐기물관리 (Oral)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

Comparative Analysis of Disposal Container for Spent Resin Waste from Heavy Water Reactor

NakWon Sung* and Hee Reyoung Kim
Ulsan National Institute of Science and Technology (UNIST), 50, UNIST-gil, Ulsan 44919, Republic of Korea
*nweda@naver.com

1. Introduction

The radioactive nuclide ^{14}C is mainly generated from $^{17}O(n,\alpha)^{14}C$ reaction in cleaning of deuterium oxide in a reactor system [1]. Oxygen of inflow air (N_2, O_2) is activated into radioactive carbon during the cleaning process in the system. Ion-exchange resin is used for removal of ^{14}C nuclide with ion-exchange characteristic, where it can remove over 95% of generated ^{14}C nuclide and thus becomes radioactive wastes after ion-exchange of HCO_3^- with cations in resin. Spent resins of 46,600 L have been produced in Wolsong NPP Unit 1 for recent 5 years. They are classified into low and intermediate level radioactive wastes in terms of disposal.

Total radioactivity of ^{14}C in spent resins from Wolsong NPP is about 1.48×10^{15} Bq, which exceeds the limit for the cave disposal site, 1.66×10^{14} Bq. Therefore, the technology development for separation of ^{14}C nuclide in the contaminated spent resin and waste volume reduction is being tried for its suitable disposal. Also, the volume minimization of secondary waste is required, where it must satisfy standard of radioactive waste disposal regulation on total volume of radioactive waste and radioactivity concentration. At present, the disposal container of High-Integrity Container (HIC) is considered for storage of the ^{14}C containing spent resin waste reflecting physical properties of HIC. In this paper, characteristics according to kinds of HIC will be compared and analyzed for the most proper disposal container to ^{14}C containing spent resin waste.

2. Characteristics of HIC materials

HIC is one of the commercialized special container for waste disposal. It is defined as waste disposal container preserving integrity over 300 years, where the integrity is the ability to maintain mechanical strength and isolate inner part of wastes [2]. When materials of HIC container are chosen, its economy, thermal and radiation stability, mechanical characteristics have to be considered. The materials of the containers are mainly composed of polyethylene, stainless or carbon steel, fiber-reinforced plastic or concrete.

Polymeric material like polyethylene has commonly superior corrosion resistance, economics, productivity but mechanical strength is poor. Stainless steel material or carbon steel have superior structural stability, mechanical characteristic but poor corrosion resistance to chemical reaction. On the other hand, cement concrete or ferroconcrete material have superior econo

Table 1. Physical Characteristic Comparison between Polymer Concrete and Cement Concrete

Classification	Unit	Polymer Concrete	Cement Concrete
Specific Gravity	g/cm^3	2.4	2.4
Compression strength	kgf/cm^2	1000~1500	200~400
Flexural strength	kgf/cm^2	200~350	40~100
Tensile strength	kgf/cm^2	100~150	10~30
Shear strength	kgf/cm^2	100~300	20~40
Impulse strength	kgf/cm^2	1.8~2.4	1.5~2.0
Absorption rate	%	0.05~0.2	4.0~6.0
Thermal conductivity	W/m·K	1.1~1.2	1.5~1.8
Elastic modulus	$\times10^n$ kgf/cm^2	1.5~3.5	2.4~4.0
Freeze-thaw resistance	Cycle	300	100
Roughness coefficient	N	0.011	0.013

-mics, but they have poor tensile strength and water -proof. Polymer concrete material is a kind of speci al concrete without any cement and water. In Table 1, polymer concrete has superior tensile, flexural, co mpression strength compared to general concrete wh ere its mechanical strength is 2.5~7 times as high a s general cement concrete material [3]. Because of i ts high compression strength, maximum 75% volume reduction effect compared to existing cement concret e material could directly give rise to the reduction o f disposal cost.

3. Results and Discussions

In Table 2, PE (Polymer Ethylene) HIC needs extr a packing because of its weak mechanical structure in long-term aspect.

Table 2. Advantages and Disadvantages of Developed HIC Container

HIC type	Advantage	Disadvantage
PE-HIC	very cheap, light, good corrosion resistance, abundant supplier	poor long-term structural integrity, additional radiation protection needed, limited disposal depth
SFPIC	strong structure, relatively cheap	heavy, complex lid connection
PC-HIC	high compression strength, superior durability, watertightness, chemical resistance	poor thermal resistance, poor fire resistance

SFPIC (Steel Fiber-reinforced Polymer Impregnated Concrete) has complex process and it needs dry ce ment concrete material. It makes expensive manufact uring cost. Also, it is hard to control the depth of i mpregnation [4]. On the contrary, PC (Polymer Con crete) HIC has diverse superior advantages including physical and chemical characteristics such as strengt hs of compression, high resistance about chemical, water, corrosion compared to existing concrete produ ct. It turned out to have proper property of matter a s high integrity container through material integrity a ssessment. Therefore, the performance of PC-HIC is suitable for the safe disposal of ^{14}C containing spent resin waste. Especially superior compression strength can reduce the volume of the waste by one-fourth c ompared to existing cement concrete material, which leads to the relaxation of the characteristic requireme nts of the waste to be stored.

4. Conclusions

The characteristics of several disposal containers fo r storage of ^{14}C containing spent resin waste were c ompared and analyzed. The PC-HIC was thought to have the most suitable property for volume minimiz ation of the waste. It is expected that the analytic a pproach in this paper could be extended to the opti mization of the disposal for the low and intermediat e radioactive waste of spent resin. Further study on the disposal container would be carried out for the efficient practice of long-term safe disposal.

5. References

[1] Ho-Yeon Yang, besides 7, “Ion Adsorption Char acteristics of IRN-150 Mixed Resin and Removal Behavior of ^{14}C”, J. of the Korea Radioactive W aste Society, 4(4), 373-384 (2006).

[2] Geon-Woo Jo, besides 5, “Way of High-Integrity Container Examination for Low and Intermediate Level Waste Disposal”, Korea Institute of Nuclea r Safety, KINS/RR-681, (2009).

[3] http://www.polycon.co.kr/board/bbs/board.php?dk_t able=product_02&sca=%ED%8F%B4%EB%A6%A C%EB%A8%B8%EC%BD%98%ED%81%AC%E B%A6%AC%ED%8A%B8%EB%9E%80.

[4] Wee-Su Kim, “High Integrity Radioactive Waste Container Development and Use State”, Korea In stitute of Science and Technology Information.

중수로 폐수지 시료채취 및 폐수지혼합물 분리장치 개발

박규태*, 유정민, 박현오, 최영구
㈜선광티앤에스, 서울특별시 구로구 공원로 3(구로동, 선경오피스텔) 20층
*paradoxno1@hanmail.net

1. 서론

현재 국내 중수로 원전운전 중 발생되는 폐수지 혼합물은 발전소 내 저장탱크에 저장하고 있으며, 저장탱크 포화 및 향후 원전해체 계획에 맞춰서 처리 할 계획이다. 중수로 원전에서 발생되는 폐수지는 다양한 방사성핵종을 포함하고 있다. 특히, 장반감기 핵종인 ^{14}C의 농도가 높기 때문에 중준위 방사성폐기물로 분류되며, 개정된 방사성폐기물 분류기준에 의하여 동굴처분을 해야 한다.

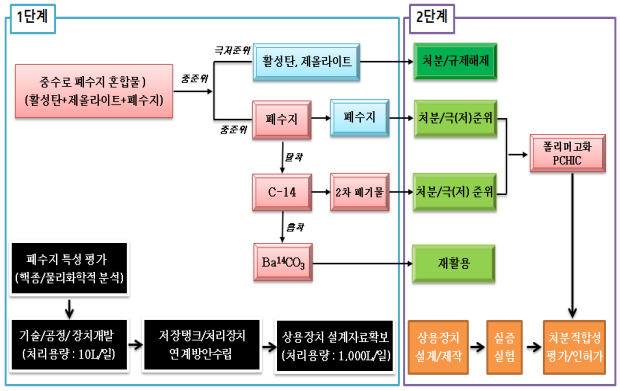


Fig. 1. The disposal scenario for spent resin mixture in heavy water reactor.

본 연구는 중수로 폐수지혼합물 처분을 위한 처리기술 개발(1단계)로써 폐수지혼합물 저장탱크로부터 폐수지를 채취 할 수 있는 시료채취 장치와 폐수지혼합물로 부터 활성탄, 제올라이트, 수지를 각각 분리 할 수 있는 폐수지 분리 장치를 개발하고자 한다.

2. 본론

2.1 폐수지 시료채취 장치 개발

폐수지혼합물에 포함되어있는 수지 분리 및 핵종분석을 위한 시료채취 대상은 저장용량 대비 72.5%로 현재 저장량이 가장 많은 월성 1호기의 #2 탱크로 선정하였다.

실제 시료채취를 위한 공간인 저장고 상부 바닥면에서 건물천정까지의 높이가 3,400 mm이고, 저장고 상부 바닥면에서 저장고 바닥까지 높이가 5,560 mm로 시료채취 장치는 다단으로 연결하여 저장탱크 하부까지 채취가 가능한 장치여야 한다. 또한, 저장탱크 도면 분석 및 탐침 결과 맨홀 측은 고화상태가 단단하여 약 30~502 kg 정도의 힘이 필요 할 것으로 판단되며, 상대적으로 검사구 측은 대부분 수지만 쌓여있는 형태로 시료채취에 큰 어려움이 없을 것으로 판단된다.

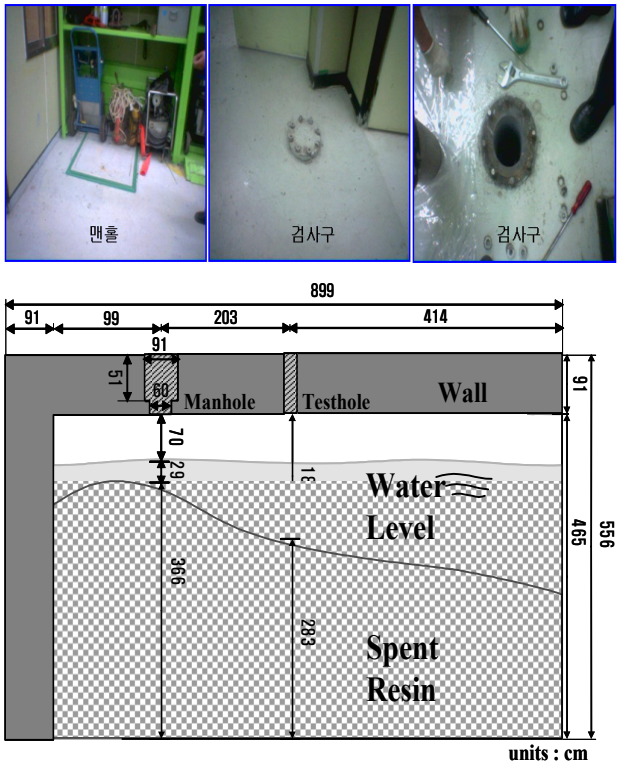


Fig. 2. The image of sampling spot and spent resin storage tank.

개발하고자하는 시료채취 장치는 실험실적 규모의 분리실험을 위한 시료채취 장치로 저장탱크에서 채취 할 폐수지혼합물의 양은 약 10 L 정도이다. 선행과제 시료채취 장치의 문제점인 시료채취부의 길이 및 각도조절 기능을 개선하여 시료채취의 용이성과 1회 채취 가능 부피를 증가 할 계획이다.

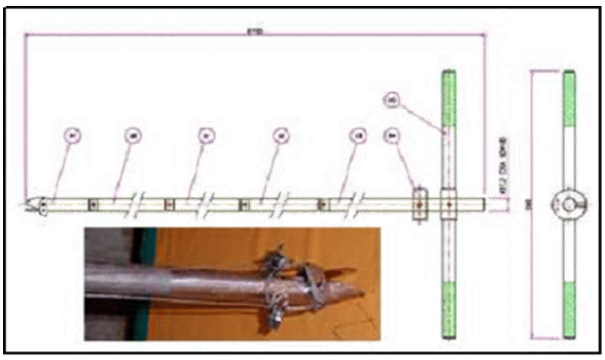


Fig. 3. The image of the sampling device in preceding subject.

2.2 폐수지혼합물 분리장치 개발

채취 대상인 시료 대부분은 수지, 활성탄, 제올라이트, 저장폐액의 혼합물 형태로 구성되어있다. 분리장치 개발을 위한 선행 실험으로 채취 대상인 폐수지혼합물과 동일한 테스트용 수지혼합물을 제작하여 이들 혼합물로부터 액상여과를 통한 액상을 분리하고, 각각의 입자 크기에 따른 체(Mesh)를 사용하여 수지와 활성탄, 제올라이트를 분리 할 계획이다. 사전 실험으로 월성 1호기 #2 탱크의 폐수지혼합물에 가장 적합한 체(Mesh)를 선정하여 분리장치를 제작 할 계획이다.

Fig. 4. The image and schematic diagram of separation system.

3. 결론

월성원전 1호기 #2 탱크로부터 폐수지혼합물 시료를 채취하기 위해서 폐수지 저장탱크를 분석하고, 시료채취 장치를 설계하였다.

폐수지혼합물로부터 활성탄, 제올라이트, 수지를 분리하기 위해서 실험실 조건에서 다양한 체(Mesh)를 활용해서 각 성분들을 분리하였다. 이들 결과를 바탕으로 폐수지 혼합물 분리장치를 설계하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 산업통산자원부의 2015년 원자력핵심기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 한국수력원자력㈜ 원자력환경기술원, 원전 폐수지 처리기술(C-14제거) 개발, 2006.

2015년도 한국원자력연구원 운영폐기물의 영구처분장 인도

신기백*, 홍대석, 장원혁, 강일식, 김태국
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kbshin@kaeri.re.kr

1. 서론

경주 영구처분장의 건설이 완료되고, 2015년 7월을 기준으로 중•저준위 방사성폐기물의 최초 처분이 수행됨에 따라, 방사성폐기물의 처분에 대한 국민의 관심이 한층 높아지고 있다.

한국원자력연구원 대전 본원의 경우, 주민 밀집 지역에 바로 인접하여 위치한 원자력시설이라는 이유로, 원내 저장 중인 방사성폐기물에 대하여 저장 안전성 및 처분장 인도과정의 이송 안전성에 대한 우려가 지속적으로 높아지고 있다. 이러한 우려는 2015년도의 연구원 방사성폐기물 최초 처분장 인도를 앞두고 더욱 높아지게 되었다. 따라서 원자력연구원에서는 방사성폐기물 관리 측면의 안전성 확보 및 투명성 제고에 보다 많은 노력을 기울이게 되었다.

본 논문에서는 2015년도에 수행한 운영폐기물 처분장 인도와 관련하여, 인도준비 시스템, 운반 안전성 확보, 관리 투명성 제고 등에 대해 기술하고 있다.

2. 본론

2.1 운영폐기물

2.1.1 운영폐기물의 발생특성 및 처분장 인도계획

한국원자력연구원의 운영폐기물은 대전 본원에 보관되고 있는 폐기물 중 원자력시설(연구용원자로, 조사재시험시설, 조사후연료시험시설, 방사성폐기물처리시설 등)의 운영과정에서 발생하는 폐기물과 국가 원자력 R&D과정에서 필연적으로 발생되는 부산물로서 연평균 약 520 드럼 (200리터 드럼 기준) 정도가 발생되고 있다. 발생된 폐기물은 처리과정을 거쳐 약 360 드럼 정도의 영구처분 대상 폐기물이 된다.

2015년도 4분기말 기준으로 대전 본원에서 보관하고 있는 운영폐기물은 약 10,300 드럼이며, 연차적으로 전량 영구처분으로 인도할 예정이다.

2.1.2 2015년 처분장 인도대상 운영폐기물

2015년에 처분장으로 인도된 운영폐기물은 총 284 드럼(200리터 기준)이며, 모두 원자력시설의 공기조화계통에서 사용하고 폐기된 필터이다.

폐필터 폐기물은 이들 필터 중 여재와 분리재를 프레임으로부터 분리한 뒤 압축하여 철재드럼에 포장한 것으로, 2015년에 처분장으로 인도된 284 드럼은 약 3,200개의 HEPA필터를 처리하여 생성된 폐기물 드럼의 일부분이다.

2.2 폐기물의 특성평가

2.2.1 폐필터 내 포집 핵종 분포 특성 [2]

HEPA 필터의 경우 여과지를 공기흐름 방향에 대하여 지그재그로 접어 채운 것으로, 여과지에 포집되어 있는 핵종들의 분포를 여과지의 깊이별로 분석한 결과, Fig. 1과 같은 대표적인 분포형태를 확인할 수 있었다.

이는 HEPA 필터 내 여과지의 구조적인 형태 때문에 흡입구와 배출구 부분에서 공기 흐름이 일정하지 않고 분산됨에 따라 핵종들이 유리섬유에 부딪히는 확률이 증가하기 때문인 것으로 판단된다.

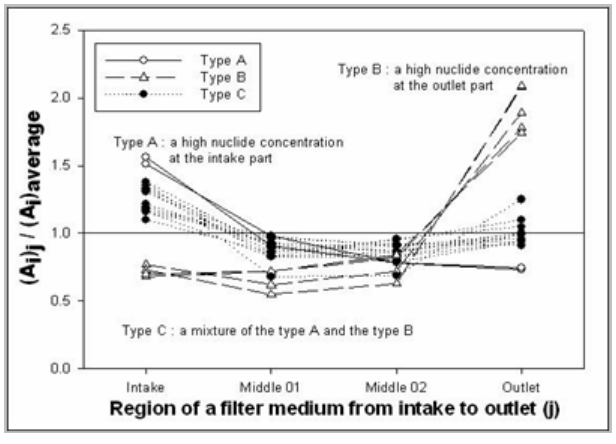


Fig. 1. The typical distribution forms of captured nuclides in the filter medium.

2.2.2 대표시료 채취 및 핵종분석

HEPA필터 내 방사성핵종 분포 특성을 반영하여, 대표시료는 폐필터의 흡입구와 배출구에 해당하는

여과재 시료로 구성되었다. 하나의 필터 여과재에서 약 10 g 정도를 채취하여 분석하였다.

채취된 대표시료는 동일 발생시설 및 발생시기별로 분류한 뒤 분석시료로 조제되어, 전핵종 파괴분석을 통하여 분석되었다.

2.3 폐기물의 관리

2.3.1 폐기물 관리 시스템

원자력연구원에서는 통합안전경영시스템(ANSIM) 내 폐기물 관리 메뉴를 두어 운영하고 있다. 해당 시스템의 관리 정보는 발생시설 및 발생자, 함유된 방사성핵종 등의 발생특성, 방사성폐기물 수집 및 처리정보, 방사성폐기물 관리 목록 등이 있다. 이에 따라, 방사성폐기물은 발생시부터 처분장 인도 시점까지 전생애적 관리를 수행하고 있다.

2.3.2 처분제한 물질의 관리

방사성폐기물의 처분장 인도를 위해서는 관련법[3]에 따라 방사성폐기물을 처리 및 관리하여야 한다. 2015년 인도된 운영폐기물은 전량 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.

2.3.3 내부 품질검사

한국원자력환경공단에 인수의뢰된 방사성폐기물은 관련법[4]에 따라 발생지 예비검사를 수검하도록 되어 있다. 이와 관련하여 원자력연구원에서는 품질경영부에서 사전 내부 검사를 수행하여, 폐기물 포장물 및 관련 서류를 점검하였다.

2.4 폐기물의 운반

2.4.1 운반 안전성 확보

방사성폐기물의 대량 육상 운반과 관련하여 주민들의 우려가 높아지고 있는 상황에서, 원자력연구원에서 실시한 안전확보 대책으로는 (1) 운반물의 차량 내 고박 (팔레트 고정 폐기물의 차량 내 고박), (2) 운반경로에 대한 운반과정의 방사선 영향 평가, (3) 운반과정의 비상시에 대한 대비 체계 구축 (호송차량 동행, 경찰청 협조체계 구축, 비상대응 물품 확보), (4) 운반시 비상대응 훈련 실시, (5) 차량 통행이 적은 시간 대의 운반 (6) 차량 이동 과정의 실시간 모니터링, (7) 유관기관에 대한 운반 과정 통보 등이 있다.

2.4.2 운반 결과

2015년 원자력연구원에서 경주 처분장으로 운반된 폐기물은 총 800 드럼으로, 이 중 284 드럼이 운영폐기물에 해당되며, 나머지 516 드럼은 해체 폐기물에 해당된다. 운반은 11월부터 12월까지 총 5회에 나누어 운반되었으며, 이 중 1차와 5차 운반이 운영폐기물의 운반에 해당되며, 사전 계획된 일정에 따라 수행되었다.

3. 결론

한국원자력연구원의 중•저준위 방사성폐기물을 2015년부터 연차적으로 한국원자력환경공단에 인도된다. 2015년도에 인도된 운영폐기물은 총 284 드럼의 공기조화 폐필터로, 발생지 예비검사 과정에서 불합격된 폐기물이 발생하지 않았으며, 사전 계획된 일정에 맞추어 사고 없이 폐기물의 운반을 안전하게 수행할 수 있었다.

더불어 이러한 진행과정은 연구원 홈페이지를 통한 공지, 원자력안전협의회 및 공청회를 통한 설명회 등을 통하여 공개되었으며, 민간 환경 감시기구의 발생지 예비검사 및 운반과정 감시 등을 통하여 원자력연구원의 방사성폐기물 관리 투명성을 높이는 계기가 마련되었다.

4. 참고문헌

[1] 홍대석 외, “한국원자력연구원의 운영폐기물 영구처분장 인도준비 시스템”, 한국방사성폐기물학회 2015 추계학술발표회 논문요약집, Vol. 13, No. 2, 207-208p.

[2] Young-Yong JI, Dae Seok HONG, Il-Sik KANG, Bum-Kyoung SEO and Jong-Sik SHON, “Radioactive Analysis of a Spent HEPA Filter Using the Distribution Characteristics of the Captured Radionuclide”, Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Supplement 5, 439-442 (2008).

[3] 중・저준위 방사성폐기물 인도규정.

[4] 방사성폐기물 인수방법 등에 관한 규정.

알루미나계시멘트를 활용한 방사성폐기물 고화 특성 평가

김정명[1*], 조남찬[1], 주영종[1], 기경국[2], 박정훈[2]
[1]한전원자력연료㈜, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 242
[2]㈜케미콘, 충북 진천군 광혜원면 죽현리 172-1
*jmk@knfc.co.kr

1. 서론

핵연료가공시설에서 발생하는 우라늄 함유 방사성액체폐기물의 방출을 위해 허용농도 이하가 되도록 석회침전방식으로 처리하였으며 그의 부산물로 방사성고체폐기물인 석회침전물이 발생하였다. 이러한 석회침전물은 자체처분 및 부피감용 등의 처리가 힘들며, 분산성폐기물로 분류되어 고화시켜 처분해야 한다.

방사성폐기물의 고화 방법에는 시멘트, 아스팔트, 폴리머 등을 활용한 고화 방법이 있으며 특히, 시멘트 고화는 다양한 형태의 폐기물에 적용이 가능하며, 재료 및 설비 비용이 경제적이고, 최종폐기물의 구조적 강도 및 차폐 효과가 뛰어난 장점이 있다. 그러나, 기존 시멘트 고화연구는 보통포틀랜드시멘트(OPC)만을 대상으로 연구가 수행되었다. 이는 화학물질에 대한 저항이 취약하고 일정수준의 물리적 특성을 발현하기 위해 많은 시간이 소요된다. 그리고 다량의 재료 사용에 따른 부피증가의 문제로 고비용의 방사성폐기물 처분비용을 부담해야 하는 사업자의 입장에서 시멘트 고화 방법을 적용하기 어려운 실정이다.

이에 본 연구는 최소량의 재료를 사용하여 부피증가를 최소화하고 고화 기준을 만족시키기 위해 보통포틀랜드시멘트(OPC)에 내화학성 및 초기 강도 발현에 유리한 알루미나계시멘트(CAC)를 활용하여 기본적인 물리적 특성(압축강도, 동결융해저항, 내수저항)을 배합 비율별로 비교하여 방사성폐기물 고화 재료로 알루미나계시멘트의 활용방안에 대해 제안하고자 한다.

2. 본론

2.1 실험방법

본 실험의 고화 재료는 국내 A사에서 생산된 보통포틀랜드시멘트(OPC)와 국외 K사에서 생산된 알루미나계시멘트(CAC) 2종류를 사용하였다. 첨가제는 유동화제, 소포제, 응결시간 조절제를 사용하였다. 고화 대상 폐기물은 약 35%의 수분을 함유하고 비중이 약 1.6정도 되는 슬러지형태의 석회침전물 폐기물을 사용하였다.

실험방법은 KS규준 시멘트 몰탈 혼합 방법에 준하여 실험을 진행하였다. 본 실험에 앞서 시멘트를 사용한 폐기물 고화체의 기본적인 물성을 검토하기 위하여 유동화제 및 배합수를 0 ~ 50%까지 10%단위별 유동성을 분석하였으며, 이때 각각의 압축강도를 측정하여 비교하였다. 그 결과, 본 폐기물에는 추가적으로 가수가 필요하지 않고 유동화제를 폐기물 중량 대비 2%를 투입할 경우 작업성, 강도 발현측면에서 유리한 것으로 나타났다.

고화체 제작은 자동식 몰탈 믹서(5 L)에 폐기물 및 유동화제 투입 후 1차 혼합하여 액상 형태로 폐기물을 분산시켜 균질하게 만든다. 그리고 각각의 배합에 따른 고화제를 투입(폐기물:고화제=3:1)하여 2차 혼합을 하고 몰탈 몰드(지름 : 5 cm, 높이 : 10 cm 원기둥형)에 혼합물을 붓는다. 몰드 상부에는 파라필름으로 캡핑 후 28 일 동안 밀봉 양생하여 수분 증발을 방지한다. 이렇게 28 일 양생이 끝난 고화체는 압축강도 시험을 통해 기준 강도 3.44 MPa (500 psig) 만족 여부를 평가한다. 그리고 압축강도 시험을 통과한 고화체에 대해 동결융해저항, 내수저항 평가를 실시하였다.

동결융해저항 평가는 60 ~ -40℃까지 온도 변화를 주며 총 30주기로 실험을 진행한 후 압축강도를 측정하였고 내수저항 평가는 고화체 시편을 10일간 침수한 후 압축강도를 측정하였다.

2.2 실험결과 및 분석

2.2.1 굳지 않은 폐기물 고화체 특성

본 실험에서는 보통포틀랜드시멘트(OPC)에 알루미나계시멘트(CAC)를 치환한 고화제를 배합하여 고화체를 제조하였고 굳지 않은 고화체 반죽상태의 특성을 Table 1에 나타내었다. 보통포틀랜드시멘트(OPC)에 알루미나계시멘트(CAC)를 치환할수록 슬럼프플로우가 감소하고 응결시간이 단축되었으며,

이는 알루미나계시멘트의 수화반응에 따른 초기 급결현상으로 판단된다. 알루미나계시멘트를 30%만큼 치환할 경우 혼합작업 및 반죽상태가 불량하였으며, 30%이상 치환할 경우 작업성 및 응결시간 개선을 위해 추가적인 첨가제가 필요할 것으로 판단된다.

Table 1. Slump flow & Setting time

구 분	OPC : CAC (중량비)					
	100:0	90:10	80:20	70:30	60:40	50:50
슬럼프 플로우 (mm)	170	170	155	145	120	110
응결시간 종결 (시:분)	2:00	1:20	0:50	0:20	0:10	0:08

2.2.2 고화체 압축강도 특성

Table 2는 고화체를 7 일, 28 일만큼 밀봉양생하여 제조한 고화체의 압축강도 실험결과를 나타낸다. 알루미나계시멘트(CAC)를 20%까지 치환할 경우 압축강도가 증가하였으나 30%이상일 경우 압축강도가 감소하는 것으로 나타났다. 이는 알루미나계시멘트의 초기 급결현상으로 작업성이 불량하여 고화체의 품질이 저하된 것에 기인한 것으로 판단된다.

Table 2. Compressive strength (Sealed curing)

구 분		OPC : CAC (중량비)					
		100:0	90:10	80:20	70:30	60:40	50:50
압축강도 (MPa)	7day	3.6	5.5	9.7	7.2	6.1	5.8
	28day	8.8	9.6	12.3	10.5	8.1	6.5

2.2.3 고화체 동결융해저항 특성

Table 3은 동결융해저항 실험 및 압축강도 측정 결과를 나타낸다. 그 결과, 전반적으로 기존의 밀봉양생하여 제조한 고화체보다 압축강도가 약 1~2 MPa 만큼 증진되어 나타났으며, 이는 고화체 내부의 미 경화된 수분 및 시멘트 입자들이 온도가 높아지는 과정에서 충분히 수화하여 강도증진에 기여한 것으로 판단된다.

Table 3. Compressive strength (Thermal cycling)

구 분	OPC : CAC (중량비)					
	100:0	90:10	80:20	70:30	60:40	50:50
동결융해 (30cycles) 압축강도 (MPa)	9.1	10.4	13.5	12.7	7.8	6.4

2.2.4 고화체 내수저항 특성

고화체 내수저항 실험을 위해 28 일 양생 후 10 일동안 초순수에 침수하였으며, 해당과정에서 고화체의 길이변화율을 조사하였고, 침수실험 종료 후 1 일간 상온에서 건조시킨 후 압축강도를 측정한 결과를 Table 4에 나타내었다. 그 결과 알루미나계시멘트(CAC)를 첨가할수록 길이변화율은 다소 상승하는 것으로 나타났으며, 전반적으로 기존의 밀봉양생하여 제조한 고화체보다 압축강도가 약 1~2 MPa 만큼 증진되는 것으로 나타났다.

Table 4. Size variation & Compressive strength (Immersion)

구 분	OPC : CAC (중량비)					
	100:0	90:10	80:20	70:30	60:40	50:50
부피변화율 (%)	0.044	0.046	0.050	0.055	0.062	0.069
압축강도 (MPa)	9.4	10.5	13.7	13.1	9.5	7.1

3. 결론

본 연구를 통해 방사성폐기물에 적용하기 위한 고화제의 주요 기능으로서 작업성, 응결시간, 압축강도를 주요인자로 설정하여 알루미나계시멘트(CAC)를 활용한 고화제 조성물을 제안하였고, 이를 폐기물에 적용하여 압축강도, 동결융해저항, 내수저항 평가를 수행하였다. 그 결과, 보통포틀랜드시멘트(OPC)에 알루미나계시멘트(CAC)를 치환할 경우 압축강도가 증진되었으며, 동결융해저항, 내수저항 실험에서도 압축강도가 증진되는 것으로 나타났다. 이는 알루미나계시멘트(CAC)를 사용할 경우 보다 적은 양의 고화제를 사용해도 일정수준의 압축강도를 발현할 수 있으며, 이를 통해 방사성폐기물 고화에 필요한 고화제 사용량을 최소화 할 수 있으며 방사성폐기물 고화체 부피증가 또한 최소화가 가능하고 원자력관련시설에서 발생하는 분산성폐기물에 대해서도 기초 배합실험 후 충분히 적용 가능할 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] 양호연, 김주열, “폐액증발기 농축폐액 폴리머고화 타당성 연구”, J. of the Korean Radioactive Waste Society Vol.5(4), P.297-308 (2007).

고리 1호기 원자로 압력용기 절단 처분시 붕괴열 및 수화열을 고려한 안정성 검토

최유정*, 이성철, 하창주, 김창락
한국전력국제원자력대학원대학교, 울산시 울주군 서생면 해맞이로 658번길 91
*supern3@naver.com

1. 서론

원전해체 후 방사성 폐기물 최종 처분 시 추후 처분장의 안정성을 향상하려는 목적으로 방사성 폐기물 처분 용기 내에 콘크리트나 모르타르를 충전하는 것을 고려할 수 있다. 하지만 이 경우, 처분하는 해체 폐기물에서 발생하는 붕괴열과 함께 충전되는 콘크리트나 모르타르에서 수화열이 발생하여 충전하는 콘크리트 자체에 온도균열이 발생하거나, 나아가 최종 처분용기에 영향을 미칠 수 있어 이에 대한 안정성 검토가 필요할 것으로 생각되어진다. 이에 본 연구에서는 고리 1호기 원자로 압력용기 해체 시 붕괴열 및 수화열을 고려한 안정성을 열역학적인 부분에서 검토하였다.

2. 본론

2.1 붕괴열

본 논문에서는 고리 1호기 원자로 압력용기의 붕괴열을 고려하기 위해, ORIGEN 2코드를 사용하여 붕괴열을 계산하였다. 원자로 압력용기에서 발생하는 붕괴열의 경우 원자로 압력용기의 내부면에서 외부면으로 갈수록 중성자 조사에 따른 방사화정도가 달라 붕괴열 값도 다를 것으로 판단하여, 두께 및 시간에 따른 붕괴열을 계산하였다. 시간 및 두께에 따른 붕괴열 값의 변화는 아래의 Fig. 1에 나타내었다.

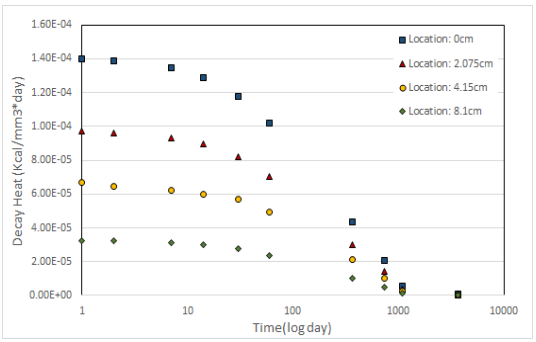


Fig. 1. Decay heat per thickness.

2.2 해석대상 구조 및 모델링

본 연구에서는 고리 1호기 원자로 압력용기 절단처분의 안정성 검토를 위해 원자로 압력용기 내무 구조물을 제외한 원자로 압력용기만을 대상으로 분석하였다. 원자로 압력용기 절단 처분시 포장한 원자로 압력용기 절편한과 최종처분용기 사이의 빈 공간에 모르타르 충전을 가정하였으며, DAINA 9.7을 이용해 3D로 분석하였다. 절단 처분은 Fig. 2에서와 같이 최종처분용기 내에 원자로 압력용기 절편을 포장한 후 모르타르로 충전하는 것을 가정하였다.

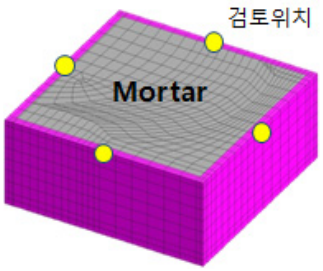


Fig. 2. Modeling of segmentation disposal.

2.3 온도

모르타르 타설 시점에서의 온도는 20℃로 가정하였으며, 원자로 압력용기 절편의 처분 후 모르타르 타설 시점을 기준으로 0 년에서 40 년 까지 충전된 모르타르 외부의 온도 및 최종처분용기의 온도분포를 아래의 그래프로 나타내었다. 폐로 직후 타설하였을 때, 타설 후 약 1.2 일 경과 후에 중앙부에서 모르타르 온도는 최고 120℃에 도달하였다.

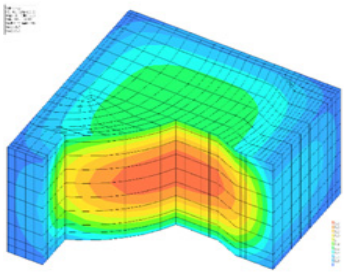


Fig. 3. Temperature variation.

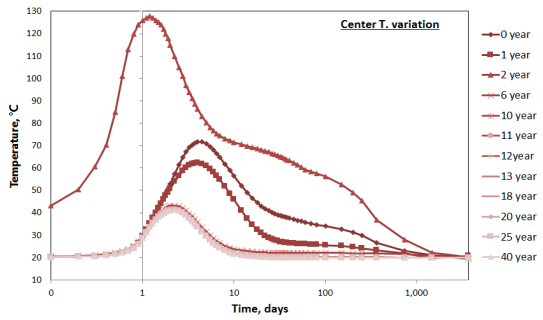


Fig. 4. Temperature variation depending on time of filling mortar (filled mortar).

2.4 응력

원자로 압력용기 절단처분의 충전모르타르와 최종처분용기 응력해석 결과를 각각 그래프로 나타내었다. 충전 모르타르의 경우 폐로 직후 타설하였을 때를 제외하고, 타설 후 약 26 일 경과 후에 모르타르 인장응력은 수렴 값에 근접하는 것을 알 수 있다. 최종처분용기의 경우 폐로 직 후 타설하였을 때, 타설 후 약 1 일 경과 후에 최종처분용기의 인장 응력이 최고값에 도달하였다.

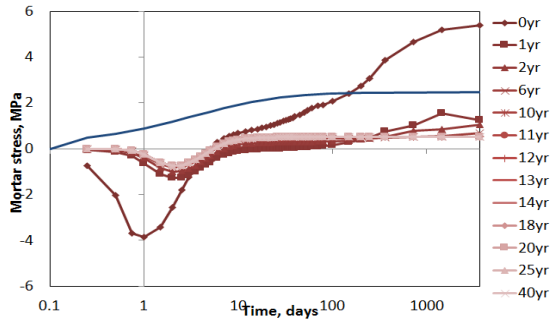


Fig. 5. Stress variation depending on time of filling mortar (filled mortar).

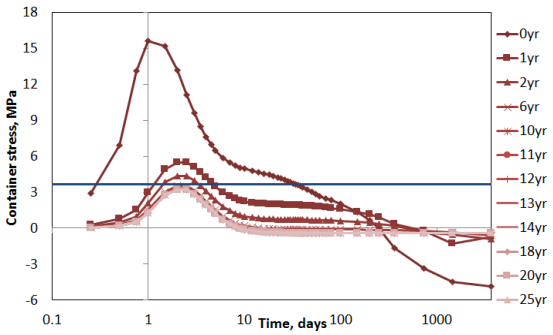


Fig. 6. Stress variation depending on time of filling mortar (disposal container).

최종처분용기의 균열지수 값을 살펴보았을 때, 폐로 직후 타설하였을 때, 타설 후 약 1 일 경과 후부터 6 일까지 최종처분용기의 균열지수 값이 1 이하로 나타났다. 즉, 원자로 압력용기 최종 처분 시 모르타르를 채울 경우 붕괴열 및 수화열에 의해 최종처분용기에 균열이 발생할 가능성이 높은 것으로 나타났다.

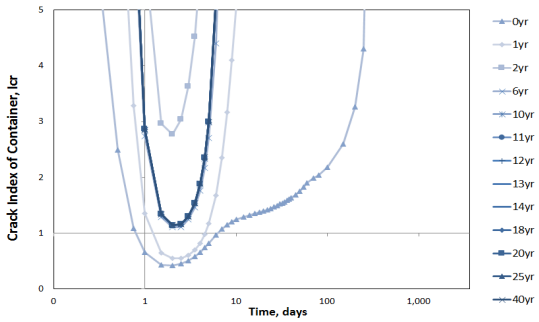


Fig. 7. Crack index variation depending on time of filling mortar.

3. 결론

본 연구에서는 고리 1호기 원자로 압력용기 절단처분 시 최종처분용기의 내부를 모르타르로 충전하는 것을 가정하여 이에 대한 안정성을 해석해보았다. 해석 결과 절단처분 시 충전 모르타르는 균열이 발생하지 않았으나, 최종처분용기에는 모르타르 충전 시점에 따라 균열 발생가능성이 있는 것으로 나나타났다. 본 연구는 원자로 압력용기의 절단 해체 시 최종처분용기 안정성 평가에 활용할 수 있을 것으로 기대된다.

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.

Kinetics of Perrhenate Reduction by Stannous and Analysis of the Solid Phase Product

Mumtaz Khan[1*], Won-Seok Kim[1], and Wooyong Um[1,2]

[1]Division of Advanced Nuclear Engineering, POSTECH, 77 Cheongam-Ro, Nam-Gu, Pohang, Korea

[2]Pacific Northwest National Laboratory, Richland, WA, USA

[*]**mumtazkhan03@postech.ac.kr**, wooyongum@postech.ac.kr

1. Introduction

Technetium-99 contamination is a big problem in reprocessing of spent and defense nuclear fuel. At the Hanford site in Washington, 500 Ci ^{99}Tc has leaked to the environment[1-3]. Similarly 95 and 31,000 $pCi.g^{-1}$ ^{99}Tc activity has been reported in sediment and water at a field research center Oak Ridge Tennessee. Perrhenate [ReO_4^-] can be used as a surrogate of pertechnetate. These reactions are fairly possible with relatively high thermodynamic feasibility towards the forward direction because ΔE =0.598, is fairly high for Sn^{+2} than Fe^{+2}, so these were the reasons that Sn^{+2} was selected as reducing agent. We have tried Sn^{+2} to immobilize the Re(VII) to produce low solubility Re(IV) precipitates.

$Sn^{+2}_{(aq)}+H_2O_{(aq)}+ReO_4^-{}_{(aq)}+= ReO_2^-{}_{(s)}+SnO_{2(s)}+2OH^-_{(aq)}$

ΔE=0.598eV ..... (1)

$Sn^{+2}=Sn^{+4}+2e^-$ E= - 0.15 eV ..... (2)

$ReO_4^-+3e^-=ReO_2$ E= 0.748 eV ..... (3)

2. Materials and Methods

2.1 Reduction of ReO_4^-

NH_4ReO_4 (2 g) and $SnCl_2$ (1.428 g) were dissolved in 0.1 M HCl. Both solutions were mixed and final solution volume was adjusted to 214 mL in a beaker under ambient conditions. Samples were taken after regular intervals of time to monitor the removal of Re from the solution. The data confirms the presence of complete reducing conditions under ambient conditions. After completion of the reaction, a brown color precipitate was appeared. The slurry was centrifuged for 50 minutes at 4000 rpm. The precipitate was dried at 50˚C overnight. Physical observation reveals that surface of the precipitate was black whereas bulk precipitate was brown. The precipitate was again dissolved in HCl (pH 1.40) for washing, centrifuged, and dried at 50˚C in oven. The supernatant was stored in refrigerator for analysis on Nexion 300 Inductivly coupled plasama mass spectroscopy (ICP-OES) of unreacted Re and Sn in the solution mixture. The solid precipitate (RRS-1.34) was analyzed on Thermo Scientific K $alpha^+$ x-ray photo electron spectroscopy (XPS), and Rigaku D/max-2500V x-ray diffraction (XRD). After one month, a new precipitate (RRS-1.34-2) was observed in washing solution.

2.2 Removal Efficiency, oxidation, and solubility

Equal molar ratios of Re and Sn (Re:Sn~1:1) did not removed all ReO_4^{-1} from the solution. A significant portion of ReO_4^- was present in supernatant. An other Re:Sn (1:8) ratio was studied to completely remove Re from the solution under similar conditions, as used in Re:Sn~1:1.

Precipitates of both categories were oxidized in unbuffered solution having initial pH 10.74 under open air to check the release of Re. Solubility of precipitate was also checked and compared with pure ReO_2.

3. Results & Discussion

Re was removed slowly from the solution than Sn^{+2}. Re was also not removed completely as compared to Sn, however when Re:Sn was 1:8, whole of Re was removed along with Sn^{+2} [Fig 1]. A preciptate was separated after reduction. It was analyzed by XRD. It revealed phases of both ReO_2 and SnO_2 present in precipitate [Fig 2]. XPS analysis [Fig. 3] of the same precipitate also confirmed the presence of Re(IV) that was another

clue that ReO_4^- has been reduced and stablized as ReO_2 solid product**.** The precipitate was oxidized in alkali solution of pH 10.74. Release of Re was monitored [Fig. 4] The Re release was faster, reaches maximum after 45 h and then decreases and stabilized to some extent, indicating the reversing conditions in open air system. The solubility of the precipitate was also lower than pure ReO_2 solid showing more strongly bind phases than ReO_2.

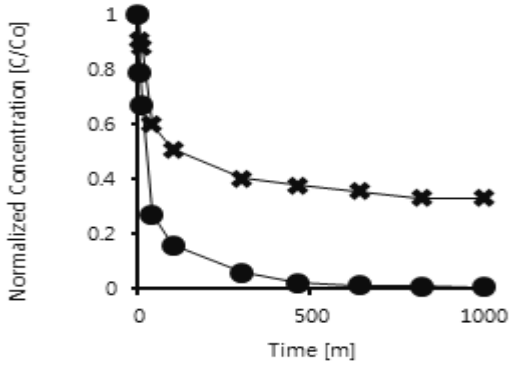


Fig. 1. Normalized ReO_4^- and Sn^{+2} removal rate from the solution. Cross marker: Re concentration; round marker: Sn concentration.

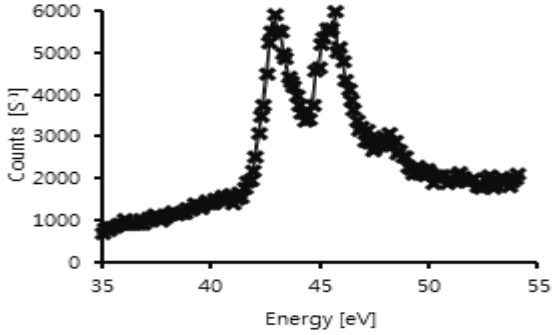


Fig. 2. XRD Spectrum of the precipitate RRS-1.34.

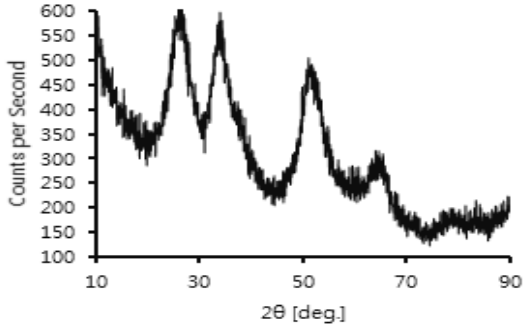


Fig. 3. Re XPS 4f scan, of precipitate RRS-1.34.

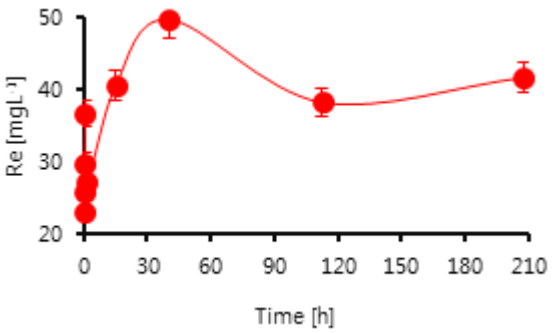


Fig. 4. Release of Re with time from the precipitate to solvent of pH 10.73.

4. Conclusion

In this research, we planned to explore the importance of Sn^{+2} as a reducing agent instead of Fe^{+2} for the reduction of ReO_4^-. It was explored that precipitate is a complex mixture of SnO_2 and ReO_2 oxides with surface impurity of Sn^{+2}, $SnCl^+$, $SnCl_2$, and CO_3^{-2}. The reduced precipitate, has potential application to generate a phase, which has low solubility of Re than ReO_2. This character is important for ^{99}Tc waste management for long term stability of waste form.

5. References

[1] Sato, T. & Kikuchi, S., "Liquid-liquid extraction of tin(IV) from hydrochloric acid solutions by di(2-ethylhexyl) phosphoric acid", Hydrometallurgy, 20, 97-108, (1988).

[2] Bishop, M. E., Dong, H., Kukkadapu, R. K., Liu, C. & Edelmann, R. E., "Bioreduction of Fe-bearing clay minerals and their reactivity toward pertechnetate (Tc-99)", Geochimica et Cosmochimica Acta, 75, 5229-5246, (2011).

[3] Leonard, K. S. et al., "Accumulation of technetium-99 in the Irish Sea", Science of The Total Environment, 322, 255-270, (2004).

[4] Boggs, M. A., Islam, M., Dong, W. & Wall, N. A., "Complexation of Tc (IV) with EDTA at varying ionic strength of NaCl", Radiochimica Acta International journal for chemical aspects of nuclear science and technology, 101, 13-18 (2013).

Removal of Radioactive Cesium Using Prussian Blue-Graphene Oxide Hydrogel Beads in a Fixed-Bed Column System

Jiseon Jang and Dae Sung Lee*
Kyungpook National University, 80 Daehak-ro, Buk-gu, Daegu 41566, Republic of Korea
*lovemia@knu.ac.kr

1. Introduction

In this study, Prussian blue-graphene oxide (PB-GO) hydrogel beads were synthesized to remove cesium from aqueous solutions. The PB-GO composites were prepared as PB nanoparticles attached to the surface of multi-layered GO sheets. The PVA-alginate hydrogel beads with PB-GO on their cross-linked structure were prepared and packed in a fixed-bed column system. The effect of various parameters, such as initial cesium concentration, flow rate, bed height, and adsorbent size, on the removal of cesium in the fixed-bed column system was investigated. Furthermore, the Thomas, Adams–Bohart, and Yoon–Nelson models were used to analyze the breakthrough curves using non-linear regression methods.

2. Results and discussion

2.1 Characterization of PB-GO composites

The representative TEM images of the vacuum dried PB-GO composite are shown in Fig. 1 (a) and (b). Fig. 1 (a) indicates a uniform dispersion of PB particles embedded in the graphene sheets.

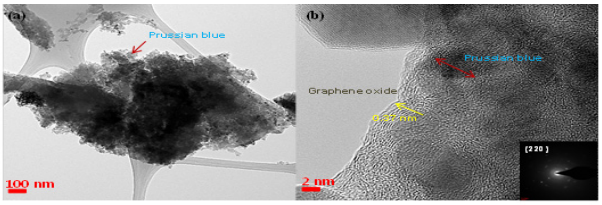


Fig. 1. TEM images of PB-GO hydrogel beads: (a) low resolution, (b) high resolution (insert in (b) is the corresponding SAED pattern of the PB-GO hydrogel beads).

The high resolution TEM image in Fig. 1 (b) clearly shows that the uniform PB nanoparticles were encapsulated in multi-layered GO sheets (3-8 layers) with an interlayer distance of 0.37 nm, which agrees with the lattice spacing between the (220) planes of the PB nanocrystal [1].

2.2 Kinetic studies

2.2.1 Effect of initial cesium concentration

The effect of initial cesium concentration (1, 3, or 5 mM) on the adsorption in the fixed-bed column was studied. As can be seen in Fig. 2 (a), the breakthrough time decreased with increasing initial cesium concentration. At lower initial cesium concentrations, the breakthrough curves were dispersed and the breakthrough rate was slower. Sharper breakthrough curves were obtained as the initial cesium concentration increased. These results demonstrated that the change of the concentration gradient affected the saturation rate and breakthrough time [2].

2.2.2 Effect of flow rate

The breakthrough curves for different flow rates (0.83, 1.67, and 2.49 mL/min) in Fig. 2 (b). The breakthrough curves were steeper at the higher flow rates because cesium ions did not have enough time to make contact with the PB-GO hydrogel beads. Both the breakthrough time and saturation time decreased with an increased flow rate. An increase in flow rate might increase in the movement of the mass transfer zone, which resulted in a decrease in the required time to reach the breakthrough concentration.

2.2.3 Effect of bed height

The effect of bed height (5, 10, or 20 cm) on the breakthrough curve in Fig. 2 (c). Both breakthrough time and saturation time increased with an increase of the bed height. Since an increase in the total amount of the adsorbent provided more adsorption

binding sites, a longer time was required to reach the breakthrough and saturation points. Fig. 2 (c) shows that the slope of the breakthrough curve decreased with increasing bed height due to a broadened mass transfer zone, suggesting a slow attainment of the saturation point after achieving breakthrough at a higher bed height.

2.2.4 Effect of adsorbent size

The influence of particle size on the adsorption capacity of the PB-GO hydrogel beads was studied with respect to average particle size (in the range of 2-5 mm). Increasing the adsorbent particle size increased the breakthrough time (Fig. 2 (d)). The adsorption capacity decreased from 161.1 to 130.96 mg/g as the average particle size increased from 2 to 5 mm. Smaller particles have a shorter diffusion path, thus allowing cesium ions to penetrate deeper and more quickly into the adsorbent.

2.3 Dynamic modeling of the breakthrough curves

The breakthrough curves for the adsorption of the PB-GO hydrogel beads were analyzed using the Adams–Bohart, Thomas, and Yoon–Nelson models to determine the dynamic behaviors in the column [3-5].

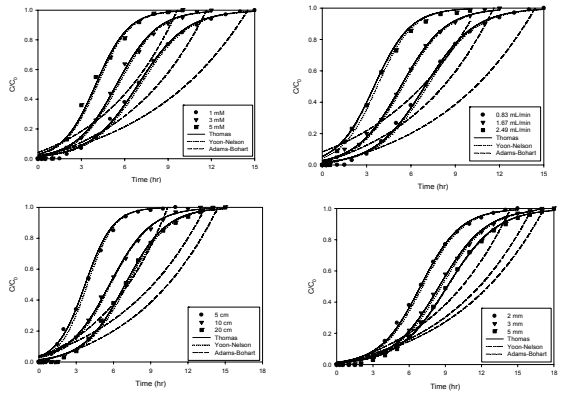


Fig. 2. The Influence of operational parameters on the cesium adsorption breakthrough curves using PB-GO hydrogel beads: (a) influent cesium concentrations, (b) flow rate, (c) bed height, and (d) adsorbent size.

The experimental results were fitted to the models through non-linear regression using Matlab 7.8. To evaluate the fitness of the breakthrough model equations, Chi-square (χ^2) and average percentage errors (APE) were calculated [6,7].

The Thomas model's correlation coefficients are high (R^2=0.991-0998) and its corresponding χ^2 and APE values are low, which indicates that the model is able to describe the dynamic behaviors in the fixed-bed column. Adams–Bohart model is not as appropriate a predictor for the breakthrough curve as the Thomas model.

3. Conclusions

The PB-GO hydrogel beads have a strong potential as an efficient adsorbent for the treatment of wastewater polluted with cesium in continuous operation mode.

4. Acknowledgements

This research was also supported by an NRF grant from the Korean government (MSIP) (NRF-2015M2A7A1000194).

5. References

[1] S. Chen, Q. Yue, B. Gao, Q. Li, X. Xu, K. Fu, "Adsorption of hexavalent chromium from aqueous solution by modified corn stalk: a fixed-bed column study", Bioresour. Technol. 113, 114-120 (2012).

[2] J. Goel, K. Kadirvelu, C. Rajagopal, V.K. Garg, "Removal of lead (II) by adsorption using treated granular activated carbon: batch and column studies", J. Hazard. Mater. 125, 211-220 (2005).

[3] H.C. Thomas, "Heterogeneous ion exchange in a flowing system", J. Am. Chem. Soc. 66, 1466–1664 (1994).

[4] G.S. Bohart, E.Q. Adams, "Behavior of charcoal towards chlorine", J. Chem. Soc. 42, 523-529 (1920).

[5] Y.H. Yoon, J.H. Nelson, "Application of gas adsorption kinetics I. A theoretical model for respirator cartridge service life", Am. Ind. Hyg. Assoc. J. 45, 509-516 (1984).

[6] Y.S. Ho, C.C. Wang, "Pseudo-isotherms for the sorption of cadmium ion onto tree fern", Process Biochem. 39, 761-765 (2004).

[7] B. Subramanyam, A. Das, "Linearized and non-linearized isotherm models comparative study on adsorption of aqueous phenol solution in soil", Int. J. Environ. Sci. Tech. 6, 633-640 (2009).

원전 농축폐액 파라핀 고화체의 처분기준 충족을 위한 재처리 방안 고찰

임석남*, 김민수, 장동규, 정철영
액트알엠티㈜, 대전광역시 유성구 테크노 1로 11-3
*limsn53@hanmail.net

1. 농축폐액 파라핀 재처리 필요 배경

원전 중.저준위 방사성폐기물 저장시설의 저장용량 한계를 극복하기 위하여 액체폐기물처리계통에서 발생하는 농축폐액처리는 기존의 시멘트 고형화 방법 대신 농축폐액을 분말로 만들고 이를 파라핀으로 고형화 하는 방법으로 1990년대 중반에 개선하였으며, 최근 건설된 원전은 농축폐액 처리를 위하여 폴리머고화기술을 도입하였다.

중·저준위 방사성폐기물 처분을 대비하여 파라핀 고화체의 중·저준위 방사성폐기물 인도기준 만족여부를 평가한 결과 농축폐액 파라핀 고화체는 침출특성에서 인도기준을 만족하지 못하는 것으로 나타났다. 이에 따라 파라핀 고화체는 경주 처분장에 처분하려면 인도기준을 충족하도록 재처리하여야 한다.

2. 농축폐액 파라핀 고화체 재처리 방법별 비교

2.1 농축폐액 파라핀 고형화 개요

원전 액체방사성폐기물은 폐액증발기에서 처리하며 이때 폐액증발기 저부에 농축폐액이 잔존물로서 남게 된다. 이 농축폐액은 농축폐액 건조장치에서 완전히 건조되어 분말로 만들어 지고 여기에 액상의 파라핀을 혼합하여 200 리터 철재 드럼에 포장 후 자연냉각하면 농축폐액 파라핀 고화체가 생성된다. 현재 전 원전에서 발생된 농축폐액 파라핀 고화체는 4,000 드럼 정도이다.

2.2 농축폐액 파라핀 고화체 특성

우리나라의 경우 농축폐액은 유동성이 있는 폐기물로 분류되어 반드시 고형화하여야 하고 고형화 조건을 만족하여야 한다.

농축폐액분말(붕산이 주 구성물)은 물에 대한 용해도가 매우 높으며 파라핀 고형화에 사용되는 파라핀의 물리화학적 특성은 Table 1과 같다.

Table 1. Characteristics of Paraffin

구분	비 중		녹는점	인화점
내용	0.77(액상)	0.92(고상)	74 ℃	270 ℃

파라핀 고화체는 농축폐액 분말 75%, 파라핀 25%의 부피 비율로 혼합한 것이며 고화체의 부피는 농축폐액분말의 부피와 크게 다르지 않다.

파라핀 고화체는 고화체로서 장점이 있지만 농축폐액분말의 물리적화학적 특성과 혼합공정 특성 때문에 침출지수 제한치를 만족하지 못한다.

미국의 경우 농축폐액 파라핀 고화체는 폐기물 범주 A stable로 분류되며 이 경우 폐기물 범주 B와 같은 처분시설에 처분할 수 있는 이점이 있다. 또한 고건전성용기는 폐기물 고화체가 가지는 구조적 안전성과 동등 이상의 구조적 안전성을 가지는 용기로서 용기가 고형화 요건을 대신하기 때문에 폐기물 부피저감 또는 원자로 냉각계통에서 발생하는 폐필터 등과 같이 고형화가 곤란한 폐기물의 경우 이를 사용하여 처분하고 있다.

2.3 농축폐액 파라핀 고화체 재처리 방법별 특성

농축폐액 파라핀 고화체 재처리 방법은 고화체에서 농축폐액만을 분리하여 인도기준을 만족하도록 다시 고형화하는 방법과 고건전성용기에 직접 포장하는 방법으로 대별할 수 있다.

농축폐액 파라핀 고화체에서 파라핀만을 분리하는 방법은 물리화학적 분리방법과 고온진공증발 분리방법 등이 있다. 파라핀 고화체에서 분리된 농축폐액 고형화방법은 시멘트 등 무기질 고형화방법과 폴리머 등 유기질 고형화방법이 있다.

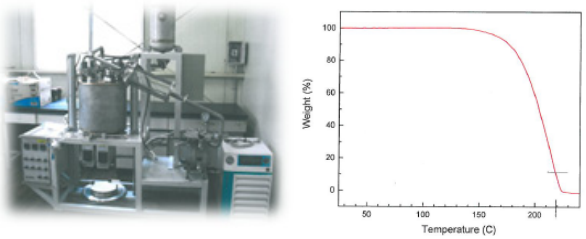


Fig. 1. Photograph of Experimental High Temperature Vacuum Evaporating Equipment(Left) & Recovering Rate(Light)

농축폐액 파라핀 고화체의 농축폐액 분리방법별 특성은 Table 2와 같이 비교된다.

Table 2. Comparison of Separation Methods

구 분	물리화학적 분리	고온진공증발 분리
분 리 율	○	○
2차폐기물 발생	×	○
설비 운영	△	△

폴리머 콘크리트를 주 재질로 국내에서 개발한 고건전성용기는 2014년 11월에 한울 2발전소의 인허가를 득하였으며 전 원전을 대상으로 인허가를 확대할 계획이다. 인허가를 득한 고건전성용기는 내부용적 860 리터로 경주 처분장 제2단계 처분시설에서 수용할 계획이며 개발 중인 내부용적 510 리터 용기는 제1단계 처분시설에 사용할 계획이다.

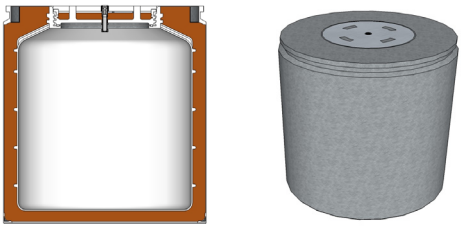


Fig. 2. A Cross-Sectional & External Views of Polymer Concrete HIC(860 L)

분리된 농축폐액 재고형화 방법과 농축폐액을 분리하지 않고 직접 고건전성용기에 재처리하는 방법별 특성은 Table3과 같이 비교된다.

Table 3. Characteristics of Treatment Methods

구 분	재 고형화	재포장(HIC)
인도기준 충족	○	○
폐기물 부피 저감	△	○
2차 폐기물 발생	×	○
설비 운영	×	○

3. 농축폐액 파라핀 고화체 최적 재처리 방안

원전에서 관리하고 있는 중.저준위 방사성폐기물은 발생자와 처분자간의 사전 협의된 계획에 따라 경주 처분장에 처분한다. 처분장 인도기준을 만족하지 못하는 농축폐액 파라핀 고화체는 처분일정을 수립하고 여러 가지 조건을 면밀히 고려하여 처분일정에 맞추어 처분기준을 만족하도록 재처리하여야 할 것이다.

지금까지 국내 관련기관의 농축폐액 파라핀 고화체 특성과 재처리관련 연구내용 그리고 중.저준위 방사성폐기물 처리기술과 원전 현장 여건을 종합적으로 검토한 결과 농축폐액 파라핀 고화체의 경우 농축폐액을 분리한 후에 고형화 하는 것 보다 직접 고건전성용기에 처리하는 것이 최적 방안으로 평가된다. 그 논거는 아래와 같다.

- ○ 최종 부피저감 관점에서 고건전성용기 포장방법이 농축폐액분리/재고형화방법 보다 효율적이다.
- ○ 2차 폐기물발생 관점에서 고건전성용기 포장 방법이 농축폐액분리/재고형화방법 보다 우수 하다.
- ○ 설비운영 관점에서 고건전성용기 포장방법이 농축폐액분리/재고형화방법 보다 안전하고 경제적이다.

4. 참고문헌

[1] Low-Level Waste Licensing Branch Technical Position on Radioactive Waste Classification (US NRC).

[2] 최영구, 김병태, 권기현, 김대환, "파라핀 안정화 드럼 처리를 위한 분리장치 개발", 한국방사성폐기물학회 2011 춘계학술발표회 논문 요약집.

[3] 곽경길, 유영걸. "붕산함유 파라핀 고화체의 직경/높이 및 재하속도에 따른 압축강도비교", 한국방사성폐기물학회 2003년 추계학술발표회 논문 요약집.

[4] 폴리머 콘크리트 고건전성용기 특정기술주제보고서[계림폴리콘㈜], 2014.

[5] Ju Youl Kim, Chang Hyun Chung, Chang Lak Kim, "Leaching behavior of boric acid and cobalt from paraffin waste forms", Journal of Nuclear Fuel Cycle and Waste Technology Vol.11 No. 4, 2013.

[6] 파라핀 고온진공증발시험보고서(중소기업 애로기술지원), 원자력연구원, 2015.

4분과

방사성폐기물관리 (Poster)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

증기발생기 내부 이물질 검사 및 제거 작업시 작업시간 단축 및 방사선피폭저감을 위한 안내관 개선

박병목*, 채경선, 신경욱, 정정남, 김일현, 민윤기, 윤상정, 김영국, 장희곤
세안기술㈜, 서울특별시 금천구 가산디지털2로 184, 910호(가산동, 벽산디지털밸리 2차)
*pbm@sae-an.co.kr

1. 서론

증기발생기 내부 이물질 검사 및 제거(FOSAR : Foreign Object Search And Retrieval)는 일반적으로 상용화된 내시경 장치를 사용하는 가장 기본적인 육안검사를 의미한다. 원래의 FOSAR는 육안검사를 지칭하는 의미였으나 국내에서는 상용화된 내시경 프로브와 이물질 제거툴을 이용한 관판상부에서의 육안검사 및 이물질 제거 기술을 지칭하는 의미로 사용되고 있다. 일반적으로 증기발생기 2차측에서의 FOSAR는 관판(TTS, Top of Tube Sheet)상부를 주된 검사대상으로 하고 있다[1].

그러나 증기발생기 내부 관판상부의 기하학적 형상으로 인하여 검사자가 직접 육안으로 관찰할 수 없어서 내시경카메라(Video Image Scope)를 활용하고 있으며, 내시경카메라는 관판 각 Column들 사이를 효과적으로 이동, 관찰하기 위해 안내관을 사용한다.

본 연구에서는 현재 FOSAR 작업 수행시 사용되어지는 안내관 개선을 통해 작업의 편리성, 작업시간 단축 및 방사선피폭 저감 방안을 제시하고자 한다.

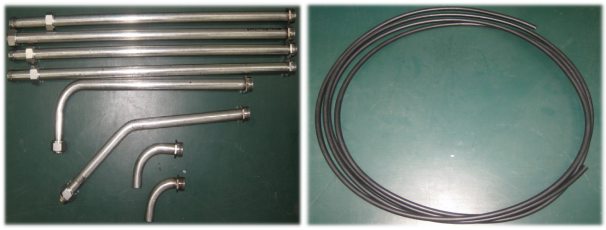
2. 본론

2.1 검사 장비 및 안내관

원자력발전소에 사용되고 있는 FOSAR 장비 중 이물질 검사에 사용되는 장비인 Video Image Scope를 Fig. 1에, 안내관은 Fig. 2에 나타내었다.

[Olympus-Video Image Scope] [GE-Video Image Scope]

Fig. 1. Video Image Scope.



[Column Guide Tube] [Annulus Guide Tube]

Fig. 2. Guide Tube.

2.2 문제점 분석

현재 사용 중인 수동 안내관의 문제점으로는 첫 번째, 협소한 FOSAR 작업장소를 들 수 있는데 세관 각각의 Column들 사이 이물질검사를 단계적으로 수행하기 위해서는 길이가 긴 안내관이 필요하나, 작업수행 지점인 증기발생기(SG : Steam Generator)의 Hand Hole 지역은 장소가 협소하여 길이가 긴 일체형 안내관을 삽입하는데 어려움이 있다. 그러므로 여러 개의 안내관을 단계적으로 연결할 수 있도록 너트 연결방식을 채택하고 있다.

두 번째, 안내관의 재질에 따른 무게로 안내관의 재질은 스테인리스강을 적용하여 녹을 방지하도록 하였으나 밀도가 약 7.94 g/cm^{3}으로 무거우며, 특히, 단계별로 안내관을 연결할 경우 무게 증가로 인하여 안내관을 정확하게 제어하기 어렵다.

세 번째, 고준위 방사선량률 지역에서 수행되는 FOSAR 작업은 일반 작업과 다른 제약을 받게 되는데 방사선에 대한 피폭, 작업장의 낮의 조도, 납차폐복 착용에 따른 활동성의 제약 및 방사성물질에 대한 오염 발생 가능성 내재 등으로 작업능률이 저하된다.

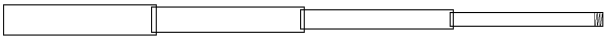
2.3 개선 방안

첫 번째, 협소한 FOSAR 작업 장소에서의 문제점을 해결하기 위해 현재 사용중인 너트 연결형 안내관을 Zoom형 안내관으로 활용 FOSAR 수행시 내부에 삽입되어져 있는 관(Tube)들을 모두 빼낸 후 단계적으로 관을 넣어가면서 FOSAR 작업을 수행함으로써 협소한 작업 장소에서 너트 연결 없이

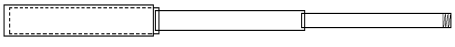
먼 거리에 있는 Column에서 가까운 거리의 Column까지 이물질검사를 수행할 수 있는 Zoom 형 안내관으로 개선.
두 번째, 안내관의 재질에 따른 무게로 먼 거리의 Column 이물질 검사시 안내관을 운영하는 작업자가 연결된 안내관 무게로 인하여 원하는 Column과 Column사이로 정확한 제어를 하기 어려운데 이러한 문제점을 해결하기 위해 밀도가 2.7 g/cm^{3}인 두랄루민(Duralumin)과 같은 가볍고 높은 강도를 가진 재질로 변경하여 기존 스테인리스강을 대체할 수 있는 Zoom형 안내관으로 개선.
세 번째, 작업장소가 고준위 방사선량률 지역이라는 점으로 이러한 문제해결을 위해 FOSAR 작업 전 모의훈련(Mock-up) 및 각종 교육을 실시하고 있으나 숙련훈련에 의한 작업시간을 줄이는 데는 한계가 있음으로 Column 구간 구간에 해당하는 길이만큼 단계별로 접을 수 있는 요철형 길이조절이 가능한 Zoom형 안내관으로 개선할 경우 FOSAR 작업 능률이 증가할 것으로 판단된다.

2.4 개선 내용

안내관의 재질을 경량화 하고, 너트 연결형 안내관을 Zoom형 안내관 형식으로 일체화 한 것을 Fig. 3에 나타내었으며, 주요특징은 다음과 같다.
첫 번째, Zoom형 안내관은 4단 또는 그 이상으로 제작하여 사용할 수 있고, 일자형 안내관 하나의 길이가 59 cm임을 감안하여 최대 Zoom In 상태는 236 cm 이상이고 최대 Zoom Out 상태는 65 cm를 초과하지 않도록 한다.
두 번째, 안내관의 끝단은 일자형 안내관외에도 일정한 모양의 안내관을 연결할 수 있도록 너트의 나사선을 설계한다.
세 번째, 너트 연결형 안내관은 Column과 Column 이동시 작업자가 감각적으로 조금씩 이동시키고 있다. 그러나 Zoom형 안내관은 Column과 Column 사이의 간격만큼 관이 Zoom Out 되도록 반원 형태의 요철구조로 제작하여 반원과 반원이 겹치지 않을 경우에는 일정한 힘을 주더라도 고정되고, 반원과 반원이 겹칠 때는 일정한 힘이 가해지면 이동할 수 있는 구조를 갖도록 한다.

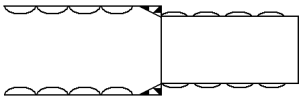


[Guide Tub-4단 연결]

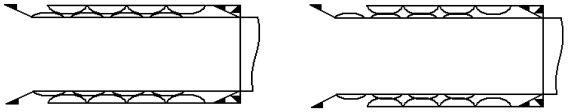


[Guide Tube-3단 연결]

[Guide Tube-2단 연결] [[Guide Tube - 1단 연결]



[Guide Tube-부분 연결(완전 Zoom In 상태]



[Guide Tube-고정상태] [Guide Tube-이동상태]

Fig. 3. Improved Guide Tube.

3. 결론

원자력발전소 증기발생기 건조성확보를 위해 계획예방정비시 2차측 내부 관판상부에 대한 검사를 수행하고 있다. 검사시 주로 발견되는 연성물질의 경우 제거가 용이하고, 발견시마다 즉시 제거하므로 증기발생기 건전성에 영향을 주지 않으나, 거의 발견되지 않은 경성이물질의 경우 정상가동시 세관 건전성에 영향을 줄 수 있다.
경성 또는 연성 이물질 검사를 위한 FOSAR 작업의 효율성을 높이는 방법으로 너트 연결형 안내관을 Zoom형 안내관으로 개선 방안을 제시하였다. 협소한 작업공간, 안내관 무게에 따른 문제, 고준위 방사선량률 및 오염지역에서의 장시간 작업이 갖는 문제점 등을 해결함으로써 FOSAR 작업에 따른 작업자의 방사선피폭 저감, 작업의 정확성을 확보 및 작업시간 단축 등을 통해 FOSAR 작업 능률 향상에 기여할 것으로 기대되며, 향후 더 향상된 검사기술의 개발을 위해 관심을 갖을 필요가 있다.

4. 참고문헌

[1] 증기발생기 2차측 육안검사 기술 현황, 한국원자력안전기술원, 2015.10.

증기발생기 세정로봇 분사장치 노즐 변경 및 배열에 따른 세정 효과

박병목*, 채경선, 신경욱, 윤상정, 홍재영, 최용석, 김상태, 김영국, 장희곤
세안기술㈜, 서울특별시 금천구 가산디지털2로 184, 910호(가산동, 벽산디지털밸리 2차)
*pbm@sae-an.co.kr

1. 서론

원자력발전소 증기발생기 2차측 내부 튜브시트 상단 및 튜브표면에는 운전 년 수에 따라 슬러지(Sludge)가 축적되어 증기발생기 전열관의 열효율 저하를 초래할 수 있다[1]. 그러므로 세정로봇을 이용하여 튜브시트 상단 및 튜브표면에 응집 고착된 슬러지를 제거함으로써 전열관의 열효율 저하 및 열응력 문제를 해결하기 위해 침적물제거(Lancing) 작업을 수행하고 있다.

세정로봇을 이용한 증기발생기 2차측 내부 튜브시트상단 및 튜브표면의 세정효과를 높이기 위한 연구는 과거부터 계속되어져 왔으며 세정수의 분사압력 관련 기술, 침적물제거 작업 수행 절차 관련 기술 및 세정로봇의 분사장치 노즐 높이가 미치는 영향 등 다양한 분야의 기술개발을 통해 세정 효율을 높이고 있다.

본 연구에서는 세정수 분사 형상, 세정로봇에 적용가능한 노즐 종류 및 노즐 배열 효과 등을 연구함으로써 증기발생기 2차측 내부 튜브시트상단 및 튜브표면의 슬러지 제거 효율을 향상시킬 수 있는 세정로봇의 노즐 형태 및 배열을 제시하였다.

2. 본론

2.1 세정수 분사 형상

노즐의 분사입구 형태에 따라 세정수의 분사형상은 달라지게 되는데 분사형상의 종류로는 원추상(중공형), 부채상(부채꼴형), 봉상(원형), 방사상 등이 있으며, 원추상은 세정수가 공동(空洞)을 두고 원뿔 모양 가장자리 부분으로만 세정수가 분사된다. 부채상은 분사되는 세정수가 부채형상으로 분사되는 입구는 좁고, 세정되는 지점은 넓게 일직선으로 분사된다. 봉상의 세정수 형상은 둘레가 둥근대 즉, 봉의 형상으로 분사노즐의 노즐구멍 각도에 따라 세정수 도달거리 및 충격력 등이 달라질 수 있으며, 특히, 각도가 작은 것은 원거리까지 단위면적당 강한 충격력을 유지할 수 있다. 봉상은 의도치 않게 근거리에서 원거리로 갈수록 세정수 퍼짐 현상이 발생된다. 방사상은 세정수가 사방으로 분사되는 형상로서 각각의 형상을 Fig.1에 나타내었다.

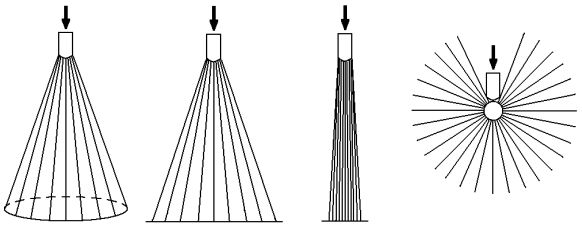


Fig. 1. Shapes of Washing Water.

현재 세정로봇에 사용중인 분사 형상은 봉상으로 튜브가 위치한 원거리까지 단위 면적당 충격력이 강한 세정수가 분사되어야 증기발생기 2차측 내부 튜브시트상단 및 튜브표면의 슬러지를 제거할 수 있기 때문이다.

2.2 세정로봇을 통한 세정절차

침적물 제거작업을 위해서는 세정로봇을 설치해야 하는데 그 순서는 증기발생기 핸드 홀에 홀 플랜지 및 Manifold 설치 → Guide Roller 설치 → 로봇 이동 Rail 설치 → 로봇설치 순이다. 로봇의 제어는 원자로건물이 아닌 보전구역에 설치된 제어룸에서 모니터상으로 원격제어하게 되며 로봇에서 분사되는 세정수의 흐름은 Storage Tank내 세정수 → 로봇을 통한 세정수 분사 → 프로세스 시스템 룸내 Surge Tank에 수집(Sludge Suction Pump와 호스를 통해) → 필터 통과(Bag 필터 및 Cartridge 필터) → Storage Tank에 수집되는 순서를 갖는다. 로봇을 통한 세정수의 흐름은 세정작업이 끝날 때 까지 반복 공정으로 수행된다[2]. 세정로봇 KALANSⅢ처럼 분사 노즐이 5개로 되어있는 경우 세정로봇을 통한 튜브시트 세정은 첫 시작시 1칼럼, 2칼럼, 3칼럼, 4칼럼, 5칼럼이 동시에 세정되고, 첫 번째 세정이 완료되면 세정로봇은 Rail을 통해 1칼럼씩 이동하게 된다. 즉, 두 번째 세정은 2칼럼, 3칼럼, 4칼럼, 5칼럼, 6칼럼을 수행하게 되는 것이다.

Fig. 2. Lancing Robot : KALANSⅢ.

2.3 세정로봇에 적용 가능한 노즐 종류

세정수 분사 형상에 따라 다양한 노즐이 개발되어 사용되고 있는데 본 연구에서는 세정로봇에 적용 가능한 노즐의 종류를 분석하였다.

첫 번째 현재 사용중인 노즐은 봉상의 분사형상을 가지며 단위면적당 충격력이 큰 Full Cone 노즐로 압력과 유량이 일정할 경우 분사각도가 작은 것이 단위면적당 충격력이 강하며, 원거리까지 세정수의 퍼짐현상이 작게 나타난다. 반면 분사각도가 큰 것은 단위면적당 충격력은 약하고, 원거리에서는 세정수의 퍼짐현상이 크게 나타난다.

두 번째는 현재 사용중인 Full Cone 노즐과 병행하여 세정효과를 높일 수 있는 분사형상은 부채상으로 대표적인 노즐은 부채꼴분사 노즐과 편향식 노즐이 있다. 부채꼴분사 노즐은 균일한 분사밀도와 높은 충격효율을 가지며, 편향식 노즐은 넓은 각도의 분사가 가능하나, 충격력이 작다. 그러므로 세정수 분사형상이 부채형상을 사용하고자 할 경우 부채꼴분사 노즐이 적합하다. 분사노즐 형상은 Fig. 3에 나타내었다[3].

[Full Cone 노즐] [부채꼴분사 노즐] [편향식 노즐]

Fig. 3. Nozzle Type.

2.4 부채꼴분사 노즐 적용 및 배열을 통한 효과

세정로봇 분사장치는 증기발생기 2차측 내부 튜브시트상단 및 튜브표면의 고착된 슬러지에 대해 세정수를 분사하여 슬러지를 분리하는 역할과 분리된 슬러지를 증기발생기 가장자리로 밀어내는 역할을 하게 된다. 그러나 현재 사용중인 Full Cone 노즐은 근거리에서 강한 충격력을 가지나 퍼짐현상은 작고, 원거리에서는 근거리 보다는 상대적으로 약한 충격력을 가지지만 약간의 퍼짐현상을 갖는다.

이러한 Full Cone 노즐이 갖는 세가지 문제점으로서 첫째, 세정로봇은 칼럼 이동시 1칼럼씩 이동함으로 중앙에 위치한 칼럼은 5회 세정되는 반면 시작시 최초 한 칼럼과 종료시 마지막 한 칼럼은 1회만 세정되는 문제점. 둘째는 Full Cone 노즐은 단면적당 강한 충격력을 갖지만 상대적으로 근거리에서는 퍼짐현상이 적어 세정 면적이 한정되는 문제점. 마지막으로 분리된 슬러지가 증기발생기 가장자리로 세정과 동시에 밀려나야 하는데 근거리에서는 세정수의 퍼짐현상이 작아 세정과 동시에 분리된 슬러지를 밀어내지 못한다는 것이다.

그러므로 위의 세가지 문제를 해결하기 위해서는 세정로봇이 가지고 있는 총 5개의 분사구중 중앙분사구에 부채꼴분사 노즐을 설치하고 좌우 총 4곳에는 현재 사용중인 Full Cone 노즐을 설치함으로써 최초 한 칼럼과 마지막 한 칼럼의 추가적인 세정의 수행, Full Cone 노즐의 단점인 근거리에서의 적은 단면적 세정효과를 보완할 뿐만아니라 세정수 분사에 의해 분리된 슬러지를 세정과 동시에 증기발생기 가장자리로 밀어 낼 수 있는 효과를 얻게 된다.

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 랜싱작업의 효율적 운영을 위해 본 연구에서 분사노즐의 특성을 분석함으로써 현재 사용중인 세정로봇의 중앙분사구를 부채꼴분사 노즐로 변경함에 따라 슬러지 제거 효과 및 슬러지 Suction 효과 등을 높일 수 있는 방안을 제시함으로써 계획예방정비 기간이라는 한정된 기간내에 수행되는 랜싱작업의 최적화에 기여하고자 하였다.

4. 참고문헌

[1] 배용한, “증기발생기 튜브시트 전구간 세정용 세정로봇”, 특허, 2012.05.11 등록, 등록번호 10-1147356.

[2] 박병목외 8명, “원전S/G 침적물제거용 Surge Tank의 조도 변화량 측정을 통한 필터교체 시기 예측”, 한국방사성폐기물학회2013 춘계학술대회 논문요약집, 313-314, 05.09~10, 2013, 대구.

[3] 국제노즐 홈페이지(www.kjnozzle.co.kr).

방사성폐기물의 원격 측정을 위한 광섬유 방사선 센서의 제작

김민건[1], 신상훈[2], 이동은[2], 송영범[1], 김혜진[1], 장경원[2], 변철호[3], 이봉수[1], 유욱재[2*]
[1]중앙대학교 공과대학 에너지시스템공학부, 서울특별시 동작구 흑석로 84, 대한민국
[2]건국대학교 의료생명대학 의학공학부, 충북 충주시 충원대로 268, 대한민국
[3]Research Reactor Institute, Kyoto University, Kumatori-cho, Sennan-gun, Osaka 590-0494, Japan
*wonzip@kku.ac.kr

1. 서론

원전 운영 시 필연적으로 발생하게 되는 다양한 방사성폐기물 중에서 중·저준위 방사성폐기물은 고준위 방사성폐기물보다 방사능이 낮지만 오랜 기간 동안 반복적으로 노출된다면, 인체에 암을 유발하고, 유전적 변이를 발생시키는 등 장기적으로 악영향을 미칠 수 있기 때문에 이동 및 저장에 유의하여야 한다[1]. 이에 따라 현재 원자력 관련 기관 및 산업체의 방사성폐기물 처리시설에서는 방사성폐기물 드럼(nuclear waste drum)에 저장중인 중·저준위 방사성폐기물의 영구처분을 위한 드럼핵종분석장치를 운영하고 있으며, 이를 유지보수하기 위한 기술 및 평가시설의 개발이 중요시 되고 있다. 평가시설의 내부에는 평가대상드럼과 핵종분석장치의 보정 선원 등이 존재하기 때문에 평가시설의 내부 및 외부의 선량률과 콘크리트 구조물에 대한 차폐 영향 등과 같이 현장에서 안전성을 신속정확하게 평가할 수 있는 측정 장비 및 평가기술들이 필요한 실정이다[2].

본 연구에서는 방사성폐기물 처리시설에서 방사성폐기물 드럼과 평가시설의 내부 및 외부의 선량률을 원격으로 측정하기 위해 광섬유 기반의 방사선 센서를 제작하였고, 교토대학교 연구용원자로 연구소(Kyoto University Research Reactor Institute, KURRI)에서 연구용원자로의 운영 중에 발생된 실제 방사성폐기물을 측정한 후, 결과를 분석하였다.

2. 본론

2.1 실험 재료 및 방법

Fig. 1은 본 연구에서 제작한 광섬유 방사선 센서(fiber-optic radiation sensor, FORS)의 감지프로브의 구조를 보여준다. 감지프로브는 크게 무기섬광체(inorganic scintillator)와 플라스틱 광섬유(plastic optical fiber)로 구성되며, 감지물질인 무기 섬광체로는 LYSO:Ce (cerium-doped lutetium yttrium orthosilicate)를 사용하였다. 직사각형 형태의 LYSO:Ce 섬광체는 3 x 3 x 15 mm^3의 크기를 가진다. LYSO:Ce 섬광체의 광 수집 효율을 높이기 위하여 TiO_2 기반의 반사 테이프로 섬광체의 외부를 감싸고, 외부 광 신호를 차단하기 위하여 검은색 알루미늄 테이프로 다시 한 번 감싼 다음, 검은색 아크릴 관을 씌워서 플라스틱 광섬유와 연결함으로써 감지프로브를 제작하였다[3,4].

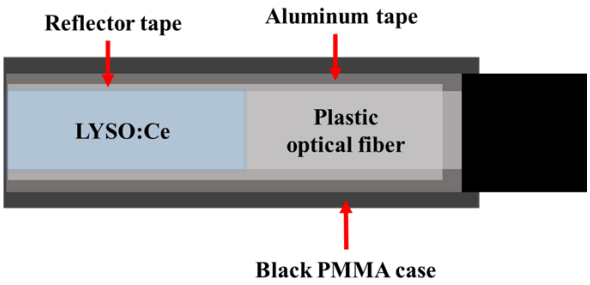


Fig. 1. Inner structure of a sensing probe.

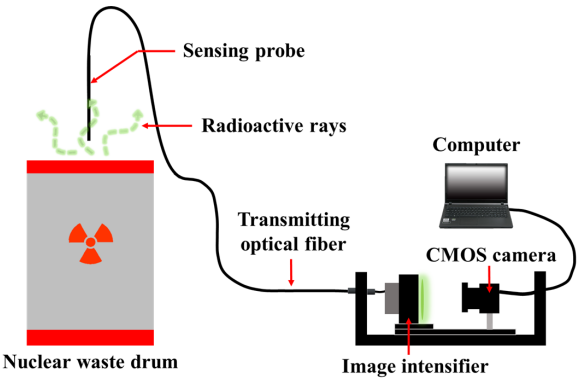


Fig. 2. Schematic diagram of the experimental setup using a FORS system to measure radioactive waste.

Fig. 2는 방사성폐기물 드럼에서 방출되는 방사선을 광섬유 방사선 센서를 통하여 원격 측정하기 위한 전체적인 실험구성을 보여주고 있다. 방사선과의 상호작용에 의해 감지프로브에서 발생된 섬광신호는 5 m 길이의 전송용 광섬유를 통해 광 계측 시스템으로 전송된다. 광 계측 시스템의 내부에는

미약한 섬광 신호를 증배시키기 위하여 영상증배관(image intensifier: BV 2583 BZ-V, Proxivision)이 광섬유와 연결되어 있다. 영상증배관으로부터 증배되어 출력된 섬광 신호는 상보성 금속 산화막 반도체(complementary metal-oxide semiconductor, CMOS) 기반의 카메라 모듈(#59-368, Edmund Optics)로 측정이 된다. 노출시간 및 민감도 등의 세부설정은 전용 프로그램을 이용하여 조절할 수 있다. 본 연구에서 제작한 광섬유 방사선 센서는 영상증배관과 CMOS 카메라 모듈을 광 계측 시스템에 적용시킴으로써 보다 간편하고 빠르게 섬광 신호를 획득할 수 있다는 장점을 가진다.

2.2 실험 결과

광섬유 방사선 센서의 감지프로브를 방사성폐기물 드럼의 상단 입구 중심으로부터 좌우로 25 mm씩 수평 이동시켰을 때, Fig. 3에서와 같이 감지프로브 내에 위치한 LYSO:Ce 섬광체에서 발생한 섬광 신호의 광 세기 분포는 동일한 조건에서 서베이 미터(survey meter: TGS-121, Aloka)로 측정한 방사선의 세기 분포와 유사한 결과를 보여주었다.

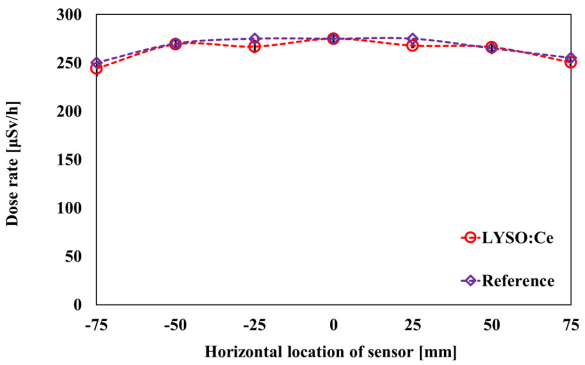


Fig. 3. Comparison of the output signals measured by using the FORS and the survey meter.

따라서 서베이 미터를 이용하여 측정한 선량률(μSv/h)과 광섬유 방사선 센서로 측정한 섬광 신호의 광 세기 사이의 관계는 식(1)로 나타낼 수 있으며, 광섬유 방사선 센서로 측정한 섬광 신호(x)를 선량률(y)로 변환 할 수 있다.

$$y = 0.0113x \quad (1)$$

3. 결론

본 연구에서는 방사성폐기물의 원격 측정을 위하여 LYSO:Ce 섬광체, 플라스틱 광섬유, 영상증배관, CMOS 카메라 모듈을 이용하여 광섬유 방사선 센서를 제작하였다. 방사성폐기물로부터 방출되는 방사선의 수평축 분포를 광섬유 방사선 센서로 측정한 결과, LYSO:Ce 섬광체에서 발생되는 섬광 신호의 광 세기가 서베이 미터로 측정한 선량 기준값과 유사함을 확인하였다.

앞으로의 연구방향은 광섬유 방사선 센서의 출력신호와 선량 사이의 관계에 대한 알고리즘을 도출하여 실시간으로 방사성폐기물의 선량분포를 원격 측정하는 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회의 재원으로 한국원자력안전재단의 지원을 받아 수행한 원자력안전연구사업(No. 1403017-0114-SB110) 및 2015년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 원자력연구사업(No. 2014M2B2A9031841)의 연구결과입니다.

5. 참고문헌

[1] 강세식, 최석윤, 김정훈, "의료방사성폐기물 관리방안에 대한 인식 분석 - 부산, 경남을 중심으로 -", 한국방사선기술연구회지, 37(1), 29-36 (2014).

[2] Y.Y. Ji, K.K. Kwak, D.S. Hong and J.S. Shon, "An Evaluation on the Radiation Shielding of the Radwaste Drum Assay Facility", J. of the Korean Radioactive Waste Society, 10(2), 117-123 (2012).

[3] H. Jeon, K.W. Jang, S.H. Shin, S.G. Kim, S. Hong, H.I. Sim, J. Kim, J. Jang, G. Kwon, W.J. Yoo and B. Lee, "Feasibility study on fiber-optic radiation sensor for remote gamma-ray spectroscopy", Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, 29-30 (2014).

[4] K.-T. Han, W.J. Yoo, S.H. Shin, D. Jeon, J.-Y. Park, B.G. Park and B. Lee, "Development of fiber-optic radiation sensor using LYSO scintillator for gamma-ray spectroscopy", J. Sensor Sci. & Tech., 21(4), 287-292 (2012).

중저준위방사성폐기물 표층처분시설의 GA설계 최적화

장근백[1*], 이동재[1], 황익규[1], 하창용[2]
[1]한국전력기술㈜, 경상북도 김천시 혁신로 269
[2]한국원자력환경공단, 경상북도 경주시 북성로 89
*kpchang9@kepco-enc.com

1. 서론

중저준위 방사성폐기물 표층처분시설은 지표면 또는 지표면 가까이 암반 등의 천연방벽에 콘크리트 구조물 등의 공학적방벽을 부가하여 그 속에 폐기물을 처분하는 것을 말한다[2]. 원자력환경공단에서는 동굴처분방식으로 건설된 방폐장 1단계와는 달리 2단계에서는 표층처분방식으로 건설하고 있다.
본 논문에서는 경주 방폐장에 건설중인 표층처분시설의 GA설계를 살펴봄으로써 표층처분시설의 주요 공학적방벽과 지상지원시설의 최적화 설계에 대해 논의하고자 한다.

2. 본론

2.1 다층 공학적방벽

2단계 표층처분시설에 적용될 GA설계는 기본설계시 기수행된 개념 및 검토안을 바탕으로 발주처 제공정보, 외국선행시설 설계, 건설과 운영경험 그리고 국내외 관련법규, 인허가요건 등을 참고하여 수행되었다. 표층처분시설은 평가된 부지특성을 참고로 공학적방벽을 추가하여 처분시설의 안전성을 확보하고자 하는 시설로 처분될 방사성폐기물의 특성을 반영한 다층 공학적방벽에 대한 전반적인 연구를 토대로 건설하여야 한다. 표층처분시설에 도입될 주요 공학적방벽에는 콘크리트 처분고, 처분고로부터의 강수 및 침투수 배수계통과 지하점검로, 침투수 집수조 및 다층구조로 된 덮개시스템(Final Cover System) 등이 있는데, 이들의 목적은 일정기간동안 방사성물질을 인간과 환경으로부터 격리시키는데 있으며[1] 처분고의 운영, 폐쇄 및 제도적관리 등과도 밀접한 관계에 있다.

2.1.1 GA설계

표층처분시설의 GA설계를 위해 처분대상 폐기물의 특성과 부지특성 그리고 공학적방벽의 특성에 대해 기수행된 기본설계자료에 기초하였다. 주요 공학적방벽의 하나인 처분고(Disposal Vault)는 지표면 또는 지표면 가까이 설치되는 콘크리트 구조물로서 방사성폐기물을 그 안에 가둠으로써 방사성핵종의 이동을 최대한 저지하는 시설물로 각 처분고의 크기와 갯수는 2단계 처분용량 을 고려하여 설계되었으며 추후 증설을 고려하였다.

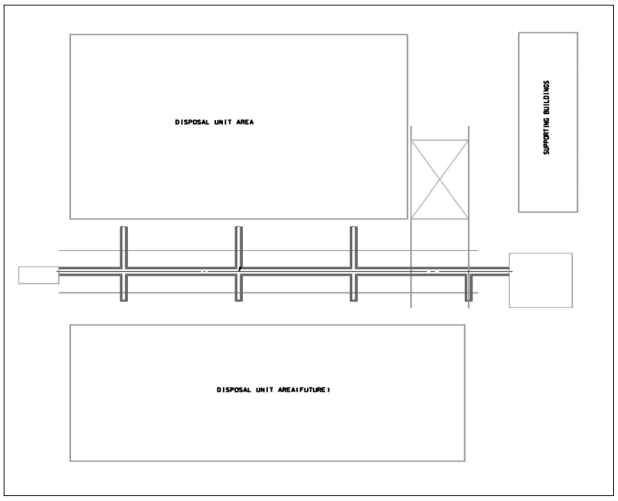


Fig. 1. Surface Disposal Facility GA Concept[3].

Fig. 1은 표층처분시설의 처분고 및 지하점검로 그리고 지하점검로 끝단에 배치된 침투수 집수조(Sump) 및 집수조펌프룸(Sump Pump Room)의 개념도를 보여준다. 지하점검로는 운영중 및 폐쇄후 처분고 내부로 유입된 침투수 관리를 위한 배수계통과 감시 및 시료채취조(Monitoring & Sampling Pot)의 유지관리를 위해 설치된다. 지하점검로는 미래 처분고 증설을 고려하여 중앙에 주점검로를 배치하고 처분고와 처분고 사이에 보조점검로를 배치하였다. 주점검로는 처분고 사이에 배치되는 보조점검로와 연결되며, 우측끝단은 집수조와 집수조펌프룸과 연결된다. 지하점검로에는 침투수 배수설비, 공조설비(HVAC), 통신설비, 조명설비 및 방사선감시기 등이 설치된다. 처분고내의 폐기물드럼 정치는 작업중에도 강수 및 강풍 등을 고려하여 이동형크레인쉘터를 이용하도록 하였다.
침투수배수계통은 방사성폐기물과의 접촉 가능성으로 인해 방사성핵종을 함유한 침투수를 수집하는

기능을 한다. 이러한 침투수 수집계통은 오염가능성이 없는 강수배수계통과 분리시킬 필요가 있으며, 이러한 배수계통들은 표층처분시설의 주요한 공학적방벽으로서의 역할을 하게 된다[2]. 아래 그림은 지하점검로 끝단에 설계된 침투수 집수조 및 펌프룸의 개념도를 보여주고 있다. 처분고로 유입된 침투수는 중력배수배관을 통해 최종적으로 침투수집수조에 수집되며 오염여부에 따라 외부 강수배수계통으로의 방류하거나 액체방사성계통으로 이송되어 처리된다. 또한 지하점검로 양끝단에는 공기조화기(Air Handling Unit) 및 공기정화기(Air Cleaning Unit)가 설치되어 지하점검로내의 환기 및 온습도를 조절하고, 방사선량을 규제한도 이하로 유지하는 기능을 하게 된다.

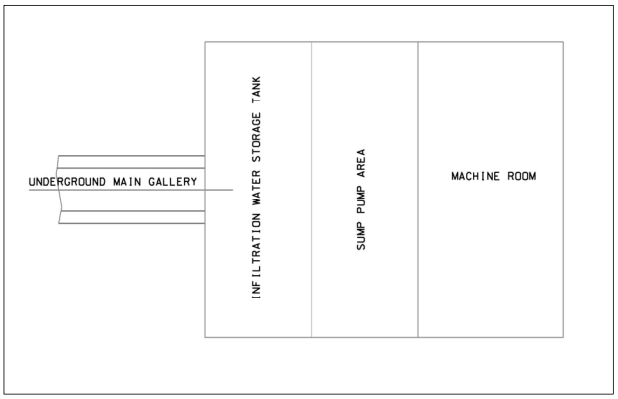


Fig. 2. Sump Pump Area Concept Map[3].

집수조펌프룸은 지상지원건물인 통제건물과 지하점검로를 통하여 연결되도록 설계된다. 즉, 출입자 통제기능을 하는 통제건물을 통하여 방사선관리구역인 지하점검로내로의 접근이 가능하도록 되어있다.

2.1.2 운영상의 고려사항

표층처분시설의 특징중 하나는 건설, 운영, 폐쇄 및 제도적관리가 동시에 이루어질 수 있다는 점이며, 이는 처분장의 효율적인 운영과 GA설계에 중요한 고려요소가 된다. 즉, 처분고의 운영순서 및 빈처분고의 강수배수를 위한 임시배수구의 운영과 침투수 감시 그리고 단위처분고 폐쇄 및 부지폐쇄를 위한 다층덮개와 지상 구조물과의 간섭, 주변발전소와의 환경감시 중첩을 고려하여야 한다.

2.2 지상지원시설

경주 방폐장 2단계 표층처분시설의 지상지원시설에는 경비실, 통제건물, 전기공급건물 및 크레인정비고 등이 건설된다. 2단계의 지상지원시설은 폐기물 처리, 운송, 임시저장 등을 위한 1단계 지상지원시설과 연계하여 관련 기능을 수행하도록 되어 있다. 통제건물에는 작업자 및 운전원의 방사선방호 및 방사능 오염구역에 대한 출입통제를 위한 시설 등이 있으며, 이동형크레인 및 펌프 등의 운전상태를 감시할 수 있는 기기감시룸 및 소화수펌프룸 등이 설치된다. 또한 통제건물에는 Truck Bay가 설치되며, 통제건물과 침투수집수조내 오염된 액체폐기물을 이송하는 배관이 Truck Bay에 설치되어 탱크트럭을 이용하여 1단계 액체폐기물계통으로 이송하여 처리하도록 되어 있다.

3. 결 론

표층처분시설의 GA는 주설비인 처분고, 지하점검로와 지상지원시설간에 효율적인 운영이 가능하도록 최적화된 설계가 필요하다. 경주의 방폐장부지에 건설되는 2단계 표층처분시설은 처리하여 할 총 폐기물용량, 폐기물특성, 부지특성 등을 고려하여 다양한 공학적방벽을 갖추도록 설계되었으며, 특히 외국 선행시설의 지난 수십년간의 운영에 따른 경험사례가 반영되었다.

이러한 공학적방벽들은 처분될 폐기물의 방사능적, 화학적 독성과 열적 특성 등을 반영하여야하며 부지특성을 반영한 최적화된 설계여야 한다. 또한, 방사능준위가 매우 낮은 폐기물의 관리는 그에 적합한 보다 경제적인 시설이 요구된다고 할 것이다. 본 논문은 경주에 건설될 2단계 표층처분시설의 GA 특성에 대해 소개하였으며, 우리나라 특성에 맞는 한층 개선된 처분시설로 건설되어야 할 것이다.

4. 참고문헌

[1] IAEA-TECDOC-1256, Technical considerations in the design of near surface disposal facilities for radioactive waste.
[2] 한국방사성폐기물학회, 방사성폐기물학회지(2014), 천층처분시설의 침출수 수집계통 사례연구.
[3] 한국전력기술㈜, GA Drawing _ Disposal Vault & Underground Gallery.

음극재에 따른 전해정련 우라늄의 특성연구

이창화[1*], 강덕윤[2], 이성재[1], 박성빈[1], 안도희[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 99
*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]. KAERI에서 수행하고 있는 파이로공정은 사용후핵연료 집합체를 해체, 인출, 절단하여 원료물질을 제조하는 전처리공정과 생산된 원료물질을 전해환원, 전해회수공정 등을 거쳐 U 및 U/TRU ingot을 제조하고 핵분열생성물을 분리 폐기하는 후처리공정으로 이루어진다[3]. 이 중, 전해회수공정은 양극 바스켓에 포함된 사용후핵연료의 약 93%를 차지하고 있는 U을 고체음극으로 회수하는 전해정련 공정과 염 속에 존재하는 잔류 U 및 TRU원소를 액체음극으로 공회수하는 전해제련공정으로 구성된다. 대용량의 사용후핵연료를 처리하기 해서는 고효율 우라늄을 전해정련하는 것 뿐아니라 고 회수율로 전착된 U을 효율적으로 회수하는 것 또한 매우 중요하다. 이를 위해서 KAERI에서는 graphite의 자발탈리 특성을 이용한 High- throughput 전해정련기를 개발하여 연속적인 전해정련 조업이 가능하도록 하였다[4]. 하지만, 카본 불순물이 포함되기 때문에 이를 제거하기 위한 추가공정이 필요하고, graphite가 금속전극에 비해 상대적으로 기계적 강도가 낮다는 단점이 있다. 기존에 U의 전기화학적 거동을 살펴보기 위해 다양한 전극을 사용하여 U(III)/U(0) 반응에 대한 electromotive force, activity coefficient, diffusion coefficient와 같은 전기화학 parameter를 측정 및 계산한 연구가 수행된 바 있으나, 각 종 전극에서 성장시킨 U 전착물의 형상 및 scraping 특성을 살펴본 예는 찾아보기 힘들다.

따라서, 본 연구에서는 대표적으로 사용되는 stainless steel (SST), 몰리브덴(Mo) 및 텅스텐(W)과 같은 금속성 음극에 대한 전해정련 U의 회수 및 scraping 특성을 비교해 보았다.

2. 본론

2.1 실험방법

U 전해정련 실험을 위해 3wt.% UCl_3가 포함된 99.99wt.% anhyrdous LiCl-KCl을 500°C로 용융시켜 전해액으로 사용하였다. 산소와 습도를 수 ppm 이하로 조절할 수 있는 Ar 분위기의 글로브 박스 안에서 모든 실험을 수행하였다. 작업전극(WE)은 3∅ SST, W 및 Mo rod를 사용하였고, SST mesh 재질의 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 전극에서 회수한 우라늄의 전착물 형상특성과 scraping 특성 확인을 위해 SEM 및 EDX를 사용하였다. 특히, scraping 특성을 간접적으로 확인하기 위해 전착물이 포함된 각각의 전극을 희석된 HCl 용액에 침지시켜 잔류염을 제거한 뒤 전극표면에 잔류하는 우라늄을 비교하였다.

2.2 실험결과

각 음극재에 따른 U의 전기화학 거동를 살펴보기 위해 Fig. 1과 같이 cyclic voltammetry를 수행하였다. 세 가지 종류의 전극에서 U환원의 onset potential은 약 -1.39 ~ -1.37 V로 거의 유사하게 나타났으나, SST의 경우 환원/산화 peak가 각각 -1.57 V 및 -1.09 V로 Mo와 W에 비해 각각 음극과 양극 쪽으로 shift 된 것을 알 수 있으며, 이는 U의 환원/산화 kinetics가 SST에서 빠르다는 것을 보여준다. 또한, 그림에 나타내지 않았지만, scan rate 변화(50~400 mV/s)에 따른 peak shift 및 peak current의 증가를 통해 U의 전기화학 process가 quasi-reversible, diffusion- controlled mass transfer reaction임을 알 수 있었다.

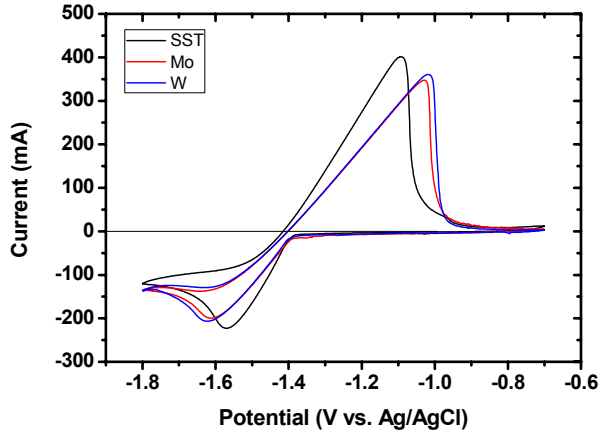


Fig. 1. Cyclic voltammetries of uranium on various electrode materials in 500 °C LiCl-KCl-3 wt.% UCl_3 molten salts. The scan rate was fixed at 50 mV/s.

다양한 전극재에서 전해정련을 수행하여 얻은 전착물의 특성과 scraping 특성을 살펴보기 위해 2시간동안 -150 mA의 정전류를 인가하였다. 얻어진 U 전착물은 모든 전극재에 대해 dendritic한 형태를 보였으나, SST에서는 바늘처럼 긴 형태의 침상구조가 추가적으로 관찰되었다.

전극재의 종류에 따라 U의 scraping 특성을 간접적으로 확인하기 위해 전착물이 포함된 전극을 희석한 염산에 넣어 잔류염을 제거하여 전착물을 탈착시킨 뒤, 전극재 표면을 SEM-EDX로 관찰하였다. 그 결과, SST의 경우 Fig. 2a와 같이 U 전착물이 전체적으로 남아있어 전극재의 주요성분인 Fe이 거의 관찰되지 않은 반면, Mo와 W은 전극재 바닥이 드러남을 알 수 있었다. 특히, W의 경우, 표면에 잔류하는 U이 거의 존재하지 않는 것으로

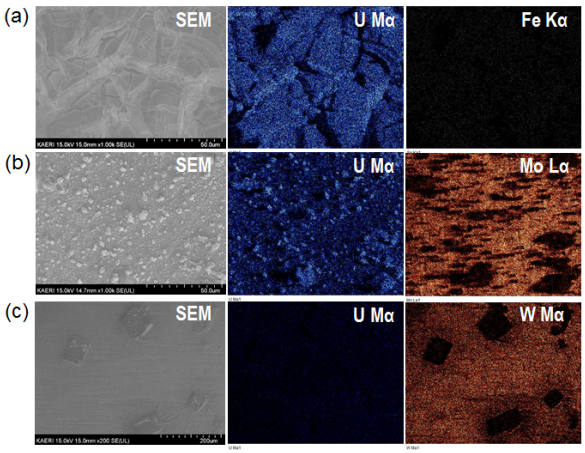


Fig. 2. SEM-EDX mapping images of various electrode materials after salt dissolution in diluted HCl solutions; (a) SST, (b) Mo, and (c) W.

나타나 graphite와 같이 자발탈리의 특성이 우수한 것으로 나타났다. 앞으로 scraper 또는 vibrator 등을 이용한 실험을 통해 sticking coefficient와 같은 정량 값을 측정/비교해 보아야 할 것으로 생각된다.

3. 결론

LiCl-KCl-3wt.% UCl_3 용융염에서 SST, Mo, 그리고 W을 음극으로 사용하여 U의 전기화학적 거동을 살펴보고, 정전류 조건에서 U 전해정련을 수행하였다. 그 결과, 모든 전극에서 거의 유사한 I-V 특성이 나타났으나, 전해정련을 통해 전착된 U을 제거하고 전극표면을 관찰한 결과 W이 SST에 비해 잔류 U이 거의 없는 것으로 확인되었다. 이는 기계적 강도가 우수한 금속성 전극 중 W이 자발탈리 성능이 우수함을 간접적으로 보여주는 결과로, 연속적인 U 전착물 회수를 위한 전극재로 사용할 수 있을 것으로 기대된다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임(원자력연구개발사업, No. 2012M2A8A5025699).

5. 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).

[4] J.-G Kim, S.-J. Lee, S.-B. Park, S.-C. Hwang, H. Lee, "High-throughput Electrorefining System with Graphite Cathodes and a Bucket-type Deposit Retriever", Proc. Chem. 7, 754-757 (2012).

폐 피복관 처리를 위한 혼합 용융염 내 Zr 전해정련에서 AlF_3의 첨가효과 연구

강덕윤[1], 이창화[2*], 강권호[2], 이성재[2], 안도희[2], 이종현[1]
[1]충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 99
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*chwalee@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로공정(Pyroprocessing)은 고온 용융염을 사용하여 사용후핵연료로부터 금속우라늄(U) 및 U/TRU를 전기화학적으로 회수하여 고준위폐기물 양을 줄이고, 차세대원자로인 SFR(Sodium cooled Fast Reactor)의 연료로 사용할 수 있도록 한 핵확산저항성이 뛰어난 건식 처리기술이다.

폐 피복관은 Pyroprocessing 전처리 공정 중 사용후핵연료의 핵연료를 집합체의 피복관으로부터 인출하면서 남게된다. 사용후핵연료 10 톤 처리를 기준으로 할 때에 폐 피복관은 약 2.5 톤에 해당하며, 핵연료를 인출한 지르코늄합금 피복관 내면에는 극 미량의 사용후핵연료가 남고, 고방사성 핵분열생성물이 침투하기 때문에 전량 중준위 이상의 폐기물로 분류된다.

지르코늄합금 피복관의 97% 이상이 지르코늄임을 감안한다면 폐 피복관에서 지르코늄을 선택적으로 회수하여 폐기물 처리량을 획기적으로 줄일 수 있고, 원자력산업에 재활용이 가능할 것으로 판단된다.

지르코늄을 회수하기 위한 기술 중 하나인 전해정련법은 염화물, 불화물 또는 염화물-불화물의 혼합 용융염을 기반으로 다양한 연구가 수행되었다[1-4]. 특히, KAERI에서는 이전 연구에서 혼합용융염을 이용하여 Zr의 반응메커니즘을 단순화하고, 회수전착물의 형상을 powder 형태에서 dendrite 형태로 전환시킴으로써, 전착물 내 염 함유량을 줄이고 회수율을 개선한 연구를 수행한 바 있다[4].

본 연구에서는 Zr 전해정련을 위한 혼합용융염에서 금속성의 양이온 첨가제인 알루미늄을 fluoride형태로 첨가하여 전착물 형상변화 및 회수특성에 대하여 살펴보았다.

2. 본론

2.1 실험

본 연구에서는 산소와 수분의 농도가 5 ppm 이하로 제어한 고순도 Ar 가스가 채워진 글러브 박스 내에서 모든 전기화학 실험을 수행하였다. 전해액으로 250 g의 LiCl-KCl-1.3wt.% LiF의 혼합용융염에 1.0wt.% $ZrCl_4$를 개시제로 사용하였으며, 다양한 농도의 AlF_3(3.8 ~ 38.6 mM)를 첨가하여 600°C의 온도에서 실험을 수행하였다.

전기화학 실험을 위한 작업전극(Working Electrode, WE)으로 길이 3 cm, 직경 0.1 cm의 Tungsten(W) wire를 사용하였으며, 상대전극(Counter Electrode, CE)은 길이 1 cm, 직경 1.07 cm, 두께 0.17 cm의 Zirlo 피복관을 세로방향으로 이등분하여 SUS wire를 감아 사용하였다. 기준전극(Reference Electrode, RE)으로 Ag/AgCl을 사용하였다.

Potentiostat/Galvanostat (BioLogics, Model SP-150)을 이용하여 Cyclic voltammetry (CV)를 측정하고, 정전류(Chronopotentiometry, CP) 및 정전압(Chronoamperometry, CA) 조건에서 Zr 전해정련 실험을 수행하였다.

2.2 결과 및 토의

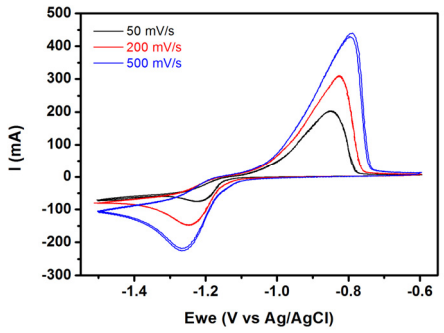


Fig. 1. Cyclic voltammetric curves for Zr reduction/oxidation at various scan rates in 600°C LiCl-KCl-LiF-$ZrCl_4$ molten salts in the absence of AlF_3.

Fig. 1은 AlF_3 첨가 없이 수행한 CV 결과를 보여준다. 일반적인 염화물 기반에서의 다단계 환원 공정과 달리 Zr의 환원 및 산화반응에 대해 single peak로 나타남을 알 수 있다. 또한, scan rate의 증가에 따라 redox peak의 이동이 관찰되었는데

이는 전극 표면에서의 반응이 quasi-reversible electron transfer process임을 나타낸다.

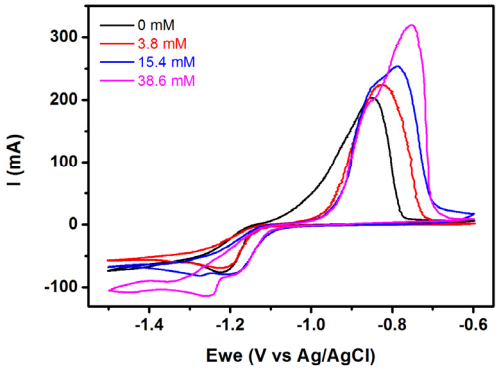


Fig. 2. Cyclic Voltammetric curves for Zr reduction/oxidation at various AlF_3 concentrations in 600 ℃ LiCl-KCl-$ZrCl_4$-LiF molten salts. The scan rate was fixed at 50 mV/s.

Fig. 2는 기존의 혼합용융염에 다양한 농도의 AlF_3 첨가에 따른 CV curve를 나타낸다. AlF_3 농도가 증가함에 onset potential이 양의 방향으로 증가하고 추가적인 peak가 약 -1.3 V 부근에서 나타나기 시작하는 것을 알 수 있다. Al(III)/Al(0)의 환원전위가 Zr(IV)/Zr(0) 환원전위보다 더 positive 한 것을 감안하면, Al에 의한 Zr의 underpotential deposition과 Zr-Al의 codeposition에 의한 것으로 예상된다.

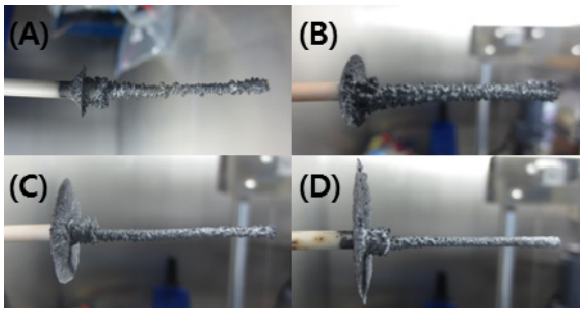


Fig. 3. Electrodeposited Zr on W cathodes at various AlF_3 concentrations in 600℃ LiCl-KCl-LiF-$ZrCl_4$ molten salts; (A) 0 mM AlF_3, CP at -50 mA 4 hrs, (B) 3.8 mM AlF_3, CA at -1.2 V 2 hrs, (C) 15.4 mM AlF_3, CA at -1.2 V 1 hr, and (D) 38.6 mM AlF_3, CA at -1.2 V 1 hr.

Fig. 3은 AlF_3의 농도를 증가시키며 정정압 및 정전류 조건에서 전해정련실험을 수행하여 얻은 전착물 사진이다. Zr 전착물은 반응이 진행됨에 따라 염 표면에서 판 형태로 성장이 촉진되는 것을 알 수있으며, Al농도가 증가함에 따라 그 크기가 더 커지는 것을 알 수 있다.

Table 1. Results of ICP analysis for Zr deposits in the absence and presence of AlF_3

분석원소	시료분석 결과 (단위: wt%(*μg/g))	
	0 mM AlF_3	3.8 mM AlF_3
Zr	41.3	57.3
Al	0	0.6
Cr	*<50	0.06
Fe	*81	*<50
Sn	*143	*131
etc.	balance	balance

Table 1은 AlF_3 첨가 유무에 따른 전착물 성분을 나타낸다. AlF_3를 3.8 mM 첨가하였을 때 Zr의 함량이 증가하는 것을 확인할 수 있다.

3. 결론

폐 피복관 처리를 위한 Zr 전해정련공정에서 혼합용융염 내 AlF_3의 첨가효과에 대하여 살펴보았다. 그 결과, 미량의 Al이 포함되기 하지만 전해정련을 통한 Zr의 회수율을 높일 수 있었다.

4. 참고문헌

[1] R. Fujita et al., "Zirconium recovery process for spent Zircaloy components from Light Water Reactor (LWR) by electrorefining in molten salts", Electrochem., 73, pp. 751-753 (2005).

[2] C. H. Lee et al., "Electrorefining of zirconium from Zircaloy-4 cladding dulls in LiCl-KCl molten salts", J. Electrochem. Soc., 159(8), pp. D1-D6 (2012).

[3] K.T. Park et al., "Purification of nuclear grade Zr scrap as the high purity dense Zr deposits from Zirlo scrap by electrorefining in LiF-KF-ZrF4 molten fluorides", J. Nucl. Mater. 436, pp. 130-138 (2013).

[4] C.H. Lee et al., "Addition Effect of Fluoride Compounds for Zr Electrorefining in LiCl-KCl Molten Salts", Int. J. Electrochem. Sci. 11, pp.566-576 (2016).

원전 해체 시 방사성금속폐기물 발생량 감소를 위한 RESRAD-RECYCLE 코드 적용성 평가 연구

김동민, 이상헌, 김선일, 조훈조, 송종순*
조선대학교, 광주광역시 동구 필문대로 309
mfest@naver.com

1. 서론

최근 고리1호기 원전의 영구정지 결정과 더불어 현재 운전중인 원자력발전소들이 설계수명에 다다르고 있다. 설계수명에 도달한 원전은 연장운전 또는 영구정지에 따른 해체를 고려해야 한다. 해체를 고려할 경우 국내에서는 해체비용을 약 6,000억원으로 예상하고 있으며 기간은 15년으로 예측하고 있다. 특히, 해체 폐기물량 산정은 원전 해체 비용산정에 있어서 큰 비중을 차지하고 있다. 1차계통의 주요 계통 및 기기를 제외한 대부분의 폐기물은 저준위 또는 극저준위 폐기물로 분류되며 폐기물량 산정 및 처분비용에 결정적인 역할을 한다. 본 논문에서는 RESRAD-RECYCLE 코드를 활용하여 실제 해체시 발생이 예상되는 폐기물에 대한 자체처분 가능성을 제시하기 위해 사전연구를 수행하였다. 본 연구의 목표는 원자력발전소 해체 시 발생하는 방사성금속폐기물을 자체처분하기 위한 작업자 및 일반인의 위해도를 평가하고 폐기물량 및 처분비용을 줄이는데 있다.

2. 본론

2.1 RESRAD-RECYCLE 전산코드 개요

RESRAD-RECYCLE 전산코드는 규제해체된 철재와 알루미늄의 재활용 및 재이용 과정에서 유발되는 방사선학적 영향을 평가하기 위한 목적으로 US DOE(Department of Energy)의 지원 하에서 ANL(Argonne Vational Laboratory)의 EDA(Environmental Assessment Division)에서 개발하였고, 방사성금속폐기물의 재활용 공정 별 수집, 운반, 처리 작업자(Worker)와 소비재 및 공공재를 이용하는 일반인(Public)에 대한 잠재 피폭선량 및 위해도를 평가하는 전산코드이다. 총 41개의 시나리오 및 54개의 핵종에 대해 평가가 가능하다.

Fig. 1은 RESRAD-RECYCLE 전산코드에서 고려한 금속폐기물 재활용 과정을 도식화하여 나타낸 것이다.

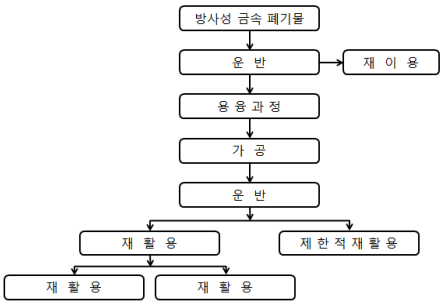


Fig. 1. A Conceptual Diagram of the Recycling Process.

2.2 선량평가대상 및 선원항

본 연구에서는 방사성금속폐기물량 감소를 위한 위해도 평가를 위해서 1차계통 내에 중성자에 의해 방사화된 기기 중 붕산회수탱크(Boron Recovery Tank) 배관을 평가대상으로 선정하였다. 붕산회수탱크는 1차냉각설비로부터의 추출수 및 격납용기냉각재 드레인 등을 냉각재저장탱크에 수집, 저류한 후 붕산회수장치에서 탈가스, 증발농축처리하는 설비인 붕산회수계통(Boron Recovery System)으로 분류된다.

붕산회수탱크 배관에서는 Co-60, Ag-110 m 두 핵종이 검출되었으나, 실제 자체처분 시 작업자와 일반인에 영향을 미치는 방사성핵종이 더 많을 것으로 판단하였다. 따라서 본 연구에서는 작업자와 일반인에 영향을 미치는 방사성핵종을 분석하였으며, 현장 실제측정값을 기반으로 Co-60 대비 핵종농도비를 이용하여 Sr-90, Cs-134, Cs-137, Ce-144의 핵종농도를 도출하여 평가에 적용하였다.

처리량은 0.024 t이고, 방사성핵종별 농도는 Table1과 같이 설정하였다.

Table 1. Concentration of Specific Radionuclide

핵종	농도 (Bq/g)
Co-60	1.66E+01
Ag-110m	9.59E+01
Sr-90	1.01E+00
Cs-134	7.58E-01
Cs-137	6.47E-01
Ce-144	2.27E+00

2.3 선량평가방법

RESRAD-RECYCLE 전산코드를 이용한 작업자와 일반인의 선량평가를 수행하기에 앞서 내부피폭 선량환산인자(Dose Conversion Factor)를 국내 실정에 맞게 ICRP60으로 수정해야한다. 작업자의 경우 ICRP72에 명시되어있는 호흡과 섭취에 대한 선량환산인자를 적용하여 내부피폭선량을 평가하였으며 일반인은 연령군별 선량환산인자의 차이를 보정하기 위해 보수적으로 호흡과 섭취의 선량환산인자를 두 배로 적용하여 내부 피폭선량을 평가하였다. 호흡에 대한 작업자와 일반인의 AMAD(Active Median Aerodynamic Diameter)는 ICRP 68에 근거하여 작업자는 5 μ의 AMAD, 일반인은 1 μ의 AMAD를 적용하였다. 자체처분을 위한 선량 평가 시 코드 내에 작업자와 일반인의 시나리오를 국내 실정에 맞게 선별해야한다. 본 논문에서는 보수적인 평가를 위해 41개의 시나리오 중 금속에 대한 모든 시나리오(38개)를 평가하였다. 자체처분을 위해서 국내 원자력법에서 정하고 있는 "방사성폐기물 자체처분에 관한 규정" 개인에 대한 연간 피폭방사선량 10 μSv/y 미만, 집단에 대한 총 피폭방사선량이 1 man·Sv/y 미만을 만족해야한다.

2.4 선량평가결과

RESRAD-RECYCLE을 이용하여 원전 영구정지 직후를 기준으로 피폭선량을 평가한 결과 Fig. 2와 같이 작업자 시나리오는 선량한도를 만족하지만 일반인 시나리오는 만족하지 못함을 알 수 있다.

Scenarios Ranking
(uSv & person-Sv)

Scenario	Individual Dose	Individual Rank	Collective Dose	Collective Rank	Cumulative Dose	Cumulative Rank
Scrap Delivery: Scrap Cutter	5.97E-04	33	1.79E-09	33	1.79E-09	33
Scrap Delivery: Scrap Loader	8.55E-04	29	1.71E-09	34	1.71E-09	34
Scrap Delivery: Scrap Truck Driver	7.52E-04	30	3.76E-09	28	3.76E-09	28
Scrap Smelting: Scrap Processor	6.00E-04	32	1.82E-09	32	1.82E-09	32
Scrap Smelting: Smelter Yard Worker	5.49E-03	19	5.49E-08	19	5.49E-08	19
Scrap Smelting: Smelter Loader	1.04E-03	28	5.18E-09	26	5.18E-09	26
Scrap Smelting: Furnance Operator	3.60E-03	23	1.10E-08	25	1.10E-08	25
Scrap Smelting: Baghouse Processor	2.69E-04	34	2.69E-10	37	2.69E-10	37
Scrap Smelting: Refinery Worker	4.02E-03	20	1.21E-08	23	1.21E-08	23
Scrap Smelting: Ingot Caster	2.01E-03	26	4.02E-09	27	4.02E-09	27
Scrap Smelting: Small Objects Caster	9.91E-02	15	1.98E-07	17	1.98E-07	17
Scrap Smelting: Slag Worker	2.63E-04	35	2.63E-10	38	2.63E-10	38
Ingot Delivery: Ingot Loader	1.08E-03	27	2.16E-09	30	2.16E-09	30
Ingot Delivery: Ingot Truck Driver	2.39E-03	25	1.19E-08	24	1.19E-08	24
Initial Fabrication: Storage Yard Worker	3.91E-03	21	3.91E-08	20	3.91E-08	20
Initial Fabrication: Sheet Maker	1.44E-04	36	2.16E-09	31	2.16E-09	31
Initial Fabrication: Coil Maker	6.73E-04	31	6.73E-10	36	6.73E-10	36
Final Fabrication: Sheet Handler	1.43E-04	37	2.87E-09	29	2.87E-09	29
Final Fabrication: Coil Handler	5.38E-02	17	2.69E-07	16	2.69E-07	16
Product Distribution: Product Loader	1.08E-02	18	2.16E-08	21	2.16E-08	21
Product Distribution: Product Truck Driver	3.82E-03	22	1.91E-08	22	1.91E-08	22
Product Distribution: Sheet Assembler	2.87E-03	24	5.74E-08	18	5.74E-08	18
Product Distribution: Warehouse Worker	7.72E-02	16	3.87E-07	15	3.87E-07	15
Consumer Product: Parking Lot	1.25E+01	11	3.01E-06	12	8.94E-06	12
Consumer Product: Room/Office	4.88E+03	1	4.45E-04	7	1.20E-03	7
Consumer Product: Appliance	1.31E+02	9	1.35E-04	8	3.19E-04	8
Consumer Product: Automobile	3.93E+03	4	7.54E-04	6	1.78E-03	6
Consumer Product: Office Furniture	2.26E+03	5	3.80E-03	3	8.97E-03	3
Consumer Product: Home Furniture	4.27E+03	2	6.15E-03	2	1.45E-02	2
Consumer Product: Frying Pan	8.57E+01	9	8.43E-04	5	1.99E-03	5
Public Product: Pavement	1.21E+00	13	2.94E-06	13	8.75E-06	13
Public Product: Building with Rebarz	9.78E+02	7	3.85E-05	10	1.10E-04	10
Public Product: Bridge	2.07E+01	10	8.14E-05	9	2.19E-04	9
Controlled Products: Shield Block	6.55E+00	12	6.55E-06	11	1.57E-05	11
Controlled Products: Radwaste Container	5.13E-01	14	5.13E-07	14	1.21E-06	14
Reuse Product: Tool Reuse	1.94E+03	6	1.94E-03	4	5.80E-03	4
Reuse Product: Building Reuse	4.00E+03	3	1.60E-02	1	5.60E-02	1
Scrap Transportation: Public Exposure	0.00E+00	38	7.79E-10	35	7.79E-10	35

Fig. 2. The Exposure Dose of the Worker and Public by Evaluation.

이와 연계하여, 일반인 시나리오에 대해 자체처분 허용선량을 만족하는 시점을 찾기 위해 제염계수(DF)를 적용하여 평가를 수행하였고 자체처분 허용선량을 만족하는 시점이 Table 2와 같은 결과로 도출되었다.

Table 2. Clearance Permission Time Depending on Decontamination Factor

제염계수(DF)	방사능제거율	자체처분 허용시점
5	80%	48년 후
10	90%	28년 후
50	98%	5년 후
100	99%	2년 후

작업자와 제염을 고려한 일반인의 모든 시나리오에 대해 차체처분 가능여부를 확인하기 위해서 선량을 평가한 결과 지연해체 시 제염계수(5)이상, 즉 시해체 시 제염계수(50)이상이면 자체처분이 가능할 것으로 판단된다.

3. 결론

원전 영구정지 후 해체를 대비하기 위해서는 방사성 금속폐기물의 처리비용 및 해체기간을 줄일 수 있는 연구가 필요하다. 이에, 본 논문에서는 자체처분을 위한 평가방법으로 RESRAD-RECYCLE 전산코드를 활용하여 작업자와 일반인의 피폭선량을 선행평가 하였다. 본문에서는 국내 실정에 맞는 입력 Data 확보의 한계로 인하여 코드에서 제시하는 Default값을 인용한 평가를 수행하였으나 향후, 국내 실정에 맞는 합리적인 입력인자를 구축하여 작업자와 일반인에 대한 위해도를 평가할 필요가 있다. 이는 발전소 해체 시점과 제염수행여부를 파악하기 위한 사전자료 활용할 수 있을 것이며 폐기물량 재산정을 통한 해체비용과 해체기간을 줄이는데 도움이 될 것으로 예상된다.

4. 참고문헌

[1] ANL/EAD-3, RESRAD-RECYCLE: A Computer Model For Analyzing the Radiological Doses and Risks Resulting from the Recycling of Radioactive Scrap Metal and the Reuse of Surface-Contaminated Material and Equipment. 2000.

[2] 홍상범, 이봉재, 정운수 "연구로 1,2호기 해체 철재폐기물의 규제해제농도기준(안) 도출을 위한 연구" Vol.2(1), 61-67(2004).

[3] 김아름 "자체처분 방사성금속폐기물 오염도 평가 방안 및 재활용 기준 제시", 경희대학교, 2009.

알루미늄 폐기물 처분 적합성 확보를 위한 처리기술 현황 분석

양다솜*, 황두성, 민병연, 김근호, 윤경수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*dsyang@kaeri.re.kr

1. 서론

FiR 1 TRIGA Mark Ⅱ를 해체하면서 발생한 금속성 알루미늄 폐기물의 양은 대략 4,300 kg이며 이는 contaminated 알루미늄과 activated 알루미늄으로 구성되어 있다[2]. 알루미늄 폐기물은 알칼리상태에서 수분과의 반응으로 수소가스가 발생해 처분이 어려운 것으로 알려져 있다[4]. 따라서 알루미늄 폐기물의 처리 시 알칼리성 상태, 수분으로 인한 수소가스 발생으로부터 안정하게 처리하기 위한 방법이 필요하다. 방사성 폐기물 처리 시 폭발성이 있거나 기타 가스, 액체가 발생하는 폐기물을 안정하게 처리하여야 처분, 저장이 가능하기 때문에 알루미늄 폐기물을 안정하게 처리하기 위한 기술에 관한 현황을 분석하였다.

2. 본론

2.1 알루미늄의 특성

알루미늄은 산소 또는 다른 원소와 결합되어 바위, 점토, 흙, 식물 등에서 대부분 발견된다. 약한 푸른색을 띠는 은색 금속으로 연성과 전성이 커서 가는 선이나 얇은 박으로 쉽게 가공될 수 있으며 녹는점은 660.32℃, 끓는점은 2,519℃이다. 밀도는 2.70 g/㎥으로 철의 약 1/3에 불과하나 강도는 비슷하며, 자성은 갖고 있지 않다. 알루미늄은 열처리, 비열처리를 통해 알루미늄 합금을 만들어 가벼우면서도 강도가 높아 많은 산업체에서 이용되고 있다.

2.2 알루미늄의 부식 특성

알루미늄은 열역학적으로 물에서 안정하지 못하지만 고밀도의 산화 막으로 보호되어있다. 그러나 알칼리 상태에서 이 산화막인 알루미나가 용해되어 싸여있던 알루미늄의 부식이 진행되면서 수소가스가 발생한다. 다음 식(1)은 알루미늄의 부식과 함께 발생하는 수소가스 발생 mechanism이다.

$$2Al_{(2)} + 2OH^{-} + 4H_2O \rightarrow 2AlO(OH)_2^{-} + 3H_{2(g)} \quad (1)$$

알루미늄은 서로 다른 금속이 접촉하여 한쪽 금속의 산화를 촉진시킴으로써 일어나는 갈바닉 부식, 국부적 또는 점 형상의 공식(Pitting corrosion), 결정립간을 관통하여 결정립 내부를 지나서 부식이 진행되어 재료적 파괴 구역에 달하는 입간부식(Intergranular corrosion), 표면 가까이에 층 모양으로 부식하는 박리부식(Exfoliation corrosion) 등에 의해 부식이 진행된다. 알칼리 상태에서 알루미늄의 부식은 빠르게 진행되며 부식률(Corrosion rate)은 10^{-3}에서 10^{-2} m/yr이다[5].

2.3 국외 처리 기술 현황

2.3.1 일본[1]

소각재 내에 존재하는 미세한 알루미늄 입자들에 의해 고화체 제조 시 수소가스가 발생하고 가스로 인한 고화체 팽창과 균열이 생겨 고화체의 강도가 감소한다. 때문에 JAEA에서는 알루미늄 폐기물을 전기로에서 용융시켜 철과 알루미늄 합금을 제조하여 수소 가스 발생을 억제하고자 하는 연구를 진행하였으며 다음과 같다. SiO_2 96.7%와 SO_3 0.03%를 silicafume과 혼합하여 수분억제제(1~3% of RHEOBUILD SP8HU)를 넣고 10~30%의 cement admixture를 만들었다. 이 때의 pH는 2.5~3.5로 기존 포틀랜드 시멘트를 이용하여 고화체를 제조했을 때와 달리 pH가 감소하였고 $Ca(OH)_2$의 발생도 감소시켜 고화체의 강도를 높이는 연구를 하였다.

2.3.2 영국[2]

알칼리 상태에서 부식이되는 알루미늄 폐기물의 처리를 위해 우선 시멘트성 물질에 폐기물을 저장하고 물을 넣어 부식이 일어나면서 수소가스가 발생되게 한다. 메탄과 다른 금속성 물질과 함께 존재하는 carbide 사이에서 hydrogen carbon이 형성된다. 이렇게 부식시킨 알루미늄 폐기물을 전기로에서 나온 slag 또는 소각재와 혼합하여 고화체를 제조하는 방법을 연구하였다.

2.3.3 방글라데시[3]

알루미늄 합금인 AA6063을 이용하여 부식억제제인 벤조산나트륨을 이용하여 대략 pH 8인 바닷물에서 알루미늄 폐기물이 부식이 어느정도 억제되는지를 연구하였다. 합금 25*25*1.5 ㎜의 시편을 바닷물에 넣고 1 g/dm^3 농도의 벤조산나트륨을 넣었다.

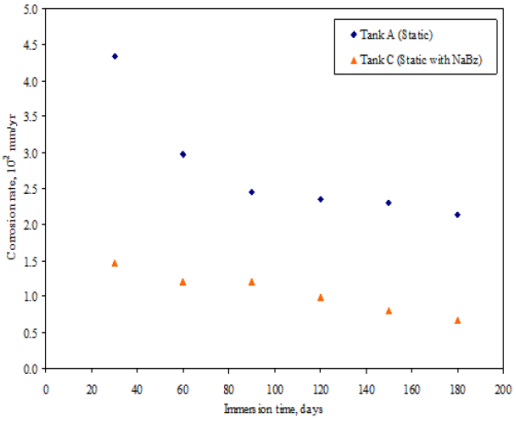


Fig. 1. Corrosion rate versus immersion time of AA6063.

Fig. 1과 같이 알루미늄 합금에 부식억제제인 NaBz를 넣었을 때 부식률이 4.5*10^2 mm/yr에서 1.5*10^2 mm/yr로 크게 낮아진 것을 알 수 있어 부식억제제인 NaBz이 효과적임을 알 수 있다.

2.4 알루미늄 처리기술 현황 분석 평가

현재 원전해체가 지속적으로 진행되면서 지속적으로 방사성 알루미늄 폐기물이 발생한다. 하지만 알칼리 상태에서 부식이 진행되면서 수소가스가 발생하기 때문에 안정적으로 폐기물을 처리하기 위한 연구가 필요하다. 하지만 현재 부식억제제를 이용하여 부식률을 낮추거나, 미리 부식을 시켜 수소가스 발생을 저감시켜 시멘트 고정화를 하는 방법, 시멘트 몰탈 제조 시 pH를 낮추어 알루미늄이 알칼리 상태에서 수소가스가 발생하는 특성을 고려한 연구가 있다. 이 밖에 안정하게 처리할 수 있는 방법을 찾는 선행연구가 많이 이루어지지 않아 충분한 연구결과가 없다. 때문에 알루미늄 폐기물을 안정하게 처리하기 위해 다양한 부식억제제의 사용, 산을 이용한 폐기물의 부식 후 폐기물의 고정화 방법 등 이와 같은 다양한 연구가 진행되어야 한다.

3. 결론

방사성 알루미늄 폐기물을 안정하게 처리하기 위한 방법으로는 부식억제제의 사용, 시멘트 고정화 시 알칼리 상태에서의 수소 가스발생을 저감하기 위해 pH를 낮추거나 폐기물 처리 전 미리 부식을 시켜 수소가스 발생률을 낮추는 방법에 관한 연구가 진행되었다. 위와 같은 연구 결과를 바탕으로 알루미늄 폐기물 처리 시 수소가스 발생을 저감할 수 있는 방안에 관한 연구가 필요하다.

4. 참고문헌

[1] Hiroshi RINDO, “Disposal of Aluminum Scrap”, Nuclear Cycle Backend Directorate Japan Atomic Energy Agency, 2012.

[2] Torbjörn Carlsson, Petri Kotiluoto, Olli Vikamo, Tommi Kekki, Iiro Auterinen & Kari Rasilainen, “Chemical aspects on the final disposal of irradiated graphite and aluminium”, Espoo 2014, VTT Technology 156.

[3] W.B.Wan Nik, O.Sulaiman, A.Fadhli, R.Rosliza, “Corrosion behaviour of aluminum alloy in seawater”, The international conference on Marine Technology, 2010.

[4] N.L. Sukiman, X.Zhou, N.Birbilis, A.E.Hughes, J.M.C.Mol, S.J.Garcia, X.Zhou and G.E.Thompson, “Durability and Corrosion of Aluminium and Its Alloys: Overview, Property Space, Techniques and Developments”, license Intech, 2013.

[5] Ahmed Y. Musa, “Corrosion protection of Al Alloys: Organic coatings and inhibitors, InTech, 2012.

원전 해체시 발생되는 방사성폐기물 포장용기에 대한 고찰

안희진*
한국수력원자력㈜, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*cowahn61@khnp.co.kr

1. 서론

고리1호기가 계속운전을 중단하고 영구정지(2017.6)하는 것으로 결정되어 원전해체가 예상되고 있다. 원전 해체시 많은 양의 방사성폐기물이 발생된다. 특히 고방사화된 원자로내부구조물은 중준위 방사성폐기물로 평가되어 처리에 방사선 피폭 우려가 있어 분리하여 처분하여야 한다. 저준위 이하의 방사성폐기물은 기존 폐기물 드럼으로 처리가 가능하나 중준위 폐기물은 방사능이 높아 기존 드럼에 처리가 불가능하다. 원전 해체시 발생되는 중·저준위 폐기물 포장용기에 대해 고찰해 보았다.

2. 본론

2.1 해체폐기물 분류

원전 해체시 발생되는 방사성폐기물로는 대형기기의 금속, Debris 형태의 토양과 콘크리트가 대부분을 차지한다. 대부분이 저준위 또는 극저준위 방사성폐기물에 해당되며 방사화된 원자로 내부구조물은 중준위 방사성폐기물로 구분된다. 해체시 발생되는 방사성폐기물은 Table 1과 같이 분류된다.

Table 1. Waste Categories

대분류	세분류	방사능 기준	처분 방법
고준위	고준위	반감기 20년이상 α선 방출핵종 4,000 Bq/g, 열발생률 2 kW/m^3	심층처분
중·저준위	중준위	저준위 농도 제한치 이상 고준위 이하	심층처분, 천층처분 (동굴)
	저준위	자체처분 농도 100배 ~ 저준위 농도	심층처분, 천층처분 (동굴, 표층)
	극저준위	자체처분 농도~자체처분 농도 100배	심층처분, 천층처분 (동굴, 표층, 매립)

2.2 해외 해체폐기물 처리 Best Practice[1]

미국 : BUD(Beneficial Use Determination) 개념을 적용하여 Release Criteria에 해당되는 구조물 철거물(콘크리트, 아스팔트 등)을 되메움재로 사용하거나 Slab, 기초재로 사용하였다. 원자로용기와 내부구조물은 물속에서 절단하여 제거하였고 고방사성 구조물은 공기중 핵종 제거가 가능한 정화계통을 가동하면서 제거하였다. 또한 재사용이 가능한 용기 Inter-Modal(Fig. 1)을 사용함으로써 비용을 절감하였다. 극저준위 금속폐기물은 원자력산업에 재사용하여 폐기물을 줄이는 효과를 가져왔다. Connecticut Yankee 원전의 증기발생기는 격납용기에서 절단하여 EnergySolutions에서 용융하여 Metal plate로 만들어 처분하였다. 반면에 Reactor head, Pressurizer와 RCP는 원형상태로 처분하였다.(Fig. 1)

Fig. 1. Inter-Modal, Reactor Head and Pressurizer.

스페인 : 처분 가능 폐기물 용기 규격을 다양화하여 처분이 용이하도록 하였으며 Plastic bag, Metal drum, Metal box 등을 사용하였다.(Fig. 2)

Fig. 2. Packages at El Cabril Disposal site.

독일 : 부피 1.32 m^3부터 10.8 m^3의 폐기물 용기를 사용하였으며 소용량 용기(MOSAIK II)는 고방사성 폐기물을 포장하였고 대용량 용기는 저방사성폐기물을 포장하였다. 고방사성폐기물인 원자로 용기와 내부구조물은 소용량 용기에 절단하여 포장하였다. Fig. 3의 좌측 사진은 제어봉안내관을 포장한 MOSAIK II이며, 오른쪽 사진은 중간 선량의 폐기물을 포장한 Steel Container 모습이다.

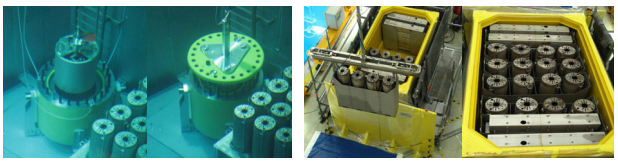


Fig. 3. MOSAIK II and Steel Container.

스웨덴 : 처분기준을 초과하는 고방사성물질인 원자로 내부구조물은 BFA box(Fig. 4)에 포장하여 보관하였다. BFA box는 3.4×1.5×2.3 m, 두께 10 cm의 금속용기로 23톤의 폐기물을 포장할 수 있다. 이들 폐기물은 장기 보관 후 2045년에 처분할 계획이다.

Fig. 4. BFA Boxes for High Activity Waste in Sweden.

2.3 중·저준위 방사성폐기물 처분 제안

2.3.1 극저준위 방사성폐기물(VLLW) 처분

주로 콘크리트나 설비, 기기 철거물로 금속폐기물, 그리고 토양폐기물이 주류를 이룬다. 일부 폐기물에 한해 장기저장을 통한 감쇄 등의 방식을 통해 자체처분하여 방사성폐기물을 줄일 수 있으며 단순매립 방식 처분이 적합하다. Fig. 5는 프랑스 Morvilliers 매립처분장 모습이다.

Fig. 5. Waste Placement in Trench at Morvilliers.

2.3.2 저준위 방사성폐기물(LLW) 처분

처분이 가능한 용기는 200ℓ, 320ℓ, 고건전성용기 등이다.

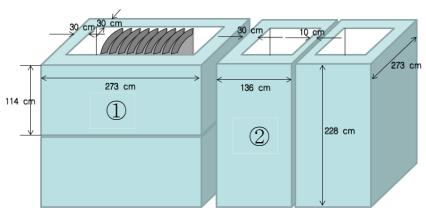
Table 2. Waste Container

종 류	규격(Φ×H, m)	무게(kg)	비고
200ℓ	0.617 × 0.887	105 ~ 500	
320ℓ	0.713 × 0.96	250	
PC-HIC	1.2 × 1.285	-	인허가 중

콘크리트와 토양 폐기물은 균질, 비균질 형태에 따라 고형화 또는 고정화 처리하여 포장하고 금속폐기물은 그 양이 많아 현재 처리 방법으로는 효율적이지 못하다. 금속폐기물은 용융하여 처분용기에 포장하거나 200ℓ 또는 320ℓ 드럼에 포장하여 처분하는 방법을 고려할 수 있다.

2.3.3 중준위 방사성폐기물(ILW) 처분

2.3.3.1 처분용기 크기를 고려한 포장용기



구분	무게(톤)
①	58
②	58.9

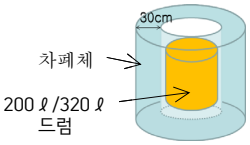
*용기무게 포함

Fig. 6. Steel Container for ILW.

Fig. 6은 16-Pack 또는 9-Pack 처분용기 크기를 고려한 포장용기로 표면선량률 2 mSv/h 제한치를 만족하도록 용기 두께를 30 cm(철재)로 제작하며 해체시 발생되는 극저준위 금속폐기물을 이용하여 용기를 제작하면 폐기물 발생량을 줄이는 효과도 거둘 수 있다.

2.3.3.2 200ℓ 또는 320ℓ에 포장

원자로 내부구조물 등을 절단하여 드럼에 포장하는 방법은 외부선량률이 높아 차폐가 필요하다. 운반용기 겸용 차폐체로 포장하면 운반을 용이하게 할 수 있다.(Fig. 7)



구 분	무게(톤)
200ℓ	1.02
320ℓ	1.29

*차폐체 무게 제외

Fig. 7. 200ℓ/320ℓ Package for ILW.

2.4 포장용기 변경시 문제점

현 처분기준에는 폐기물 포장물에 대한 규격 제한이 있다. 크기는 Table 3과 같으며 무게는 콘크리트드럼은 10 톤, 강재드럼은 1 톤으로 제한되어있다.

Table 3. Disposal Container[2]

구 분	최 소(m)	최 대(m)
사 각	0.5×0.5×0.8	1.5×1.5×1.5
원통형	0.5×0.8	1.5×1.5

철 Ingot을 포장용기에 포장하면 위의 기준을 만족하지 못하여 처분이 불가하다. 따라서, 무게와 크기 제한이 개선되어야 처분이 가능하다.

3. 결론

원전 해체시 발생되는 중준위 방사성폐기물은 방사선량이 높아 포장하는데 많은 어려움이 있다. 현재 처분기준에 따르면 중준위 방사성폐기물은 처분이 불가능하므로 처분이 가능할 수 있도록 인수기준 등의 개선이 필요하다. 다량으로 발생하는 방사성폐기물 처리, 처분은 해체 비용과 해체 공기에 큰 영향을 미친다. 고리1호기에 이어 월성1호기, 고리2호기 순으로 원전 해체가 예상되고 있다. 제한적인 방사성폐기물 처분용량을 감안하고 종사자 방사선피폭 등 처분안전성을 고려한다면 보다 효율적인 폐기물 처분이 필요하다.

4. 참고문헌

[1] EPRI, "Review of Waste Management Best Practices During Nuclear Plant Decommissioning", Final Report (2015).

[2] 원자력환경공단, "방사성폐기물 처분시설 안전성분석보고서" (2013).

VHTR 압력용기 해체시 방사화 핵종 재고량 평가

김윤식[1*], 박제호[1], 조창근[2]
[1](주)코네스코퍼레이션, 서울시 서초구 명달로 65 일흥빌딩 5F
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989길 111
*yunsik@kones21.com

1. 서론

초고온가스로(VHTR, Very High Temperature gas-cooled Reactor) 압력용기 재료로 고려중인 SA533, Gr b, Class1 및 SA508, Class3은 강도 및 인성이 뛰어나 원자로압력용기(RPV, Reactor Pressure Vessel) 및 원자로 내부구조물에 널리 사용되고 있다. 이러한 스테인리스강 재질의 경우 고에너지 방사선 환경에서 장기간 노출 시 중성자 조사에 의한 방사화 핵종이 발생한다. 방사화 핵종의 재고량 평가는 해체과정에서 요구되는 해체 계획 수립, 폐기물 관리 등에 중요한 영향을 미치므로 본 논문에서는 VHTR 압력용기에 대한 방사화 핵종 재고량 평가를 수행하였다.

2. 본론

2.1 VHTR 연료

열출력 350 MWth의 VHTR에 사용되는 연료는 육각형태의 블록이며, 폭이 약 36 ㎝, 높이는 79.3 ㎝ 이다. 연료블록에는 헬륨구멍과 연료(Compact)가 배치되어 있으며, 연료에는 TRISO(TRI ISOtropic) 입자들이 흑연과 혼합되어져 있다. TRISO 제원은 Table 1과 같다.

Table 1. Dimensions of Fuel Block

Item	Value
Fissile Material	UC0.5O1.5
Enrichment (U-235)	15.5 [w%]
Packing Fraction	various
Compact Radius [㎝]	0.6225
Hole Radius [㎝]	0.635
Compact Length [㎝]	4.928

2.2 VHTR 노심특성

VHTR노심은 10개의 층으로 Fig. 1과 같이 각층마다 연료블록 66다발 및 내/외부 흑연반사체블록 97다발, 그리고 외각 영구 흑연반사체블록으로 이루어져 있으며 주요 노심인자는 아래 Table 2에 나타내었다.

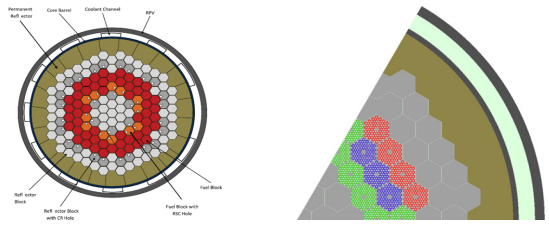


Fig. 1. VHTR Reactor Core.

Table 2. Characteristics of VHTR core

Thermal Power	350	[MWth]
Total FB/Core	660	#
Average power/FB	0.53	MW/FB
Specific Power	67.1	MW/tU

2.3 평가 코드 및 가정사항

평가 코드와 핵반응단면적 라이브러리는 SCALE 6.1.3코드의 Triton 모듈 및 ENDF/B-Ⅶ 238 Group을 적용하였으며, 평가에 적용한 가정사항은 아래와 같다.

1) 설계수명 60 년 동안 지속적으로 가동하며, 냉각기간은 20 년으로 한다.
2) 원자로 가동기간 동안 비출력 및 노심에서 생성되는 중성자 선속은 일정하다.
3) 노심 장전 주기는 450 일 3주기로 가정한다.

2.4 평가모델

방사화 평가 대상은 Core Barrel 및 압력용기(RPV)를 대상으로 한다. Fig. 2와 같이 Core Barrel은 1 ㎝ 두께 단위로 안쪽부터 6개 구간, RPV는 1 ㎝ 두께 단위로 안쪽부터 9개 구간으로 각각 나누어 평가를 수행 하였다.

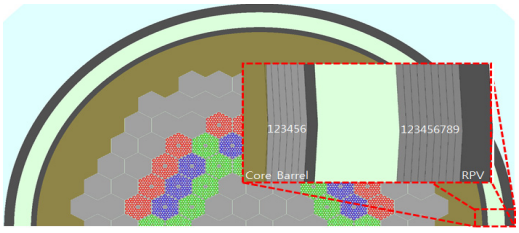


Fig. 2. Analysis Model.

2.5 평가 결과

가동기간 동안 각 평가대상의 평균 중성자 조사선량은 Table 3에 나타내었다. Core Barrel(1번 구간) 비방사능은 가동정지 직후에 2.627E+09 Bq/g, 20 년 후 1.403E+07 Bq/g, RPV(1번 구간)의 비방사능은 가동정지 직후에 2.572E+07 Bq/g, 20 년 후 1.674E+05 Bq/g 으로 평가되었다. 각 평가 대상의 냉각기간에 따른 비방사능은 Fig. 3, 4에 나타내었다.

방사성 핵종으로는 Fe-55 및 Ni-63 핵종이 총 방사능량에서 가장 많은 비중을 차지하였다. Fe-55 핵종은 비교적 짧은 반감기(2.73 년)를 지니므로 시간이 경과할수록 총 방사능량에 대한 비중이 점차 감소하는 결과를 보였으며, 반면 Ni-63 핵종은 장반감기(4,120 년) 핵종으로 냉각기간이 경과할수록 총 방사능량에 대한 비중이 점차 증가하는 결과를 보였다. Core Barrel(1번 구간) 및 RPV(1번 구간)의 각 핵종별 비방사능은 Fig. 5, 6에 나타내었다.

Table 3. Neutron Flux n/(㎠·sec)

Point	Core Barrel	RPV
1	1.235E+12	1.361E+10
2	7.115E+11	7.848E+09
3	3.909E+11	4.425E+09
4	2.152E+11	2.569E+09
5	1.192E+11	1.551E+09
6	6.609E+10	9.048E+08
7		5.796E+08
8		3.563E+08
9		2.659E+08

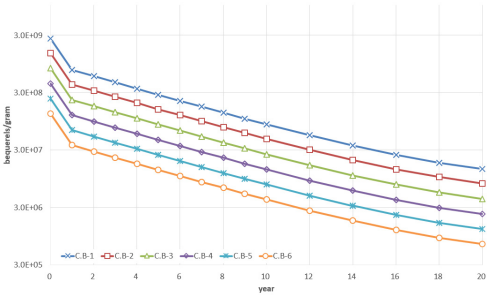


Fig. 3. Total Specific Activity of Core Barrel.

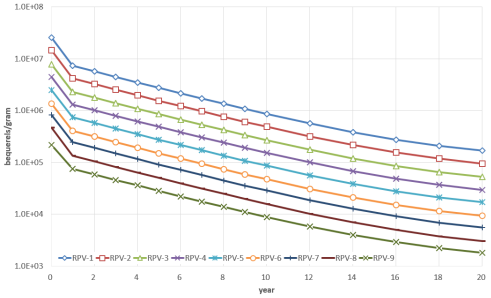


Fig. 4. Total Specific Activity of RPV.

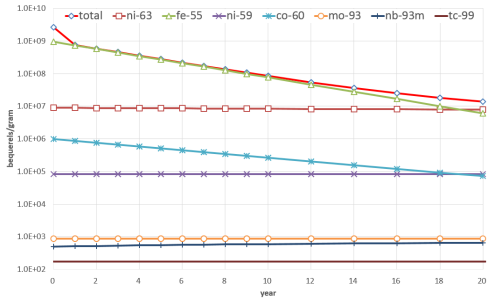


Fig. 5. Nuclide Specific Activity of Core Barrel.

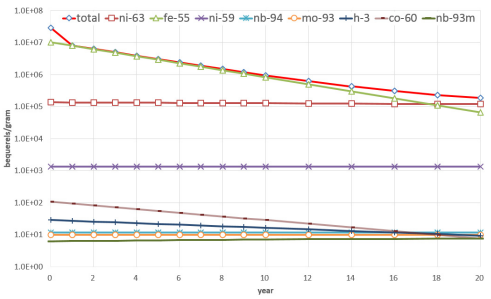


Fig. 6. Each Nuclide Specific Activity of RPV.

3. 결론

평가 결과를 기반으로 원자력안전위원회고시 "제2014-003호"[3]에 준하여 초고온가스로 압력용기는 방사성폐기물로 분류되어야 한다. 계산결과로부터 Core Barrel은 저준위방사성폐기물의 핵종별 방사능 농도 제한치를 초과하여 중준위방사성폐기물로 분류되었으며, 자체처분 허용농도의 8.007E+05배 이상으로 평가되었다. RPV는 자체처분 허용농도의 100배 이상이나 저준위방사성폐기물의 핵종별 방사능 농도 제한치를 초과하지 않아 저준위방사성폐기물로 분류되었다. 본 평가 결과는 추후 초고온 가스로 설계 과정에서 해체계획 반영을 위한 기술적인 자료로 활용될 수 있을 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 산업통상자원부(MOTIE)와 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다.(No.20131520301990)

5. 참고문헌

[1] 한국원자력연구원, "초고온가스로 계통개념 연구 단계보고서", 2015. 2.

[2] ORNL, "Scale: A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design", ORNL/TM-2005/39 Version 6.1, June 2011.

[3] 원자력안전위원회고시, 제2014 - 003호, "방사성폐기물 분류 및 자체처분 기준에 관한 규정"

원전 유출물 방사선감시계통에서 ANSI N13.1 적용 현황 고찰

이동국*, 소지양, 안희진
한수원㈜중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*dklee386@khnp.co.kr

1. 서론

원전의 기체유출물방사선감시는 방사성물질을 배출허용치 이내에서 외부 대기로 배출되도록 보증해야 한다. 배출되는 유출물의 시료 이송시스템은 덕트(또는 스택)의 어느 한 지점에서 채취된 시료가 노즐과 이송배관을 통해 방사선감시기까지 이송되는 동안 대표성이 확보되어야 한다. 기체유출물방사선감시시스템은 ANSI N13.1 에 따라 설계, 시공되어야 한다. ANSI N13.1은 1969년[1] 발행되어 1999년[2] 개정되었고, 신규 건설원전은 설계단계에서부터 개정요건을 적용하고 있으나, 신고리 1호기 이전 가동원전은 1969년 요건에 따라 설계되어 1999년 요건으로 개선의 필요성이 제기되고 있다. 따라서 이 논문은 1969년 요건이 적용된 가동원전 중 대표원전에 대해 신규 코드적용을 위한 유출물 방사선감시시스템 시료이송계통의 특성을 조사하였다.

2. 본론

ANSI N13.1(1969년)은 이론적 기준에서 만들어졌으며 권고적인 성격이 강한 요건이다. 그러나, ANSI N13.1(1999년)은 성능시험에 근거해 명확한 설계요건을 제시하고 있다. Table 1에 주요 요건을 비교하였다.

Table 1. Comparison of ANSI N13.1 Requirements

구분	1969년	1999년
시료 채취 위치	- 5D[주1)] 이상 직관부	- 유동각 20° 미만 - 속도분포 COV[주2)] 20% 미만 - Tracer Gas 농도분포 COV 20% 미만 - 입자 농도 COV 20% 미만 (최대 30% 미만)
노즐	- Isokinetic	- Single Point Shrouded
배관	- 가능한 짧게 - 손실률 평가	- 내부거칠기 1.6 μm 이하 - 투과율 50 % 이상
시험	-	- 현장, Lab, Modeling시험

주1) : 덕트 Diameter, 주2) :Coefficient of variation

ANSI N13.1(1969년)은 덕트에서의 대표시료 채취는 균일한 유체 유동장에서 이루어지도록 disturbance로 부터 5D 이상의 직관부에 위치 하도록 하고 있다. 노즐과 prove는 입사되는 유체속도와 샘플흐름의 속도가 현저히 차이가 있을 경우 입자크기 분포에서 왜곡이 일어나므로 등속도 노즐을 요구하고 있으며, 또한 시료 이송배관은 화학반응을 방지하고자 고무류, 플라스틱류, 동관류의 사용을 금하고, 길이는 가능한 짧게 하여 손실율의 최소가 되도록 요구하였다. 감시기의 설치위치는 최적의 샘플위치와 방사선준위가 낮은 지역에 접근성을 고려하여 적절한 위치를 선정하도록 하고 있다.

이에 반해 개정된 ANSI N13.1(1999년)은 시료채취 위치에서 오염물질 혼합 및 유체 유동의 기준을 제시하였고, 내부거칠기, 곡률반경 및 이송률을 시료 이송관 기준으로 제시하였다. 노즐은 single poit sampling으로 흡입율 및 손실률을 제시하였다. 또한 제시된 요건들은 성능시험을 통해 이를 입증하도록 요구하고 있다.

운영 중인 대표원전의 유출물 시료이송시스템을 개정된 요건으로 개선하는 일은 운전측면, layout 변경, 설비이동 및 간섭사항을 고려해야 하는 굉장히 어려운 일로서 사전 현황조사를 필요로 한다. 조사를 위해서 대표호기의 구매규격서, P&ID, 시공도면(HVAC layout, ISO dwg)[3] 확인 및 현장 walk down 등을 실시하였다.

첫째로 덕트에서의 시료 채취위치는 HVAC layout 및 현장확인 결과 차폐격실이 있는 좁은 방사선관리구역 임에도 9개소 중 1개소를 제외하고 5D 이상의 덕트 직관부에 위치하고 있다. 1개소는 현장 여건상 시료채취 위치가 3.9D에 있으며 Fig. 1에 나타냈다.

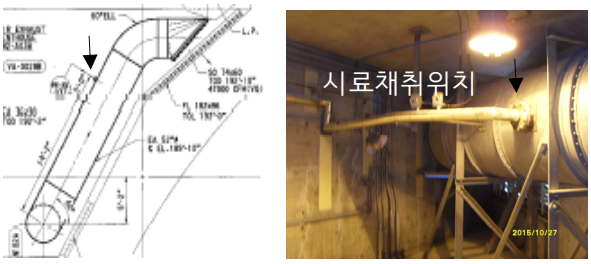


Fig. 1. Sampling Location(Arrow).

둘째로 노즐과 prove는 현장확인이 불가능하여 구매규격서 및 매뉴얼을 참조하여 검토한 결과 prove수는 덕트직경에 따라 1 ~ 8개까지 적정 수량이었고 감시기의 정격유량은 28.3 ℓ/m으로 적정 샘플유량인 13~45 ℓ/m[4]을 만족하는 등속도임을 확인 하였다. Table 2에 감시기의 등속도 샘플유량 범위를 제시하였다.

Table 2. Sampling Flow rate of RMS

감시기	계통유량 (㎥/h)	샘플유량 산출식 (제작사)	샘플유량 (ℓ/m)
SAB HVAC 유출물 샘플러	6.17E+4~ 7.54E+4	계통유량 × 5.5600E-4	13 ~ 45
PAB HVAC 유출물 샘플러	6.12E+4~ 6.84E+4	계통유량 × 4.1680E-4	13 ~ 45

셋째로 시료이송배관은 3/4" 스테인레스 스틸 재질을 사용하였으나, 재질에 대한 상세자료가 없어 내부 거칠기는 확인할 수 없었고, Fig.2와 같이 곡관부의 곡률반경은 5D(이송관 diameter)이고 습분유입 가능성이 있는 배관 4개소에는 heat tracing이 설치되어 이송배관에서 손실을 최소화 하고자 하였다. 그러나 시료손실 측면에서 부정적인 면도 있었다. 덕트의 시료채취 위치에서 부터 방사선준위가 낮은지역에 접근성을 고려하여 설치된 감시기까지 거리가 최대 35 m이고 수평관의 길이는 최대 9 m로 상당히 길었고, 상향배관이 6개소 있었다. 이러한 것들은 gravity deposition과 Brownian diffusion에 의해 이송관 표면에서 시료손실을 증가시키는 요인이 된다.

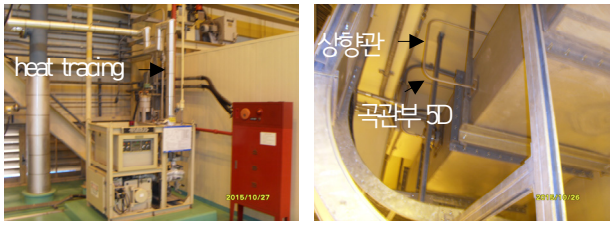


Fig. 2. Heat Tracing/Upstream/Bending.

위와 같이 ANSI N13.1(1969년)이 적용된 가동원전을 고찰한 결과 변경된 요건을 적용하기 위해서는 덕트에서 현 시료채취 위치의 적절성 확인이 필요하다. 또한 이송관의 길이를 최적화 하는 등 운전 측면과 현장여건을 충분히 고려하여 개선 가능성을 사전에 확인하여야 한다. Table 3에 개선시 고려사항에 대해 기술하였다.

Table 3. Improvement Items

구 분	고려 사항
시료채취 위치	- 위치선정 시뮬레이션 - 덕트 Layout 변경 - 덕트 운전 조건/현장 여건
노즐	- 전면적 노즐 교체
배관	- 배관 재질 및 길이 변경 - 기체유출물방사선감시기 이설 - 현장여건

3. 결론

기체유출물방사선감시는 원전외부로 배출되는 방사성물질의 배출제한치 준수와 배출량의 정확한 평가가 이루어져야 한다. 이를 위한 대표시료 채취를 위한 설계요건과 대표원전의 ANSI N13.1 (1969년) 적용현황을 고찰한 결과 곧바로 변경된 요건적용을 위해 실증실험을 수행할 수 없으며, 이를 적용하기 위해서는 현 상태로부터 노즐과 이송관 교체가 필요하다. 실증시험 전 시뮬레이션을 수행하여 필요시 HVAC layout 변경과 감시기이설이 수반되는 설계변경이 필요하다. 이는 발전운전, 방사선, 기계, 전기, 계측분야의 작업이 동반되어야 한다. 따라서 개선작업의 효율적 추진을 위해서는 사전 타당성 조사를 통해 설계변경 분야를 최소화는 것이 중요하다.

4. 참고문헌

[1] ANSI N13.1-1969, Guide to Sampling Airborne Radioactive Materials in Nclear Facilities.(1969).
[2] ANSI/HPS N13.1-1999, Sampling and Monitoring Releases of Airborne Radioactive Substances From the Stacks and Ducts of Nclear Facilities.(1999).
[3] 한빛3발전소 P&ID, HVAC Layout, ISO Dwg.
[4] 한빛3발전소 Radiation Monitoring System 구매규격서, 매뉴얼.

이미다졸리움계 이온성 액체를 이용한 Pd(II) 추출

권수민*, 김익수, 정동용
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sumin@kaeri.re.kr

1. 서론

이온성 액체는 유기 양이온과 유기 혹은 무기 음이온 염으로써 100℃이하에서 액체로 존재한다. 일반 유기용매와 달리 증기압이 매우 낮아서 휘발성이 낮고, 열적 안정성이 높다. 이온성 액체는 유기물과 무기물을 쉽게 용해시킬 뿐만 아니라, 일반 유기용매보다 나은 용매화 환경(solvation environment)을 제공하여서 희석제로 이용하면 높은 추출효율을 얻을 수 있다.

사용후핵연료의 핵분열생성물 중 백금족 원소인 팔라듐은 80% 이상이 안정동위원소로 구성되어있다. 나머지는 베타방출제인 ^{107}Pd(E_{max}=35 keV)으로 구성되는데, ^{107}Pd의 방사능은 매우 약해서 사용후핵연료에서 회수된 팔라듐은 산업적으로 이용이 가능하다. 자연 팔라듐의 매장량은 한정적이므로 사용후핵연료의 핵분열생성물에서 인공 팔라듐을 회수하는 것이 필요하다[1,2]. 또한 사용후핵연료에서 백금족 원소를 제거하면 폐기물의 유리화가 용이해지는 이점이 있다[2].

본 연구에서는 이온성 액체를 이용해 팔라듐을 추출에 의해 회수하고자 한다. 기존에 질산용액 또는 염산용액에 녹아있는 팔라듐을 일반 유기용매와 추출제를 이용하여서 추출하는 연구는 활발히 진행되었지만 유해한 일반 유기용매를 이온성 액체로 대체한 연구는 없었다. 따라서 본 연구에서는 이미다졸리움계 소수성 이온성 액체와 추출제를 이용하여서 염산용액에 함유된 팔라듐을 추출하는 연구를 수행하였고, 그 결과를 일반 유기용매를 사용하여 얻은 것[3]과 비교하였다.

2. 본론

2.1 실험

본 실험에서는 희석제로 이미다졸리움계 소수성 이온성 액체인 [C_4mim][Tf_2N](Aldrich, ≥98%)을 사용하였고, 추출제로 dibutyl sulfoxide(DBSO, Aldrich, 96%)를 사용하였다. 모든 시약은 별도의 정제 없이 그대로 사용하였다. 팔라듐의 농도가 1000 ppm에 상응하는 양의 $PdCl_2$를 0.01~8 M의 염산용액에 넣고 용해시켜서 팔라듐 수용상을 준비하였다. 유기상은 0.1 또는 0.5 M에 상응하는 양의 DBSO를 [C_4mim][Tf_2N]에 녹여서 준비하였다. 유기상은 추출실험에 앞서 0.01~8 M의 염산용액과 동일한 부피비로 진탕하여서 미리 선평형(pre-equilibration)에 도달하도록 준비하였다. 선평형시킨 유기상과 팔라듐 수용상을 각각 1 mL씩 취하여 바이얼에 주입하여 혼합하고 2 시간 동안 진탕하여 평형에 도달하도록 하였다. 비교를 위해서 추출제 없이 이온성 액체만을 이용하여서 1000 ppm의 팔라듐이 용해된 0.5 M의 염산용액에서 팔라듐을 추출하는 실험을 수행하였다. 추출평형에 도달한 시료는 유기상과 수용상으로 분리하고, 수용상에 존재하는 팔라듐의 농도를 UV-Vis 분광기(Agilent)를 이용하여 분석하였다. 팔라듐의 추출효율 (percentage extraction, %)은 다음 식(1)에 의해 계산하였다. 여기서 C_i와 C_f는 각각 수용액 내 팔라듐의 초기농도와 최종농도이다.

$$Percentage\ Extraction\ (\%) = \frac{(C_i - C_f)}{C_i} \times 100 \qquad (1)$$

2.2 결과 및 고찰

추출제 없이 이온성 액체 [C_4mim][Tf_2N]만을 이용하여 0.5 M 염산용액에 용해되어 있는 팔라듐을 추출한 결과, 추출효율이 1% 미만으로 추출제를 사용하지 않으면 팔라듐이 이온성 액체상으로 거의 이동하지 않은 것으로 나타났다. 따라서 팔라듐의 추출에 [C_4mim][Tf_2N]를 적용하기 위해서 [C_4mim][Tf_2N]에 추출제나 리간드를 첨가해야 한다.

[C_4mim][Tf_2N]에 첨가할 추출제로 DMSO 외에 Aliquat 336 또는 dimethyl sulfoxide(DMSO)도 고려하였으나, Aliquat 336은 [C_4mim][Tf_2N]과 섞이지 않아서 추출제로 적용하기에 부적합하였다. 반면에 [C_4mim][Tf_2N]에 Dimethyl sulfoxide (DMSO)가 잘 섞였다. 하지만 1 M의 DBSO를 함유하는 [C_4mim][Tf_2N]으로 0.5 M의 염산용액에 함유된 팔라듐을 추출한 결과 추출효율이 40% 미만으

로 낮게 나타나서 추출제로 적합하지 않았다. DMSO가 물에도 잘 녹아서 추출효율이 낮게 나타나는 것으로 사료되었다.

Pan 등[3]이 0.6과 0.8 M의 DBSO를 함유한 kerosene으로 0.1~5 M 염산용액에 함유된 팔라듐을 추출한 결과를 Fig. 1 (a)에 나타내었고, 본 실험에서 얻은 0.1과 0.5 M의 DBSO를 함유한 [C_4mim][Tf_2N]으로 0.01~8 M HCl 용액에 함유된 팔라듐을 추출한 결과를 Fig. 1(b)에 나타내었다.

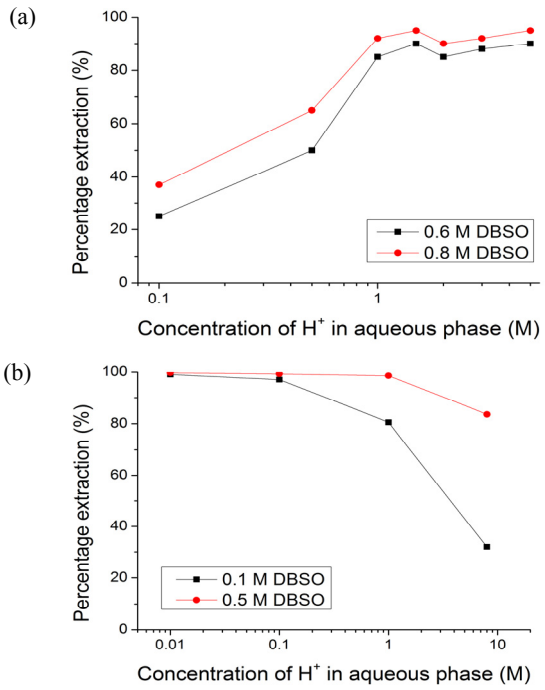


Fig. 1. Effects of H^+ and extractant concentration on the separation performances of Pd(II) by DBSO in (a) kerosene and (b) bmimTf_2N.

Fig. 1(a)에서 0.6 M의 DBSO를 함유하는 kerosene으로 팔라듐을 추출하였을 때, 0.1~5 M의 염산농도에서 23~90%의 팔라듐이 추출되었고, 0.8 M의 DBSO를 함유하는 kerosene에서는 37~95%의 팔라듐이 추출되었다. Fig. 1(b)에서 0.1 M의 DBSO를 함유하는 [C_4mim][Tf_2N]를 이용하여 수용상의 팔라듐을 추출하였을 때, 0.01~8 M의 염산농도에서 32~99%의 팔라듐이 추출되었고, 0.5 M의 DBSO을 함유하는 [C_4mim][Tf_2N]에서는 84~100%의 팔라듐이 추출되었다. [C_4mim][Tf_2N]를 희석제로 사용하면 kerosene에서 보다 적은 양의 DBSO로 더 효과적으로 팔라듐을 추출할 수 있을 것으로 사료된다.

DBSO를 함유한 [C_4mim][Tf_2N]와 kerosene을 이용하여서 0.01~8 M의 염산용액에 함유된 팔라듐을 추출할 때, 두 유기상 모두에서 DBSO의 농도가 증가함에 따라 추출효율이 증가하는 것으로 나타났다. 반면 염산의 농도가 증가함에 따른 팔라듐의 추출효율은 두 유기상에서 다르게 나타났다. DBSO를 함유한 kerosene에서는 산의 농도가 증가함에 따라 0.1~1 M의 염산농도 범위에서 추출효율이 급격하게 증가하다가 그 이후 완만하게 증가하는 경향을 나타내으나, DBSO를 함유한 [C_4mim][Tf_2N]에서는 산의 농도가 증가함에 따라 팔라듐의 추출효율이 감소하는 것으로 나타났다. kerosene과 [C_4mim][Tf_2N]에서 DBSO가 팔라듐을 추출하는 기작이 달라서, 동일한 추출제를 사용하였음에도 불구하고 두 유기상에서 염산의 농도에 따른 팔라듐의 추출거동이 다르게 나타나는 것으로 사료된다.

3. 결론

[C_2mim][Tf_2N]을 이용하여 염산용액으로부터 DBSO에 의한 팔라듐의 추출거동을 조사하고, 그 결과를 kerosene을 이용한 결과와 비교하였다. [C_4mim][Tf_2N]를 희석제로 사용하면 kerosene과는 다른 추출기작에 의해 추출거동이 다르게 나타나며, 희석제로 [C_4mim][Tf_2N]을 이용하면 효과적으로 팔라듐을 추출할 수 있을 것으로 기대된다.

4. 감사의 글

이 논문은 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임(원자력연구개발사업, No. NRF-2012M2A8A5025658, NRF-2012M2B2B1055500).

5. 참고문헌

[1] H.J. Ache, L.H. Baestle, R.P. Bust, A.P. Nechaev, V.P. Popik, Y. Ying, *IAEA, technical report series*, no. 308, IAEA, Vienna (1989).

[2] P. Giridhar, K.A. Venkatesan, T.G. Srinivasan, P.R. Vasudeva Rao, *Hydrometallurgy* 81:30-39 (2006).

[3] L. Pan, Z. Zhang, Minerals Engineering, 22:1271-1276 (2009).

원전 발생 1차측 폐수지 시료 전처리

황재식[1], 오심온[1], 양지은[1], 최광순[1], 박종민[2], 안홍주[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국수력원자력㈜, 경상북도 경주시 양북면 불국로 1655
jaesikhwang@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력발전산업에서 이온교환수지는 원전 가동 중 방사성오염물 제거 및 화학적 조절 등 계통수질 관리 목적으로 사용되고 있으며, 운전 종료 후 1차 계통수 및 사용후핵연료 수조수의 세정, 방사성폐수처리 등에도 화학적 처리를 위해 사용되고 있다. 또한 증기발생기 취출수 계통의 탈염탑에서 취출수 재사용과 오염확산방지 목적으로 사용되고 있다[1]. 이온교환수지는 사용목적에 따라 크기, 형태가 달라지며, 제거 대상물질에 따라 음이온, 양이온교환수지, 혼상교환수지 등이 사용되고 있다. 이렇게 원자력발전에서 사용된 폐이온교환수지는 표면에 다양한 방사성핵종을 흡착하고 있어 중저준위 방사능을 띠고 있다.

폐이온교환수지와 같은 중저준위 폐기물을 처분하기 위해서는 원자력 안전위원회 고시(제2015-4호) 규정에 따라 핵종 규명이 이뤄진 후에 처리 될 수 있다. 핵종규명을 위한 분석절차는 폐이온교환수지에 흡착된 핵종을 용액화 하여 감마분광기로 바로 측정한 후, 분리 절차를 거쳐 알파, 베타 핵종 측정으로 진행되고 있다.

폐이온교환수지 시료를 용액화 하기 위한 전처리 방법으로 염산, 질산 등 산을 이용한 침출 방법과 회분 후 밀폐형 극초단파 산분해법이 사용되고 있다[2]. 산을 이용한 침출방법은 산의 농도와 흡착된 핵종과의 상관관계에 따라 탈착여부가 결정 될 수 있다. 회분 후 밀폐형 극초단파 산분해법은 회화시 일부 핵종의 휘발가능성이 존재한다. 회화를 진행하지 않고 밀폐형 극초단파 산분해법을 사용하게 되면 유기물 분해에 발생하는 CO_2 gas에 의해 내부압력 상승에 따른 압력용기의 폭발 및 넘침 현상에 의한 시료의 유실이 발생할 수 있다[3].

본 연구에서는 발전소에서 발생한 폐이온교환수지의 산침출법에 의한 산처리 특성과 회분 전후의 밀폐형 극초단파 산분해법에 대한 전처리 방법에 대하여 검토하였다.

2. 본론

2.1 폐이온교환수지 산 침출법

국내 U발전소에서 발생한 폐이온교환수지(표면선량 : 19.7 uS/hr) 3 g을 분취하여 120℃에서 6 시간 동안 건조시킨 후 약 0.6 g을 syringe 형태의 플라스틱칼럼(직경: 13 mm, 시료높이: 20 mm)에 주입 후 용액 유실을 방지할 목적으로 필터를 양쪽에 장착 한 후, 4 M HCl과, 10 M HNO_3 각각 50 mL를 분당 1~1.5 mL의 속도로 통과시킨 후 혼합산(4M HCl + 10M HNO_3 + 0.2M HF) 50 mL를 같은 속도로 통과시켰다. 칼럼내의 잔류용액을 제거하기 위해 증류수 10 mL를 가한 후 용출된 용액을 핫플레이트를 이용하여 저온에서 부피를 20 mL까지 감소시킨 후 감마분광기로 방사성 핵종을 측정하였다. 침출하고 남은 폐이온교환수지를 동일한 방법을 이용하여 침출한 후 방사성 핵종을 측정한 결과를 Table 1에 나타내었다.

Table 1. Gamma results of resins in acid elution method

Nuclides	Number of times			
	1st		2nd	
	Activity (Bg/g)	RSD (%)	Activity (Bg/g)	RSD (%)
^{57}Co	1.5.E+02	17.6	9.6.E+00	30.5
^{60}Co	8.7.E+04	1.3	2.9.E+03	4.6
^{137}Cs	7.7.E+03	6.5	1.2.E+01	51.9
^{54}Mn	6.2.E+02	7.4	2.9.E+02	132

2.2 전처리방법에 따른 용해 차이 비교

회분후 밀폐형 산분해법과 산침출법에 따른 차이를 비교하였다. 시료 120℃에서 6 시간 동안 건조한 후 시료 약 5 g을 전기로에서 200℃부터 450℃까지 50℃간격으로 가열하여 회분하였다. 회분 후 시료를 microwave vessel에 옮겨 진한 질산(65%) 10 mL, 진한 염산(37%) 4 mL, 불산(48%)

0.25 mL를 넣고 가열판에서 15 분간 핵종을 용해한 후 마이크로파용해장치에 옮겨 출력(250 ~ 450 W)에서 용해하였다.

Table 2는 산침출법과 밀폐형 극초단파 산분해법 비교를 위해 동일한 시료를 산침출법으로 용해한 후 감마분광기로 측정한 결과를 나타내고 있다.

Table 2. Gamma results of Comparison between elution method and closed vessel microwave digestion in gamma results

Nuclides	Elution		Closed vessel microwave digestion	
	Activity (Bg/g)	RSD (%)	Activity (Bg/g)	RSD (%)
^{60}Co	3.03.E+01	5.3	3.98.E+01	7.8

3. 결론

방사성 폐이온교환수지를 전처리 하기 위하여 산침출법과 회분 후 밀폐형 극초단파 산분해법을 사용하였다. 산침출법을 통한 폐이온교환수지의 전처리도 매우 효율적인 것을 알 수 있었으며, 회분 후 밀폐형 극초단파 산분해법은 산침출법에 비해 높은 용해도를 나타내었다. 하지만, 전처리 시간의 증가와 높은 방사능 세기로 인한 주변 오염 가능성이 내포되어 있다. 향후 회분 여부에 따른 밀폐형 극초단파 산분해 결과를 검토할 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 산업통상자원부의 원자력융합원천기술개발사업의 일환으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

[1] N. Hamodi, K. Papadopoulou, T. Lowe, T. Abram, “Thermal Analysis and Immobilisation of Spent Ion Exchange Resin in Borosilicate Glass”, New Journal of Glass and Ceramics, 2, 111-120, (2012).

[2] 최광순, 이창헌, 김영복, 안홍주, 박용준, 송규석 “방사성핵종 원소 측정을 위한 폐수지 전처리”, 한국방사성폐기물학회 2013 추계학술발표회 논문요약집, 11(2), 385-386 10.17~18, 2013, 제주.

[3] 손세철, 표형열, 최광순, 김영복, 박용준, 송규석 “방사성 핵종분석을 위한 폐이온교환수지 전처리”, 한국방사성폐기물학회 2012 추계학술발표회 논문요약집, 10(2), 385-386 10.11~12, 2012, 부산.

비파괴검사를 통한 유리고화체의 건전성 평가 연구

한아름*, 이기락, 박환서
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*har0724@kaeri.re.kr

1. 서론

국내에서는 기존의 다양한 방사성 폐기물들이 발생하고 있으며, 특히 원전내에 보관되어 있는 사용후 핵연료를 안전하고 핵비확산성 원칙에 따라 처리하기 위한 파이로 건식처리 공정이 개발되고 있다. 폐기물들을 처리하기 위한 여러 연구들이 진행되고 있는데, 높은 위해도를 가진 고방사성 고화체에 대해서는 보다 높은 수준의 건전성이 요구된다. 향후 제작된 유리고화체에 대해서는 다양한 성능평가가 이루어지며 이를 통해 건전성이 입증된 경우에 한해 처분장에 저장할 수 있다. 안전한 고화체의 제조 뿐만 아니라 제조된 고화체에 대한 품질검사 및 제어할 수 있는 기법개발이 필요한 실정이다. 또한 유리고화체 제작 연구에 있어 내부에 기공과 균열이 형성되는 등 defect가 형성되는 문제점이 있는데 이러한 현상은 고화체의 내구성을 떨어뜨리는 중요한 요인으로, 처분 안전성에 큰 영향을 미치게 된다. 이와 같은 문제점을 처분 전에 방지하고자 비파괴분석으로 확인하는 연구를 수행하고자 한다. 비접촉식 평가법을 사용할 경우 2차 오염 방지 등의 장점이 존재한다.

본 연구에서는 방사성 폐기물 고화체를 최종 처분 시 고화체의 건전성 평가를 위하여 진동 및 파형 분석을 통하여 비파괴 검사 방법으로 적용 될 수 있는 모니터링 시스템을 개발하고자 한다.

2. 본론

2.1 실험방법

다양한 형상별 유리고화체를 제조하기 위해 중형급 직경 8 cm, 높이 8 cm급 고화체를 제작하였다. 고화체 내 균열 및 기포 등의 현상을 구현하기 위해 동일한 조성의 유리고화체를 총 6종(양품 3종, 불량3종)을 제작하였다. 시료는 시료 A,B,C,D,E,F로 약칭하였다. 양질의 고화체의 경우, Vogel tamman fulcher model의 조성을 활용하여 예상된 용융온도보다 높은 1300℃에서 열처리를 하였다. 하지만 기포가 많은 경우, 균열이 형성된 고화체의 경우에는 열처리 온도, quenching, 급냉 등의 실험방법을 변화시켜 제작하였다. 또한 제작된 6종의 고화체를 활용한 다양한 측정을 위해 8개의 case로 분류하여 실험을 진행하였다.

2.2 실험결과

먼저 제작된 유리고화체의 경우, 형상을 유지하면서도 일정의 defect를 형성하는 고화체를 보여주고 있다. 제작된 고화체의 모습은 Fig. 1에 나타내었다. 양품은 A, E, F으로 균열 및 기포가 나타나지 않았으며, 불량품은 B, C, D로 균열 및 기포가 포함된 것으로 나타났다.

Fig. 2는 8개의 case들에 대한 실험조건을 나타낸 것이다. 먼저 Case 1은 시료에 따른 탁월주파수는 임팩트 지점 및 센서 부착위치에 따라 다른 것으로 나타났다. Case 2와 Case 5는 같은 Speaker를 이용한 실험으로써, 탁월주파수가 재현성을 나타내기엔 어려움이 있었다. Case 3은 임팩트 지점에 가하는 힘에 따라 가속도 크기가 차이가 나지만 주파수는 동일하게 측정되는 것을 확인 할 수 있다. Case 4와 Case 7은 시료 A, D, E, F는 재현성이 매우 뛰어났으며, B와 C는 몇 개의 주파수들이 차이가 나는 것을 확인 할 수 있다. Case 6은 양품 A와 E는 동일한 반경에 있는 지점들은 동일한 탁월주파수가 측정되었지만 불량품 C의 경우는 부분마다 다른 주파수 성분이 측정되었다.

특히 Case 7의 경우, P10지점에 대한 센서 3개의 응답을 비교할 수 있었다. 결과는 Fig. 3에 나타내었다. 시료 A와 E는 센서 3개에서 측정된 탁월주파수가 동일하게 측정되는 반면, 시료 B는 각각 다르게 측정이 되었다. 시료 C의 경우 센서 3개에서 유사하게 측정 되었지만 시료 A와 E가 탁월주파수가 확연하게 구분되는 결과를 보였다. Table 1에서 보는바와 같이 양품 A, E는 3개의 센서에서 측정된 값이 최대 2개 불일치 하지만 불량품 B, C는 4개가 불일치하였다. 양품 A와 E는 임팩트 지점 P10에서 측정된 값들이 모든 지점에서 유사하게 나타났지만 불량품 B와 C는 임팩트 지점별로 많이 차이가 나타났다.

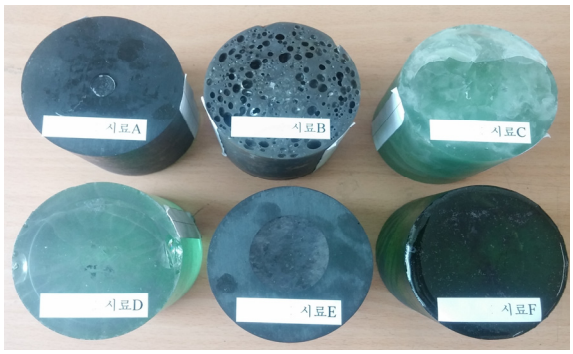


Fig. 1. Image of vitrification product.

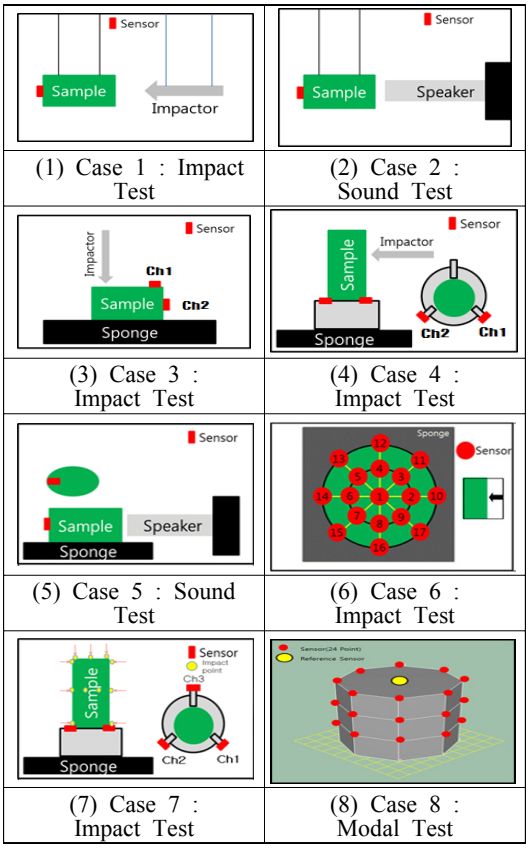


Fig. 2. Test condition of 8 cases.

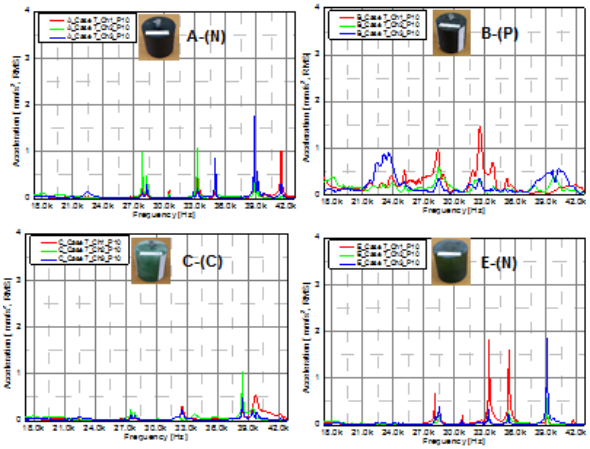


Fig. 3. Compare to reaction by p10(case 7).

Table 1. Compare to predominant frequency of P10(Case 7)

시료	P10 지점의 탁월 주파수 kHz										
A	Ch1	-	27.8	28.3	30.5	32.9	33.3	35.0	38.9	39.2	41.5
	Ch2	-	27.8	28.3	30.5	32.9	33.3	35.0	38.9	39.2	41.5
	Ch3	22.5	27.8	28.3	30.5	32.9	33.3	35.0	38.9	39.2	41.5
B	Ch1	23.8	25.1	28.4	28.9	31.8		32.5	33.8	35.2	-
	Ch2	28.4					-	32.4	33.8	37.8	39.8
	Ch3	22.4	23.1	23.6	25.1	28.5	31.7	32.5	39.7	40.2	-
C	Ch1	-	27.5	-	30.0	32.5	-	-	38.4	39.7	42.1
	Ch2	-	27.5	27.9	30.0	32.0	33.8	-	38.4	39.4	-
	Ch3	22.4	27.5	27.9	-	32.5	-	-	38.4	39.4	39.8
E	Ch1	-	28.1	28.6	30.8	-	33.4	35.4	39.1	-	41.7
	Ch2	-	28.1	28.5	30.8	-	33.3	35.3	39.1	-	-
	Ch3	-	28.1	28.5	30.8	-	33.4	35.3	39.1	39.7	-

3. 결론

본 연구에서는 음파를 활용한 고화체 평가법에 가능성을 평가하고자 하였다. 진동평가를 이용하여 양품과 불량품을 구분할 수 있는 측정방법은 Case 7과 Case 4를 이용하는 것이었다. 두 가지 이 방법들은 시료를 Chuck에 고정시키고 센서를 시료가 아닌 Chuck에 고정시키기 때문에 센서 부착의 편의성뿐만 아니라 일관성을 유지할 수 있는 방법으로 여겨진다. 추후 더 많은 시료에 대한 평가를 수행하여 통계적처리가 필요한 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] I. -K. Park, S, -C. Kang, "Maintenance of Power Plant Facilities and Nondestructive Inspection (Ⅱ) - Nuclear Power Plant", Journal of the Korean Society for Nondestructive Testing, Vol. 24, No. 4, (2004).

[2] Hwan-Young Kim, Hwan-Seo Park, Kweon-Ho Kang, Byung-gil Ahn and In-Tae Kim, "A Study on Wasteform Properties of Spent Salt Treated with Zeolite and SAP," Journal of the Korean Radioactive Waste Society, 8(2), pp. 99-105 (2010).

파이로 건식처리공정 발생 희토류 유리고화체의 열적특성 분석

최정훈*, 은희철, 이태교, 조인학, 이기락, 한승엽, 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 발생하며, 공정이 진행됨에 따라 LiCl-KCl 공융염 내에는 방사성 희토류 핵종이 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 반응첨가제를 이용하여 희토류 핵종을 선택적으로 산화물로 전환하여 분리한다. 분리된 희토류 산화물 핵종은 유리매질을 이용하여 장기저장을 고려한 고건전성 유리고화체로 제조하게 된다. 하지만 전해제련 공정에서 TRU 회수율 (TRU Recovery Ratio, TRR)이 저하될 경우, 공융염 폐기물 내에는 TRU 핵종이 불순물로 미량 포함될 가능성이 있다. 희토류 핵종은 고방열 특성을 나타내지 않으나, TRU 핵종이 포함될 경우, 방열성 핵종으로 인하여 유리고화체의 열적 특성이 저하될 가능성이 존재한다. 방열성 핵종이 다량 포함될 경우, 고화체의 중심온도(Centerline temperature)가 증가하게 되며, 중심온도가 증가할 경우, 재결정 및 유리전이 등을 통하여 물리화학적 건전성이 저하될 수 있다. 따라서, 희토류 유리고화체 내에 TRU 핵종이 포함될 경우, 고화체의 중심온도가 고화체의 유리전이 온도 이하로 유지되는지를 확인할 필요가 있다.

본 연구에서는 방열성 핵종에 의한 희토류 유리고화체의 열적 건전성을 평가하고자, TRU 회수율에 따른 각 유리고화체의 방열 특성을 분석하였고, 해당 조성에서 중형급 희토류 유리고화체를 제조할 경우, 고화체의 중심온도(Centerline temperature) 변화 분석을 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험 및 계산 방법

희토류 산화물을 유리고화체로 제조하기 위하여 SiO_2-Al_2O_3-B_2O_3계의 고화매질을 이용하였다. 구체적은 제조 방법은 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℃/min의 승온속도로 1,450℃까지 승온 후 4 시간 유지하였다. 상온으로 서서히 냉각한 후, graphite 도가니에서 희토류 산화물 고화체를 분리하였다. 희토류 고화체의 열전도도는 고화체 시편을 직경 12.7 mm, 두께 2 mm로 가공 후, 상온에서 700도 구간에서 Ar 분위기 하에서 NETZSCH-LFA457장치를 이용하여 분석하였다. 희토류 및 TRU 핵종의 조성에 따른 희토류 고화체의 방열 특성은 ORIGEN code를 이용하여 계산하였다. TRU 회수율 (TRU Recovery Ratio, TRR)에 따른 희토류 고화체의 중심온도(Centerline temperature)를 예측하고자, 열전도도 식을 이용하여 중심온도 분석을 수행하였다.

2.2 결과 및 고찰

희토류 유리고화체의 열전도도 분석결과를 Fig. 1에 나타내었다. 분석의 오차를 줄이고자 총 5개의 시편을 분석하였으며 평균값을 계산하여 나타내었다. 희토류 유리고화체의 열전도도는 200도에서 0.849 ± 0.004 W/(mK) 및 300도에서 0.944 ± 0.005 W/(mK)를 각각 나타내었으며, 중심온도 계

산을 위하여 위의 열전도도 값을 이용하였다. 각 TRU 회수율에 따른 희토류 유리고화체의 중심온도를 열전도도 식을 이용하여 계산하였으며, 이를 Fig. 2에 나타내었다. 약 1,000 년 기간동안의 중심온도 냉각특성을 계산하였다. TRU 회수율이 100% 일 경우, 즉, 희토류 유리고화체 내에 TRU 핵종이 포함되지 않을 경우, 희토류의 낮은 방열 특성으로 인하여 30 cm급 중형고화체의 중심온도는 140도 수준으로 크게 증가하지 않는 것을 알 수 있었다. TRU 회수율이 80% 수준으로 낮아졌을 경우에도 희토류 유리고화체의 중심온도는 200도 수준을 유지하는 것을 확인할 수 있었다. 이러한 온도에서 희토류 유리고화체가 열적으로 건전한지 파악하고자 고화체의 유리전이온도를 Thermomechanical anlaysis 방법을 이용하여 분석하였으며, 평균 770도 수준의 높은 유리전이온도를 나타내는 것을 확인할 수 있었다. 이로부터 TRU 회수율이 80%인 경우에도 희토류 유리고화체를 열적 건정성을 확보할 수 있을 것이라 예측된다.

3. 결론

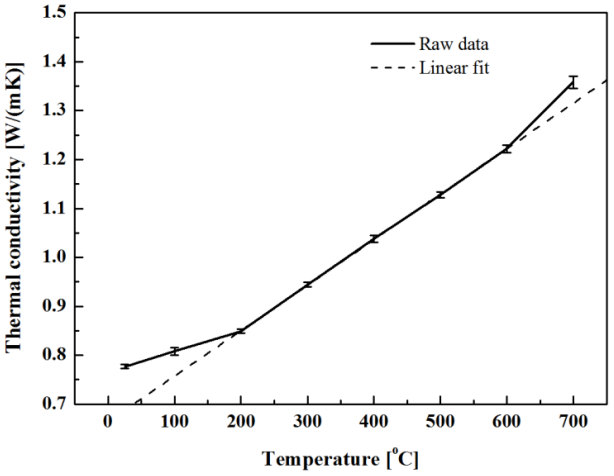
파이로 건식처리공정의 공융염폐기물 핵종분리공정에서 발생하는 희토류 산화물을 안정한 형태로 고화하기 위하여, SiO_2-Al_2O_3-B_2O_3 유리매질을 이용하여 희토류 유리고화체를 제조하였다. 공학규모 유리고화체 제조 공정에서는 직경 30 cm급의 중형고화체로 제조하게 되는데, TRU 핵종이 유입될 경우, 열적 건전성을 유지하는지 확인하고자, TRU 회수율에 따른 유리고화체의 중심온도를 계산하였다. 이로부터 TRU 회수율이 80% 수준으로 낮아져도, 고화체의 중심온도가 유리전이온도 보다 매우 낮은 수준으로 유지되어, 희토류 유리고화체는 열적으로 건전할 것을 예측할 수 있었다.

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 develo- pment 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).



(a) (b)

Fig. 1. Thermal conductivity of rare earth glass waste form.

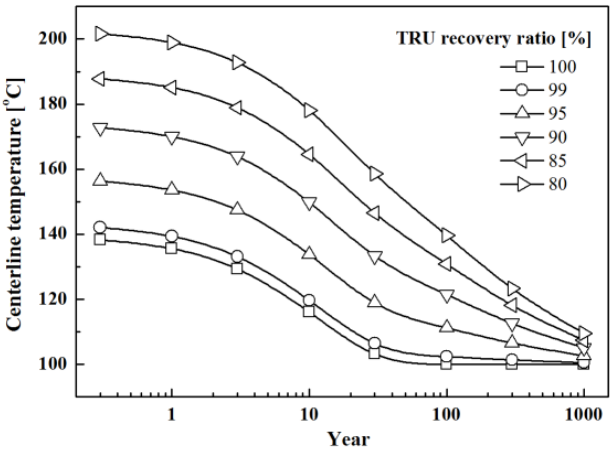


Fig. 2. Centerline temperatures of rare earth glass waste form according to the TRU recovery ratios.

칼슘포집제를 이용한 레늄산화물의 포집반응 특성

이태교*, 은희철, 최정훈, 이기락, 한승엽, 박환서
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*tklee@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 사용후 산화물 핵연료를 에너지 자원으로 재활용하기 위한 방법으로 핵 비확산성과 환경 친화적 및 경제성이 부가된 건식기술로 파이로 공정에 대한 연구가 활발히 진행되고 있으며, 파이로 공정은 산화물 사용후 핵연료를 금속으로 전환하는 전해환원공정, 환원된 금속에서 U과 TRU (TRans Uranium) 및 희토류 원소를 회수하는 전해정련 및 전해제련공정으로 구성되어 있다[1]. 사용후핵연료는 파이로 공정 이전에 핵연료 집합체의 해체, 절단, 탈피복 과정이 이루어지며, voloxidation 공정을 통해 Cs-137, Tc-99, I-129 등의 핵종들이 제거되어진다. 이러한 핵종들 중 기체상의 테크네튬은 응축으로 인해 장치나 배관의 벽면에 침적됨으로 인해 부분적인 배관의 막힘, 배관의 부식화 문제가 발생될 수 있으며 원자력 관련 시설의 높은 방사선장을 초래하여 배기체 처리 장비의 성능 및 종사자의 안전에 큰 문제를 일으키게 된다. 이러한 문제로 휘발성 테크네튬의 제거는 가능한 발생초기 단계에서 포집하거나 분리, 저장되어야 한다[2]. 현재 배기체 내 핵종 포집을 위한 기술로서 핵종별 다양한 포집매질을 적용한 다공성 구조의 세라믹필터를 이용한 연구들이 진행되고 있다[2,3].

본 연구에서는 인공방사성 원소인 테크네튬과 화학적 특성이 비슷한 레늄에 대한 칼슘매질의 포집반응특성을 파악하고자 하였으며, 칼슘과 레늄의 혼합비에 따른 포집특성과 포집 반응온도에 따른 포집생물물의 특성파악을 통해 포집생성물의 고형화조건 설정을 위한 기초자료로 활용하고자 하였다.

2. 본론

2.1 실험 및 결과

본 연구에서는 칼슘포집제로써 $Ca(OH)_2$(SHOWA. 96%)를 이용하였으며, 메탈상태의 Re(Aldrich. 99.9%)를 산화분위기에서 가열하여 기체상 레늄산화물을 공급하였다. 포집반응 실험에 앞서 메탈상태의 레늄이 산화물 전환 후 어떠한 열적거동을 가지는 가를 살펴보기 위하여 Air 분위기, 10℃/min의 승온조건 에서 열중량분석을 수행하였으며, 그 결과를 Fig. 1에 나타내었다. 무게감량이 350℃정도에서 시작됨을 보였으며 이 후 매우 급격한 무게감량을 보이다 550℃정도에서 전량의 레늄산화물이 휘발되어 무게감량이 종결되는 것으로 나타났다. 매우 높은 녹는점(> 3458℃)을 가지고 있는 레늄은 매우 쉽게 산소와 반응하여 산화물을 형성하며 350℃ 이상의 온도에서 매우 빠른 휘발특성을 가지는 것으로 판단된다.

포집반응 실험은 두 물질을 일정비율로 혼합하여 도가니에 충진한 후 공기분위기의 전기로 내에서 수행하였다. 포집제와 레늄의 혼합비를 1:2 및 5:2, 반응온도를 250-750℃로 조절하였으며, 포집반응 후 시료의 무게변화를 측정하여 Table 1에 나타내었다. 혼합비 1:2(Ca:Re)의 포집반응의 경우 350℃에서 4.99%정도의 무게감량을 보였으며, 400℃에서 23.36%정도의 많은 무게감량이 나타났다. 이 후 온도가 높아짐에 따라 약간의 무게감량이 더 일어나며, 600℃ 이상의 온도에서는 무게감량이 더 이상 크게 나타나지 않았다. 5:2(Ca:Re) 혼합비에서는 1.01%의 무게감량을 보인 250℃를 제외한 모든 포집온도에서 무게감량은 나타나지 않으며 오히려 반응 후 무게가 증가됨을 보였다. 750℃에서 포집반응 후 얻어진 포집생성물에 대한 XRD 분석을 수행하였으며 Fig. 2에 나타내었다. 포집생성물은 $Ca(ReO_4)_2$와 $Ca_5Re_2O_{12}$ 두 가지 형태로 존재하며, 이러한 특징으로 혼합비 1:2(Ca:Re)의 조건은 $Ca(ReO_4)_2$의 생성당량에는 맞으나 $Ca_5Re_2O_{12}$가 함께 형성됨으로 인해 칼슘매질의 부족이 발생하여 포집되지 않은 미반응 레늄산화물의 휘발로 많은 무게감량이 일어난 것으로 판단된다. 5:2(Ca:Re) 조건에서는 칼슘매질의 산화물 전환과정에서 수분이 증발됨에 따라 미량의 무게감량이 발생되나 레늄의 산화물 전환과정에서 산소가 더해짐으로 인해 무게가 증가된 것으로 판단되며, 칼슘의 부족으로 인한 미반응 레늄산화물의 휘발이 크게 발생되지 않은 것으로 사료된다.

3. 결론

본 연구에서는 $Ca(OH)_2$를 이용한 레늄 포집반응에서 $Ca(OH)_2$와 레늄의 혼합비에 따른 포집특성과 반응온도에 따른 포집생성물의 특성을 파악하였다. $Ca(OH)_2$와 레늄의 반응 비를 1:2, 5:2로 달리하여 포집특성을 살펴본 결과 $Ca(OH)_2$를 이용한 레늄의 포집생성물은 $Ca(ReO_4)_2$와 $Ca_5Re_2O_{12}$가 생성됨으로 반응 비는 5:2로 하는 것이 칼슘의 부족으로 인한 미반응 레늄산화물의 휘발을 방지할 수 있었다. 추후 고화공정에서의 용이한 매질선정과 공정온도 도출을 위해서는 단일형태로의 포집생성물 전환 및 포집생성물에 대한 열적거동에 관한 연구가 필요할 것이라 판단된다.

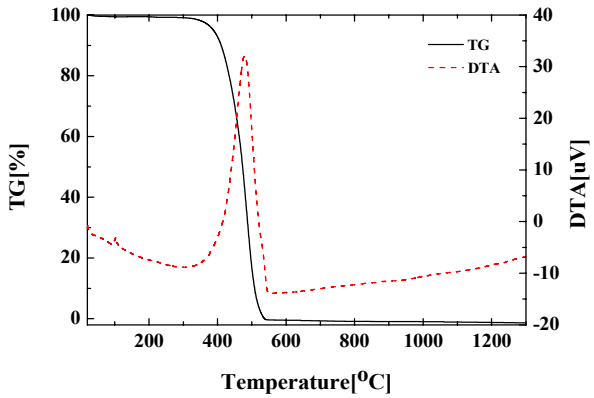


Fig. 1. TG/DTA curves of rhenium metal at oxygen atmosphere.

Table 1. Experimental conditions and weight changes after trapping reaction

Mole ratio (Ca:Re)	Initial sample Weight(g)	Temperature (°C)	Mass variation (g)	Mass variation rate(%)
1:2	5.01	350	-0.25	-4.99
		400	-1.17	-23.36
		500	-1.22	-24.36
		600	-1.27	-25.36
		700	-1.28	-25.56
		750	-1.27	-25.36
5:2	5.97	250	-0.06	-1.01
	5.97	300	0.31	5.19
	5.95	400	0.17	2.86
	5.97	500	0.18	3.01
	5.95	600	0.09	1.51
	5.99	700	0.04	0.67
	5.94	750	0.02	0.34

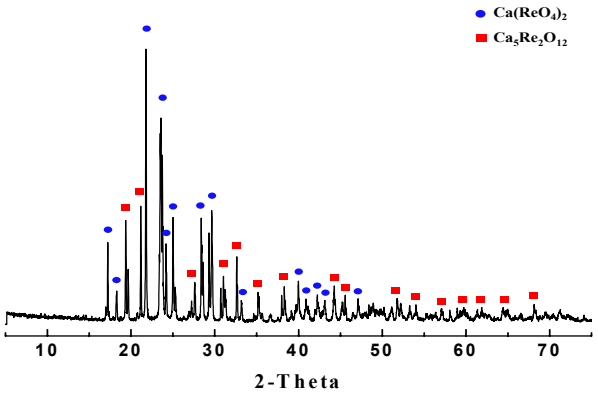


Fig. 2. XRD pattern of trapping product using Ca(OH)2 at 750℃(molar ratio Ca:Re=1:2).

4. 참고문헌

[1] H.S. Lee, G.I. Park, K.H. Kang, J.M. Hur, J.G. Kim, D.H. Ahn, Y.Z. Cho, E.H. Kim, "Pyroprocessing technology development at KAERI", Nucl. Eng. Technol., 43(4), 317-328(2011).

[2] J.J. Park, J.M. Shin, J.H. Kim and K.C. Song, "Trapping Characteristics of Rhenium Using Different Trapping Material", J. of the Korean Society of Thermophysical Properties, Vol. 2(2), 2008.

[3] J.H. Yang, J.M. Shin, C.H. Lee, M.H. Heo, M.K. Jeon, K.H. Kang, "Stabilization of Cs/Re trapping filters using magnesium phosphate ceramics", J. Radioanal. Nucl. Chem., 295(1), 211-219(2013).

폐기물인증프로그램에 대한 공정상 물질수지 적용 고찰

홍용호*, 박형민, 최은석
㈜액트, 대전광역시 유성구 테크노 9로 35 IT전용 벤처타운 406호
*hyh@actbest.com

1. 서론

방사성폐기물 발생자(이하 발생자라 한다.)가 방사성폐기물을 처분장에 인도하기 위해서는 원자력안전위원회 고시(인도규정)와 한국원자력환경공단의 처분장 인수기준(WAC; Waste Acceptance Criteria) 23개 항목에 적합하게 처리 및 포장하여야 하며, 방사성폐기물이 처분요건에 적합함을 입증해야 한다. 한편 발생자는 처분장 인수기준 23개 항목 중 8개 항목인 처분제한물질의 관리를 위해 원자력발전소에서는 관리절차(방사선관리구역 유해물질 등의 관리절차서)에 따라 관리하고 있으나 처분장 인수기준 만족을 위한 관리측면에서 부족한 게 사실이다. 더욱 처분제한물질은 드물게 또는 적게 발생하고 있으나 지금까지 별도 발생원별 처분제한물질의 물질수지에 대한 관리가 없어 최종 폐기물 포장용기 파괴검사를 통해 발생자가 인수기준 만족여부를 입증하기위해 다소 많은 시간과 비용이 소요 되었다. 따라서 본 논문에서는 폐기물인증프로그램(WCP; Waste Certification Program) 처분적합성 검사에 소요되는 인적 및 물적 비용을 절감하고 부적합 폐기물 발생을 원천적으로 차단하기 위해 처분제한물질에 한정하여 폐기물 처리공정에 물질수지(Material balance) 적용 방안을 원자력발전소를 대상으로 고찰하고자 한다.

2. 본론

2.1 폐기물 처리공정에 따른 스트림 분류

폐기물 스트림(stream)은 폐기물처리를 위한 동일한 시설 및 공정에서 발생하고 물리.화학적 특성이 유사하며 동일 폐기물 Lot로 관리되는 폐기물로써 발생원별로 스트림을 잡고체, 농축폐액, 폐필터 및 폐수지로 분류한다.

2.2 발생자의 스트림별 처리 현황

잡고체는 크게 가연성 및 비가연성으로 대분류하고 세분류하여 분류기준에 따라 분류하고 있다.

농축폐액의 경우 1995년부터 농축폐액 건조설비 도입을 통해 파라핀 고화방법을 채택하여오다 파라핀 고화체의 층분리 현상으로 인한 고화요건의 불만족사항으로 인한 처분 적합성을 만족시키지 못하여 현재에는 건조분말 형태로 각 발생 발전소에 보관중이다.

폐필터의 처리공정을 분석한 결과에 의하면 1차측 수질정화용 필터는 장기저장탱크에 보관하여 방사선/능 준위를 감쇄시킨 후 고형화처리를 한다고 기술되어 있지만 현재 모든 발전소가 장기저장랙 또는 임시저장고와 차폐체 내에 보관하고 있고 고형화 실적은 없다.

폐수지의 경우 1995년부터 월성본부를 제외한 본부당 1대씩 도입하여 폐수지 건조설비(Spent Resin Drying System)를 통해 건조처리 후 폴리에틸렌 고건전성용기(PE HIC)에 보관하여 왔다. 신규건설 원전인 신고리 1, 2발전소와 월성3발전소가 2012년도부터 폴리머고화방법을 채택하여 운영 중이며, 현재 인허가가 추진 중인 폴리머콘크리트 고건전성용기(PC HIC)가 사용될 예정이다. 월성본부의 경우 폐수지 발생분 전량을 대용량 저장지역(Vault)에 보관하고 있으며 아직 드럼발생실적은 없다.

2.3 폐기물처리 공정상 물질수지 적용

발생자가 처분장 인수기준 23개 항목 중 8개 항목인 처분제한물질(Table 1의 ⑯번에서 ㉓번까지)의 관리를 위해 폐기물의 발생원부터 드럼포장까지의 공정상 처분제한물질의 공정 단위별 유입된 물질, 유출된 물질, 축적된 물질 및 소멸된 물질 전반에

Table 1. Waste acceptance criteria

포장물 검사 WAC 23개 항목	
① 포장물 조건	⑬ 입자성물질
② 폐기물 형태	⑭ 채움률
③ 폐기물 내용물	⑮ 유리수
④ 중량	⑯ 킬레이트제 등
⑤ 포장물 단위크기	⑰ 발화성물질
⑥ 고화체 구조적 건전성	⑱ 유해성물질
⑦ 고정화	⑲ 폭발성물질
⑧ 방사능농도	⑳ 부식성물질
⑨ 핵종규명	㉑ 기체발생
⑩ 표면 방사선량률	㉒ 인화성물질
⑪ 임계안전	㉓ 생물, 병원균 및 감염물질
⑫ 표면오염도	

관한 정보를 확인(수집)하여 폐기물 발생 시점부터 관리할 수 있도록 처분제한물질에 대한 제거 또는 감소 여부를 확인할 수 있는 물질수지 개념이 도입된 공정흐름도를 Fig. 1과 같이 나타내었다.

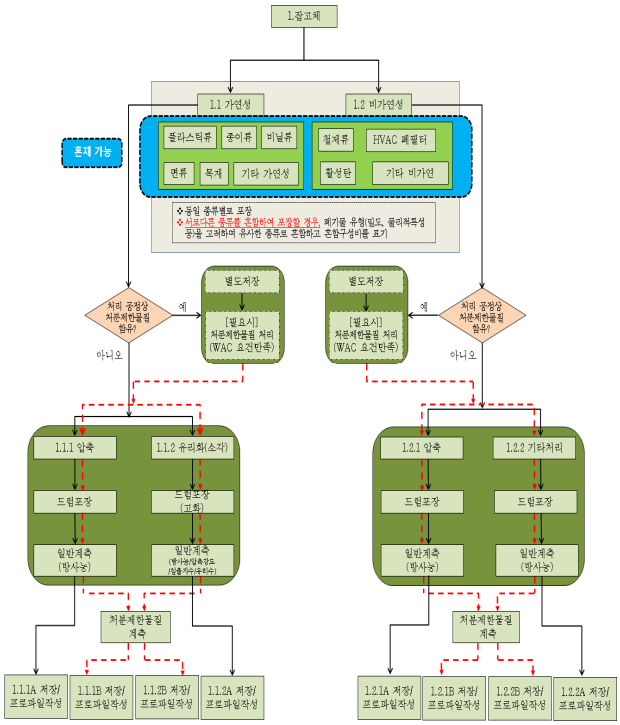
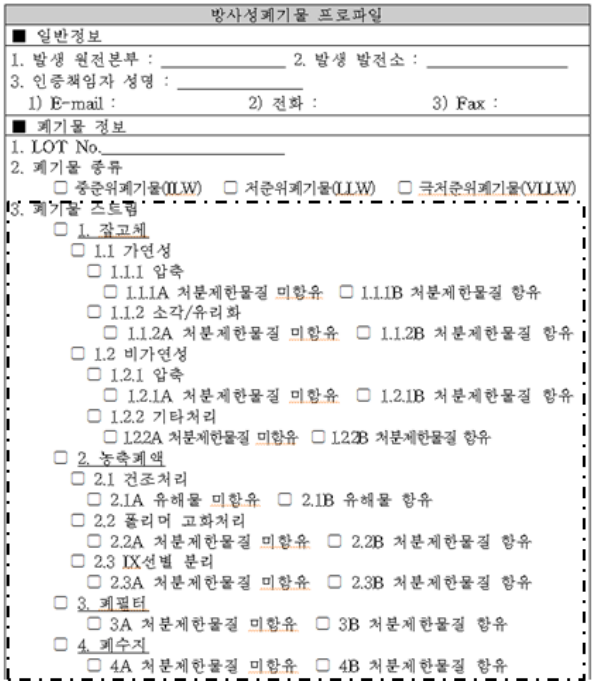


Fig. 1. solid wastes treatment process.

이를 통하여 폐기물 스트림 중 잡고체에 대한 처분제한물질의 유입여부를 확인할 수 있는 공정상의 물질수지 확인지점을 공정흐름도에서 확인할 수 있다. 결국, 공정상의 물질수지확인 방법은 드럼발생이후 처분제한물질 유입여부를 확인하기 위하여 재 측정하는 업무의 중복성을 배제할 수 있다.

유해물질이 미 포함된 경우에는 기존의 처리공정 흐름도에 따라 폐기물을 처리하면 된다. 하지만 처분제한물질이 포함된 경우에는 별도저장 및 별도처리 과정을 거치도록 하였으며, 이렇게 함으로써 처분제한물질의 유입여부를 재확인하는 업무의 중복성을 배제하고 물질수지 확인에 따라 처분제한물질이 포함된 경우로 확인된 폐기물을 별도저장 및 처리할 수 있는 근거를 마련할 수 있다.

더불어 발생자가 처분될 폐기물 스트림에 대하여 폐기물 형태와 특성 자료를 기술한 정보파일 양식인 Fig. 2의 방사성폐기물 프로파일 양식 중 점선 부분에서 폐기물 스트림의 처리(공정)을 명확히 하고 물질수지 확인 결과에 따라 처리(공정)을 구분할 수 있도록 하였다.


방사성폐기물 프로파일

■ 일반정보

1. 발생 원전본부 : _____ 2. 발생 발전소 : _____

3. 인증책임자 성명 : _____

1) E-mail : 2) 전화 : 3) Fax :

■ 폐기물 정보

1. LOT No._____

2. 폐기물 종류

☐ 중준위폐기물(ILW) ☐ 저준위폐기물(LLW) ☐ 극저준위폐기물(VLLW)

3. 폐기물 스트림

☐ 1. 잡고체
- ☐ 1.1 가연성
  - ☐ 1.1.1 압축
    - ☐ 1.1.1A 처분제한물질 미함유 ☐ 1.1.1B 처분제한물질 함유
  - ☐ 1.1.2 소각/유리화
    - ☐ 1.1.2A 처분제한물질 미함유 ☐ 1.1.2B 처분제한물질 함유
- ☐ 1.2 비가연성
  - ☐ 1.2.1 압축
    - ☐ 1.2.1A 처분제한물질 미함유 ☐ 1.2.1B 처분제한물질 함유
  - ☐ 1.2.2 기타처리
    - ☐ 1.2.2A 처분제한물질 미함유 ☐ 1.2.2B 처분제한물질 함유

☐ 2. 농축폐액
- ☐ 2.1 건조처리
  - ☐ 2.1A 유해물 미함유 ☐ 2.1B 유해물 함유
- ☐ 2.2 폴리머 고화처리
  - ☐ 2.2A 처분제한물질 미함유 ☐ 2.2B 처분제한물질 함유
- ☐ 2.3 IX선별 분리
  - ☐ 2.3A 처분제한물질 미함유 ☐ 2.3B 처분제한물질 함유

☐ 3. 케필터
- ☐ 3A 처분제한물질 미함유 ☐ 3B 처분제한물질 함유

☐ 4. 케수지
- ☐ 4A 처분제한물질 미함유 ☐ 4B 처분제한물질 함유

Fig. 2. Radioactive waste profile form.

3. 결론

처분장 인수기준 23개 항목 중 처분제한물질의 유입여부를 확인하기 위하여 공정상 물질수지 확인 절차를 이행하면 드럼발생이후 처분제한물질의 유입여부를 확인하기 위하여 재 측정하는 업무의 중복성을 배제할 수 있다. 이로써 재측정 과정에서 발생되는 방사선작업종사자의 피폭선량을 저감하고 인적 및 물적 비용을 절감할 수 있다.

더불어 폐기물의 발생원부터 드럼포장까지의 공정상의 물질수지 확인방법이 입증하기도 수월하기 때문에 원자력발전소에서 시행하고 있는 유해물질 관리 절차서와 병행하여 추진한다면 매우 유용한 방법이 될 것이다.

4. 참고문헌

[1] 산업통상자원고시 제2015-102호, 방사성폐기물 인수방법 등에 관한 규정.

[2] 원자력안전위원회고시 제2015-04호, 중·저준위 방사성폐기물 인도규정.

[3] 방사성폐기물관리법.

[4] The phase 1 development of the KHNP WCP(Waste Certification Program) applicable to the KORAD, 2015.

액·기체 방사성물질 배출규제 관련 원자력안전법 개정 후속조치 현황

이관희*, 이종국, 이정준, 김성일, 안상면
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
*khlee@kins.re.kr

1. 서론

원자력발전소의 정상 운영시 발생하는 액체 및 기체 상태의 방사성물질은 허가배출(Authorized Discharge) 개념에 따라 적절한 처리과정을 거친 후 감시 및 통제된 상태에서 환경으로 배출되고 있다. 현행 국내 배출규제 체계에서는 액체 또는 기체 상태의 방사성물질에 의한 환경상의 위해방지를 위한 규제요건으로 선량제약치와 배출관리기준을 규정하고 있다.

그러나 발전용원자로 운영허가 신청서류에 "액체 및 기체 상태의 방사성물질등의 배출계획서"를 추가하는 원자력안전법 일부 개정안이 2015년 11월 국회 본회의를 통과함에 따라 향후 원전에서 발생하는 액체 및 기체 상태의 방사성물질에 대한 배출 규제에 대한 변화가 예상된다.

본 연구에서는 원자력시설의 정상 운영시 액체 또는 기체 상태로 환경으로 배출되는 방사성물질의 배출 규제 관련 원자력안전법 개정에 따른 후속조치 현황을 검토하였다.

2. 본론

2.1 원자력안전법 개정 경위

일부 국회의원은 현행 액/기체 방사성폐기물에 대한 배출규제는 특정기간에 대한 총량규제가 없어 발전용원자로 운영자인 한국수력원자력㈜가 액/기체 방사성폐기물을 무제한으로 배출할 수 있다고 판단하였다. 이에 방사성폐기물에 의한 국민 피해를 최소화하고자 방사성폐기물 배출에 대한 기간별/핵종별 총량규제를 위원회규칙으로 정하도록 명시하고, 배출계획을 마련하도록 하는 원자력안전법 일부 개정안을 2015년 1월 발의하였다.

상기 개정안에 대하여 관계기관(원자력안전위원회, 원자력안전기술원, 한국수력원자력㈜ 등)은 현재 배출을 규제하는 피폭선량이 배출총량을 통해서 산출되는 값이므로 피폭선량 규제로 배출총량을 규제할 수 있으므로 원자력안전법 개정은 불필요하다는 의견을 제시하였다. 그러나 관련 전문위원회 등의 검토에서, 일반인이 인지하기 어려운 선량규제보다 배출총량을 규제하는 것이 원자력안전에 대한 국민적 우려를 해소하는 측면에서 바람직할 수 있다는 의견이 제시되어 발전용원자로 운영허가신청서류에 "액체 및 기체 상태의 방사성물질등의 배출계획서"를 추가하는 원자력안전법 일부 개정안이 2015년 11월 12일 국회 본회의를 통과한 후 12월 1일 공포되었으며, 2016년 12월 2일부터 시행될 예정이다.

2.2 원자력안전법 개정 내용

원자력안전법 제20조는 발전용원자로 및 관계시설을 운영하려는 자는 원자력안전위원회의 허가를 받도록 규정하고 있으며, 허가 신청시 운영기술지침서, 최종안전성분석보고서 등의 서류를 첨부하도록 규정하고 있다. 원자력안전법 개정에 따라 현행 운영허가 신청서류에 "액체 및 기체 상태의 방사성물질등의 배출계획서(이하 배출계획서라 한다)"가 추가되었으며, 상기 서류에는 기간별, 핵종군별 배출총량이 포함되어야 한다.

또한, 부칙에 따라 법은 공포 후 1 년이 경과한 날부터 시행되며, 기존에 운영중인 발전용원자로와 이미 운영허가를 신청하여 심사중인 원자로(신한울 1,2호기 등)는 법 시행후 2 년 이내에 배출계획서를 위원회에 제출하도록 경과규정을 두었다.

2.3 원자력안전법 개정에 따른 후속조치

원자력안전기술원은 개정된 원자력안전법의 시행에 대비하여 원자력안전법 시행규칙 등 하위 법령 및 기술기준 제/개정(안) 작성 등을 준비하고 있으며, 주요 내용은 다음과 같다.

- **원자력안전법 시행규칙 개정(안) 작성** : 원자력안전법 시행규칙 제16조에는 발전용원자로 운영허가 신청서류(운영기술지침서, 최종안전성분석보고서 등)에 포함되어야 하는 사항이 기술되어 있다. 따라서, 시행규칙 16조에 배출계획서에 포함되어야 할 주요 사항에 대한 추가 기술이 필요하며, 현재까지 검토된 배출계획서에 포함되어야

할 사항(안)은 다음과 같다.

- 배출계획서 개요
- 액체 및 기체 상태 방사성물질의 처리 및 감시설비
- 액체 및 기체 방사성물질에 대한 시료채취 및 분석 계획
- 방사성물질의 배출을 최소화하기 위한 방안
- 시설 및 부지 특성 등을 고려한 배출제한치 설정 방법
- 기간별, 핵종군별 등 배출계획

또한, 배출계획서 내용 변경시 변경허가에 해당되는 사항과 경미한사항 신고에 해당하는 사항에 대한 규정을 시행규칙 18조에 반영할 예정이며, 주기적 안전성평가의 세부내용 관련 시행규칙 20조의 개정안도 작성 중에 있다.

- **"발전용원자로 및 관계시설의 배출계획서 작성에 관한 규정" 고시 제정(안) 작성** : 배출계획서에 포함되어야 할 주요 내용은 원자력안전법 시행규칙 개정안에 포함되나, 보다 상세한 작성지침을 고시로 제정하기 위하여 고시 제정(안)을 작성하여 검토 중에 있다. 상기 고시에는 배출계획서 작성에 관한 일반요건, 배출계획서의 구성 및 구체적인 작성요령 등이 포함될 예정이다.

- **"운영기술지침서의 작성에 관한 기준" 고시 개정(안) 작성** : 배출계획서 내용 중 중요 사항인 기간별/핵종군별 배출제한치 등의 내용을 운영기술지침서에 포함하도록 하기 위하여 운영기술지침서 작성 관련 고시 개정(안)도 초안을 작성하여 검토중에 있다.

2.4 배출제한치 설정 방법론

배출계획서 작성시 부지/호기별 설계특성 등을 감안하여 운영허가 신청자가 핵종군을 세분할 수 있다. 핵종군 선정 후 선량평가 코드(K-DOSE60, INDAC 등)를 이용하여 핵종군별로 선량기준치인 원안위 고시 제2014-34호(방사선방호 등에 관한 기준) 제16조(환경상의 위해방지)에 기술된 액체 및 기체 방사성물질에 의한 피폭방사선량 기준값에 해당하는 배출량을 역산하는 방법으로 배출제한치를 계산할 수 있다. 시설 운영 중 다수의 핵종군이 배출될 경우에는 분율의 합이 1을 초과하지 않도록 운영하여야 한다.

3. 결론

본 연구에서는 원자력시설의 정상 운영시 액체 또는 기체 상태로 환경으로 배출되는 방사성물질의 배출 규제 관련한 원자력안전법 개정 내용을 소개하고, 개정된 원자력안전법 시행에 대비한 후속조치 현황과 배출제한치 설정 방법론을 소개하였다. 본 연구에서 소개한 원자력안전법 시행규칙 및 고시 제/개정안 등은 관계기관 의견수렴 등을 통하여 수정 및 보완할 예정이다.

4. 참고문헌

[1] 원자력안전법 일부개정법률안(1913839) 심사보고서, 국회 의안정보시스템(2015).

[2] IAEA, Regulatory Control of Radioactive Discharge to the Environment, No. WS-G-2.3(2000).

[3] IAEA, Setting Authorized Limits for Radioactive Discharges: Practical Issues to Consider, TECDOC-1638(2010).

컨테이너형 이동식 농축폐액 증발건조 기술개발 및 실증

조항래*, 이지훈, 김천우
한수원㈜ 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*hrcho6795@khnp.co.kr

1. 서론

원자력발전소 운영 중 비정상 상황에서 발생할 수 있는 방사성폐액을 처리하기 위한 이동식 액체방사성폐기물 처리기술을 개발하였다. 침지식 중공사 한외여과막과 고압역삼투막을 전처리 공정과 주처리 공정으로 각각 채택하였다. 이러한 막분리 공정에서 주로 발생하는 농축폐액을 대폭 감용하고 고화시켜 안전하게 저장 또는 처분하기 위해 이동식 농축폐액 증발건조기술도 함께 개발 하였다[1]. 증발과 건조 기술은 원전을 포함한 일반 산업계에 널리 이용되고 있는 기술이지만, 제한된 공간과 유틸리티를 이용하여 이동성과 다양한 운영환경에 적용성이 용이하도록 컨테이너 탑재 형태로 개발된 이동식 증발건조기는 국·내외적으로 찾아보기 어렵다. 따라서 본 논문에서는 요소기술 분석, 다양한 실험과 시행착오 및 아이디어 창안을 통하여 개발된 이동식 농축폐액 증발건조기술의 주요 특징을 소개하고, 파일럿 설비를 이용한 실증 운전 결과에 대해 논하고자 한다.

2. 본론

2.1 기술의 주요 특징

2.1.1 증발과 건조의 가열방식 이원화

증발건조기의 주요기능은 주어진 열원을 이용하여 농축폐액을 증발시켜 감용 처리하고 증발잔류물을 적절한 고화상태까지 건조하는 것이다. 이를 위해서는 증발과정에서 내부 농축액의 유동을 활발하게 하여 농축도가 증가해도 캐리오버나 돌비현상 없이 안정적인 운전이 가능하도록 하고, 이동식 설비로서 제한된 열원의 열전달 효율을 극대화함으로써 처리용량을 최대화하는 것이 중요하다. 따라서 Fig. 1과 같이 증발 운전에는 가열물질에 직접 열을 전달하는 투입식 전기히터를 이용한 강제 순환식 가열방식을 적용하여 안정성과 효율성을 높이고, 건조운전에는 증발건조용기의 하부와 바닥에 밴드히터를 적용하여 증발잔류물의 건조가 용이하도록 하였다[2].

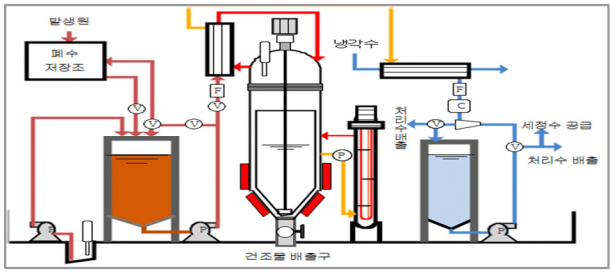


Fig. 1. Schematic Diagram of Mobile Evaporation & Dryer.

2.1.2 내면 밀착형 교반 및 교반부하 연속측정

증발운전 시에는 강제순환에 의한 유동이 활발하므로 교반이 필요 없다. 반면에 건조운전 시에는 하부와 바닥의 밴드히터가 200℃ 이상의 고온으로 용기 외부를 가열하므로 용기 내면의 고열부위에 증발잔류물이 고착되어 열전달 효율이 저하될 수 있다.따라서 Fig. 2의 (a)와 같이 측면과 바닥에 비고정식 스크래퍼가 밀착되는 특수 교반장치를 고안하여 적용하였다. 또한 건조잔류물의 점성 변화를 관찰하여 건조완료 시점을 인지하기 위해 Fig. 2의 (b)와 같이 교반부하를 연속적으로 측정하는 토크측정기를 설치하였다.

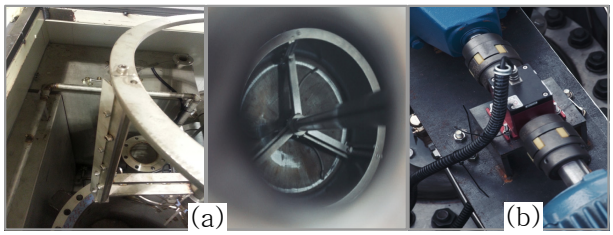


Fig. 2. View of Special Scrapper(a) and Torque Meter(b).

2.1.3 저진공 감압 증발 및 건조

증발건조기는 저진공 감압운전이 가능하도록 설계하였다. 컨테이너형 이동식 증발건조기는 열원과 공간이 매우 제한적이므로 열효율을 높이면서 증발건조용기를 포함한 주요 기기를 콤팩트하고 경량으로 구성하며 유지보수가 용이해야 한다. 따라서 70~80℃에서 증발이 일어나는 저진공(300~400 torr) 감압운전 방식을 채택함으로써 열효율을 높이면서 재질의 부식과 건조물의 탄화를 억제할 수 있도록 하였다. 처리대상 농축폐액이 산성(pH 4~5) 또는 알칼리성(pH 9~10)이 될 수 있으므로 운전온도는

가능한 한 낮게 유지하는 것이 재질의 부식관리 측면에서 유리하다.

2.1.4 공랭식 냉각기 및 공기정화기

이동식 증발건조기는 열원과 더불어 증기를 응축시킬 수 있는 냉각수 공급 기능과 컨테이너 내부의 밀폐된 공간에서 발생되는 공기의 환기 및 정화 기능이 중요하다. Fig. 3과 같이 컨테이너의 한 쪽에 냉각기실과 공기정화기실을 갖추고, 공랭식 냉각기와 정화기의 냉각과 환기에 필요한 공기가 원활하게 순환되게 하였다. 개폐가 용이한 루버(Louver)를 적용하여 운전 시에는 최대한 열고 장기 보관 시에는 완전히 닫아 설비의 보호가 용이하다. 공기정화기에는 송풍기와 프리필터, HEPA필터 및 활성탄필터를 구비하여 오염 가능성이 높은 내부 공기를 연속적으로 배출함으로써 컨테이너 내부가 항상 부압 상태를 유지하도록 하였다.

Fig. 3. General view of Pilot Mobile Evaporation & Dryer.

2.2 실증운전 결과 및 고찰

해수와 계통수 모의 폐액을 이용한 폐액 처리설비의 실증운전에서 발생된 농축폐액 중 종류별로 각각 약 3톤을 이용하여 실증운전을 수행하였다.

2.2.1 증발처리 용량 및 제염성능

모의 농축폐액을 증발처리한 결과 처리용량은 1.6~1.7 L/min(96~102 L/hr) 수준으로 설계치(100 L/hr)를 만족시켰다. 증발운전 중 캐리오버나 돌비현상이 발생하지 않아 응축수의 전도도가 20 μS/cm 이하로 유지되었다. 건조운전 시에는 강제순환식 가열기 운전이 중지되어 하부와 바닥의 밴드히터 열원에만 의존하고 고형물이 차지하는 비중이 증가하면서 응축수 발생량이 증발운전 대비 약 1/10 수준으로 낮아졌으며 건조운전에 약 24 시간이 소요되었다. 전도도는 증발운전 대비 소폭 증가하였으나 30 μS/cm 이하로 유지되었다. 주요 핵종(Cs, Sr, Co, I)에 대한 제염계수는 각각 2.6E+04, 2.1E+05, 6.0E+05, ∞로 정화율이 매우 높은 것으로 나타났다. 응축수는 환경으로 방출하지 않고, 역삼투(RO)공정으로 회수하여 처리하거나 자체 세정수로 재이용한다.

2.2.2 건조완료 시점 인지 및 건조잔류물 배출

증발잔류물의 건조완료 시점을 정확하게 인지하는 것은 건조물의 배출과 고화 관점에서 매우 중요하다. 인산염과 붕산염 및 탄산염 등의 건조잔류물은 용해도가 낮아 약 80℃의 건조온도에서는 묽은 반죽 형태를 유지하지만 내부에서 과도하게 건조되거나 배출 후 상온으로 냉각되면 수화물 형태로 고화된다. 따라서 건조완료 시점을 인지하지 못하면 내부에서 고화되어 교반 및 배출이 불가능하게 된다. Fig. 4의 (a)와 같이 교반기 토크 추이를 주요변수로 관찰하고, 보조적으로 Fig. 4의 (b)와 같이 밴드히터 온도변화를 관찰하여 건조완료 시점을 인지할 수 있었다. 건조온도에서 배출한 건조잔류물은 배출 후 냉각되면서 Fig. 4의 (c)와 같이 수화물 형태로 고화되었다.

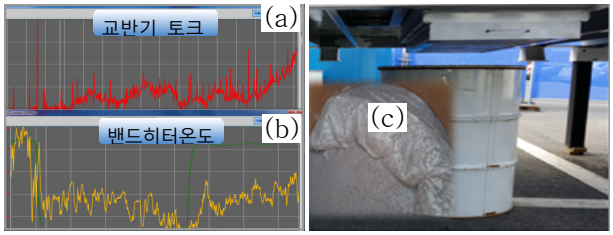


Fig. 4. Parameters Trend during Drying & View of Residue Discharged.

3. 결론

원전의 비정상적인 상황에서 발생할 수 있는 방사성 폐액을 효과적으로 처리하기 위한 이동식 액체방사성 폐기물 처리 기술개발의 일환으로 개발된 컨테이너형 이동식 농축폐액 증발건조기술을 평가하고 실증운전 결과를 분석하였다. 증발과 건조의 가열방식 이원화, 내면 밀착식 특수교반 및 토크 측정, 저진공 감압운전, 공랭식 냉각과 공기정화 기능들이 적절한 성능을 발휘하였다. 또한 처리용량과 성능이 설계치를 만족하고, 건조완료 시점의 적절한 인지와 최종 건조물의 배출 및 고화가 적절하게 이루어지는 것을 확인하였다. 실증운전 과정에서 개선 또는 보완이 필요한 사항들이 도출되었으나, 엔지니어링 단계에서 쉽게 극복될 수 있을 것으로 보인다.

4. 참고문헌

[1] 한수원㈜ 중앙연구원, "모듈형 이동식 액체방사성 폐기물처리기술 개발 최종보고서", 2016.

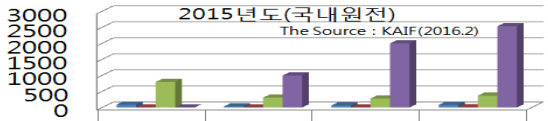
[2] 한국방사성폐기물학회, 추계학술발표회 포스터 P0379, 2015.

원자력발전소 중·저준위 압축성 방사성폐기물 처리 기술개발

정철영*, 김민수, 장동규, 박정원
㈜액트알엠티, 대전광역시 유성구 테크노1로 11-3
*jcy6535@naver.com

1. 서론

방사성폐기물은 내용물에 함유된 방사능의 위험으로부터 인체 피해 방지와 환경보전을 위해 적절한 방법으로 처리 되고 격리, 처분되어야 한다. 반감기가 매우 짧은 폐기물(VSLW)은 Decay Storage를 이용하고 중준위(ILW)와 저준위(LLW) 일부 극저준위(VLLW)폐기물은 암반동굴이나 지층에 처분한다. 아래의 Fig. 1에 2015년도 국내원전 부지단위별 중·저준위 방사성폐기물 발생 현황을 표기하였다.



	고리	한빛	한울	월성
폐수지	90	35	65	84
폐필터	0	0	0	8
잡고체	796	308	280	370
처분량	0	1000	2000	2536

Fig. 1. 2015 LILW at NPP Site in Korea.

우리나라는 현재 경주소재 월성원자력 발전소 부근에 80만 Drum분량의 부지에 Underground SILO 10만, Near Surface 12.5만 Drum 규모의 LILW처분장이 있다.

압축성 잡고체 방사성 폐기물은 용기(Drum)의 손상 물질이나 인화성 및 폭발, 액체 함유 물질을 제외하고는 발생량을 감용하기 위해 압축(Compaction)처리하고, 가연성은 소각(Incineration)으로 처리하는데 대표적인 압축 방법으로 컴팩터, 베일러, 스크류 컴팩터, 초 고압 압축 등이 사용되고 원자력발전소 운영 중 액체와 기체 폐기물 처리 및 정비 과정과 제염 작업시 발생하는 종이류, 피복, 장갑, PVC, 고무류 등은 압축과정을 거친후 Drumming한다. 압축성 중·저준위 방사성 폐기물 Drumming 작업은 영구Drum에 4.5~2200 ton까지 압력을 직접적용하나 드럼의 뒤틀림 손상등이 발생하여 이의 방지를 위하여 현행 약 30 ton 용량의 압축기로 10 ton 가량의 압력으로 사용한다. Drumming시 내용물의 기하학적 구조 변환과 공극률을 줄이기 위해 압축공정 시간을 연장하여 유지한다. 또한 압력이 해소되면 압축 전의 상태로 복귀(부풀어오름, 스프링 백 현상)하는 문제점이 재현된다. 처분 검사 등을 위하여 Drum을 재개봉 할 때도 부풀음 현상이 발생하여 이의 대책을 위해 묶거나 채움재를 이용 포장하지만 재포장에 제약점이 있다. 따라서 이의 개선을 위해 ASC (Advansed Super Compactor)를 고안하였다.

2. 본론

2.1 개요

방사성폐기물은 기체, 액체, 고체폐기물로 분류하며 원자력발전소, 병원, 산업시설, 동위원소 이용 장비 등에서 발생하여 그 생성원이 매우 다양하다. 사용후연료를 제외하고는 모두 중·저준위 폐기물로 분류된다. 아래표에 방사성폐기물 분류기준의 방사성 핵종 10종에 대한 생성원 및 농도 기준을 표기 Table 1 하였다.

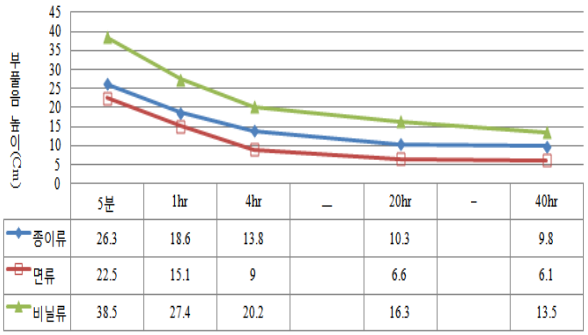
Table 1. The Identification of Radioactive Waste Nuclide

The Identification of Radioactive Waste Nuclide					LLW	ILW
Isotope	Half Life(yr)	Principal means of Production	Type of Decay	Major Radiation (app.Max, Mev)	Lower (Bq/g)	Upper (Bq/g)	Lower (Bq/g)
$_1H^3$	12.26	$^{10}B(n,2\alpha)^3H(\beta^-)_2He^3$ $^6Li(n,\alpha)^3H(\beta^-)_2He^3$ Ternary fission	β^-	β^-(0.0186)	10000	1.11E+06	1.11E+06
$_6C^{14}$	5730	$^{14}N(n,p)^{14}C(\beta^-)_7N^{14}$	β^-	β^-(0.156)	100	2.22E+05	2.22E+05
$_{27}Co^{60}$	5.26	$^{59}Co(n,\gamma)^{60}Co(\beta^-)_{28}Ni^{60}$	β^-	β^-(0.314) γ(1.173,1.332)	10	3.70E+07	3.70E+07
$_{28}Ni^{59}$	$8x10^4$	$^{58}Ni(n,\gamma)^{59}Ni(EC)\ _{27}CO^{59}$	EC	γ, Co x-ray, con. Brem.to (1.06)	10000	7.40E+04	7.40E+04
$_{28}Ni^{63}$	92	$^{62}Ni(n,\gamma)^{63}Ni(\beta^-)_{29}Cu^{63}$	β^-	β^-(0.067)	10000	1.11E+07	1.11E+07
$_{38}Sr^{90}$	27.7	$U(n,f)^{90}Sr(\beta^-)_{39}Y^{90}(\beta^-)_{40}Zr^{90}$	β^-	β^-(0.546)	100	7.40E+04	7.40E+04
$_{41}Nb^{94}$	$2.0x10^4$	$^{93}Nb(n,\gamma)^{94}Nb(\beta^-)_{42}Mo^{94}$	β^-	β^-(0.49), γ(0.702,0872)	100	1.11E+02	1.11E+02
$_{43}Tc^{99}$	$2.12x10^5$	$^{98}Mo(n,\gamma)^{59}Mo(\beta^-)^{99}Tc$ $^{99}Tc(\beta^-)_{44}Ru^{99}$	β^-	β^-(0.292)	100	1.11E+03	1.11E+03
$_{53}I^{129}$	$1.7x10^7$	$U(n,f)^{129}I(\beta^-)_{54}Xe^{129}$	β^-,	β^-(0.150)	1	3.70E+01	3.70E+01
$_{55}Cs^{137}$	30.2	$U(n,f)\ Cs^{137}(\beta^-)_{56}Ba^{137}$	β^-	β^-(1.176,0.514)	10	1.11E+06	1.11E+06
Gross- α	≥20yr		Fission	α		3.70E+03	3.70E+03

실제 "중·저준위 방사성 폐기물 압축 Drum에 종이류, 비닐류, 면류를 각각 2/3 Drum씩 채우고 90 kg/cm^2 의 압력으로 5 분, 1 hr, 2, 4, 20, 40 hr 간격으로 가압시험을 3회 반복 실시하여 복원력에 따른 팽창(부풀음) 실험[주1)] "결과<Fig.2>를 분석하였다.

분석결과 잡고체 방사성폐기물 발생 점유율은 비닐류가 28.9 %로 가장 높았고 종이류(24.3)> 면류(23.4)> 고무류(12.3)> 플라스틱류(11.1) 순을 보였으나 늘 그

렇지는 않다. 부풀음 원인을 파악하기 위해 이를 200 L(22 Kg) Drum에 압축, 포장하여 개량한 결과 Drum 당 잡고체 방사성폐기물 내용물의 평균 무게(kg-Net) 값의 비교에서는 고무류(128.3)> 비닐류(111.4)> 면류(102.1)> 종이류(87.6)> 플라스틱(86.1) 순이고 압축 전후의 최대, 최소의 무게 값에 대한 차이의 비교에서는 고무류(210max-49min=161)> 종이류(177-42=135)> 플라스틱류(163-31=132)> 면류(181-57=124)> 비닐류(161-62=99) 순을 보였다. 평균 밀도(kg/ℓ)값의 비교에서는 고무류 0.64, 비닐 0.56, 면 0.51, 플라스틱 0.43, 종이류 0.44 정도로 나타나 Normal Density 값(1.2~1.4)의 40~60 % 수준을 보임으로써 공극율이 60~40% 정도임을 확인하였다. 이는 작업자의 Skill과 압축 공극률과의 상관 관계가 있는 것으로 판단된다.



	5분	1hr	4hr	_	20hr	-	40hr
종이류	26.3	18.6	13.8		10.3		9.8
면류	22.5	15.1	9		6.6		6.1
비닐류	38.5	27.4	20.2		16.3		13.5

Fig. 2. The Swelling Height of Compressibility MAT'L of Time Dependence.

2.2 배경기술 및 기기 특징

현행 Station에서 압축 Drumming 작업에 대한 감용처리 압축효율은 약 70~80%정도로 보여진다. 압축압력 100 ton 미만에서는 저압, 그 이상은 고압 압축으로 분류한다. 기술적 및 경제적 상황을 고려하여 주로 저압압축 방법이 사용되나 스프링 백 등의 현상이 발생한다. 상기의 부풀음 실험에서 압축 지속시간에 의존하여 스프링백 현상이 지수 함수적으로 감소하는 경향을 보였다. 종이류, 비닐류, 면류에서 1 hr의 압축 유지 시간 경과에는 각각 약 10 cm 정도로 유사한 부풀음 현상을 보였고 4 hrs 압축시에는 복원력이 현저히 해소되고 20 hrs은 미비한 상태 40 hrs 경과 유지 시간에서는 복원력이 극히 최소 상태로 유지 되었다. 이의 결과 공극률의 지배적요인으로 내용물의 적재상태와 부풀음 현상의 원인인 내용물의 탄성력과 내부에 축압된 Air Pocket의 압력으로 판단하고 해소 방안을 찾게 되었다. 현행의 중·저준위 방사성폐기물 압축 포장 작업의 품질요인은 Drum 내용물의 건조상태, 형상 및 배열(공간), 불순물 유입, 국부 압축응력, 압축하중 및 시간, 압축 작업자 숙련도에 따라 큰 결과 차이를 보였다. 따라서 이의 개선을 위한 기술특징으로 최소한 의 저압으로 내용물의 탄성력과 축압된 Air Pocket압력을 해압, 제거하면서 압축하여 단시간에 내용물의 팽창 복원력을 해소, 공극율을 최소화하여 감용하는 기능을 가지고 있다.

2.3 중·저준위 압축성 방사성폐기물 처리 기기 구성

상부에 압축 Vessel, 유압식 가압 Disc와 Air Pocket 해압 Venting Tool Mechanic Device, 유압전달 System, Venting유로 System, 중·저준위 압축성 방사성폐기물 Handling 및 Trasfering System 하부에 Permanent Drumming Stage로 구성 되어 있다. 유압식 가압 Disc의 기능은 압축성 방사성폐기물의 탄성한계를 초과한 가압능력을 제고하고 Venting Tool Mechanic Device는 Holey Tube Type of Pike가 장착되어 내용물 중의 압축시 가압된 Air Pocket의 해압을 시키는 기능을 수행한다. 압축, 감용된 내용물은 중·저준위 압축성 방사성폐기물 Handling 및 Trasfering System을 통하여 Permanent Drum에 Packing된다.<Fig. 3>

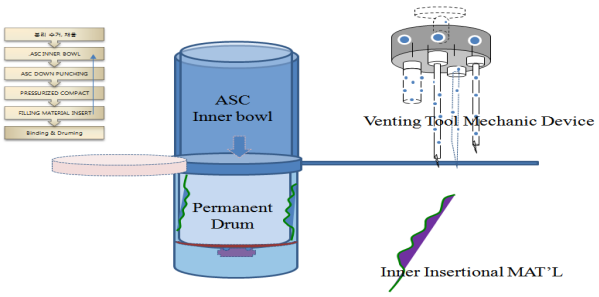


Fig. 3. Advanced Super Compactor

3. 결론

이번 연구결과의 드럼 포장에서 가압 압축공정 시간단축과 Drum당 공극율을 10% 이내로 감용 개선이 가능하게 되었으며 종래의 영구드럼 내에서의 직접 압축작업을 실시 함에 따라서 드럼의 손상 우려가 상존 하였으나 상부 Cyrindrical Type Bowl에서 압축하여 하부에 Setting된 영구 드럼에 Drumming하는 차별화 된 방법을 연구하여 Drum이 손상되는 것을 방지 하였다. 최적의 중·저준위 방사성 폐기물 Drumming 작업 Skill 향상과 더불어 개발기기를 적용한다면 Drum 포장에 있어서 보다 효율적이고 경제적일 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] Radiological Health Hand Book(1970).
[2] 제9회 원전방사선관리 기술개발사례발표집(주1).

중저준위 방사성폐기물 시료전처리를 위한 가연성 잡고체 회화 및 용해 특성 평가

오심온[1*], 황재식[1], 서경원[1], 이혜주[1], 최광순[1], 구난영[2], 안홍주[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국수력원자력㈜, 경상북도 경주시 양북면 불국로 1655
*simon@kaeri.re.kr

1. 서론

잡고체 폐기물은 원전 운영중에 가장 많이 발생되고 있는 폐기물로 대부분 중저준위 이하 방사능을 띈다. 방사성 잡고체폐기물은 물리화학적 형태에 따라 분류하여 드럼에 넣은 후 압축, 밀봉시켜 처분되고 있다[1]. 방사성 폐기물 드럼의 처분을 위해서는 원자력안전위원회 고시(제2015-4호) 중.저준위 방사성 폐기물 인도규정에 따라 전체 방사성 핵종의 95%이상을 규명하여야 하며, ^{3}H, ^{14}C, ^{55}Fe, ^{58}Co, ^{60}Co, ^{59}Ni, ^{63}Ni, ^{94}Nb, ^{90}Sr, ^{99}Tc, ^{129}I, ^{137}Cs, ^{144}Ce와 알파방출 방사성핵종에 대하여서는 핵종별로 그 농도가 규명되어야 한다. 비파괴분석으로 드럼 내에 존재하는 핵종으로부터 방출되는 감마선을 외부에서 측정하여 드럼 내 핵종의 양을 정확하기 분석하기 위해서는 적절한 교정인자(Calibration Standards)가 필요할 뿐만 아니라, 측정된 드럼내의 시료의 종류, 밀도, 핵종의 분포에 따라 결과값이 달라 질 수 있다[2].

이를 위해 중저준위 폐기물 처분을 위해서 드럼 외부에서 측정하는 비파괴분석 뿐만 아니라, 발생시기, 발생장소 등을 고려하여 대표시료 채취를 통한 직접분석을 병행하고 있다.

방사성 폐기물 핵종 분석은 시료형태, 시료량, 분석핵종의 물리화학적 특성에 따라 전처리 방법이 다르게 수행되어야 한다. 일반적으로 방사성폐기물 핵종분석은 정확한 분석과 분석원소의 소실이 없는 용액화 방법을 선택하여 전처리를 수행하며, 부피가 큰 잡고체의 경우 시료의 대표성 확보와 농축 등을 위해 건식회화법(dry ashing method)을 사용하여 부피를 줄인다. 건식회화법은 시료를 고온에서 모든 유기물을 산화시키고, 휘발되지 않는 무기잔여물을 분석하는 방법으로서, 시료의 발화온도 차이, 휘발성핵종의 손실 등을 고려하여 사용되어야 하며, 단계적으로 온도를 상승하여 시료가 발화되지 않도록 하여야 한다[3].

일반적으로 원자력발전소에서 발생하는 가연성잡고체는 크게 종이류, 면류, 고무플라스틱류, 비닐류로 나뉜다. 회분 후 발생하는 재(ash)는 대부분 무기물로서 금속산화물 및 각종 염(황산염, 인산염, 규산염 등) 상태로 존재하며, 회분 전 가연성 잡고체의 유형에 따라 다르게 구성된다. 따라서 본 연구에서는 모의 시료를 이용하여 잡고체 폐기물의 성상에 따른 회화와 용해 특성을 확인하였다.

2. 본론

2.1 시료의 회화로 및 용액화 장치

모의 시료의 회화에는 Muffle Furnace(Fisher Isotemp)를 이용하였고, 회분 후 용핵화를 위한 산분해시에는 밀폐형 극초단파 산분해법(Closed vessel microwave acid digestion, Milestone Model Ethos Plus)이 사용되었다(Fig. 1).

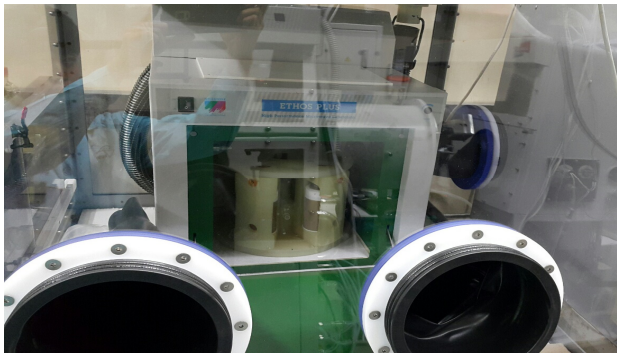


Fig. 1. Closed Vessel Microwave digestion.

2.2 모의시료 준비

잡고체 회화를 위한 모의 시료는 종이류, 비닐류, 면류, 고무 및 플라스틱류의 4종으로 하였으며, 각 종류별 내용을 Table 1에 나타내었다.

Table 1. Sample by each type for ashing

	Group	Content
1	Paper	Decontamination paper
2	Vinyl	Doggie bag, Latex gloves
3	Cotten	Polyurethane coated gloves, Cotten gloves, Shoes cover
4	Plastic	High-density polyethylene, Low-density polyethylene, Polypropylene

준비된 모의 시료를 회분이 용이하도록 Fig. 2와 같이 적당한 크기(10~20 mm)로 절단하여 시료별로 각각 50 g정도를 Pyrex 비이커에 담았다.

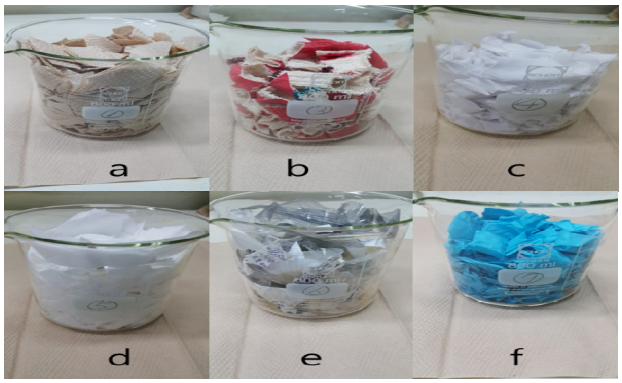


Fig. 2. Photo of sample before ashing.
(a: Decontamination paper, b: Polyurethane coated glove, c: Cotten gloves, d: Shoes cover, e: Doggie bag, f: Latex gloves)

2.3 잡고체 회화

모의시료에 포함된 수분을 제거하기 위하여 120℃에서 6 시간 동안 건조하였으며, 건조무게를 측정한 후 준비된 회화로에 넣고, 갑작스런 시료의 발화를 예방하기 위하여 200~450℃까지 50℃ 간격으로 회화를 진행하였다. Fig. 3과 Table 2는 회분후의 사진과 무게변화를 보여주고 있다.

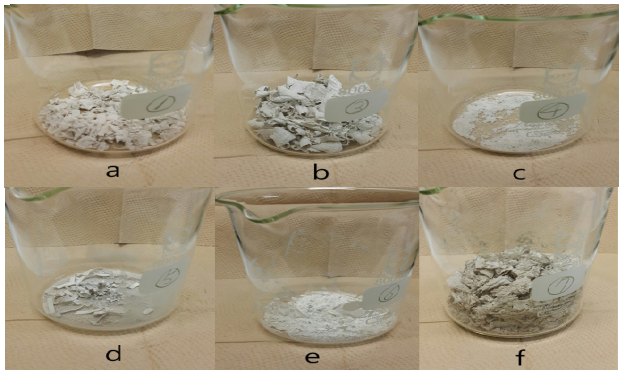


Fig. 3. Photo of sample after ashing.

Table 2. Weight change measurement of sample after ashing

	a	b	c	d	e	f
Before(g)	47.34	48.84	49.82	49.86	39.85	49.56
After(g)	0.49	5.78	0.3	1.45	0.57	5.79
Ash ratio(%)	1.04	11.83	0.60	2.91	1.43	11.68

2.4 잡고체 용액화

산분해를 위해 회분된 시료를 용기에 넣고 진한 질산(Merck 65%) 10 mL, 진한염산(Merck 37%) 4 mL 및 불산(Merck 48%) 0.25 mL를 주입한 후, 밀폐형극초단파 출력수치를 290 W-400 W-300 W-250 W의 순서로 조절하면서 시료를 용해하였다.

3. 결론

방사성 잡고체의 성상에 따른 회분과 용해 특성을 평가하기 위해 원자력발전소에서 많이 발생하는 시료를 대상으로 모의시료를 조제하였다. 모의 시료의 회분 후 재(ash) 발생량을 확인한 결과, 비닐류와 면류가 높게 나타났다. 회화 후 용해 특성에서도 유사한 결과가 나타났다. 따라서 잡고체 회분재 발생량을 고려하여 회화를 진행해야 할 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 산업통상자원부의 원자력융합원천기술개발사업의 일환으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

[1] 성석현, 정의영, 김기홍, “국내 방사성 폐기물 특성과 방사성폐기물 처분 시설 폐기물 인수기준”, 방사성폐기물학회지, 6(4), 347-356(2008).
[2] J.L. Parker, “The Use of Calibration Standards and the Correction for Sample Self-Attenuation in Gamma Ray Nondestructive Assay”, Los Alamos National Laboratory, LA-10045 (1986).
[3] 표형열, 지광용, 임석남, 전종선, “원자력 발전소 잡고체 폐기물 핵종 분석을 위한 용액화 조건”, 한국원자력학회 2003 추계학술발표회 논문요약집 2, 436, 2003.

탄소나노튜브 정화 및 표면 개질을 위한 오존처리 반응시간 연구

최세호*, 박태진, 백민훈
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*seho0405@kaeri.re.kr

1. 서론

최근 국내뿐 만 아니라 전 세계적으로 핵폐기물로 인한 환경적, 건강적인 문제들이 대두되고 있다. 이는 원자력에너지 생산의 시작과 그 산업의 발전이 진행되면서 그 문제 또한 증가 되고 있다. 방사성 핵종 중 하나인 요오드 또한 원자력 발전으로 인하여 생성되는 대표적인 물질 중 하나이다. 요오드는 대표적인 음이온성 방사성 핵종으로 흡착력이 매우 떨어지므로 그 이동성 또한 우수하다. 요오드는 음식과 식수 그리고 해수에 존재할 수 있어서 먹이사슬 관계에서 생물학적 과정에 의하여 농축이 되게 된다. 이러한 농축은 먹이사슬 과정을 통하여 어린아이부터 어른까지 갑상선 질환의 원인이 될 수 있다[1]. 이러한 요오드의 긴 반감기와 낮은 흡착력과 같은 화학적 특성, 그리고 물질의 위험성으로 볼 때 요오드 제거 기술 개발은 매우 중요하게 대두되고 있다.

이에 본 연구에서는 음이온성 방사성핵종의 제거 물질개발을 위한 과정으로 오존처리를 이용하여 탄소나노튜브 정화 및 표면개질을 하고자 한다[2]. 오존처리를 통하여 탄소나노튜브 표면에 알코올기, 카르복실기와 같은 기능기를 생성하는 것을 목적으로 한다. 이는 이후에 진행 될 음이온성 방사성 핵종과 탄소나노튜브와 중간매게체 물질과의 합성에도 효율을 높일 것이라 사료된다. 또한 오존처리를 통하여 탄소나노튜브의 손실을 최소화 하면서 정화하는 효과 또한 보일 것이라 사료된다.

2. 재료 및 실험방법

2.1 시료 준비

Multi-walled carbon nanotube (MWCNT, Aldrich)를 200 mg 씩 무게를 칭량하여 각각의 플라스크에 담는다. 해당 플라스크에 3차 증류수를 100 ml 담아서 시료/용액 비를 2.0 g/L를 만든다.

2.2 시료 오존처리

준비된 시료 플라스크를 각각 약 2분간 sonification을 실시한 이후 오존화 과정을 시작한다. 실험기기를 설치한 이후 오존발생기 (LAB-Ⅱ, 오존텍㈜)를 이용하여 오존을 주입한다. 주입은 후드 내부에서 사용을 하며 교반기도 함께 설치하여 500 rpm 교반을 시키면서 실험을 진행하였다. 오존발생기의 설정은 아래의 Table 1과 같이 설정하였다.

Table 1. Setting value of ozone generater

공급 gas	외부 O_2gas
오존발생압력	0.5 kg/cm^2
mode	Low mode
SV	70%
PV	73W
예상발생량	6.8 g/h
예상 농도	92.1 g/m^3

오존 주입 시간을 10 분, 20 분, 30 분, 60 분으로 각각 오존발생량을 다르게 하여 실험을 진행하였다. 오존 주입을 마친 시료를 centrifuge를 이용하여 시료 세척 및 고체 시료 분리 작업을 실시하였다. Centrifuge를 마친 시료를 363K 상태의 오븐에서 밤새 건조 시켰다. 건조 된 시료의 무게를 칭량하여 오존처리 전 후 무게 비교를 하고 수득율을 계산하였다. 그리고 해당 시료의 오존 처리 이전, 이후를 X-ray diffraction (XRD) 데이터를 통하여 비교하여 산소의 탄소나노튜브 결합 여부를 판단한다.

3. 결과 및 고찰

3.1 오존 처리 결과

오븐에 건조시킨 시료의 무게를 칭량한 결과를 다음 Table 2에 나타내었다. 기존의 MWCNT에 비해 얻게 된 시료의 양이 적은 이유는 시료 세척과 상청액 분리 과정에서 고체 시료의 손실로 인한 점이라 사료된다. 질량의 변화에서 탄소나노튜브와 산소원자와의 결합을 확인하기 어렵다고 사료된다.

Table 2. weight measurement after ozonolysis

	MWCNT (mg)	Solid after the experiment (mg)	Rate of yield (%)
MWCNT -10	200.14	175.49	87.68
MWCNT -20	199.95	173.35	86.70
MWCNT -30	199.20	186.41	93.58
MWCNT -60	200.22	185.43	92.61

기존 탄소나노튜브의 경우 XRD peak 가 graphite와 유사하게 나온다. 그리고 산화 된, 즉, 산소가 결합된 탄소나노튜브의 경우 (002) peak가 2θ = 12.4 로 peak의 이동을 보이게 된다[3,4]. 이번 실험을 통하여 얻은 MWCNT의 XRD데이터는 Fig. 1에 나타내었다. 오존처리 이전의 MWCNT, 10 분, 30 분 peak의 경우 (002) peak이 graphite 와 유사하게 peak가 나타난다.

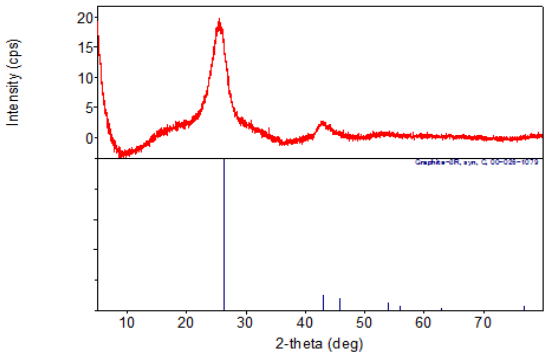


Fig. 1. XRD data of carbon nanotube before ozonolysis, comparing graphite-3R sym(C, 00-026-1079) peak.

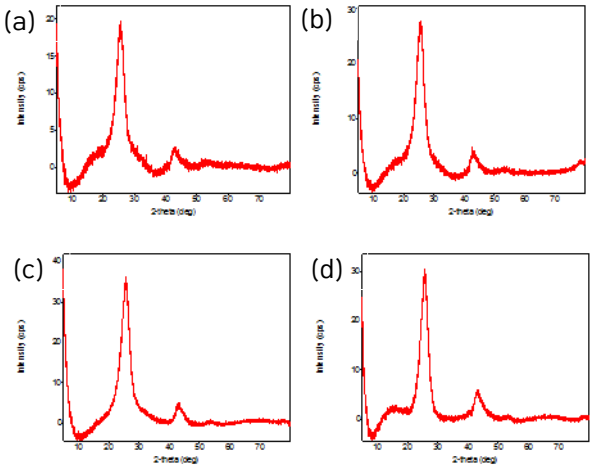


Fig. 2. XRD data of carbon nanotube (a : before ozonolysis , b : 10min ozonolysis, c : 30min , d : 60min).

60 분 처리 한 MWCNT의 경우에는 2θ = 12.4에 peak 나타나는 것이 보여진다. 이는 산화 된 MWCNT가 오존처리시간이 60 분 이후로 나타나기 시작한 것으로 사료된다. 오존처리 한 200 mg 전체를 XRD분석 한 것이 아닌 일부분을 하는 과정에서 10 분, 30 분의 결과로 보아 MWCNT 표면에 산소기가 결합율이 낮은 것으로 보이며 60 분부터 산소기 결합율이 높음이 나타남을 볼 수 있었다.

4. 결론

탄소나노튜브를 이용한 음이온성 방사성 핵종 제거 기술을 위한 과정이며, 탄소나노튜브의 흡착능을 음이온 방사성 핵종에 맞게 개질하기 위한 방법으로 오존처리기법을 사용하였다. 탄소나노튜브 표면개질이 음이온 흡착에 필요한 중간매개체와 탄소나노튜브의 결합에도 효과적임으로 사료된다. 본 연구의 오존처리 시 오존의 접촉시간이 탄소나노튜브의 표면개질에 영향이 있음을 알 수 있었다. 본 실험 데이터를 바탕으로 하여 오존발생기의 오존발생농도를 증가하며 오존접촉시간을 60 분 이상으로 다양한 장시간 데이터를 통하여 효과적인 표면개질 조건을 찾을 예정이다.

5. 참고문헌

[1] Roti, E; Uberto, E.D., "Iodine excess and hyperthyroidism." Thyroid 11(5), 493-500 (2001).

[2] Oleg Byl; Jie Liu; John T. Yates, "Etching of carbon nanotubes by ozone- A surface area study", Langmuir 21, 4200-4204 (2005).

[3] G. Ovejero; J. L. Sotelo; M. D. Romero; A. Rodriguez; M. A. Ocana; G. Rodriguez; J. Garcia, "Multiwalled carbon nanotubes for liquid-phase oxidation. Functionalization, Characterization, and Catalytic Activity", Ind. Eng. Chem. Res 45, 2206-2212 (2006).

[4] Donghui Long; Wei Li; Wenming Qiao; Jin Miyawaki; Seong-Ho Yoon; Isao Mochida; Licheng Ling, "Partially unzipped carbon nanotubes as a superior catalyst support for PEM fuel cells", Royal Society of Chemistry 47, 9429-9431 (2001).

무기합성매질을 이용한 LiCl-KCl 공융염 내 희토류 핵종 포집/고화에 관한 기초연구

김나영*, 은희철, 박환서, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kny@kaeri.re.kr

1. 서론

고온의 용융염을 전해질로 사용하여 사용후핵연료로부터 유용한 자원을 회수하기 위해 한국원자력연구원에서 개발하고 있는 사용후핵연료 파이로프로세싱(Pyroprocessing)은 전처리, 전해환원, 전해정련, 전해제련 등의 공정으로 구성된 공정으로서 재활용이 가능한 U 및 TRU 금속을 회수한다[1]. 이러한 파이로프로세싱에서는 방사성 희토류 핵종을 함유한 폐전해질(LiCl-KCl)이 방사성 폐기물로서 상당량 발생된다. 이러한 폐전해질은 물에 대한 용해도가 높고 고화처리가 용이하지 않아 안정한 형태로 처리하는 기술개발이 필요하며[2], 이를 위해서는 폐전해질 내 방사성 핵종을 고화처리가 용이한 안정한 형태로 분리하고 폐전해질을 재활용이 가능한 형태로 정제하는 것이 가장 효과적인 방법이다. 현재 한국원자력연구원에서는 첨가제를 이용한 선택적 반응공정을 통해 LiCl-KCl 공융염 내 희토류 핵종을 고화체 제조가 용이한 안정한 형태로 분리하고 공융염폐기물을 재활용이 가능한 형태로 정제하는 기술을 개발하고 있다[3]. 그러나 이 기술을 수행하기 위해서는 공융염폐기물을 반출해야 하므로 많은 양의 공융염을 취급해야 하는 어려움이 있고, 공융염 내 방사성 핵종 반응과 분리된 핵종의 고화체 제조를 위해 각각의 첨가제(반응매질, 고형화 매질)를 주입하여야 하며, 고화매질을 첨가한 후에는 혼합과정을 거쳐 열처리를 통해 고화체를 제조하게 되어 공정이 복잡해 질 수 있는 문제점을 가지고 있다.

본 연구에서는 전해제련공정 반응기 내의 공융염폐기물을 반출하지 않고, 염화물 형태의 희토류 핵종들의 선택적 포집과 부가적인 고화매질(binding material)의 주입 없는 고화체의 제조 등이 가능한 무기합성매질을 제조한 후 이를 이용하여 공융염 내 희토류 핵종들을 포집/고화시험을 수행하였으며, 이 결과를 전해제련공정 반응기 내 공융염폐기물의 정제와 희토류 핵종의 분리/고화를 위한 단순 공정 수립에 활용하고자 한다.

2. 실험방법 및 결과

본 연구에서 사용한 무기합성매질을 제조하기 위해 붕산(H_3BO_3), TEOS(Tetraethyl orthosilicate), 염화알루미늄($AlCl_3 \cdot 6H_2O$), 수산화리튬(Lithium hydroxide) 등을 B, Si, Al, Li의 원료물질로 사용하였다. TEOS를 제외한 각각의 원료물질들은 합성매질의 조성을 고려하여 일정한 몰비의 양만큼 취해 증류수에 용해한 후 혼합하였고, 혼합된 시료에 TEOS를 일정 몰비의 양으로 주입한 후 에탄올을 주입하여 TEOS가 다른 혼합시료들과 잘 혼합되어 반응될 수 있도록 하였다. 이 과정에서 얻은 반응 생성물은 감압여과를 통해 용매(증류수, 에탄올)와 분리하였으며, 150℃에서 2 시간 동안 건조한 후 650℃의 전기로에서 약 10 시간 동안 열처리함으로써 무기합성매질을 제조하였다. 이 과정을 통하여 얻어진 시료는 균질화를 목적으로 100 ㎛ 이하로 분쇄하였으며, 이상의 무기합성매질의 제조과정을 Fig. 1에 나타내었다.

Fig. 1. Procedure for manufacturing the inorganic synthesis composite.

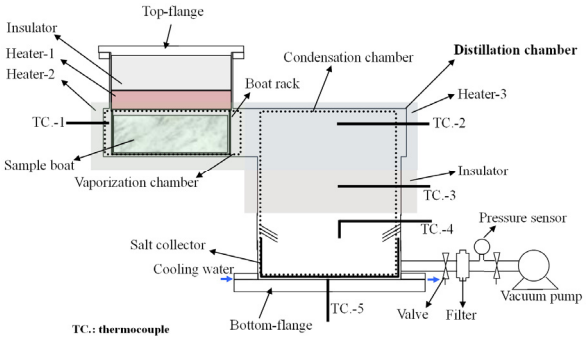


Fig. 2. Schematic diagram of the experimental equipment used in this study.

희토류 핵종 포집/고화를 위해 LiCl-KCl 공융염(Alfa Aesar, 99%, LiCl 몰비: 0.58)에 5wt%의 $NdCl_3$(Alfa Aesar, 99.9%)를 주입한 모의 공융염 폐기물과 제조한 무기합성매질을 혼합하여 Fig. 2에 나타낸 감압증류장치에서 무기합성매질을 이용한 공융염 내 희토류 핵종의 포집/분리를 위한 시험을 실시하였으며, 세부운전방법은 다음과 같다. 먼저, $NdCl_3$를 주입한 모의 공융염폐기물 시료와 무기합성매질을 혼합하여 알루미나 도가니에 담아 휘발용기에 넣은 후 휘발챔버 내부에 장입한다. 휘발챔버 내부의 온도를 약 450℃까지 가열한 후 희토류 핵종 포집반응이 진행되도록 1 시간 동안 온도를 유지하며, 이 때 장치 내부를 약 100 Torr로 감압하여 반응 중 발생되는 가스가 장치 외부로 원활히 배출될 수 있도록 한다. 이후 장치 내부를 감압조건에서 영역별로 운전조건(휘발챔버: 880-900℃, 응축챔버: 50-700℃)을 달리하여 가열함으로써 장치 내부에서 공융염의 휘발 및 응축이 진행될 수 있도록 온도구배를 조성하여 공융염을 희토류 포집 무기합성매질에서 분리한다. 포집반응 종류 후 얻어진 희토류 핵종 포집 무기합성매질은 전기로 내 1,450°C의 온도에서 소결한 다음 급냉한 후 500°C에서 일정시간 열처리하여 고화체를 제조하였다. 실험을 종료한 후 무기합성매질에 포집된 희토류 핵종(Nd)의 화학적 형태와 고화체의 구조적 형태를 관찰하고자 포집생성물과 고화체에 대해 XRD 분석을 실시하였고, SEM을 이용한 미세표면 분석을 통해 고화체의 균질성을 평가하였으며, 휘발/응축을 통해 희토류 핵종 포집 무기합성매질에서 분리된 공융염 내 희토류 핵종의 농도 분석을 통해 무기합성매질을 이용한 희토류 핵종의 포집효율을 산출하였다.

이상의 실험에서 공융염 내 희토류 핵종은 무기합성매질을 이용하여 97wt% 이상의 포집효율을 보였고, 무기합성매질에 포집된 희토류 핵종(Nd)은 $LiNdSiO_4$의 형태로 존재하였으며, 고화체는 비정질의 유리고화체를 형성하였다. SEM 분석 결과 제조한 고화체는 상분리 없이 매우 균질한 형태를 가진 것으로 확인되었다.

3. 결론

무기합성매질을 이용한 공융염 내 희토류 핵종의 포집은 매우 효과적이었고, 희토류를 포집한 무기합성매질은 고온소결을 통해 균질한 유리고화체로 제조될 수 있음이 확인되었다. 이상의 결과들은 전해제련공정 반응기 내 공융염폐기물의 정제와 희토류 핵종의 분리/고화를 위한 단순공정 수립에 기초자료들로 활용될 수 있으리라 판단된다.

4. 참고문헌

[1] H.S. Lee, G.I. Park, G.H. Kang, J.M. Hur, J.G. Kim, D.H. Ahn, Y.Z. Cho and E.H. Kim, Nucl. Eng. Technol., 43, 317-328 (2011).
[2] YZ Cho, TK Lee, HC Eun, JH Choi, IT Kim, GI Park, J Nucl Mater., 437, 47-54 (2013).
[3] H.C. Eun, J.H. Choi, T.K. Lee, I.H. Cho, N.Y. Kim, J.U. Yu, H.S. Park, D.H. Ahn, JNFCWT 13, 3, 181-186 (2015).

지진에 의한 단층감시시스템 변형률 값과 지하수위 변화

박원홍, 조현진, 정재열*
한국원자력환경공단 기술연구소, 대전광역시 유성구 가정로 168
*jjy@korad.or.kr

1. 서론

한반도는 유라시안판의 내부에 위치하여 지진 및 단층활동으로부터 비교적 안정된 지역으로 인식되어 왔다. 규모 3 이상의 지진은 연평균 약 10회 정도로서 지진학적으로도 조용한 지역에 속한다[1]. 또한 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. 그러나 최근 한반도 남동부 지역을 중심으로 수행되어온 최근의 연구결과를 보면, 한반도는 제 3기 중기부터 제 4기 중 후반부 까지 활발한 지각운동이 있었던 것으로 나타났다[2].

한국원자력환경공단에서는 경주 중·저준위 방사성폐기물처분장(이하 방폐장) 부근에 위치하는 단층의 거동 감시 및 지진으로 부터의 안전성을 확보하기 위하여 2014년 3월부터 총 3개 관측소에서 단층감시시스템을 운영하고 있다. Table 1은 2014년 3월부터 운영 중인 경주 방폐장 단층감시시스템의 관측소별 계측기를 나타낸 것이다.

본 연구에서는 경주 방폐장 주변에 발생한 지진의 영향을 평가하기 위해 변형률계, 지진계 및 지하수위계에서 계측된 관측자료를 정밀 분석하여 지중응력의 변화 및 지진과의 상관성을 해석하고자 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

2.1 단층감시시스템 소개

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]. 본 시스템은 지각운동에 의한 단층(또는 단층대)의 변형을 정밀하게 측정하기 위한 설비이며, 데이터 로거로부터 실시간 계측 데이터를 수집·이력을 저장하는 계측시스템과 계측 데이터 및 장비 상태 감시를 위한 감시시스템, 사용자프로그램(웹서비스)으로 구성 되어있다.

또한, 계측자료 전송 및 디스플레이가 실시간으로 이루어지며, 이벤트 또는 이상신호 발생시 운영자가 즉각적으로 통보받을 수 있도록 알람기능을 구현하여 단층거동을 실시간으로 감시·분석할 수 있는 최적의 시스템을 구축하였다.

2.2 지진 영향에 의한 변형률 값의 변화

부지 주변에서 발생한 지진의 영향을 평가하기 위해서 시추공 변형률계, 시추공 지진계 및 지표지진계에서 계측된 관측자료를 정밀 분석하여 지중응력의 변화와 단층과의 상관성을 확인하고자 한다.

2015년 동안 발생한 지진 신호를 분석한 결과 경주 방폐장 단층감시시스템 반경 약 50 km 이내에 발생한 지진(규모2.0 이상)은 총 8회 발생하였다. 지진 발생시 변형률계에서는 지진이나 단층운동에 의한 갑작스런 지중응력 변화와 누적현상은 나타나지 않았고, 다만 주위에서 발생하는 지진에 의한 영향들은 양호하게 감지되며 실제 파형은 지진계와 유사한 모양을 보였다. GPS 관측역시 지구조 운동에 의한 갑작스런 변위 양상이 관측되지 않았고, 향후 단층활동으로 인한 지진발생 가능성은 낮은 것으로 판단된다.

2.3 지진 영향에 의한 지하수위의 예측변화

지하수위계는 부지 내 지하수위 변동에 따른 간

극수압 변화를 계측하여 지중응력 변화 시 참고자료로 활용된다. 특히 지진과의 연관성을 분석하기 위하여 지하수위, 수온, 전기전도도의 관측자료를 연계하여 분석할 필요가 있다.

2015년 발생한 지진(규모 2.0 이상, 부지반경 50 km 이내)과 KZF-01, KZF-02 관측소 시추공 지하수위계 관측 데이터의 지하수위 변화 양상을 분석해 보았다. 장기적 지하수위의 상승과 강하는 겨울에 발생하는 강수 부족현상과 여름 장마철 강수현상으로 기인한 것으로 판단되었으며, 단기적 지하수위변화는 지진 발생시 지진파 에너지 확산에 따른 공극압의 변동에 의한 지하수위 변화 매카니즘으로 해석되어진다.

지진의 규모 및 발생위치와 관측공까지의 거리, 지하수 변동의 크기에 대한 연구는 진행 중이며 보다 정밀한 해석이 가능할 것으로 기대하고 있다.

3. 결론

향후 단층감시시스템은 단층 거동에 대한 장기간의 관측자료를 제공함으로써 경주 방폐장 지진안전성을 재확인하고, 장기적 모니터링을 통해 지하공간 안전성 확보와 기반정보를 제공할 수 있을 것이다. 또한, 단층관련 각종 자료제공을 통해 단층운동과 지진의 연관성 분석, 지진발생 매커니즘 분석 등 다양한 분야의 연구에도 활용될 수 있을 것으로 기대된다.

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, p.631.

[2] Kyung. J.B. and Okada, A., 1995, Liquefaction phenomena due to the occurrences of great earthquake: Some cases in central Japan and Korea. Journal of the Geological Society of Korea, 31, 237-250.

[3] Lee, H., 2011, Technical Trend Analysis of a Fault Monitoring System. The journal of Engineering Geology, 21(1), p.87-95.

사용후핵연료 파이로프로세싱 발생 폐전해질 내 2족 핵종 분리 및 고형화

은희철*, 최정훈, 김나영, 이태교, 조인학, 한승엽, 이기락, 박환서, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ehc2004@kaeri.re.kr

1. 서론

재활용을 목적으로 사용후핵연료에서 U 및 TRU 금속을 회수하기 위해 한국원자력연구원에서 개발 중인 사용후핵연료 파이로프로세싱에서는 염화물 형태의 2족 핵종을 함유한 폐전해질 즉, 염폐기물이 방사성 폐기물로서 상당량 발생된다[1]. 이러한 염폐기물은 물에 대한 용해도가 높고 고화체 제조가 용이하지 않아 최종처분을 위해서는 안정한 형태로 전환하여 처리할 수 있는 기술이 필요하다[2]. 염폐기물은 대부분이 전해질로 사용되는 알칼리 금속염화물(LiCl or LiCl-KCl)로 구성되어 있어 감용효과를 증대시키고 최종처분을 위한 고화체 제조를 용이하게 하기 위해서는 염폐기물에서 핵종만을 안정한 형태로 분리하는 것이 가장 효과적인 방법이며, 특히 2족 핵종 중 Sr-90은 고방열성 핵종으로서 핵종만을 분리할 경우 RTG 열원으로서의 활용방안을 모색하는데 기반자료로 활용될 수 있다[3].

본 연구에서는 사용후핵연료 파이로프로세싱에서 발생되는 폐전해질 내 2족 핵종의 분리 및 고형화를 위한 방안 수립을 목적으로 LiCl 또는 LiCl-KCl 공융염 내 2족 핵종(Ba. Sr) 염화물의 분리 및 고형화실험을 실시하였다.

2. 실험방법 및 결과

본 연구에서 전해질 내 2족 핵종분리는 반응증류공정을 통해 실시되었으며, Fig. 1에 나타낸 장치를 이용하여 수행하였다. 이 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°C) 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.

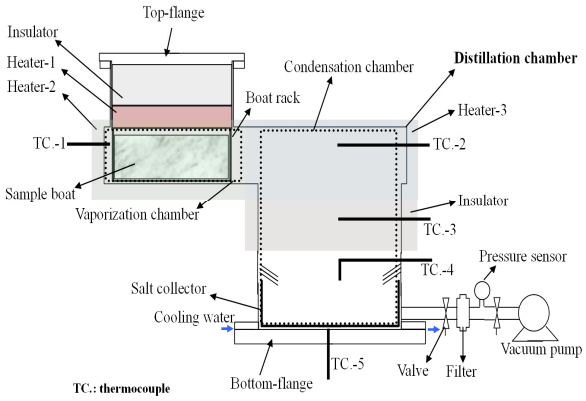


Fig. 1. Schematic diagram of the experimental equipment used in this study.

전해질 내 2족 핵종분리는 LiCl-KCl 공융염(Alfa Aesar, 99%, LiCl 몰비: 0.58) 또는 LiCl과 이 염과 혼합한 무게기준으로 각각 2.5wt%의 $BaCl_2$(Alfa Aesar, 99.9%)와 $SrCl_2$(Alfa Aesar, 99.9%)을 함유한 모의 폐전해질에 첨가제(Li_2CO_3: Alfa Aesar 99%, K_2CO_3: Alfa Aesar 99%)를 2족 핵종 대한 일정 몰비로 주입한 시료를 이용하여 수행하였다. 핵종의 화학적 반응은 LiCl의 경우 650°C에서, LiCl-KCl의 경우에는 450°C에서 1 시간 동안 실시되었다. 반응과정에서 장치 내부를 약 100 Torr로 감압하여 반응 중 발생될 수 있는 가스(CO_2)가 장치 외부로 원활히 배출될 수 있도록 하였다. 이 반응이 종료한 후 감압조건에서 장치 내부를 영역별로 운전조건(휘발챔버: 880-900°C, 응축챔버: 50-700°C)을 가열하여 장치 내부에서 공융염의 휘발 및 응축이 진행될 수 있도록 온도구배를 조성함으로써 2족 핵종반응생성물과 전해질인 염을 분리하였다. 고방열성 핵종을 포함하는 2족 핵종의 RTG 열원으로의 활용성을 살펴보기 위해 2족 핵종의 고함량조건(45-50wt%, 산화물 기준)하 SiO_2와 CaO를 혼합하여 1350°C의 전기로에서 열처리함으로써 고화체를 제조하였다.

반응증류공정을 이용한 전해질 내 2족 핵종 분리는 매우 효과적으로 수행되었으며, 핵종분리 효율은 전해질의 종류에 관계없이 모두 99wt% 이상으로 나타났다. 분리된 2족 핵종들에서 Sr은

탄산화물 형태로, Ba은 산염화물 형태로 전환되었으며, 이 결과 또한 전해질의 형태와 관계없이 동일하게 나타났다. 2족 핵종에 대해 고함량조건에서 제조한 고화체는 SEM을 이용한 미세표면분석에서 매우 균질한 형태의 유리고화체를 형성하고 있는 것으로 나타났으며, PCT 침출시험결과, EA glass 보다 우수한 내침출성을 가짐이 확인되었다.

3. 결론

첨가제 주입 반응증류공정을 이용한 전해질(LiCl or LiCl-KCl) 내 2족 핵종분리는 매우 효과적으로 수행되었으며, 2족 핵종의 고함량조건에서도 내침출성이 비교적 우수하고 균질한 유리고화체를 제조할 수 있음이 확인되었다. 이 결과들은 고방열성 핵종 함유 2족 핵종의 활용방안을 도출하는데 기초자료로 사용될 수 있으리라 판단되며, RTG 열원으로 활용을 위한 기반자료 구축을 위해 제조한 고함량의 2족 핵종 함유 유리고화체의 열적특성평가에 대한 자료가 추가적으로 확보되어야 할 것으로 사료된다.

4. 참고문헌

[1] H.S. Lee, G.I. Park, G.H. Kang, J.M. Hur, J.G. Kim, D.H. Ahn, Y.Z. Cho and E.H. Kim, Nucl. Eng. Technol., 43, 317-328 (2011).
[2] YZ Cho, TK Lee, HC Eun, JH Choi, IT Kim, GI Park, J Nucl Mater., 437, 47-54 (2013).
[3] R. G. Lange, W.P. Carroll, Energy Conversion & Management, 49(3), 393-401 (2008).

중·저준위 방사성폐기물 중 EDTA 불확도 산출

최광순* 오심온, 임희정, 안홍주
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nkschoi@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력환경공단(KORAD)은 중·저준위 방사성폐기물 처분장을 경주시 양북면 봉길리에 2015년에 준공하여 현재 가동 중에 있다. KORAD은 한국원자력연구원, 고리, 울진 및 영광 원자력발전소에서 임시로 보관 중인 중·저준위 방사성폐기물 드럼을 인수받아 보관 및 관리하게 된다. KORAD은 중·저준위 방사성폐기물 드럼을 인수할 때 원안위 고시 제2015-004호 '중·저준위 방사성폐기물 인도규정' 규정을 준수하여야 한다. 이 규정에 킬레이트 함량이 0.1% 이상 함유된 폐기물은 명시하도록 규정하고 있다.

방사성핵종과 킬레이트가 공존하여 물과 접촉하면 킬레이트와 방사성핵종이 착화합물을 형성하여 방사성핵종의 이동성이 증가하기 때문에 킬레이트 함량을 규제하고 있다. 킬레이트는 두 개 또는 그 이상의 배위자가 고리를 형성하여 금속과 만든 화합물을 의미한다. 킬레이트 시약은 EDTA, CyDTA, 구연산 및 NTA와 같이 많은 종류가 있다. EDTA는 원자력발전소에서 가장 많이 사용한 킬레이트제로 알려져 있다.

ZrO^{2+}과 xylene orange가 공존하면 ZrO^{2+}과 xylene orange가 착화합물을 형성하며, ZrO^{2+}과 EDTA의 착물상수가 ZrO^{2+}과 xylene orange 착물상수보다 크므로 EDTA가 ZrO^{2+}과 xylene orange 함께 공존하면 ZrO^{2+}-xylene orange는 ZrO^{2+}-EDTA로 치환된다. 550 nm에서 ZrO^{2+}-EDTA 투과도는 EDTA 농도가 증가할수록 투과도도 증가하므로 EDTA 농도변화에 따른 투과도를 측정하여 검정선을 작성하면 EDTA 농도를 측정할 수 있다.

본 연구는 잡고체 제염지 중의 EDTA 함량을 UV-VIS로 측정할 때 불확도를 산출하고자 하였다[1]. 불확도 인자는 시료 무게, 침출용액 부피, 용액 희석 그리고 UV-VIS로 EDTA 농도를 측정할 때와 같이 크게 4개 성분을 고려하였다.

2. 본론

2.1 실험

EDTA 함량을 측정하기 위하여 증류수와 시료 일정 양을 비커에 넣고 초음파세척기로 침출하였다. 침출용액을 일정한 부피로 맞추고 일정한 양을 취하여 25 mL 부피 플라스크로 옮기고 ZrO^{2+}과 xylene orange를 가하고 증류수로 눈금까지 맞추었다. EDTA 농도변화에 따른 투과도를 측정하여 검정선을 작성한 다음 EDTA 농도를 측정하였다.

시료 무게를 측정할 때 A형 불확도를 산출하기 위하여 시료 일정 양을 10회 반복하여 표준편차를 구하였다. 침출한 용액을 일정한 부피로 맞출 때 A형 불확도를 산출하기 위하여 100 mL 부피 플라스크에 증류수로 눈금까지 채우고 무게를 측정하는 과정을 10회 반복하여 표준편차를 구하였다. 용액을 희석할 때 A형 불확도를 산출하기 위하여 마이크로 피펫과 25 mL 부피 플라스크로 희석할 경우 증류수로 무게를 측정하는 과정을 10회 반복하여 각각의 표준편차를 구하였다. UV-VIS로 EDTA 농도에 따른 투과도를 최소자승법으로 검정선을 작성하고 이 검정선을 기준으로 EDTA 농도를 측정할 때 불확도를 산출하였다.

2.2 결과 및 논의

시료 중 EDTA 함량은 다음 식으로부터 계산할 수 있다.

$$Na_2EDTA(\%) = C_0 x \frac{V}{W} x\, D x \frac{1}{10^6} x 100$$

앞의 식에서
C_o : 희석 용액 중 Na_2EDTA 농도 (mg/L)
V : 시료 침출 후 부피 (mL)
W : 시료 무게 (g)
D : 시료 침출 후 희석배수

EDTA 농도변화에 따른 투과도(T)를 측정한 다음 log T vs EDTA 농도를 최소자승법으로 검정선을 작성하였다.

$\log T_i = C_i \cdot B_1 + B_0$

앞의 식에서
T_i : i 번째 검정표준용액의 투과도
C_i : i 번째 검정표준용액의 EDTA 농도
B_1 : 검정선의 기울기
B_0 : 검정선의 절편

앞의 식을 기준으로 희석 용액 중의 EDTA 농도를 측정하였을 때 표준불확도{$u(C_0)$}는 다음 식으로 구한다.

$$u(C_0)=\frac{s}{B_1}\sqrt{\frac{1}{p}+\frac{1}{n}+\frac{(C_0-C_x)^2}{S_{xx}}}$$

$$S_{xx}=\sum_{i=1}^{n}(C_i-C_x)^2$$

앞의 식에서
$u(C_0)$: 표준불확도
s : 잔여치의 표준편차
B_1 : 검정선의 기울기
p : 침출용액의 EDTA 농도 측정회수
n : 검정선 작성을 위한 표준용액 측정회수
C_0 : 측정한 EDTA 농도
C_x : n회 측정한 EDTA 표준용액의 농도평균
C_i : i 번째 EDTA 표준용액의 농도
i : 검정선 작성을 위한 검정표준용액 측정순서

시료 침출 후 일정부피로 채울 때 불확도는 2개 성분을 고려하였다. 100 mL 부피 플라스크에 채울 때 10회 반복하여 측정한 표준편차는 0.02 mL이었다. 제조회사가 제공한 100 mL 부피 플라스크의 표준불확도는 0.08 mL이므로 삼각형 분포를 적용하여 0.08/$\sqrt{6}$ =0.033 mL이었다. 이 두 표준불확도를 합성하면 u(V)= $\sqrt{0.02^2+0.033^2}$ = 0.039 mL이었다.

무게를 측정할 때 불확도 인자는 재현성과 선형성을 고려하였다. 우연오차에 대한 저울 제조회사의 규격에 따르면 50~200 g 범위의 무게측정에서 표준편차는 0.04 mg이다. 사용한 저울의 검교정 성적서에 의하면 95% 신뢰도에서 ±0.1 mg이므로 표준편차는 0.1/1.95=0.052 mg이며, 시료 무게는 두 번 측정한 차이에 해당되므로 이 표준불확도는 두 번 고려하였다. 즉 u(W)= $\sqrt{0.04^2+2x0.052^2}$ =0.084 mg이었다.

5 mL 마이크로 피펫과 25 mL 부피 플라스크를 사용하여 5배 희석할 때 불확도는 A형과 B형 불확도를 고려하여 계산하면 $u(D_5)$ = 5 x 0.0018 = 0.009이다.

Table 1에 시료를 침출하여 희석한 용액에서 EDTA 농도를 측정할 때 불확도 성분에 대한 합성표준불확도를 요약하여 나타내었다. 합성표준불확도는 u_c(EDTA) = EDTA x 0.0291 = 0.1181% x 0.0291 = 0.00344%이었다. 확장불확도 U(EDTA)는 합성표준불확도에 95% 신뢰도일 때 확장계수 2를 곱하여 얻었다. 2 x 0.0344% = 0.0069%. 측정결과는 95% 신뢰도일 때 확장불확도가 0.0069%이므로 다음과 같이 표현하였다.

EDTA 함량 : 0.1181±0.0069% (신뢰도 95%)

Table 1. Summary of combined uncertainty

불확도 성분	값	표준 불확도	상대표준 불확도
C_o	9.499	0.274	0.029
V	100	0.039	0.00039
W	4.02	0.000084	0.000021
D	5	0.009	0.0018

3. 결론

중·저준위 방사성폐기물 중에서 제염지가 함유하고 있는 EDTA 함량을 측정할 때 불확도를 산출하였다. 불확도 인자는 무게 측정, 부피 맞춤, 희석 및 UV-VIS 측정과 같은 성분을 고려하였다. 불확도 성분 중에서 검정선으로부터 측정한 EDTA 농도값이 불확도에 가장 크게 기여하였다. 또한 불확도를 최소로 하기 위하여 시료 중의 EDTA 농도가 표준용액의 가운데 오도록 희석하는 것이 좋다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 출연금 주요사업의 일환으로 수행하였음.

5. 참고문헌

[1] 화학분석 불확도 계산방법, 서무열 외 6인, KAERI/TR-1602/2000.

지중 철근 콘크리트 구조물의 장기열화 실증실험 연구

권기정*, 윤정현, 박주완
한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 가정로 168번길
*kjkwon@korad.or.kr

1. 서론

중·저준위 방사성폐기물 처분시설의 안전한 운영을 위해 공학적 방벽 역할을 하는 콘크리트의 건전성에 영향을 미치는 열화인자 중 염해, 철근 부식, 침출 현상에 대한 정량적 분석이 필요하며, 이러한 공학적 방벽의 실용화 방안에 대한 활용예측을 위해 시장성 및 경제성 분석을 위한 연구가 필요한 실정이다. 또한, 공학적 방벽의 경우, 현장 부지의 지화학적 특성 및 주변 환경을 모사하여 방벽에 미치는 여러 사항을 도출해 내는데 목적이 있으며, 장기간 동안 환경외력에 저항할 수 있을 정도의 안전성과 안정성을 갖추어야 한다.

지하 처분환경 하에서 콘크리트 구조물의 장기열화특성을 평가하기 위해 현장부지 실증 실험장치에 대한 기본개념을 설정하였다. 또한, 실제 실증실험장치 제작 시 발생할 수 있는 문제점을 최소화하기 위해 예비 실험체를 제작하여 주입압력, 수리전도도, 분석센서의 내구성 등을 사전 검토하였다. 이를 토대로 처분환경에서의 공학적방벽 열화특성을 규명하고, 개발된 모델결과의 입력변수와 예측결과를 검증하기 위해 실험장치(On-site Experimental facility)를 제작하여 공학적방벽의 장기 건전성을 입증 중에 있다.

2. 재료 배합 및 실험장치 구성

2.1 콘크리트 배합

본 연구에 사용한 철근콘크리트는 콘크리트 제조를 위한 결합재로는 Table 1에서 나타낸 것과 같이 CP-C2 기준을 만족하는 국내 중.저준위 방사성폐기물 처분시설에 사용한 Type 1 시멘트를 사용하였다.

Table 1. Design of concrete mixture

W/C (%)	S/A (%)	Unit Weight (kg/m^3)					
		W(물)	C	S	s	G	FA
40	41.9	185	375	418	278	961	94

2.2 실험장치 구성 및 모니터링 시스템

콘크리트 시편 제작은 KS F 2403(콘크리트 강도 시험용 공시체 제작방법)에 준하여 제작하였다. 이 때 콘크리트 시편 내부에는 측정하고자 하는 염해 및 철근부식센서가 매립되며, 매립시에는 센서의 감지부가 해당 위치에 정확히 위치할 수 있도록 센서 고정틀을 별도로 제작하여 전극을 매립 설치하였다. 또한 콘크리트 장기열화 실증실험장치에 주입 및 유출되는 지하수의 기본 자료 확보를 위해 지하수 pH, 온도, ORP, 전도도/염도, 용존산소 농도를 자동으로 다목적 센서를 설치하였다.

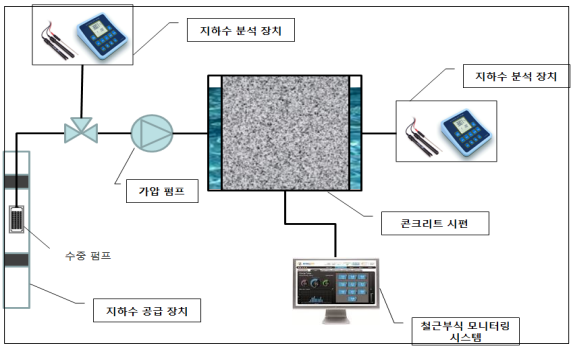


Fig. 1. Configuration of experimental system(1).

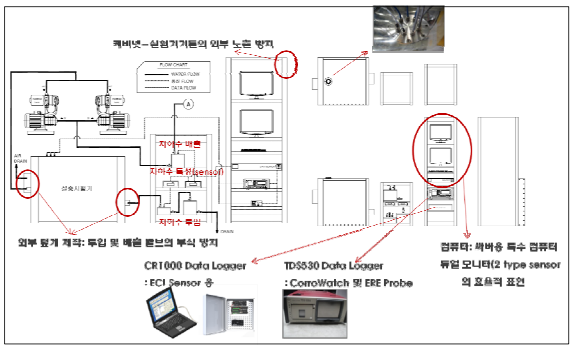


Fig. 2. Configuration of monitoring system.

모니터링 시스템은 Fig. 2에서 보는 바와 같이 콘크리트 시편 내 염해/철근부식 센서는 시험체 내 총 3개의 주철근에 각각 4개의 측정 Probe가 있는 센서를 각각 설치하여 운영데이터 취득은 총 12개의 채널로 수집하도록 하였다. 매립된 센서는 데이터로거를 거쳐 자동 모니터링 된다. TDS-530

는 CorroWatch 다중 탐침 센서에서 측정되는 데이터를 수집하는 데이터로거이며, 이 데이터로거의 측정 결과는 Static-LCS S/W를 통하여 PC로 수집된다. Static-LCS는 Static Logger Control Software의 약자로 일본 Tokyo Sokki사 Static 데이터로거를 사용함에 있어서 RS-232C 통신을 이용한 데이터로거에서의 조작 없이도 직접 프로그램으로 장비를 제어하고 측정데이터를 노트북이나 컴퓨터로 바로 수집할 수 있도록 하는 장비운영 소프트웨어이다.

2.3 실험조건

처분시설 위치에서 지하수 공급장치를 직접 설치하여 실험장치에 주입할 수 있도록 하였다. 지하수 공급장치는 더블 패커를 설치하여 일정한 조건의 지하수가 교반 없이 공급될 수 있도록 하였다. 콘크리트 시편에 지하수를 주입하기 전에 지하수 분석장치를 설치하여 콘크리트 시편으로 주입되는 지하수의 특성을 분석하였다. 또한, 콘크리트 시편 앞에 가압펌프를 설치하여 주입되는 지하수의 압력을 2.1 bar로 일정하게 유지하게 실험을 수행하였다.

3. 결론

'12년 실험장치 제작 설치 및 시운전을 통해 측정장비를 안정화 하였으며 현재까지 3 년여의 결과를 Fig. 3에 '13년 1월부터 측정한 CorroWatch 모니터링 결과를 나타내었다.

일반적으로 CorroWatch-ERE 전극 사이에서 측정되는 전압 감소특성을 관찰하여 콘크리트 내에 매설된 철근에서 발생하는 부식진행 정도를 파악할 수 있으며, 그 예를 Fig. 4에 나타내었다. Fig. 4와 같이 부식이 진행될 경우 전압 수백 mV의 전압이 강하하는 특성을 나타낸다.

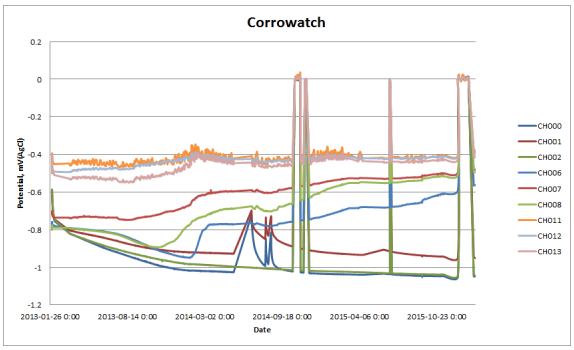


Fig. 3. Results of CorroWatch Monitoring.

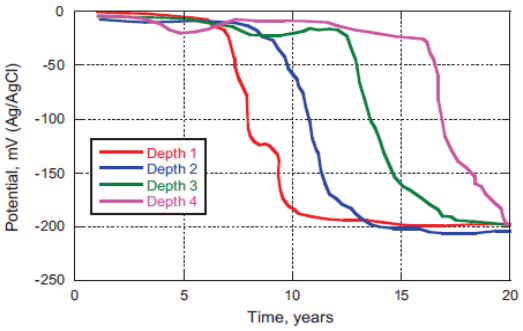


Fig. 4. Reference of CorroWatch-ERE probe in sea water condition.

하지만, 콘크리트 장기열화 실증실험장치에 매립된 CorroWatch 센서에서는 Fig. 3에서 살펴보듯이 아직 -1.1 mV의 전압강하도 측정되지 않은 것을 알 수 있는데 이는 Corrowatch 철근부식 센서는 염화물 및 탄산화가 센서에 직접 맞닿아 발생하는 전압의 강화현상이 관측되지 않는 것을 미루어 철근부식 현상은 진행되지 않은 것으로 나타나 건전성을 유지하는 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 2014년도 산업통상자원부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다. (*No. 20141720100570*)

5. 참고문헌

[1] J.G. Cabrera, "Deterioration of concrete Due to Reinforcement Steel Corrosion", Cement & Concrete Composites 18. 47-59, (1996).

[2] 한국원자력환경공단, "실증실험동굴 운영결과보고서"(2015).

우라늄 오염 토양의 입도별 세척효율

한규성*, 김승수, 김일국, 김계남, 구대서, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*gyuseong@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원 내 우라늄변환시설은 건설된 지 20년 이상 경과하여 설치된 대부분의 장치들이 노후 되어 2001년도부터 이 시설에 대한 해체를 결정한 이래, 현재 모든 해체공정은 완료되었다. 발생된 폐기물은 약 83%가 금속류, 전선류 약 3%, 토양 및 콘크리트 약 6%, 기타 잡고체가 약 3%로 구성되어 있다. 이러한 해체폐기물 중 현장제염이 가능한 폐기물 이외에 토양이나 콘크리트 같은 제염이 어려운 폐기물은 임시저장고에 보관 중이다[1]. 연구원 내에서 보관 중인 우라늄 오염 토양 폐기물은 약 14,000 드럼으로 효과적인 처분을 위해 부피감용이 필요하며, 부피를 감용하기 위한 방법으로 토양세척 방법을 이용하고자 한다.

토양세척기법은 1970년대 말에 유류 유출로 인해 오염된 해안가 모래를 정화하기 위하여 미국환경보호청(United State Environmental Protection Agency: USEPA)에 의해 개발된 방법으로, 적절한 세척제를 사용하여 토양입자에 결합되어 있는 유해 유기물질 및 중금속을 제거하기 위하여 처음 시도되었다[2].

본 연구에서는 우라늄 오염 토양 폐기물을 입도별로 분리하여 입도별 토양세척에 따른 우라늄 제거 효율을 확인하고 세척제염 가능성을 파악하고자 한다.

2. 본론

2.1 실험재료

실험에서 사용한 우라늄 오염 토양은 연구원 내에 임시저장고에 보관 중인 토양을 사용하였으며, 표준체(2 mm)를 이용하여 2 mm이하인 토양을 사용하였다. 세척제는 황산 1M을 이용하였으며, 세척장치는 RPM이 조정가능한 실험용 교반기를 이용하여 150 RPM으로 세척하였다.

2.2 실험방법

2.2.1 토양 입도분리

일반적으로 토양세척법에서 세척효율이 효율적인 토양의 입도범위는 2~0.2 mm으로 비교적 큰 모래입경범위로 알려져있다. 따라서, 토양을 표준체 2 mm, 1 mm, 0.45 mm, 0.15 mm를 사용하여 입도분리한 건식분리, 건식분리 후 습식분리한 각각의 농도를 측정하여 비교하였다.

2.2.2 토양세척법

습식분리 후 토양을 이용하여 세척제염을 수행하였으며, 토양과 세척제의 비는 1 g : 2 ml, 세척제는 황산 1 M, 온도 60℃, 3 시간, 2회 세척하여 각각의 입도별 방사능 농도를 측정하였다.

2.2.3 분석방법

우라늄은 알파 핵종으로 토양 중 우라늄 농도를 직접 측정하기가 쉽지 않아, U-238 -> Th-234 -> Pa-234m의 감쇄체인으로부터 Pa-234m의 감마선(1001 KeV)을 이용하여 간접적으로 측정하였다. 측정기기는 고순도 게르마늄 검출기를 가진 γ-spectrometry(Canberra, Genie 2000)을 이용하였으며, 시료용기는 한국표준연구원에서 제작한 80 mL 마리넬리비이커를 사용하였다[3].

2.3 결과

초기 입도별 방사능의 농도는 건식분리 후 토양 입도별 방사능 농도는 2~1 mm에서 12.44 Bq/g, 1~0.45 mm에서 10.95 Bq/g, 0.45~0.15 mm에서 25.38 Bq/g으로 각각 나타나 입도가 작아질수록 우라늄 농도가 증가하는 경향을 나타냈다.

위 시료를 습식분리 한 후 우라늄 농도를 측정하였을 때, 2~1 mm에서 6.75 Bq/g, 1~0.45 mm에서 4.72 Bq/g, 0.45~0.15 mm에서 7.42 Bq/g로 나타나 약 45~70%가량의 우라늄이 제거 된 것을 확인 할 수 있었는데, 이는 건식에서 분리되지 않은 미립자들이 습식에서 분리되어 나타난 결과로 판단된다.

위 시료와 세척제를 이용하여 1차 세척한 결과 2~1 mm에서 1.63 Bq/g, 1~0.45 mm에서 1.25 Bq/g, 0.45~0.15mm에서 2.31Bq/g으로 나타났으며, 2차

세척 후 2~1 mm에서 0.79 Bq/g, 1~0.45 mm에서 0.61 Bq/g, 0.45~0.15 mm에서 1.33 Bq/g으로 측정되었다.

초기 농도와 2차 세척 후 우라늄 농도를 비교하여 우라늄 제거효율은 확인한 결과 2~1 mm에서 93.6%, 1~0.45 mm와 0.45~0.15 mm에서 약 94% 제거되어 높은 제거율을 보였다.

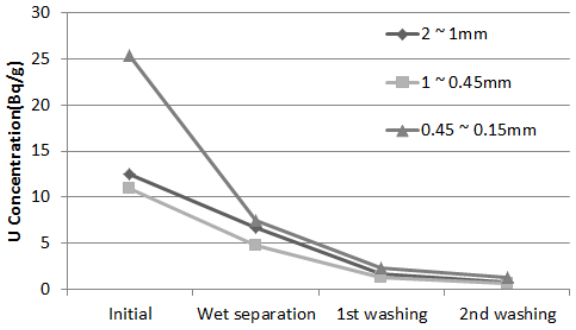


Fig. 1. Uranium Conc. After Wet Separation and Acid Washing with Different Paticle Size.

3. 결론

연구원 내 보관중 우라늄 오염 토양 폐기물의 효과적인 처분방법으로 부피감용을 위해 토양세척법을 이용하여 토양의 입도별 세척실험을 수행하였다. 2~0.45 mm 입도에서는 약 94%가량 우라늄이 제거되어 우라늄 농도가 0.6~0.7 Bq/g으로 토양세척법이 효과적일 수 있을 것으로 확인되었다. 0.45~0.15 mm에서도 높은 우라늄 제거 효율을 보였으나, 초기 농도가 다른 입도에 비해 약 두배 가량 높아 최종 우라늄 농도가 1.33 Bq/g으로 큰 입도에 비해 높은 농도를 나타내어 세척법으로 제염하기 어려운 범위에 속해 있었다.

토양세척법을 이용하면 연구원 내 보관중인 토양을 부피감용 할 수 있을 것으로 예상되며, 추가적으로 미세입자 토양의 효과적인 처리방안에 대한 연구도 지속되어야 할 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] Y.D. Choi, D.S. Hwang, K.I. Lee, U.S. Chung, S.T.Hwang, and K.J. Jung, "Decommissioning of Uranium Conversion Plant", Proc. of Korea Nuclear Society Autumn Meeting, vol. 2, 1-7, October 24-26, 2001, Suwon.

[2] S.I. Choi, "Pollution of Groundwater Through Remediation of Contaminated Soil", Korea Society of Soil and Groundwater Environment, 8, 47-60 (1997).

[3] U.K. Pakr, "Decontamination of Uranium-Contaminated Gravel", Journal of Nuclear Fuel Cycle and Waste Technology, 13(1), 35-43 (2015).

선진국 사례분석을 통한 방사선안전 및 방사성폐기물 관리체계 최적화 연구

박규태*, 유정민, 최영구
㈜선광티앤에스, 서울특별시 구로구 공원로 3(구로동, 선경오피스텔) 20층
*paradoxno1@hanmail.net

1. 서론

우리나라 원자력발전 산업은 1978년 고리 1호기의 상업운전이 시작된 이래로 짧은 시간에 기술자립을 하여 OPR1000 모델을 탄생시켰고 2009년에는 처음으로 국산화 노형인 APR1400 모델을 UAE에 수출하는 등 원전 수출국가 반열에 올라서게 되었다. 제2차 에너지 기본계획 및 제7차 전력수급계획에 따라 15,200 MW(11기)의 설비가 증설될 예정으로 2024년에는 약 36 GW(34기)의 원전이 운영될 전망이다.

2011년 3월 일본의 후쿠시마 원전 사고의 여파로 원전에 대한 국민들의 관심이 높아지면서 원전 주변 주민들의 안전에 대한 요구가 증대되었다. 원전 운영의 안전성 및 건전성을 확보하기 위해서는 원전에서 발생되는 방사성폐기물 관리 및 방사선안전관리의 최적화가 요구되고 있다.

본 연구에서는 국내·외 원전 방사선안전관리 및 방사성폐기물 관리 현황을 분석하여 산업구조와 아웃소싱 방안 및 폐기물 분류기준 변경 등 국내 상황을 고려한 방사선안전 및 방사성폐기물 관리 최적화 방안을 도출하였다.

2. 본론

2.1 원전 방사선안전관리 현황

미국과 한국의 원전운영사 방사선안전관리 인력을 비교하였다.

Duke Energy 본사의 방사선안전관리 인력은 호기당 평균 1명씩 담당하는 반면에 ㈜한국수력원자력 본사의 경우 호기당 평균 0.4명이 담당한다. ㈜한국수력원자력 본사의 방사선안전관리 인력이 Duke Energy 본사 인력에 비해서 절반에도 미치지 못하고 있는 현실이다.

주요 선진국들의 원전 방사선안전관리 아웃소싱 역무는 주로 방사선방호(Radiation Protection), 방사성폐기물 관리(Radwaste Management), 보건물리(Health Physics) 등이다. 미국과 프랑스는 방사선방호와 폐기물 관리만을 아웃소싱하고 보건물리는 원전운영사에서 직접 수행한다. 반면에 일본과 한국은 보건물리까지 포함해서 아웃소싱하고 있다.

2.2 원전 방사성폐기물 관리 현황

Table 1. The radiation safety management of nuclear power plant operators

구분	Duke Energy (미국)		Arizona Public Service (미국)	한국수력원자력 (한국)	
	본사	Catawba 발전소	Palo Verde 발전소	본사	고리 2발전소
발전 호기	9	2	3	24	2
출력(MWe)	10,161	2,258	4,038	21,716	1,174
발전 형태	PWR		PWR	PWR	
방사선안전 관리 인력 (명)	9	56	115	10	30

Table 2. The outsourcing system of radiation safety management

구분	미국	프랑스	일본	한국
정상운전	직영	직영 + 아웃소싱	직영	직영 + 아웃소싱
계획예방정비	아웃소싱	아웃소싱	아웃소싱	아웃소싱
특수 작업	아웃소싱	아웃소싱	아웃소싱	아웃소싱
방사선방호 (R.P.)	아웃소싱	아웃소싱	아웃소싱	아웃소싱
방사성폐기물 관리 (R.M.)	아웃소싱	아웃소싱	아웃소싱	아웃소싱
보건물리 (H.P.)	직영	직영	아웃소싱	아웃소싱

2014년 9월부터 방사성폐기물 분류기준이 고준위, 중준위, 저준위, 극저준위로 변경되면서 방사성폐기물관리 사업자인 한국원자력환경공단은 개정된 방사성폐기물 분류 기준에 따라서 방사성폐기물 처분 인수기준(WAC)을 개정하고 처분장을 효율적으로 활용하기 위한 방안을 수립하고 있다.

주요 선진국의 방사성폐기물 관리 현황을 검토한 결과 각국은 서로 다른 규제기준과 환경에서도 폐기물 발생량을 최소화하고 안전하게 처분하기 위해서 보수적 접근전략을 추진하고 있음을 알 수 있었다. 선진국들은 방사성폐기물 저감을 위해서 다양한 형태의 처리기술을 적용하고 있었으며 국제적인 교류와 기술개발을 통해 기존 처리기술을 개선하거나 새로운 형태를 도입하여 활용하고 있었다.

원전에서 발생하는 방사성폐기물은 최종적으로 처분을 위해서 관리되어져야 하기 때문에 처분장 인수기준의 변경 가능성에 대한 불확실성을 염두에 두고 관리되어져야 한다.

Table 3. The radioactive waste treatment technologies in develop countries

폐기물	미국	프랑스	일본	한국
붕산 폐액	파라핀고화 HIC	시멘트고화 HIC	붕산농축 드럼	시멘트고화 파라핀고화 드럼
폐수지	폴리머고화 HIC 장기저장	폴리머고화 소각	폴리머고화 유리화	시멘트 HIC 장기저장
폐필터	시멘트고화 폴리머고화 HIC	시멘트고화 소각	시멘트고화 유리화 소각	시멘트고화 장기저장
잡고체	소각, 유리화 용융염, 드럼	소각 드럼	소각, 드럼 유리화, 용융	유리화 드럼

3. 결론

원전 방사선안전관리 조직 및 인력을 비교 분석한 결과 국내 원전의 경우 본사 인력 1명이 원자로 2기를 담당하고 있는 반면에 미국의 경우 본사 인력 1명이 원자로 1기를 담당하고 있다. 원전 운영의 안전성 및 방사선안전관리의 효율성 향상을 위해서는 방사선안전관리 담당 인력의 충원이 필요할 것이다. 또한, 원전 방사선안전관리는 전문기술과 인력이 필요하기 때문에 그 기준 역시 기술력과 인력의 확보가 될 것이다. 현재의 시스템 기준에는 심사대상 업체의 세분화된 기술개발 인력 보유 여부에 대한 기준이 없고 단지 방사선안전관리 역무를 수행하는데 필요한 전문 인력의 보유 여부만 있기 때문에 업체의 기술력을 평가하는데 한계가 있을 것이다. 이를 개선하기 위해서 심사기준에 기술개발에 필요한 최소 인력을 보유할 수 있도록 세분화된 기준이 있어야 할 것이다. 연료 운반 등 특수한 업무가 발생할 경우 현재는 방사선관리를 운반 역무에 통합해서 발주하고 있는데, 이 경우 방사선관리가 운반업체의 재하청 형태로 이루어지면서 방사성관리에 대한 전문성이 떨어진다. 방사선 작업자의 피폭은 WBC와 TLD 판독을 통해서 측정하는데 현재 한수원이 자체적으로 수행하고 있다. 향후 원전 안전운영에 대한 주민 수용성을 확보하고 대국민 신뢰도 향상을 위해서는 방사선작업자의 피폭관리는 공신력 있는 제3의 기관에서 수행하는 것이 바람직 할 것으로 사료된다.

국내 모든 방사성폐기물 관리에 대한 정보는 한국원자력안전기술원에서 종합적으로 관리하고 있으며, 최종 방사성폐기물 처분 차원의 정보는 한국원자력환경공단에서 종합적으로 관리하고 있다.

국내 원전에서 발생되는 방사성폐기물은 2004년도부터 본격적으로 최종 처분을 고려하여 관리되었으며, 방사성폐기물 처분장인수기준(WAC)이 2009년에 수립되었기 때문에 그 이전에 발생한 원전 방사성폐기물은 정확한 WAC 정보 없이 관리하였다.

미국과 프랑스 그리고 일본은 방사성폐기물 관리의 효율성 및 처분 안전성을 높이기 위해서 폐기물의 처분장 인수기준 적합여부를 발생자가 객관적으로 입증할 수 있는 방사성폐기물 발생자 사전인증(Waste Certification Program, WCP) 제도를 운영하고 있다. WCP은 발생자가 폐기물 발생, 처리공정, 절차, 방법 및 품질보증 등에 관한 계획을 사전에 수립하고 시행함으로서 폐기물의 처분 수용성을 확보할 뿐만 아니라 폐기물 발생단계부터 처분을 위한 최적 관리가 이루어질 수 있다는 점에서 국내에서도 도입이 되어야 할 것이다.

Table 4. The improvement of radiation safety management outsourcing

구분	현재	개선(안)
기술 심사	기술개발 인력 기준 부족	기술개발 인력 기준 강화
설계 인력	H.P. 포함	H.P. 제외
	폐기물 처분 역무 증가	폐기물 인력 증대
특수 업무	통합발주	분리발주
선량계 판독	자체판독	아웃소싱

Table 5. Ensuring suitability of past waste disposal

대상 폐기물		개 선 방 안
농축 폐액	시멘트 고화드럼	고화체 특성시험 표본수량 증가하여 시험
	파라핀 고화드럼	파라핀과 농축폐액 분리하여 파라핀은 자체 처분, 농축폐액은 건조 후 PC-HIC에 포장
	농축폐액 분말	농축폐액 이송설비를 이용 PC-HIC에 재 포장
폐수지	시멘트 고화드럼	고화체 특성 재시험, 불만족시 재포장
	PE-HIC	PC-HIC 용기에 재포장
	장기저장 (Vault)	처분적합성 확보를 위해 연구개발
폐필터	시멘트 고화드럼	방사능농도 분석을 통한 처분적합성 확보
	장기보관 필터	고형화 처리 신기술개발을 위한 연구개발
잡고체	잡고체 드럼	전수검사 후 부적합(이물질 혼입, 미건조 등) 발생시 재포장

4. 감사의 글

본 연구는 에너지경제연구원의 『선진국 사례분석을 통한 방사선 안전 및 방사성 폐기물 관리체계 최적화 연구』 용역의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] NRC(2015), Concentration Averaging and Encapsulation Branch Technical Position, Rev.1.
[2] 한국원자력산업회의(2013), 주요 국가별 방사성폐기물 관리 동향.
[3] 산업통상자원부(2015) 제7차 전력수급계획, 산업통상자원부(2014) 제2차 에너지기본계획.

용융염 LiCl-KCl 내 Bi 이온의 특성 연구

김범규, 한화정, 박병기*
순천향대학교, 충남 아산시 순천향로 22
*byunggi@sch.ac.kr

1. 서론

사용후핵연료에 포함된 장수명 핵종 및 고준위 폐기물은 처분한 후에도 방사성이 높아 오랜 기간 관리가 필요하다. 이에 파이로공정은 방사성 독성 및 부피감소의 목적으로 국내외 많은 연구가 수행 중이다[1]. 액체금속을 이용한 LiCl-KCl/Liquid Metal 액체-액체 추출공정은 란타니드와 악티니드의 분리를 하기 위한 유망한 기술로 분리공정 동안 LiCl-KCl 용질에 있는 양이온 중금속들은 낮은 활동도 계수로 인해 환원추출을 통하여 액체금속상으로 회수된다[2]. 액체금속중 카드뮴에 비해 비스무트는 희토류 원소으로부터 악티니드를 분리하는 높은 능력이 있다고 알려져 있다[3-4].

본 연구에서는 용융염 LiCl-KCl내 존재하는 용해된 비스무스 이온의 특성을 연구하기 위하여 전기화학적 방법 Cyclic Voltammetry을 이용하여 비스무스 이온의 거동을 확인해 보았다.

2. 본론

2.1 실험방법

실험은 산소 및 수분이 1 ppm 이하가 유지되는 아르곤 분위기 하의 Glove Box내에서 수행하였다. Glove Box 하단에 전기로를 이용하여 고온에서 실험할 수 있도록 하였다. 전기화학 측정장치는 Solatron 사의 1470E Cell Test System이다. 전기화학 측정은 LiCl-KCl에 $BiCl_3$가 첨가된 상태에서 주사속도 0.05 ~ 0.2 V/s에서 주사 전위 범위 Li와 Cl^-/Cl_2 의 구간 -2.5 ~ 1.5 V을 선택하여 Cyclic Voltammetry (이하 CV)를 실시하였다. LiCl-KCl과 $BiCi_3$ 시약은 Quartz cell에 담아 사용하였다. Working Electrode와 Counter Electrode는 직경 1 mm의 Tungsten wire을 이용하였으며, Reference Electrode은 Ag/AgCl의 AgCl가 1wt%가 첨가된 silver wire를 이용하였다.

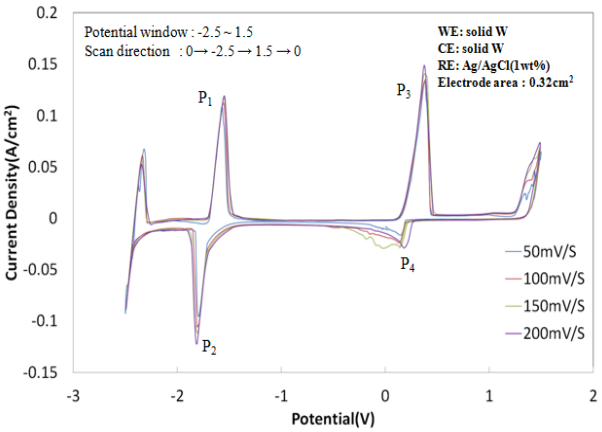


Fig. 1. Results of Cyclic Voltammogram for the redox reaction $BiCl_3$(1wt%) in molten salt LiCl-KCl at 723K (Scan Rate: 50,100,150,200mV/s).

2.2 실험결과

일정한 전위 범위에서 주사속도를 변화하여 CV를 측정한 결과를 Fig. 1에 도시하였다. 인가한 전위에 따라 -1.65 V 과 0.3 V 두 전위 근방에서 봉우리 전위가 나타났으며 측정된 산화 환원에 대한 전위와 전류의 값을 Table 1에 기재하였다.

Table 1. Cathodic (p1,p2)/Anodic (p3,p4) peak Potential and Current at 723K

	Potential(V vs Ag/Ag^+)			
Scan rate[V/s]	P1	P2	P3	P4
0.05	-1.56	-1.79	0.14	0.381
0.1	-1.55	-1.81	0.12	0.38
0.15	-1.54	-1.8	0.13	0.37
0.2	-1.40	-1.82	0.13	0.38
	Current(A)			
Scan rate[V/s]	P1	P2	P3	P4
0.05	0.108	-0.094	0.133	-0.016
0.1	0.111	-0.105	0.134	-0.025
0.15	0.116	-0.111	0.140	-0.028
0.2	0.116	-0.119	0.148	-0.029

Phase Diagram의 Bi-Li System에서 723K에서 $Bi + 3Li^+ + 3e^- \Leftrightarrow Li_3Bi$ 과 $Bi^{3+} + 3e^- \Leftrightarrow Bi$에 대한 금속형성이 나타난다. 산화반응으로 나타난 산화환원 전위 봉우리를 확인해 보면 P1/P2은 $Bi + 3Li^+ + 3e^- \Leftrightarrow Li_3Bi$ 에 대한 반응이며 P3/P4는 $Bi^{3+} + 3e^- \Leftrightarrow Bi$ 반응이다. 봉우리 전위에 대해 주사속도에 대하여 선형적인 관계로 가역적임을 알 수 있으며 또한 Fig. 2를 보면 주사속도에 대한 전위, 전류에 대한 주사속도의 제곱근도 일정하게 선형적인 값을 띄므로 이는 가역적인 반응이라 할 수 있다.

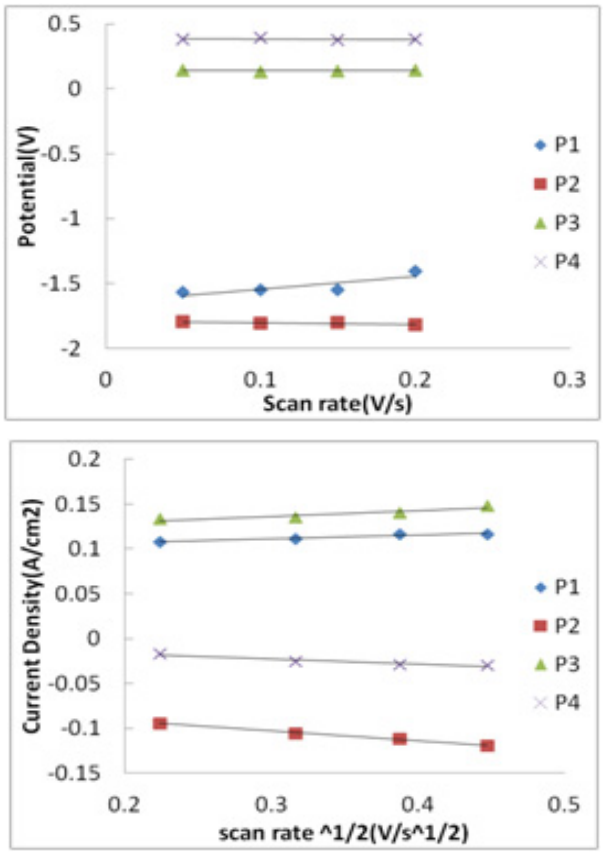


Fig. 2. Dependence of peak potential on scan rate and peak current on square root of sweep rate.

3. 결론

고온 용융염 LiCl-KCl 에 존재하는 Bi 이온의 거동을 확인하기 위해 CV 전기화학적 측정을 수행하였다. 전기화학 측정결과 두개의 산화/환원의 봉우리 전위가 생성되어 전위 봉우리 -1.73 V와 0.3 V에서 $Bi + 3Li^+ + 3e^- \Leftrightarrow Li_3Bi$ 에 대한 반응과 $Bi^{3+} + 3e^- \Leftrightarrow Bi$에 대한 반응이 일어나 LiCl-KCl에 Li_3Bi 와 Bi 가 함께 존재함을 알 수 있었다.

4. 감사의 글

이 연구는 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 자원을 통한 원자력선진기술연구센터 사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] P. Soucek, R. Malmbeck, C. Nourry, and J. P. Glatz, Asian Nuclear Prospects 2010,7, 396 (2011).

[2] K. Kinoshita, T. Inoue, S. P. Fusselman, D. L. Grimmett, J. J. Roy, R. L. Gay,C. L. Krueger, C. R. Nabelek, and T. S. Storvick, Journal of Nuclear Science and Technology,3 6, 189 (1999).

[3] Kurata, M., Y. Sakamura, and T. Inoue. "Pyrometallurgical partitioning of minor actinides and lanthanides in LiCl-KCl eutectic molten salt/liquid metal system." THIRD INTERNATIONAL INFORMATION EXCHANGE MEETING. 1995.

[4] K. Uozumi, , Y. Sakamura, K.K inoshita, T. Hijikata, T. Inoue, T. Koyama, Development of Pyropartitioning Process to Recover Minor Actinide Elements from High Level Liquid Waste, Volume 7, 2011, Pages 437-443, Asian Nuclear Prospects 2010.

용융염 LiCl-KCl에서 고체 W 전극과 액체 Bi 전극에 대한 Bi 이온의 전극반응 특성 연구

김범규, 한화정, 박병기*
순천향대학교, 충남 아산시 순천향로 22
*byunggi@sch.ac.kr

1. 서론

파이로공정중 액체금속을 이용한 LiCl-KCl/Liquid Metal 액체-액체 추출공정은 란타니드와 악티니드의 분리를 하기 위한 유망한 기술로 많은 연구가 진행중이다. 액체금속과 용융염간 란타니드와 악티니드 원소의 거동 및 여러 정보를 얻기 위해 다양한 분석방법이 수행해 오고 있으며 그중 전기화학을 통하여 많은 연구가 진행중에 있다[1-2]. 전기화학 측정을 하고 정보를 얻기 위해 용융염과 액체금속 간 전극 구성이 가장 중요하다. cyclic voltammetry 실험에서 외부 전위가 반응 셀에 인가되고, 이에 따른 전류 변화가 측정된다. 이때 외부 전위의 정밀한 조절이 요구되는데, 전극간의 액체저항에 따른 전류 측정 회로를 완성하기 위해 필요한 상대전극의 분극현상 때문에 2-전극계에서는 이것이 불가능하다. 정밀한 전위 조절은 potentiostat와 3-전극계를 이용하여 가능한데, 작업전극의 전위는 기준전극에 대해 상대적으로 조절되며, 작업전극과 상대전극 사이에 전류가 흐른다. 때문에 본 연구는 전극 특성 확인을 위해 작업전극을 텅스텐 고체전극과 액체비스무스 전극으로 수행해 보았다.

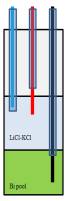
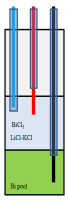
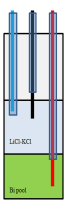
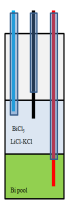
2. 본론

2.1 실험방법

실험은 산소 및 수분이 1 ppm 이하가 유지되는 아르곤 분위기 하의 Glove Box내에서 수행하였으며 Glove Box 하단에 전기로를 이용하여 고온에서 실험하였다. LiCl-KCl과 비스무스는 모두 Alfa aesar 사 제품으로 Quartz Cell에서 전기화학 측정을 수행하였다. 전기화학 측정장치는 Solatron 사의 1470E Cell Test System으로 Cyclic Voltammetry (이하 CV)를 주사속도 0.1 V/s에서 주사 범위 Li전위와 Cl^{2-}/Cl_2 의 전위 구간 -2.5 ~ 1.5 V을 선택하여 실시하였다.

LiCl-KCl용융염은 상단, 액체 비스무스가 하단에 계면으로 접촉하는 상태로 작업전극과 보조전극에 대한 구성을 제어하였고, 3 전극 시스템에서 전류에 대한 정보는 보조전극으로 제어하기 때문에 액체비스무스전극으로 설정해 보았다. LiCl-KCl 용융염내 비스무스에 대한 특성을 파악하기 위해 (a) 작업전극은 액체 비스무스 전극, 보조전극은 텅스텐 전극으로 실시하였으며 (b)는 (a)에 $BiCl_3$를 첨가하여 (a)과(b)를 비교해 보았다. 그리고 (c)작업전극은 고체 텅스텐 전극, 보조전극은 액체 비스무스 전극을 이용하여 실시하였고 (d)는 (c)에 $BiCl_3$를 첨가하여 측정하여 비교하였다. 전체 전극의 구성은 Table 1에 기재하였다.

Table 1. Schematic diagram of the electrochemical cells

Electrode Setup	No.	Electrode Setup	No.	Electrode Setup
Working Electrode (Black wire)	(a) Blue line	W wire in Bi pool	(b) Red line	W wire in Bi pool
Reference Electrode (Red wire)		Ag wire		Ag wire
Counter Electrode (Blue wire)		W wire		W wire
Electrolyte Condition		LiCl-KCl/Bi without $BiCl_3$		LiCl-KCl/Bi with 1wt% $BiCl_3$
Working Electrode (Black wire)	(c) Blue line	W wire	(d) Red line	W wire
Reference Electrode (Red wire)		Ag wire		Ag wire
Counter Electrode (Blue wire)		W wire in Bi pool		W wire in Bi pool
Electrolyte Condition		LiCl-KCl/Bi without $BiCl_3$		LiCl-KCl/Bi with 1wt% $BiCl_3$

2.2 실험결과

Fig. 1은 작업전극 액체 비스무스에서 측정한 Cyclic Voltammograms 로 깃발모습의 형태로 -0.7 V과 -0.3 V에서 큰 산화 및 환원의 봉우리가 나타났다. 용융염 LiCl-KCl내 원소의 산화환원전위에 대한 데이터를 파악하기 불가능하며 용융염 LiCl-KCl내 $BiCl_3$의 산화환원전위에 대한 반응을 확인하기 어렵다.

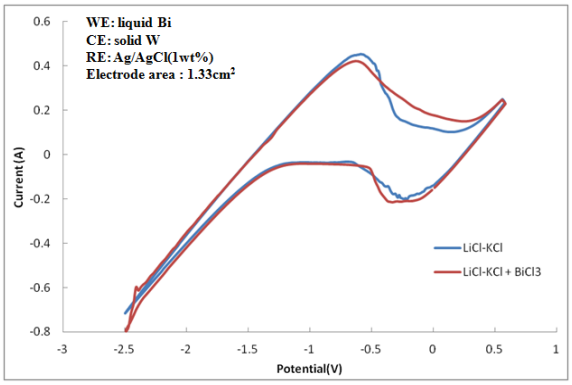


Fig. 1. Cyclic Voltammograms of Liquid bismuth working electrode (a) WE: Liquid Bi, CE: w wire, without $BiCl_3$, (b) WE: Liquid Bi, CE: w wire, with $BiCl_3$.

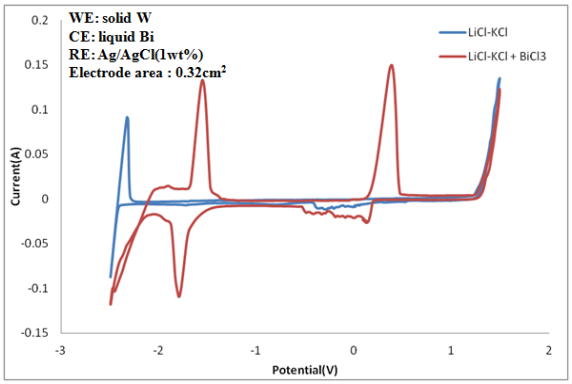


Fig. 2. Cyclic Voltammograms of tungsten working electrode (c) WE: w wire, CE: Liquid Bi, without $BiCl_3$, (d) WE: w wire, CE: Liquid Bi, with $BiCl_3$.

Fig. 2 은 텅스텐 고체 작업전극과 liquid Bi 보조전극을 이용한 Cyclic Voltammograms으로 LiCl-KCl의 전해질에서 tungsten 작업 전극을 이용한 결과들과 유사하게 나타났으며[3] LiCl-KCl의 전해질에서 $BiCl_3$가 존재할 때의 실험결과 전위 봉우리 -1.73V와 0.3V에서 $Bi + 3Li^+ + 3e^- \Leftrightarrow Li_3Bi$에 대한 반응과 $Bi^{3+} + 3e^- \Leftrightarrow Bi$에 대한 반응이 관찰되었음을 알 수 있다.

3. 결론

본 실험은 LiCl-KCl용융염과 액체비스무스전극을 이용하여 다양한 정보를 얻기 위해 고체 텅스텐 전극과 액체 비스무스 전극의 구성을 달리 하여 전기화학 연구를 수행해 보았다. 액체비스무스전극을 작업전극으로 이용한 Cyclic Voltammogram결과 $BiCl_3$의 거동을 확인하기 어려웠으며 텅스텐 작업전극과 액체비스무스 보조 전극에 대한 $BiCl_3$의 거동으로 반응의 확인이 되어 액체금속전극을 이용하여도 유사 전위가 탐색되어 필요한 정보를 제공해 줄 수 있다. 때문에 고체 텅스텐 작업 전극과 액체 비스무스 보조전극을 이용하면 두 계면 사이의 다양한 정보를 얻을 수 있을 것이다.

4. 감사의 글

이 연구는 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 자원을 통한 원자력선진기술연구센터 사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] M. Sakata et al., "Equilibrium distribution of rare earth elements between molten KcI-LiCl eutectic salt and liquid cadmium," Journal of Nuclear Materials, Vol. 185, pp. 56-65, 1991.

[2] Kensuke Kinoshita et al., "Separation of uranium and transuranic elements from rare earth elements by means of multistage extraction in LiCl-KCl/Bi system," Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 36, pp. 189-197, 1999.

[3] K.C. Marsden et, al., " Evaluation of the Electrochemical Behavior of $CeCl_3$ in Molten LiCl-KCl Eutectic Utilizing Metallic Ce as an Anode" Journal of The Electrochemical Societym Vol. 158(6), pp. 111-120, 2011.

LiCl-KCl 용융염에서 Bi 액체금속전극에 대한 Nd 이온의 전기화학적 반응 특성 연구

김범규, 한화정, 박병기*
순천향대학교, 충남 아산시 순천향로 22
*byunggi@sch.ac.kr

1. 서론

파이로공정은 현재 전 세계적으로 개발하고 있으며, 그중 한국은 가장 활발한 연구를 수행하고 있다[1]. 파이로 공정은 핵분열생성물의 충분한 회수 공정을 통해 악타니드를 효율적으로 분리하는 것이 주요 목적으로 최근 액체금속을 이용한 LiCl-KCl/Liquid Metal 액체-액체 추출공정은 란타니드와 악티니드의 분리를 하기 위한 유망한 기술로 많은 연구가 진행중이다. 액체금속과 란타니드간 이종금속합금에 대한 연구를 위해 다양한 분야에서 수행되고 있다.

때문에 LiCl-KCl 용융염에 존재하는 네오디뮴에 대해 CV를 이용하여 전기화학적 반응을 확인하였고 Bi 이온이 포함할 시 그에 따른 특성 연구를 수행해 보았다.

2. 본론

2.1 실험방법

실험은 산소 및 수분이 1ppm 이하가 유지되는 아르곤 분위기 하의 Glove Box내에서 수행하였으며 Glove Box 하단에 전기로를 이용하여 고온에서 실험할 수 있도록 하였다.

LiCl-KCl과 $NdCl_3$, $BiCl_3$, 액체전극으로 사용한 Bismuth는 모두 Alfa aesar 사 제품으로 Quartz Cell에서 전기화학 측정을 수행하였다. Working Electrode(WE)와 Counter Electrode(CE)는 직경 1 mm의 Tungsten wire을 사용하였다. WE와 CE는 접촉이 되지 않도록 pyrex의 유도관을 사용하였으며, Reference Electrode(RE)은 한쪽 끝이 막힌 Pyrex tube에 LiCl-KCl에 1wt% Ag를 녹인 Ag/AgCl(1wt%)을 넣고 와이어를 꽂아 제작하였다. 전기화학 측정장치는 Solatron 사의 1470E Cell Test System으로 LiCl-KCl에 $NdCl_3$가 첨가된 상태에서 Cyclic Voltammetry (이하 CV)를 실시하였다. 그리고 $BiCl_3$를 0.2~1wt%를 첨가해주어 CV를 재차 수행하였다.

2.2 실험결과

500℃에서 일정한 전위 범위에서 CV를 측정한 결과를 Fig. 1에 도시하였다.

$BiCl_3$를 첨가하지 않았을 때 Nd^{3+}/Nd^{2+}에 해당하는 산화/환원 전위에 대한 봉우리가 Ap1/Cp1로 관찰되었다. 이후 $BiCl_3$를 0.2wt 씩 총 1wt 까지 첨가한 결과 여러 피크가 생성되었다.

Ap3/Cp3부터 Ap9/Cp9 사이에 전위에서 봉우리가 관찰되었으며 p2부터 p4 사이의 전위는 매우 가까워 구분하기가 어렵다. -2V부근은 명백하게 Nd^{3+}/Nd^{2+}에 대한 전위로 $BiCl_3$를 첨가할수록 전류에 대한 값은 감소하였으며 그 이외의 전위 p3~p8에서는 전류가 점차 증가 하였다. 이는 Bi이온에 영향을 받아 생성되는 전위로 Nd와 Bi의 이종금속 합금이 형성되었음을 알 수 있다. Ap3/Cp3에 해당되는 산화환원 전위는 Li_3Bi의 형성에 대한 전위이며 Ap8/Cp8은 Bi의 석출 및 용해에 대한 전위로 예측된다.

$BiCl_3$의 농도가 증가함에 따른 산화환원 전류에 대한 값을 Fig. 2에 나타내 보았다.

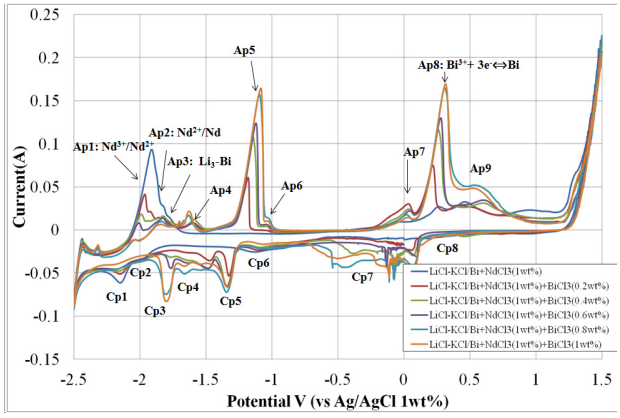


Fig. 1. Cyclic Voltammograms of LiCl-KCl + $NdCl_3$ (1wt%) at liquid Bi electrode with $BiCl_3$(0~1wt%). Scan rate 0.1V/s at 773K.

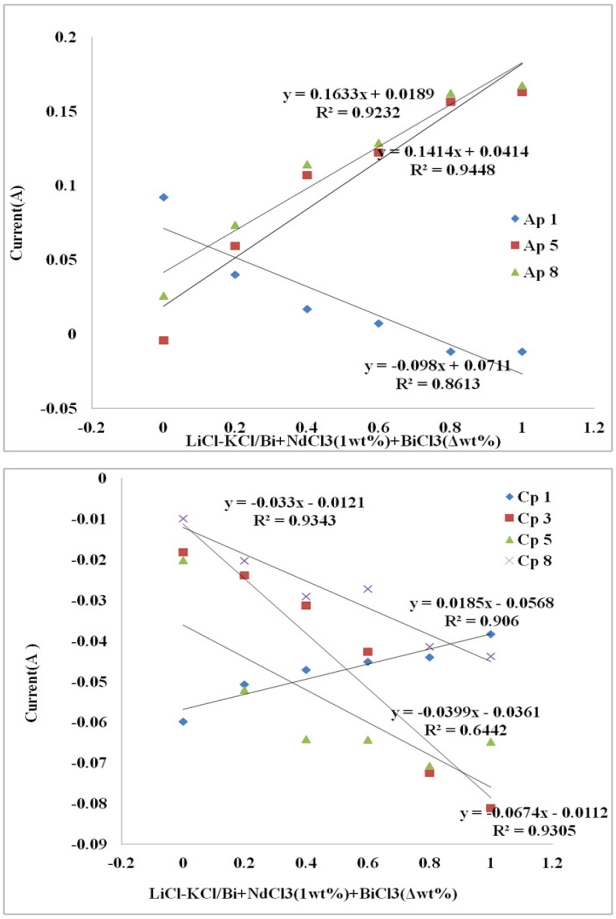


Fig. 2. Anodic/cathodic peak current value accompanied $BiCl_3$(0~1wt%) concentration increases.

$BiCl_3$를 첨가할수록 Nd의 전류에 값은 감소하였으며 Li_3Bi와 Bi는 점차 커지므로, Bi 이온에 대해 영향을 받음을 알 수 있다.

3. 결론

용융염 LiCl-KCl에 존재하는 Nd^{3+}/Nd^{2+}이온이 $BiCl_3$의 영향에 따른 거동을 확인하기 위해 773K에서 전기화학적 측정을 수행하였다. Cyclic Voltammetry 결과 Nd^{3+}/Nd^{2+}와 Nd_x-Bi_y의 이종금속합금, Bi-Li, Bi을 관찰하였다. Bi이온이 점차 증가하여 -2V부근에서 Nd의 전류값은 감소하였고 다른 전위에서 는 모두 증가하여 Bi 이온에 영향을 받음을 알 수 있다.

4. 감사의 글

이 연구는 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 자원을 통한 원자력선진연구센터 사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Lee, H., Park, G., Kang, K., Hur, J., Kim, J., Ahn, D., Cho, Y., Kim, E., 2011, "Pyroprocessing Technology Development at KAERI", Nuclear Science and Technology, 43(4), pp. 317-328.

사면절단에 의한 웨지샘플 채취기술 개발

홍권표*, 김성근, 오완호, 정상희, 박명철, 진영관, 김길수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kp8452@gmail.com

1. 서론

국제핵융합실험로(ITER)는 운영중에 중준위방사성폐기물(B형폐기물)이 발생되는데, 이들 폐기물을 처리하는 과정의 일환으로 샘플을 채취하여 폐기물 내에 함유된 삼중수소 양을 평가하도록 되어 있다. B형폐기물은 토카막 부품으로서 종류가 다양하지만 보통 크기가 1 m 이상이고 무게 또한 1 톤이 넘는 대형 금속물체이다. 또한 방사능 준위가 중준위급이므로 핫셀에서 원격으로 다루어야 하며, 삼중수소 오염의 확산을 방지하기 위해 냉각수 등을 사용하지 않고 샘플을 채취해야 한다.

주로 스테인레스강 재질인 B형폐기물에서 샘플을 채취하는 방법은 몇가지가 있을 수 있는데 현재 개발중인 기술은 코어샘플링(Core sampling), 칩샘플링(Chip sampling) 및 웨지샘플링(Wedge sampling) 이다. 이 논문에서는 금속 B형폐기물의 표면에서 웨지샘플을 채취하는 기술을 소개한다.

2. 본론

2.1 사면절단에 의한 웨지샘플링 개념

써큘러쏘우(Circular saw)를 이용하여 금속물체 표면으로부터 웨지샘플을 채취하기 위해서는 Fig. 1과 같이 최소한 3회의 사면절단이 필요하다. 또한 냉각수를 사용치 않고 스테인레스강 표면에서 샘플링을 해야 하므로 적합한 공구와 가공조건이 수립되어야 한다.

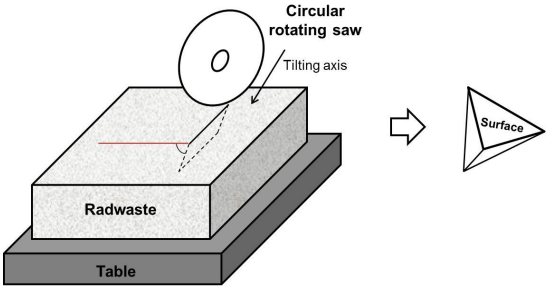


Fig. 1. Concept of wedge sampling.

2.2 실험

수차례의 시행착오를 거친 후 최종적으로 수행된 실험은 다음과 같다.

2.2.1 실험장비 및 공구

본 실험에 사용된 장비는 범용의 밀링머신이다. 또한 사면절단을 위해 절단공구는 HSS(High speed steel) side milling cutter를 사용하였다. Table 1에 절단공구의 사양을 나타내었다.

Table 1. HSS side milling cutter

	Tool specification Ext. diameter: 150 mm Width of blade: 2 mm Length of blade : 25.4 mm

2.2.2 절단계획(Cutting plan)

절단실험에 앞서 절단부위 및 절단방향 등 절단계획을 수립하였다. 절단가공장비의 특성상 1회의 사면절단과 3회의 수직절단을 하는 것으로 하였다. Fig. 2는 웨지샘플링을 위한 절단계획과 예상되는 샘플의 형상을 보여준다.

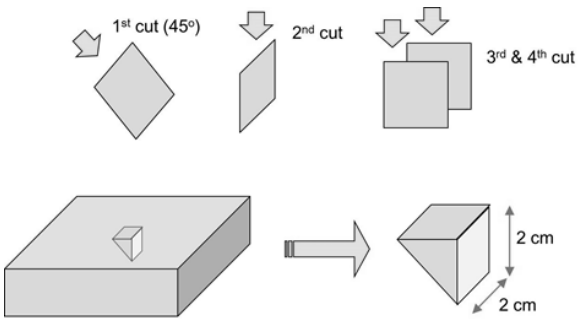


Fig. 2. Cutting plan.

2.2.3 절단실험

웨지샘플을 채취하는데 있어 기술적인 어려움으

로는 사면절단에 적합한 공구선정 및 가공조건과 원격취급성, 냉각수 미사용 등이므로 여기에 초점을 맞추었고 추후 실제 상황에 구현이 가능하도록 실험하였다. Fig. 3은 밀링머신에 스테인레스강 대상물을 장착하여 사면절단하는 모습이다.

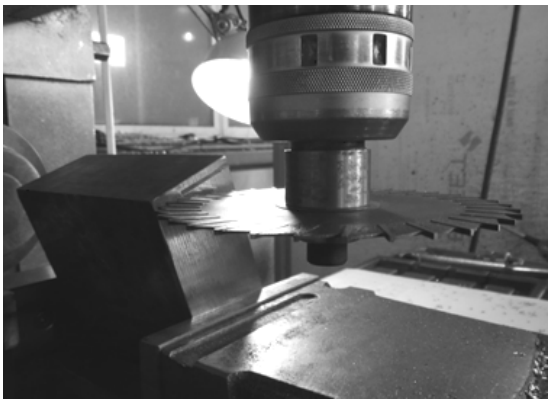


Fig. 3. Wedge sampling experiment by slope cutting.

2.3 실험결과

여러차례의 반복실험을 통해 수립된 최적의 가공조건에 의하여 성공적으로 웨지샘플을 채취하였으며 그 결과는 Table 2와 같다.

주축의 회전속도는 장비의 최저속도인 75 rpm으로 하였고, 절삭이 순조롭게 되도록 각 축의 이동속도를 수동으로 맞추었다.

실험결과 하나의 샘플을 채취하는데 걸린 시간은 스테인레스강인 경우 약 3 시간, 구리합금인 경우 약 1.5 시간이 소요되었다.

Table 2. Machining conditions and sample dimensions

	SS316L (SS-2)	CuCrZr (Cu-1)
Machining	◆ Milling machine & large wheel cutter ◆ rev. : 75 rpm ◆ X-mov = ~1 mm/min (manual) ◆ Y-mov = 2 mm/min ◆ Sampling time : 3 hrs ◆ Cut slope : 30°	◆ Milling machine & large wheel cutter ◆ rev. : 75 rpm ◆ X-mov = ~2.8 mm/min (manual) ◆ Y-mov = 10 mm/min ◆ Sampling time : 1.5 hrs ◆ Cut slope : 20°
Sample	◆ Sample dimension - Depth : 3.20 cm - S. length : 3.65 cm - W : 1.9 cm - L : 1.8 cm	◆ Sample dimension - Depth : 4.0 cm - S. length : 4.2 cm - W : 1.5 cm - L : 0.9 cm

채취한 시편의 형상 및 제원은 Fig. 4와 같고, 샘플링 중에 수집된 칩들의 형상들은 Fig. 5와 같다.

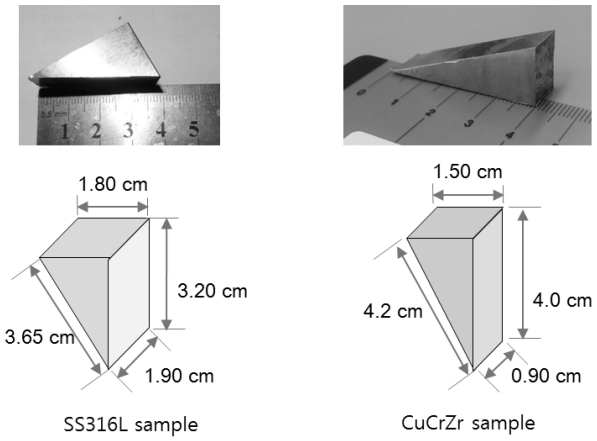


Fig. 4. Wedge samples obtained by slope cutting.

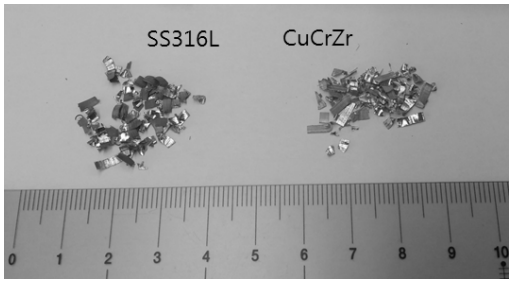


Fig. 5. Chips generated from wedge sampling.

3. 결론

ITER B형폐기물로부터 웨지샘플을 채취하는 기술을 개발하였고 관련된 실험을 수행하였다. 원격으로 작업이 가능하고 냉각수를 사용치 않는 조건을 만족하도록 기술을 개발하였다.

반복실험을 통하여 얻은 최적의 가공조건으로 스테인레스강(SS316L)과 구리합금(CuCrZr) 물체에 대해 웨지샘플링 실험을 수행하여 실제상황에서 샘플채취 구현이 가능함을 확인하였다.

원격취급성을 고려한 웨지샘플링 기술은 추후 ITER 핫셀에서 B형폐기물의 샘플채취공정에 적용될 수 있을 것으로 보이며, 또한 여기에서 사용된 금속물체 사면절단기술은 추후 원자력시설 해체시에도 적용될 수 있을 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] D. Torcy et. al. Technical specification of Type B radwaste processing and treatment equipment development, EGVZ3J(ITER Document), 08 Jul. 2015.

기체방사성폐기물 처리계통 수소가스 농도 제한치 평가

성기방*, 백영희, 정은경, 권혁철
한국수력원자력㈜중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312 번길 70
*kind.sung@khnp.co.kr

1. 서론

원자력발전소에서는 냉각수 방사분해로 생성된 산소제거를 위해 수소를 사용하고 있으며, 계통 안전을 확보하기 위하여 수소와 산소의 농도를 감시하고 농도관리 기준을 설정하여 운영한다. 수소는 가연성 기체로서 공기중 산소와 2대1로 혼합되어 연소될 경우에 초기압력의 최대 10배 압력상승으로 계통의 안전에 영향을 미치며, 수소-산소 또는 산소-수소 혼합비율이 커지면 압력상승은 적어지고, 결국 연소한계치를 벗어나게 된다. 원전 기체방사성폐기물처리계통(GRS)을 통한 냉각재계통 배기 및 격납건물계통 사고분석시 공간내 수소는 4% 이내로 엄격히 관리한다. 수소-산소의 농도, 압력 조건별 최신 실험결과를 바탕으로 원전의 기체방사성처리계통의 현재의 수소농도 관리 방법과 수소 폭발로부터 안전하기 위한 수소농도 관리 제한치를 평가하였다.

2. 본론

2.1 기체방사성 폐기물처리계통 수소농도 관련규정

원전의 폭발성 기체에 관련하여 언급된 규정은 NUREG-1431(WH), NUREG-1432(CE)의 기술지침서와 NUREG-0800(SRP)에 근거한 최종안전성분석보고서이다. 폭발성기체 규정부분의 핵심내용은 기체폐기물처리계통(GRS)의 수소와 산소 농도제한치가 안전범위내에서 유지됨을 확인할 감시프로그램이 있고, 수소폭발시 폭발충격을 견딜 수 있도록 계통설계기준이 충분하거나, 수소폭발 이전에 수소 또는 산소농도를 감시하고 낮출 수 있는지 여부이다.

2.1.1 원전 기술지침서(ITS)

수소농도 제한치 기술기준을 근거로 설정된 원전의 기술지침서의 폭발성 기체감시 계획서는 "GRS 내 산소농도 또는 수소농도가 체적비 4% 이내로 제한되어야 한다"라고 조건만 기술되어 있다. 즉, 설계기준이 폭발압력을 고려하여 설계되어 있지만 산소-수소 농도 제한치도 충족되도록 보수적으로 요구하고 있다.

2.1.2 GRS 수소농도 운영기준

PWR 기체방사성 처리계통의 기체감시조건 규정은 ANSI.55.4(PWR GRWPS I&C)이며, 수소기체농도는 지시만 해도 되며, 산소기체농도는 기록과 지시 및 고경보치가 설정되어야 한다. 최종안전성분석보고서(FSAR)의 GRS 계통에서 산소감시기는 중요한 산소농도일때 경보를 울린다.

2.2 기체방사성폐기물처리계통 설계압력 검토

수소감시가 필요 없어도 되는 계통설계운전압력은 운전압력의 20 배로 설계하여야 한다. GRS 운전압력이 2 psig 이므로 SRP 조건을 만족하기 위해서는 최소 40 psig를 충족하여야 한다. 또한 GRS 설계압력은 100 psig 이상이므로 설계기준을 충족한다. 수소-산소 폭발 감시 프로그램이 없어도 NUREG-1431 규정을 만족한다.

2.3 산소-수소 혼합물의 폭발특성 최신 실험결과

2.3.1 수소-산소 조성 비율

원전안전심사지침의 있는 수소폭발 하한치는 수소 4%이고, 수소폭발 상한치는 수소 96%이며, 이 제한치는 독일 연구소[1]에서 실시한 수소-산소 폭발실험 결과(Fig. 1)와 거의 일치한다.

2.3.2 수소-산소 혼합물의 폭발시 압력상승

원전안전심사지침에서는 기체압력상승을 고려한 설계기준으로 운전압력의 20배를 요구하며, 독일 연구소에서 실시한 수소-산소 폭발시 압력상승 최대치는 수소 66%, 산소 34% 정도에서 폭발전 압력의 10배 정도였다(Fig.2). 또한 수소와 산소 농도 제한값인 4~5% 부근에서 연소는 일어나지만 농도제한값 부근에서 폭발시 압력상승은 크지 않았다. 따라서 수소-산소 폭발실험의 결과에 의하면 안전심사지침에서 규정한 설계압력이 운전압력의 20배 요구 사항은 수소폭발시 압력상승이 폭발전 압력의 최대 10배 이내이기 때문에 충분히 보수적이다.

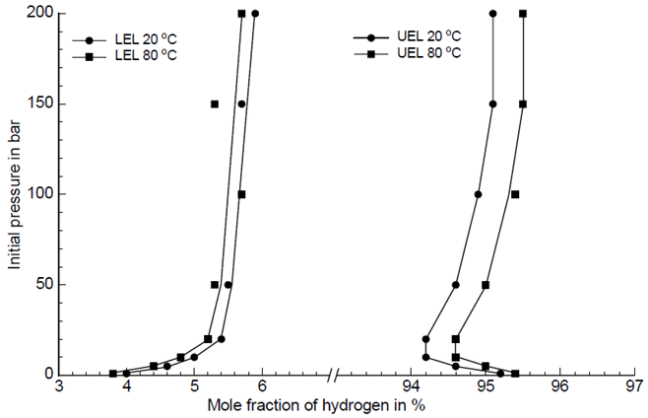


Fig. 1. Influence of the initial pressure on the explosion limits of H_2-O_2 mixtures at 80℃.

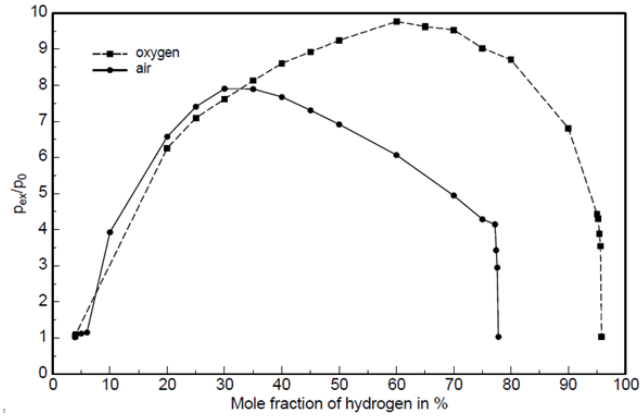


Fig. 2. Explosion Pressure of H_2-Air mixtures at 1bar and Room Temperature.

2.4 국내 원전별 폭발성 기체 감시계획서

국내원전에서 냉각재 화학체적 및 제어 계통에서 수소와 방사성기체를 배출하면 기체폐기물처리계통으로 연결된다. 원전에서 수소가 폭발제한치 이상으로 존재하는 계통은 냉각재계통과 기체방사성폐기물처리계통이다. 이 계통에서 수소를 폭발범위 밖으로 조절하기 위해서는 수소기체가 4% 이상일 경우 수소를 4% 이하로 희석조절하거나, 산소농도를 4% 이내로 조절하는 것이다. 현재 대부분의 국내 원전에서 폭발성 기체를 폭발범위 밖으로 제한한 폭발성기체 감시계획서의 제한치는 "수소농도가 4% 이상일 경우 산소농도 또는 수소농도를 체적비 4% 이내"이다. 냉각재 배출기체의 주성분은 수소이므로 합리적인 제한치 만족방법은 수소를 4% 이하로 희석하는 것보다 산소를 4% 이내로 희석하는 것이다. 대부분 원전의 계획서는 수소농도가 4% 이상일 경우 산소농도를 4% 이내로 기술하고 있다. 그러나 일부 국내 원전의 기체 감시계획서는 산소농도를 2% 이하로 제한하고 있다. 이는 안전범위인 산소농도 2~4% 범위에서도 산소농도를 2% 이하로 관리해야 하는 상황이 자주 발생하며 이를 해소하기 위해 질소기체로 희석운전이 요구되어서 기체방사성폐기물의 배출량 증가요인이 되며, 원전의 수많은 안전인자를 동시에 감시하고 관리해야 하는 운전원의 업무부하가 상승한다. 결과적으로 산소농도를 낮게 운영하는 것은 원전의 안전운전과 방사성기체 배출량을 저감해야 하는 방사성폐기물 배출감소 정책과 상충된다. 따라서 폭발성기체감시계획서와 절차서의 감시계획 내용을 "수소농도가 4% 이상일 경우 산소농도 또는 수소농도를 체적비 4% 이내로 제한"으로 일치시키는 것이 바람직하다.

3. 결론

원전에서 규제기준에 따라 작성된 폭발성기체 감시계획서는 수소 및 산소 농도관리 기준을 너무 보수적으로 운영한다. 수소-산소 폭발 농도범위는 수소농도 하한치인 4%(산소 96%)이상과 수소농도 상한치인 95%(산소 5%)이하이다. 수소-산소 폭발방지를 위한 농도범위를 잘 반영한 제한치 표현은 "수소농도 또는 산소농도가 체적비 4% 이내로 제한"하는 것이다. 보수적인 수소-산소 농도관리는 발전소의 방사성폐기물처리계통에서 방사성기체의 붕괴를 도모하여 방사성기체의 배출량을 낮추어야 하는 방사성폐기물배출 저감정책과 운전원의 업무집중에 상충되므로 기술지침서에 따라 "수소농도가 4% 이상일 경우에 산소농도 4% 이하로 관리 또는 수소농도를 4% 이하로 관리"하는 것이 타당하다.

4. 참고문헌

[1] Explosion Characteristics of Hydrogen-Air and H_2-O_2 Mixtures at Elevated Pressures, Schroeder, V. BAM, Berlin, Germany.

Removal of Iodide Using Sn-Zeolite Under Aqueous Condition

Jaehyuk Kang[1*], Won-Seok Kim[1], and Wooyong Um[1,2]
[1]Division of Advanced Nuclear Engineering, (POSTECH), 77 Chongam-ro, Nam-gu, Pohang, Korea
[2]Pacific Northwest National Laboratory (PNNL), Richland, WA, USA
[*]jaehyukkang@postech.ac.kr

1. Introduction

In the world, electric power production of nuclear power plants (NPP) has been progressed for the past decades. Moreover, electric power production from NPP for continuous energy can be beneficial without producing green-house gas (CO_2). However, all radioactive wastes generated from NPP operation should be securely and safely managed during the nuclear fuel cycle. Especially, the waste includes radioisotope such as ^{129}I and ^{131}I whose half-lives are $t_{1/2}$ = 1.57x10^7 years and $t_{1/2}$ = 8.02 days, respectively[1]. These iodine has harmful effects to humans through external and internal exposure which can bring burns to the skin and affect the thyroid gland. Therefore iodine needs to be removed safely.

In this study, we used the HY zeolite and Sn ion for capturing iodide from solution waste. HY Zeolite is eco-friendly materials with having high sorption capacity, thermostability, ion exchange, and high pore size as porous material. And Sn ion has chemical interaction with iodide ion and economically affordable. Therefore, the objective of this study is to investigate the capturing radioactive iodine from solution using surface modified HY zeolite with Sn.

2. Materials and Methods

2.1 Synthesis of HY zeolite

HY zeolite was prepared from a commercial NH_4 zeolite (powder, Sigma-Aldrich Co. LLC) through heating method. NH_4 zeolite was calcined at 500 ℃ in furnace under a dry air atmosphere for 8 h. And then, HY zeolite was formed after vaporization of NH_3 gas[2].

2.2 Surface modification of HY zeolite

Sn-HY zeolite was formed using the surface modification method. First, Tin(II) chloride (powder, 99.99% $SnCl_2$, Sigma-Aldrich Co. LLC) was dissolved in Deionized water (DIW) to prepare 0.03 M solution. Synthesized HY zeolite was mixed with $SnCl_2$ solution in solid to liquid ratio of 1g:100mL at room temperature under stirring vigorously for 8 h. And then, the resultant suspension was filtered by vacuum filter. Finally, Sn-HY zeolite was dried at 110 ℃ in oven for 8 h[2]. Sn-13X and Sn-NaY zeolite were also formed by the surface modification method to compare with Sn-HY zeolite.

2.3 Iodine Capturing Test

Nonradioactive iodine, ^{127}I (as surrogate for radioactive iodine), solutions were prepared in crimp-top glass amber 10mL vials (Wheaton) for iodine batch experiments. 10mL Iodide solution (^{127}I concentration = 4ppm and pH = 3) was reacted with adsorbent (50mg). The pH was adjusted by 5% HNO3 solution. The samples were covered by the lids and placed in a basic shaker (os-3000) for continuous mixing at 130rpm for 10 days, as kinetic experiment which is to conclude equilibration time and reaction rate of iodine. After experiments, the aqueous samples were collected at different reaction times and analyzed with inductively coupled plasma mass spectroscopy (ICP-MS, NexlON 300D) to measure iodine concentrations. The capture efficiency of adsorbent for each iodine species was determined by Eq (1).

$$Efficiency\,(\%) = [(C_i - C_s)/C_i] \times 100 \qquad (1)$$

where C_i is initial iodine concentration (ppm) which was determined with blank sample and C_s is iodine concentration (ppm) in each sample at different

reaction times after filtration[3].

3. Results and Discussion

The result of iodide capturing test is shown in Figure 1. The iodide adsorption capacity on Sn-HY zeolite is 64.12%. It is higher than Sn-13X (15.76%) and Sn-NaY (52.55%) zeolite. It is demonstrated that Sn is well coordinated with HY zeolite for capturing iodide, compared with 13X and NaY zeolite.

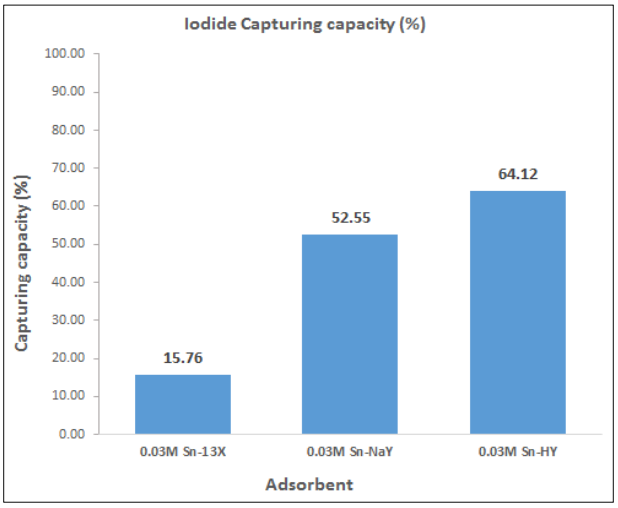


Fig. 1. Iodide capturing capacity using 0.03 M Sn-13X, Sn-NaY, and Sn-HY.

4. Conclusion

Iodide is captured by synthesized Sn-HY zeolite better than Sn-13X and Sn-NaY zeolite. Additional study is required to investigate the mechanism between iodide ion and Sn-HY zeolite whether it is chemical sorption or physical sorption. In addition, although iodide removal efficiency of Sn-HY zeolite is good in this study, the efficiency of Ag-zeolite is little bit higher than Sn-HY. So, it is still needed to upgrade performance in capacity and other properties like economic feasibility.

5. Reference

[1] Yujiro Watanabe, Toshiyuki Ikoma, Hirohisa Yamada, Yasushi Suetsugu, Yu Komatsu, Geoffrey W. Stevens, Yusuke Moriyoshi, and Junzo Tanaka, “Novel Long-Term Immobilization Method for Radioactive Iodine-129 Using a Zeolite/Apatite Composite Sintered Body”, ACS applied materials & interfaces, 1 (7), 1579-1584 (2009).

[2] Yi-Hsiu Chen, Shing-Jong Huang, and Ben-Zu Wan, “Reversal of Zeta Potential of Proton-Type Zeolite Y after Surface Modifications in Sodium Ion Aqueous Solutions”, Insudtrial and Engineering Chemistry Research, 55, 1921-1928 (2016).

[3] Brian J. Riley, David A. Pierce, Jaehun Chun, Josef Matyáš, William C. Lepry, Troy G. Garn, Jack D. Law, and Mercouri G. Kanatzidis, “Polyacrylonitrile-Chalcogel Hybrid Sorbents for Radioiodine Capture”, Environmental Science and Technology, 48 (10), 5832-5839 (2014).

방사선 차폐용 콘크리트 개발을 위한 기초 특성 연구

문영범[1], 이재형[1], 최현국[1], 오정환[2], 최수석[2*]
[1]성신양회 기술연구소, 세종특별자치시 부강면 부강외천로 48-37
[2]제주대학교, 제주특별자치도 제주시 제주대학로 102
*sooseok@jejunu.ac.kr

1. 서론

최근 고리 원전 폐기가 이슈가 되고 있는 가운데 방사성 폐기물의 안전한 처리에 대한 중요성이 강조되고 있다. 일반적으로 원전 1기를 해체하면 약 55만 톤의 폐기물이 발생되는데, 이러한 방사성 폐기물의 밀봉 및 보관에 콘크리트가 널리 사용되고 있다.

콘크리트는 방사선 차폐 성능 및 시공의 편리성과 경제적인 요인으로 방사선 차폐용 재료로 광범위하게 사용되고 있다. 일반적으로 콘크리트의 단위 용적 질량에 비례하여 방사선 차폐 효과가 증가되기 때문에, 방사선 차폐용 구조물에는 중량 골재를 사용한 중량 콘크리트가 적합하다.

그러나 방사성 폐기물을 위한 중량 콘크리트 및 시멘트 재료에 대한 연구는 부족한 실정이다. 따라서 본 논문에서는 방사성 폐기물의 안전한 운반과 보관을 위하여 차폐율 및 내구성을 향상시킨 중량 콘크리트 개발을 목적으로 기초연구를 수행하였다.

2. 본론

2.1 재료

본 연구에서는 시멘트 재료로서 1종 보통 포틀랜드 시멘트, 1종 조강형 포틀랜드 시멘트, 2종 고로슬래그 시멘트, 저발열 시멘트, 플라이애시 20% 혼합시멘트를 사용하였다. 또한 골재는 일반골재 및 다양한 중량골재를 비교하였다. 중량 골재 중 하나인 산업부산물 골재는 철강생산 전기로 공정에서 발생하는 슬래그이며, 천연 골재는 국내에서 생산하는 철광석이다. 실험에 사용된 시멘트와 골재의 재료적 특성을 Table 1과 Table 2에 각각 나타내었다.

2.2 콘크리트 배합설계

중량 골재 및 시멘트를 변수로 설계한 배합표를 Table 3에 나타내었다. 제조된 콘크리트를 대상으로 감마선 차폐 측정 및 콘크리트 슬럼프, 공기량, 압축강도 실험을 실시하였다. 콘크리트 시험 방법은

Table 1. Material property of binders

Type		Density (g/cm^3)	Fineness (cm^2/g)	Residue (%)
Binder	OPC	3.15	3240	9.3
	High Early Strength Cement(HES)	3.1	4320	2.7
	Slag Cement (S/C)	2.66	3870	6.1
	Low Cement (L/C)	2.85	3940	8.9
	Fly Ash (FA)	2.2	4530	9.2

Table 2. Material property of aggregates

Type		Density (g/cm^3)	Diameter (mm)	Absorption (%)
Normal Aggregate	Sand (S)	2.6	1.2	1.0
	Gravel (G)	2.65	20	1.0
High Weight Aggregate	By-Product Sand (BPS)	3.77	2.5	-
	By-Product Gravel (BPG)	3.62	20	1.2
	Natural High-Weight Sand (JS)	3.98	10	2.6
	Natural High-Weight Gravel (JG)	3.6	12	1.0

KS 시험방법을 적용하였으며, 감마선 차폐 시험 기기로는 ^{137}Cs를 방사선원으로 하여 NaI(Tl) 검출기를 구비한 Canberra사의 Model 727 Lead Shield를 사용하였다. 감마선 차폐율 시료는 직경 50 mm, 최대두께 50 mm로 제작하여 측정하였다.

2.3 골재의 화학적 조성

Table 4에는 일반 및 중량골재의 화학분석 결과를 나타내었다. 위의 Table 2에서 중량 골재가 일반 골재 보다 높은 밀도를 나타내는데, 이는 중량 골재에 포함되어 있는 Fe_2O_3성분이 골재의 밀도를 높이는데 주로 기여하는 것으로 생각된다.

2.4 콘크리트 중량에 따른 감마선 차폐율

중량 골재와 바인더 배합에 따른 콘크리트의 차폐율 결과를 Fig. 1에 나타내었다. 중량 골재를 사용한 경우 일반 골재를 사용한 경우보다 차폐율이

Table 3. Mixing Design and Unit Weight

No	Type			Unit Weight(kg/m3)				Unit weight (kg/m3)
	F.A	C.A	B	W	C	F.A.	C.A.	
1	S	G	OPC	175	350	889	906	2320
2	BPS	G	OPC			1289	906	2720
3	S	BPG	OPC			889	1238	2656
4	JS	G	OPC			1361	906	2792
5	S	JG	OPC			889	1231	2649
6	BPS	JS	OPC			1289	1361	3175
7	BPS	JS	HES			1286	1357	3168
8	BPS	JS	S/C			1251	1320	3096
9	BPS	JS	L/C			1267	1338	3130
10	BPS	JS	F/O			1271	1342	3138

*F.A.=Fine Aggregate, C.A.=Coarse Aggregate
*F/O =FA 20% + OPC 80%

Table 4. Chemical property of Aggregates

Type	Chemical composition (%)						
	Al_2O_3	SiO_2	SO_3	CaO	Fe_2O_3	MgO	Etc.
S	5.75	86.17	0.02	0.47	0.54	0.18	6.87
G	12.97	66.07	0.15	5.6	3.19	2.17	9.85
BPS	4.04	26.21	0.11	28.43	33.14	7.86	0.21
BPG	7.71	23.97	0.57	31.69	27.83	8.01	0.22
JS	5.39	12.97	0.24	6.28	45.57	23.36	0.19
JG	7.99	36.93	0.04	15.40	13.11	26.28	0.25

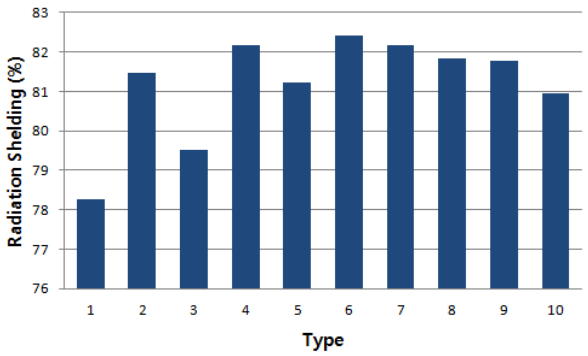


Fig. 1. Radiation Shielding Rate.

높았으며, 중량골재만 조합한 경우는 더욱 높은 차폐율 결과를 얻을 수 있었다. 이는 단위 용적 중량이 높을수록 방사선 차폐효과가 증가되며, 중량골재의 밀도가 상대적으로 높기 때문이다. 반면, 시멘트의 종류를 변화시킨 배합에서는 차이가 크지 않았다.

2.5 콘크리트 특성

압축강도 및 물성실험 결과를 Table 5에 나타내었다. 일반 콘크리트에 비해 중량 골재를 배합한 콘크리트의 강도가 높게 나타났다. 이는 중량 골재의 표면이 거칠어 시멘트 페이스트와 부착력이 증대되고 골재 입자간의 결합력이 커진 결과로 판단된다. 시멘트 배합별 결과에서는 1종 조강형 포틀랜드 시멘트를 사용한 배합강도가 가장 높게 나타났다.

Table 5. Result of compressive strength and property

No	Compressive Strength (MPa)				Slump (mm)	Air (%)	SP (%)
	1D	3D	7D	28D			
1	4.6	17.4	23.7	35.1	300	1.5	0.8
2	8.5	20.2	24.9	35.1	300	2	0.8
3	8.0	24.7	33.3	48.9	215	3	0.8
4	14.1	27.0	34.5	43.7	50	0.5	0.8
5	9.1	23.5	35.3	41.8	185	1.4	0.8
6	5.9	22.4	27.8	37.3	185	4.2	2.4
7	17.1	35.4	42.0	54.1	190	4.5	1.7
8	4.0	18.4	28.8	50.6	185	4.6	1.3
9	2.5	13.7	25.5	47.2	190	4.5	1.3
10	3.9	17.3	24.1	33.7	185	4.4	2.2

이는 시멘트의 미세한 입자가 다량 분포하여 수화반응성이 높기 때문에 나타난 결과이다. 또한 일반 콘크리트보다 중량 콘크리트의 경우 슬럼프가 대부분 감소하였으며, 공기량의 경우 중량 골재마다 차이가 크게 나타났다. 이는 중량 골재의 흡수율이 높고 골재입도에서 차이가 나기 때문인 것으로 분석된다.

3. 결론

일반 골재에 비해 중량 골재를 배합한 콘크리트의 경우 감마선 차폐율이 향상된 것을 확인할 수 있었으며, 서로 다른 중량 골재에서 화학 성분이 방사선 차폐에 중요한 영향을 미치는 것으로 분석되었다. 콘크리트의 일반적인 특성인 압축강도 측면에서도 중량골재를 이용한 경우가 일반 골재의 경우보다 우수하게 나타났으며, 특히 1종 조강형 포틀시멘트를 사용한 경우에는 강도가 크게 증가한 것을 확인 할 수 있었다. 따라서, 방사선 차폐 효과를 높이기 위해서는 밀도가 높은 골재의 사용과 수밀성 및 내구성 향상을 위한 시멘트 재료의 선택이 필수라고 판단된다. 향후 다양한 중량 골재 및 시멘트 재료를 사용하여 연구를 보다 체계적으로 진행한다면 차폐성과 내구성을 향상시킨 방사성 차폐용 콘크리트를 개발할 수 있을 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] 임희섭, 이한승, 최재석, “전기로산화슬래그 골재를 활용한 방사능차폐콘크리트 개발에 관한 실험적 연구”, 대한건축학회 2011 춘계학술발표회, 제 31권, 1호, 2011.

5분과

제염해체(Oral)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

해체 부지의 현장 베타선 측정을 위한 시스템의 기초 설계 연구

배준우*, 이욱제, 김희령
울산과학기술원, 울산광역시 울주군 언양읍 유니스트길 50, 44919
*skypia12@unist.ac.kr

1. 서론

원자력 시설의 해체가 끝난 부지에는 잔여 방사능으로 인한 오염이 남아 있을 수 있다. 부지의 제한적 또는 무제한적 개방을 위한 고오염 지점 탐지를 포함한 지속적인 모니터링이 필요하다. 감마선 방출 핵종에서 발생한 감마선 선량률은 기존의 휴대용 선량계 및 계측기를 통하여 쉽게 계측이 가능하다. 그러나 감마선을 방출하지 않는 삼중수소나 스트론튬 같은 순수 베타방출 핵종은 짧은 비정 때문에 토양 표면에서의 핵종 탐지 외에 부지 속에 존재하는 핵종에 대한 측정은 매우 힘들다.

현재까지는, 토양 부지에 대한 순수 베타 방출 핵종의 방사능 분석은 부지로부터 채집한 샘플을 실험실에서 고온 산화와 같은 방법으로 전처리 후 액체섬광계수기에 의한 계측을 통하여 이루어졌다. 이 방법은 물리화학적 전처리 과정에서 많은 시간과 인력을 소모하게 된다. 또한 부지 전체에 대하여 샘플을 채집하기에는 많은 시간이 소요 되며 해체 부지내 국부적인 고오염 지점을 찾아내기에는 적합하지 않다. 이러한 단점을 극복하기 위해 토양 속의 베타선을 현장에서 직접 계측할 수 있는 시스템 개발이 요구된다.

본 연구에서는 오염된 부지 내에 베타 방출핵종의 방사능이 상대적으로 높은 고오염 지역을 현장에서 탐지하기 위한 섬광체 기반 베타선 계측 시스템의 기초 설계에 대한 연구를 수행하고자 한다. 이는 샘플 채집에 의한 실험실 정량 분석 수준이 불필요한 현장 직접 측정을 통하여 소요 인력 및 계측 시간을 저감할 수 있다. 추후 고리 1호기 해체 부지를 비롯한 원자력 시설 해체 베타 방사능 감시, 원자력 사고시 오염 분포 현장 파악시에 적용 가능하다.

2. 본론

2.1 재료 및 방법

구상된 현장 베타선 계측 시스템은 Fig. 1과 같이 섬광체, 빛 수송물질, 그리고 신호 처리부로 구성된다. 본 연구에서는 부지 내부의 고 방사능 지점을 계측을 위한 선원의 위치에 따른 섬광체의 반응을 분석했다.

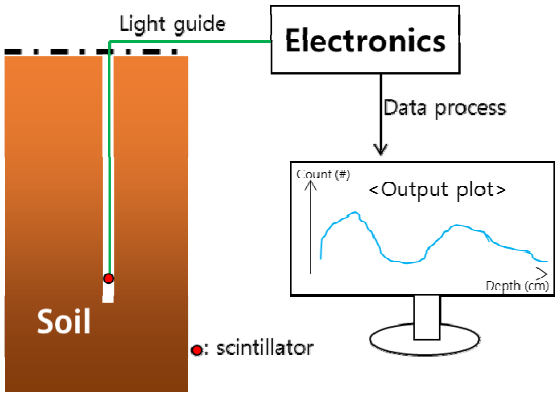


Fig. 1. Concept of In-situ Soil Beta Ray Detection System.

2.1.1 실험 준비

실험은 Fig. 2와 같이 플라스틱 섬광체(EJ-260), PMT(h10722-110, Hamamatsu) 그리고 선원 (0.1 μCi ^{90}Sr)으로 구성되었다. 선원은 섬광체로부터 1.5 cm 떨어진 선원 받침대에 고정되었으며 선원 받침대에는 총 5개의 지점이 있으며 각각의 지점 간의 거리는 4 cm이다. 섬광체가 토양 내부로 들어가면서 상대적으로 고 방사능 지점으로 점점 가까워지다 마침내 가장 근접한 지점에 도달하고 그 이후 점점 멀어지는 상황을 가정한 실험이다.

각각의 측정은 현장 계측의 개념에서 합리적이라 생각되는 120 초씩 진행 되었다. 또한, 토양 내에서 선원과 섬광체 사이의 토양의 영향을 보기 위하여 0.7 mm 알루미늄 호일을 사용하여 선원을 차폐시키면서 측정을 진행하였다.

2.1.2 플라스틱 섬광체의 감마억제

얇은 플라스틱 섬광체를 사용할 경우 베타선 계측에서 감마선의 영향을 많이 억제할 수 있다[1]. 일반적인 플라스틱 섬광체는 유효원자번호와 밀도가 낮아 베타선의 에너지 손실은 많지만 감마선은 거의 에너지를 잃지 않는 특성이 있다.

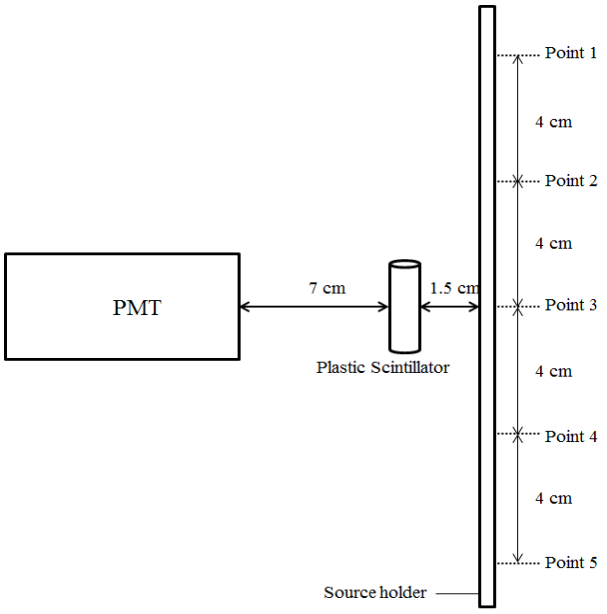


Fig. 2. Scheme of the Experimental Setup.

이러한 감마선 영향 억제 때문에 현장 베타선 방사선 측정에는 플라스틱 섬광체가 적합하다고 판단되었다.

2.2 결과 및 논의

120 초 동안 측정된 배경 계수값은 841±23.88로 측정되었다. 현 시스템에서의 정확한 효율과 샘플의 부피 혹은 무게를 유도할 수 없기 때문에 검출하한 농도대신 검출 하한 계수값을 정의하였으며 그 정의는 식 1과 같이 나타내어졌다[2]. B는 배경 계수값을 의미한다. 계산된 검출 하한 계수는 약 137.6로 나타났다.

$$2.71 + 4.65\sqrt{B} \qquad (1)$$

Fig. 3은 각각 지점에 대한 계수값이다. 섬광체에 선원이 가까워질수록 더 높은 계수값이 나타났다. 이를 통해 깊이에 따른 계수값의 곡선을 나타내면 최고 지점에 선원이 위치함을 추측할 수 있다.

Fig. 3에서 알루미늄 호일이 있을 때의 측정값은 알루미늄 호일이 없을 때보다 선원 주변에서 더 날카롭게 상승함을 보였다. 지점 3에서의 계수값은 알루미늄 호일이 없을 때와 알루미늄 호일이 있을 때가 각각 5715와 5107로, 약 10.6% 감소하였지만 지점 4에서의 계수값은 각각 3144와 1792로 약 43.0% 감소하였다. 선원과 섬광체 사이에 토양이 두꺼울수록 최고지점으로 치닫는 기울기의 차이가 발생할 것이며 이를 역산하면 선원의 위치도 추적할 수 있을 것으로 기대된다.

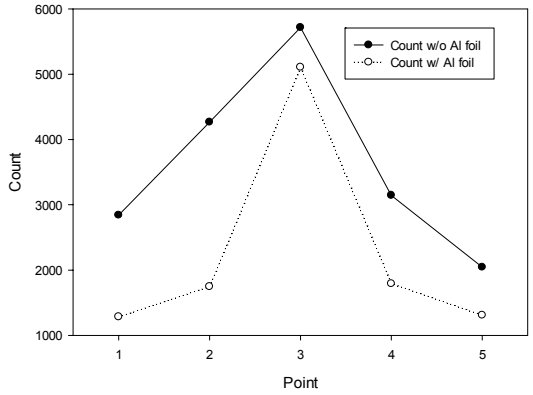


Fig. 3. Number of Count for 120 Seconds Corresponding to Each Point.

3. 결론

부지 토양 깊이에 따른 베타선 현장 측정 시스템에 대한 기초적인 접근을 수행하였다. ^{90}Sr선원의 위치 이동에 대한 베타선 계측 특성을 시험하였다. 계수값-위치 곡선에 따라 선원의 깊이 위치뿐만 아니라 선원의 반지름 방향의 거리를 유도할 수 있음을 알았다. 점선원의 가정 하에 반지름 방향의 거리는 정량적으로 계산될 수 있을 것으로 생각되었다. 샘플 부피 또는 질량 등 다양한 변수의 확보에 의한 계측 효율 계산으로부터 베타 방사능 농도를 구할 수 있을 것으로 이해되었다.

4. 참고문헌

[1] Tatsuyuki Maekawa, Akiio Sumita and Shunichiro Makino, “Thin Beta-ray Detectors using Plastic Scintillator Combined with Wavelength-shifting Fibers for Surface Contamination Monitoring” Journal of Nuclear Science and Technology, 35(12), 886-894 (1998).

[2] Glenn F. Knoll, “Radiation Detection and Measurement”, (2010).

Including Below Detection Limit Samples in Decommissioning Soil Sample Analyses

Jung Hwan Kim and Man-Sung Yim*
Korea Advanced Institute of Science and Technology, 291, Daehak-ro, Yuseong-gu, Daejeon 34141
*msyim@kaist.ac.kr

1. Introduction

Decommissioning is an emerging international issue in the nuclear industry. Termination of the decommissioning authorization involves releasing the facility from the regulatory control for restricted or unrestricted use in the future.

Prior to releasing the facility from regulatory control, it must be shown that the site has been sufficiently cleaned up to meet either restricted or unrestricted use in the future. To meet the required standards the site owner has to show that the soil at the facility has been sufficiently cleaned up. To do this one must know the contamination of the soil at the site prior to clean up. This involves sampling that soil to identify the degree of contamination. However there is a technical difficulty in determining how much decontamination should be done. The problem arises when measured samples are below the detection limit. Regulatory guidelines for site reuse after decommissioning are commonly challenged because the majority of the activity in the soil at or below the limit of detection.

RESRAD is a computer model designed to estimate radiation doses and risks from RESidual RADioactive materials.

Using additional statistical analyses of contaminated soil after decommissioning is expected to have the following advantages: a better and more reliable probabilistic exposure assessment, better economics (lower project costs) and improved communication with the public. This research will develop an approach that defines an acceptable method for demonstrating compliance of decommissioned NPP sites and validates that compliance.

2. Methods and Results

2.1 Conventional Methods used to analyze Environmental Censored Data Sets

Censored values are reported as less than or greater than some value, or as an interval between some values. Left censored values are known to be less than some values. By definition, environmental data with below the detection limit observations are an example of left censored data.

The main approaches for handling censored data are simple replacement and extrapolation. The most common and easiest strategy is simple replacement, where censored values are replaced with zero, or some fraction of the detection limit (usually 1/2 of the detection limit), or the detection limit itself. The extrapolation strategies, on the other hand, use regression or probability plotting techniques to calculate the mean and standard deviation based on the regression line of the observed values that are, above limit of detection values. Commonly used methods for dealing with environmental data sets that contain the detection limits are statistically biased and limited in their usefulness.

According to National Human Exposure Assessment Survey (NHEXAS) database, 30 to 70% of the observations are below the detection limits for many pollutants. There is an impact on society due to uncertainties in technical factors. Costs for decommissioning are based on decommissioning strategies and final disposition of the site. Therefore, these biased results use of the detection limits in the analysis can affect public communication and economics which directly impact the nuclear industry.

2.2 Proposed Methods and Results

After decommissioning soil samples, representative radioactivity is determined by sampling analysis and the properties of residues or suspicious material from a monazite manufacturing factory. From Grid

box No.1 and Grid box No.2, it is possible to get data points of U-238 and K-40, with data points below the detection limits.

Implementing goodness of fit tests demonstrate all nuclides in each Grid box follow both normal distribution and lognormal distribution.

Conventional methods, replacing censored values with zero, or 1/2 of the detection limit, or the detection limit, used to analyze censored data sets.

By applying additional methods, maximum likelihood estimation (MLE), Kaplan-Meier, and regression on order statistics (ROS), censored data sets are analyzed more accurately using Nondetects And Data Analysis (NADA) for R package and MATLAB [1,2].

Table 1. Summary statistics using several estimation methods – U-238 in Grid box No.1

	Mean	STD DEV	Pct25	Median	Pct75
Ignoring	0.339	0.212	0.123	0.351	0.534
zero	0.249	0.236	0.012	0.148	0.460
1/2 DL	0.261	0.223	0.048	0.148	0.460
DL	0.274	0.211	0.095	0.148	0.460
MLE(ln)	0.263	0.221	0.065	0.148	0.486
ROS(ln)	0.267	0.218	0.085	0.148	0.460
K-M	0.263	0.221	0.051	0.148	0.486

Table 2. Confidence intervals for the mean using MLE/Bootstrap

Cases	90% CI for the mea	95% CI for the mea
U-238 in Grid box No.1	[0.106, 0.336]	[0.068, 0.348]
U-238 in Grid box No.2	[0.140, 0.448]	[0.086, 0.465]

2.3 RESRAD Results

Radiation doses, risks, and cover thickness is calculated to show the difference between the each method using RESRAD code. Input data for radiological safety assessment landfill dsiposal using international and domestic references.

ㅋ

Table 3. Maximum total dose and maximum excess cancer risk for the estimation methods in Grid box No.1

	Maximum Total Dose (mrem/yr)	Maximum Excess Cancer Risk
Ignoring	29.11	1.13E-3
zero	13.09	4.99E-4
1/2 DL	14.15	5.40E-4
DL	15.99	6.11E-4
MLE	14.13	5.39E-4

Table 4. Cover thickness calculated to show the difference between the each method

Cases	Cover thickness
Ignoring->MLE	more than 3m
DL->MLE	more than 3m
1.2 DL->MLE	13.5cm

3. Conclusions

Summary statistic and confidence intervals were compared to conventional methods. Proposed methods were performed using the soil samples from the monazite powder manufacturing plant. The preliminary evaluation shows that the proposed method can be effectively used to provide: the best estimate radioactivity levels at decommissioned NPP site and estimates of uncertainty in the mean value.

RESRAD is used to estimate radiation doses and risks in each case. Cover thickness is calculated to show the difference between the each method.

Using additional statistical analyses of contaminated soil before or after decommissioning is expected to have a better and more reliable probabilistic exposure assessment, better economics and improved communication with the public.

4. References

[1] Zhao, Y., and H.C. Frey, “Quantification of Uncertainty and Variability for Air Toxic Emission Factor Data Sets Containing Non-Detects,” Annual Meeting of the Air & Waste Management Association, Pittsburgh, PA, June 2003.

[2] Dennis R. Helsel (2005), Nondetects And Data Analysis: Statistics for censored environmental data, John Wiley & Sons, Inc., Hoboken, New Jersey.

섬광섬유 기반의 이점 계수법(Two Points)을 이용한 베타선 계측 방법론 개발

이욱제*, 배준우, 김희령
울산과학기술원, 울산광역시 울주군 언양읍 유니스트길 50, 44919
*dldnrwp@unist.ac.kr

1. 서론

2015년 6월, 37 년 동안 운영하던 고리 1호기에 대한 폐로 및 해체 결정으로 원전 제염해체 관련 방사선 모니터링의 필요성이 대두되었다. 원자력 시설의 제염·해체 활동 또는 해체 부지로부터 발생되는 베타선 방출 핵종은 보건물리학적인 관점에서 반드시 관리되어야 하는 방사성 핵종이기 때문에 이에 대한 오염도를 신속하게 파악할 수 있는 기술이 필요하다. 기존의 베타선 계측을 위하여 샘플링 기반의 실험실에서의 계측이 진행되었으며, 이 방법은 전처리 과정 등으로 인하여 시간이 많이 소요되고, 이차 폐기물 발생의 문제점이 있다. 이러한 샘플링 기반의 계측의 문제를 해결하고 짧은 비정의 베타선을 현장에서 계측하기 위하여 섬광섬유가 사용되었다. 섬광섬유의 경우, 방사선과 섬광섬유의 반응으로 인하여 생성된 광자는 PMT로 입사하기까지의 거리에 따라 세기가 감쇄하는 특징을 가지고 있다.

본 연구에서는 이 특징을 이용하여 감쇄 정도를 정량화 할 수 있는 실험을 설계하였으며, 섬광섬유의 임의의 두 점에서 각각의 방사능을 계산하는 방법을 제안하고 성능 평가를 통하여 원전 부지 현장에서의 베타선 계측을 신속하게 진행 할 수 있는 시스템을 제안하였다.

2. 본론

2.1 실험 시스템

섬광섬유에서 발생한 광자가 이동한 거리에 대한 감쇄 영향을 정량화하기 위하여 Fig. 1과 같은 실험 시스템을 구축하였다. 긴 막대 형태의 섬광섬유 다발(BCF-10, Saint-Gobain)을 가운데에 위치시키고 섬광섬유 다발의 양 끝단에 각각 PMT (h10722-110, Hamamatsu)를 고정하였다. PMT의 출력신호는 EASY-Nim 928 Suite 모델의 카운터에서 처리된다. 섬광섬유 다발은 6개의 구역으로 나누어졌으며, 각 구간에서 0.1 μCi 세기의 ^{90}Sr 선원을 이용하여 계측이 진행되었다.

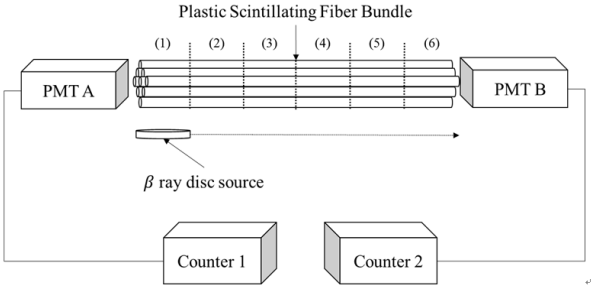


Fig. 1. A Schematic of Experimental Setup for Two Point Beta Detection.

2.2 이점 계산법

길이가 긴 형태의 섬광섬유에서 두 개의 방사선원에 의한 반응이 일어난다면, Fig. 2와 같이 발생한 광자가 감쇄 과정을 거친 후 PMT 내부로 입사할 것이다.

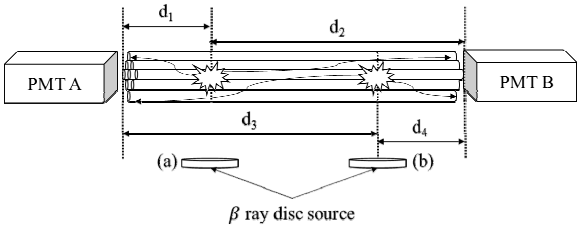


Fig. 2. A Schematic of Counting Mechanism of Two Point Beta Detection.

선원 i의 방사능을 A_i, 섬광섬유 내에서의 광자의 감쇄에 대한 함수 $F_i(d_i)$로 정의한다면, PMT A와 PMT B에서 계수되는 광자의 수 C_i는 식(1)과 (2)와 같이 정의 될 수가 있다.

$$C_A = A_a \times F_A(d_1) + A_b \times F_A(d_3) \quad (1)$$

$$C_B = A_b \times F_B(d_4) + A_a \times F_a(d_2) \quad (2)$$

또한 각 방사능 A_a와 A_b에 대하여 식 (1)과 (2)를 이원일차 연립방정식으로 정리를 하면, 식 (3)과 (4)와 같이 도출할 수 있으며, 각 지점의 방사능 값을 정의 할 수 있다.

$$A_a = \frac{(C_A \times F_B(d_4) - C_B \times F_A(d_3))}{(F_A(d_1) \times F_B(d_4) - F_A(d_3) \times F_B(d_2))} \quad (3)$$

$$A_b = \frac{(C_A \times F_B(d_2) - C_B \times F_A(d_1))}{(F_A(d_3) \times F_B(d_2) - F_A(d_1) \times F_B(d_4))} \quad (4)$$

2.3 측정 결과 및 함수 도출

^{90}Sr 선원을 사용하여 각 구역별로 문턱 전압 값을 변동시키면서 계수율의 변화를 측정하였다. Fig.3과 Fig.4는 PMT A와 PMT B 각각의 선원 위치와 문턱 전압 값에 따른 계수율 변화 그래프이다. PMT A와 PMT B 모두의 경우에서 선원의 위치와 PMT 사이의 거리가 증가하면 계수율이 감소하는 경향을 확인할 수 있었다.

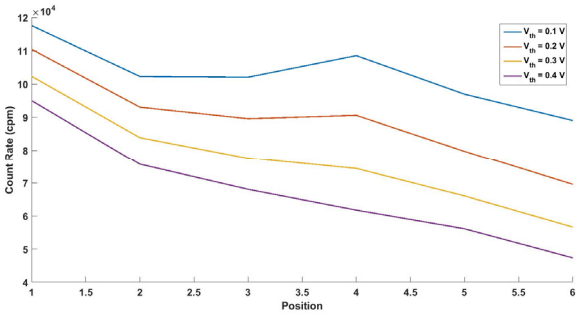


Fig. 3. The Distance and Count Rate Relation Curve of PMT A.

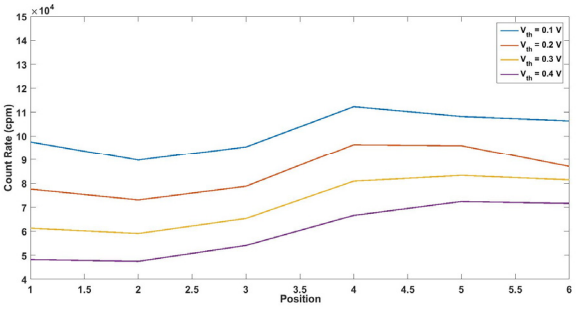


Fig. 4. The Distance and Count Rate Relation Curve of PMT B.

문턱전압 값이 0.4 V일 때 가장 좋은 경향성을 보였으며, 측정값을 바탕으로 위치에 따른 계수율에 대한 함수를 식 (5)와 (6)과 같이 도출하였다.

$$F_A(d) = 1.043 \times 10^5 \times e^{(-0.1326 \times d)} \quad (5)$$

$$F_B(d) = 4.235 \times 10^4 \times e^{(0.09612 \times d)} \quad (6)$$

2.4 이점 계수법 적용 결과

실험으로 도출한 각 PMT A와 PMT B에 대한 광자의 감쇄 함수를 이용하여, 표준 선원을 섬광섬유 다발의 2번과 5번 구역에 위치시키고 각 구역의 방사능 정의를 진행하였다. Table 1은 2번과 5번 구역 각각에 놓인 표준선원의 세기와 이점 계수법을 이용하여 도출한 각 구역의 방사능의 값과 두 값의 상대 오차를 나타낸다. 2번과 5번 구역에서의 상대오차가 각각 1.06%와 6.11%의 결과로 좋은 결과를 보이는 것을 확인하였다.

Table 1. Application Result of Two Point Detection Method

Section #2		
Experiment (cpm)	Reference (cpm)	Relative Error (%)
219,656	222,000	1.06
Section #5		
Experiment (cpm)	Reference (cpm)	Relative Error (%)
159,604	170,000	6.11

3. 결론

섬광섬유 내에서 광자의 이동 거리에 대한 감쇄 함수를 실험적으로 도출하였으며, 이를 이용한 이점 계수법을 도출하였다. 표준선원을 이용하여 이점 계수법을 적용한 결과 상대오차가 최대 6.11%임을 확인할 수 있었다. 이점 계수방법의 실험적 개념 확인은 지리정보 시스템과의 연동을 통하여 원전 해체 부지 베타 오염의 현장 신속 모니터링에 활용될 수 있을 것으로 생각되었다. 추후 PMT 기반의 면단위 계측에도 활용할 수 있도록 심층 분석 연구를 수행할 것으로 예상된다.

4. 참고문헌

[1] A.Taheri, R.G.Peyvandi, M.T.Sasanpour. M.Askari, "Spectral Response Evaluation of Plastic Rod Scintillators as Position Sensitive Beta Particle Detectors", Journal of Instrumentation 10.12 (2015): T12006.

[2] Imai, Sjun-ichi, et al. "New radiation detector of plastic scintillation fiber." Review of scientific instruments 62.4 (1991): 1093-1097.

해체 매니퓰레이터 조작 난이도 저감을 위한 동작 제어 기술

현동준*, 김익준, 이종환, 정관성, 최병선, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*dongjunn@kaeri.re.kr

1. 서론

해체 매니퓰레이터는 다양한 활용 가능성으로 인해 원자력 시설 해체 관련하여 원격절단 기술이 연구되던 초기부터 꾸준히 연구되어 왔으나 연구용 실증 사업을 제외하고는 산업화된 해체 기술로 아직 정착되지 않고 있다. 그 이유는 매니퓰레이터의 하드웨어 성능은 상당 수준에 이르렀음에도 불구하고 원격 조작 관련된 기술이 충분히 성숙되지 못했기 때문이다. 조작자가 원격의 해체 작업장에 대해 제한된 2차원 또는 3차원 화면 정보를 이용하여 정밀함을 요하는 해체작업을 순수하게 작업자의 인지 능력만으로 수행하기엔 지나치게 조작 난이도가 높기 때문에 작업 자체가 불가능하거나 효율이 지나치게 낮다는 문제점이 있어왔다. 최근에는 해외 여러 연구기관에서 이러한 조작 난이도를 낮추기 위하여 가상현실 또는 증강현실 기술을 도입하기 시작하였다.

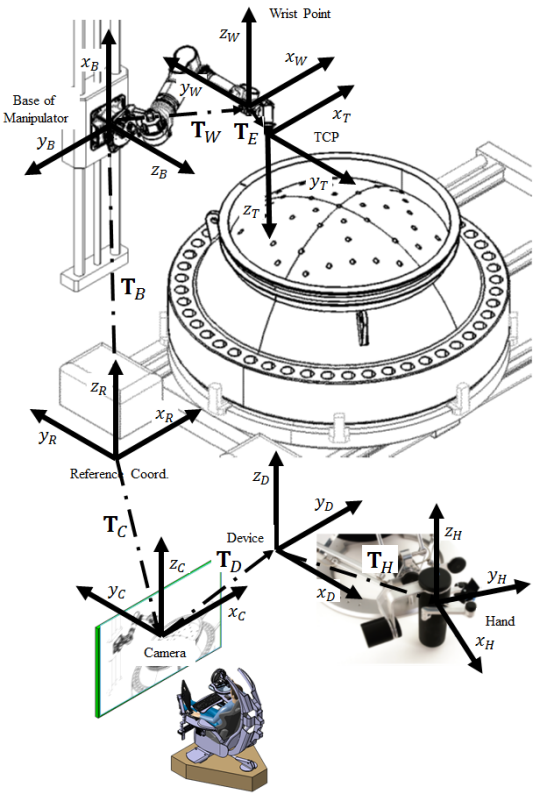


Fig. 1. Configuration of coordinate systems.

본 연구에서는 해체 매니퓰레이터의 조작 난이도를 저감하기 위해 가상의 공간에 구속조건을 구현하여 조작자의 동작을 제어하는 기술을 제안하고자 한다. 이 기술은 해체 작업 조건에 맞는 구속조건을 가진 가상 구속구를 가상의 공간에 배치하여 원격 작업자가 해체 작업을 수행할 때 작업자가 제어해야 하는 6 개의 공간 자유도 중 적정 수량의 자유도를 구속함으로써 작업자의 조작난이도를 저감하는 기술이다. 결과적으로 원격 작업자가 제어해야하는 6 자유도 중 일부를 동작 제어 알고리즘이 대신 수행하고 작업자는 나머지 몇 개의 자유도만 제어하면 되므로 조작 난이도가 저감된다.

본 논문에서는 가상 구속구를 통한 동작 제어 기술에 대해 소개하고 한국원자력연구원에서 개발한 실감형 원격절단 시뮬레이터를 통해서 이 기술을 구현하고 원격절단 시나리오를 시뮬레이션하는 과정에서 작업자의 조작 난이도가 저감된 결과에 대해 기술하고 결론에서는 연구 결과와 향후 연구 방향에 대해 기술하도록 한다.

2. 본론

2.1 동작제어 기술

본 연구에서 동작제어 기술은 가상의 공간에 절단 대상물과 해체 매니퓰레이터와 원격 조작용 디스플레이와 힘-반향 조작장치로 구성된다. Fig. 1 은 각 구성요소 간 배치와 좌표 변환 관계에 대해 설명한다. 본 기술에서는 조작자가 관찰하는 시점인 camera 좌표계에 대한 좌표 변환을 정의함으로써 조작자의 시점이 어떤 방향으로 변하더라도 조작자는 화면 좌표계에 따라 원격 조작이 가능하도록 하였다. 기존에는 매니퓰레이터의 좌표계를 조작장치로 좌표변환함으로써 조작자는 화면정보를 매니퓰레이터의 좌표계로 재해석하여 조작해야 하므로 조작난이도가 높아지는 문제점이 있었으나 본 연구에서는 이러한 문제점을 해결하였다.

동작 제어 기술은 매니퓰레이터 엔드 이펙터의 작동점이 가상 구속구에 접촉하였을 때 가상 구속구의 깊이 방향으로 진행하지 못하도록 구속하는 기술과 엔드 이펙터의 z 방향 축을 가상 구속구의 수

직 벡터와 일치하도록 구속하는 기술로 구성되어 있다. 이를 통해 가상 구속구의 깊이 방향 1 자유도와 가상 구속구의 면 방향 2 자유도를 구속함으로써 작업자가 제어해야 할 매니퓰레이터의 6 자유도를 3 자유도로 저감할 수 있다.

2.2 시뮬레이션 결과

본 논문에서 제시된 동작 제어 기술을 초고압 연마 워터젯 노즐을 매니퓰레이터에 장착하여 반구형의 원자로 압력용기 헤드를 절단하는 원격 절단 시나리오에 적용하는 시뮬레이션을 수행하였다. 워터젯 공법으로 원자로 압력용기 헤드를 원격 절단하는 시나리오는 작업자가 워터젯 노즐을 반구형 곡면에 일정한 간격을 유지하면서 수직한 방향을 유지해야 하므로 동작 제어 기술의 도움 없이는 사실상 불가능한 고난이도 원격 절단 공정이다.

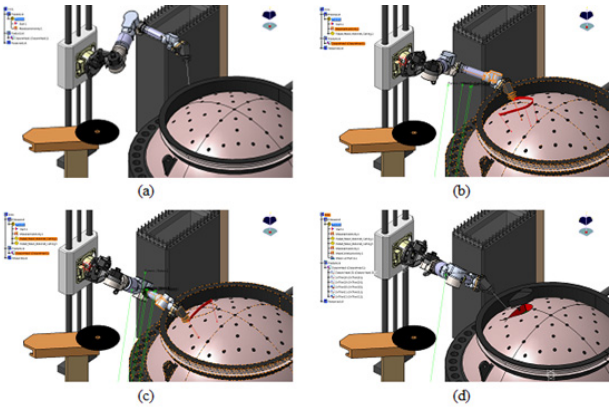


Fig. 2. Simulation result (a) initial condition of segmentation process, (b) first cut along curved path on hemispherical surface, (c) second cut cross over curved path, (d) final condition of segmentation process.

시뮬레이션 과정은 Fig. 2와 같다. 실감형 원격 절단 시뮬레이터 조작자는 큰 어려움 없이 2차원 평면에서 작업하듯이 절단 경로를 생성하였으며 생성된 절단경로를 따라 절단 공정이 성공적으로 시뮬레이션 되었다.

Fig. 2와 같이 워터젯 노즐과 매니퓰레이터의 움직임과 원자로 압력용기 헤드의 곡면의 시인성이 좋은 시야에서 작업자는 매니퓰레이터의 좌표계를 고려하지 않고 시야에 보이는 대로 원격 절단 작업을 수행할 수 있으므로 작업 난이도가 더 저감되는 결과를 얻을 수 있었다.

3. 결론

본 논문에서 제시된 조작 난이도 저감을 위한 동작 제어 기술은 원격 작업자의 작업난이도를 성공적으로 저감시켰다. 본 논문에서는 실감형 원격 절단 시뮬레이터를 통해 기술의 작업 난이도 저감 성능을 보였으나 향후에는 실제 해체 매니퓰레이터의 원격 제어 기술에 적용하여 기술을 실증할 예정이다. 본 기술은 유연하고 정밀한 해체 작업을 수행할 수 있는 매니퓰레이터를 통해 원전 핵심설비 해체 작업을 기존 보다 월등히 안전하고 경제적으로 수행할 수 있을 것으로 예상된다.

4. 감사의 글

The research was supported by the Nuclear R&D Program through the Ministry of Science, ICT & Future Planning.

5. 참고문헌

[1] Radioactive Waste Management Committee, “Remote Handling Techniques in Decommissioning”, NEA/RWM/R, Nuclear Energy Agency, 2011.

[2] Shepard, R.N. and Metzler, J., “Mental rotation of three-dimensional objects”, Science, Vol. 171, pp.701-703, 1971.

[3] DeJong, B. P., Faulring, E. L., Colgate, J. E., Peshkin, M. A., Kang, H., Park, Y. S., and Ewing, T. F., “Lessons learned from a novel teleoperation testbed”, Industrial Robot: An International Journal, 33(3), pp. 187-193, 2006.

[4] D. Hyun, S. Lee, Y. Seo, G. Kim, J. Lee, K. Jeong, B. Choi, J. Moon. “Seamless remote dismantling system for heavy and highly radioactive components of Korean nuclear power plants”, Ann. Nucl. Energy, Vol. 73, pp. 39-45, 2014.

코발트 이온의 육안감지와 제거를 동시 수행하는 유/무기 하이브리드 알지네이트 비드

이택승[1*], 김대근[1], 양희만[2], 서범경[2], 이근우[2]
[1]충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 99
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*tslee@cnu.ac.kr

1. 서론

원자력 발전소로부터 발생하는 폐기물 및 예측하지 못한 원전사고와 원전시설의 해체 제염에는 방사성 오염핵종(^{90}Sr, ^{137}Cs, ^{60}Co)들이 포함되어 있으므로 적절한 방법으로 방사성 물질을 제거할 필요가 있다[1-3]. 본 논문에서는 높은 선택성과 효율로 코발트 이온을 육안감지 및 제거를 동시에 수행할 있는 물질에 대해 제안하고자 한다[4]. 이 물질은 아조 염료, 테트라에틸 오쏘실리케이트(TEOS), 그리고 소디움 알지네이트의 융합화를 통하여 제조되었다. 코발트 이온을 아조 염료의 색변화를 통하여 감지하고, 알지네이트에 의하여 제거하여 감지와 동시에 제거가 이루어지도록 하였다.

2. 본 론

2.1 실 험

2.1.1 Azo@SiO@알지네이트 비드의 제조

에탄올/물(0.64 mL/0.44 mL)에 TEOS(0.98 또는 1.96 mL)를 녹인 후, 상온에서 1 시간 동안 교반한다. 이 용액에 0.1 M 염산(0.18 mL)과 1.41 mM 5-다이메틸아미노-2-2(2-피리딜아조)페놀(2 mL)를 첨가 한 후 60도에서 1 시간 동안 교반한다. 3wt%의 소디움 알지네이트 수용액(5.5 mL)을 이 용액에 첨가한 후 60도에서 6 시간 동안 반응시킨다. 이 용액의 1 mL를 취하여 1.5wt% 염화칼슘(25 mL) 수용액에 주사기를 사용하여 한방울씩 떨어뜨려 비드를 제조한다. 제조된 비드는 증류수에 두 번 수세한다.

2.1.2 Azo@SiO@알지네이트 비드의 색변화 분석

색변화는 스캐너를 이용하여 얻어진 Azo@SiO@알지네이트 비드의 이미지의 임의의 점에서 구한 RGB 값을 통하여 결정된다. Azo@SiO@알지네이트 비드의 RGB 값은 이미지의 임의의 점을 Photoshop CS5.1을 통하여 측정하였으며, 적(R), 녹색(G), 그리고 청색(B)의 값을 얻을 수 있다. 이러한 값은 스캔한 이미지의 비드안의 임의의 점 10개를 평균을 내어서 산출하였으며 최종 사용된 RGB%는 다음과 같은 식으로 계산하였다.

$$RGB\% = \frac{Y_{sample} - Y_o}{Y_{\max} - Y_o} \times 100(\%) \qquad (1)$$

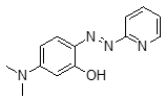
여기서, Y는 식을 통하여 결정되며, 이는 Azo@SiO@알지네이트 비드가 금속이온에 노출됨에 따라 자주색으로 변하는 것에 따르는 값이다. 각각의 R, G, 그리고 B 값은 스캔된 이미지의 임의의 점을 통하여 얻어진 값이며, Y_{sample}은 금속이온 노출후 샘플의 값을 의미한다. 또한 Y_{max}는 금속이온의 의해 최대로 변화된 값을 의미하며, Y0는 금속이온에 노출되기 전의 초기 상태의 Azo@SiO@알지네이트 비드의 색좌표 값이다.

2.2 결과 및 토론

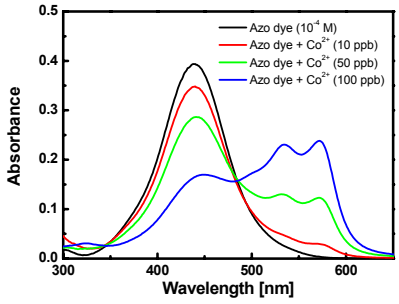
프로브 분자로 사용된 아조 염료는 색변화를 이용한 코발트 이온의 감지 물질로서 사용되었다. 아조 염료 (5-다이메틸아미노-2-2(2-피리딜아조)페놀) 수용액의 코발트 이온의 첨가에 따른 흡수 스펙트럼의 변화를 관찰하였다(Fig. 1). 아조 염료의 주 흡수 파장은 438 nm이지만, 코발트 이온의 첨가에 따라 535와 572 nm에서 새로운 흡수 영역을 발견하였다. 이러한 흡수 영역의 이동은 아조 염료와 코발트 이온 간 복합체 형성에 영향을 받는다. 이 결과, 아조 염료 수용액은 코발트 이온의 첨가에 따라 오렌지색에서 자주색으로 변하는 것을 관찰할 수 있다. 이러한 광학 성질을 이용하기 위하여 아조 염료를 선택하였다.

Azo@SiO@알지네이트 비드는 TEOS와 소디움 알지네이트의 하이드록시기 또는 TEOS와 아조 염료의 수산기의의 반응을 통해 제조되었다. 근본적으로, 알지네이트 비드는 알지네이트의 카복시산과 칼슘 이온간의 상호작용에 의해 형성된다. 그래서 Azo@SiO@알지네이트 비드는 소디움 알지네이트,

TEOS, 그리고 아조 염료의 혼합액을 칼슘클로라이드 수용액(1.5wt%, 25 mL)에 한방울씩 떨어뜨려 제조하였다. 여기에 사용된 혼합액을 제조할 때, 염산을 이용하여 솔-젤 반응을 유도하였으며, 이 반응은 TEOS와 하이드록시기(알지네이트 또는 아조 염료) 사이에서 일어난다(Scheme 1). 만약 하이드록시기가 없는 아조염료를 이용하여 Azo@SiO@알지네이트 비드를 제조 할 경우, 결합되지 않은 아조 염료가 비드 밖으로 용출된다. 그래서 아조염료의 하이드록시기는 본 연구에 필수적인 요소이다. 또한 알지네이트의 카복시산과 칼슘 이온 간 가교반응을 통해 최종적으로 비드가 형성 된다. 본 연구에 따르면, 평균 비드의 직경은 제조 시 사용된 시린지의 니들 직경에 의해 결정된다. Azo@SiO@알지네이트 비드는 아조 염료, TEOS, 그리고 알지네이트를 사용하여 제조하였으며, 구형태를 가지며, 금속 이온을 흡착 한 후에도 이 구상형태는 유지 되는데, TEOS 사용에 의한 유무기 복합화에 의해 형태 안정성이 향상되었기 때문이다. 알지네이트의 카복시산과 TEOS의 잔여 하이드록시기는 금속이온을 흡착하는데 큰 역할을 하며 아조 염료의 아조기는 메탈이온을 검출하는 역할을 수행한다.

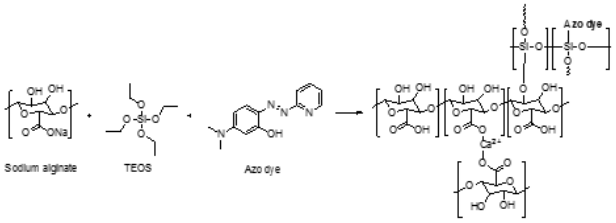


(a)



(b)

Fig. 1. (a) Chemical structure and (b) changes in absorption of azo dye upon exposure to cobalt ion.



Scheme 1. Formation of organic-inorganic hybrid of alginate-based beads in the presence of TEOS.

3. 결 론

비드 타입의 코발트 이온의 제조는 알지네이트, TEOS, 그리고 아조 염료의 융합을 통해 이루어 졌다. 알지네이트는 코발트 이온의 제거 역할을 담당하고, TEOS는 비드의 형태 안정성 및 추가적인 코발트 이온의 제거 역할을, 아조 염료는 색변화를 통한 코발트 이온의 감지 역할을 수행한다. 이러한 Azo@SiO@알지네이트 비드의 코발트 이온에 대한 감지 능력은 일반적으로 사용되는 스캐너를 이용하여 진행 되었으며, 이렇게 얻어진 이미지를 통하여 RGB% 값을 계산함으로 정량적인 감지가 가능함을 확인하였다. 다른 금속 이온이 첨가 되었을 경우에는 색변화를 관찰 할 수 없지만, 코발트 이온이 첨가 되었을 경우에는 색변화를 사람의 눈을 통하여 쉽고 빠르게 관찰 할 수 있으며, 이는 아조 염료와 코발트 이온 간 리간드-금속 이온 상호작용에 기인한다.

4. 참고문헌

[1] H. Mimura, M. Saito, K. Akiba, Y. Onodera, *J. Nucl. Sci. Technol.* **38**, 872-878 (2001).

[2] A.D. Ebner, J.A. Ritter, J.D. Navratil, *Ind. Eng. Chem. Res.* **40**, 1615-1623 (2001).

[3] P. Sylvester, E.A. Behrens, G.M. Graziano, A. Clearfield, *Sep. Sci. Technol.* **34**, 1981-1992 (1994).

[4] A. Jo, G. Jang, H. Namgung, C. Kim, D. Kim, Y. Kim, J. Kim, T.S. Lee, *J. Hazard. Mater.* **300**, 227-234 (2015).

표면오염 내 방사성 세슘 제거용 자성흡착제/고분자 용액의 제조 및 특성 분석

양희만,* 황규선, 박찬우, 이근우, 서범경, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hmyang@kaeri.re.kr

1. 서론

후쿠시마 원전사고 후, 많은 양의 방사성 핵종들이 환경으로 유출되어 바람과 비에 의해 토양, 도로, 건물 등의 대면적의 표면에 흡착되었다. 이들 방사성 핵종들 중, 높은 반감기 (약 30년) 및 감마선의 높은 에너지로 인해 방사성 세슘은 가장 위험한 방사성 핵종들로 알려져 있다. 따라서 방사성 세슘으로 오염된 다양한 주거지 시설표면을 복원하기 위해 다양한 표면오염 제거 방법들이 적용되었다. 이중, 고압수를 이용한 표면오염 제거 방법이 많이 적용되었으나 오염표면 조건에 따라 낮은 제거효율을 보여주었으며, washing에 사용된 물이 사용 후 방사성 핵종으로 오염되어 대량의 오염수가 발생되는 문제점이 있다. 비록 grinding, vacuum cleaner 등과 같은 기계적인 방법은 유효한 제거효과를 보여주었으나, 대면적의 오염표면에 적용하기엔 어려운 단점이 있다. 또한 화학적 방법인 strippable coating agent 역시, 70-80%의 우수한 방사성 핵종 제거 효율을 보여주었으나, 물질 구성성분인 solvent와 chelator는 인체에 유해한 물질을 사용하고 있으며, 방사성 핵종 제거에 사용된 coating 물질은 그대로 방사성 폐기물이 되기 때문에 많은 양의 방사성 폐기물이 발생한다는 단점이 있다.

본 연구에서는 대량 오염수 발생 (고압수 이용시), 방사성 폐기물 발생 및 유해물질 사용으로 인한 2차 환경오염 (strippable 코팅제) 발생 위험의 단점을 해결하고자 새로운 오염 표면 복원제를 개발하였다. 이를 위해 온도 변화에 따라 고분자 용액과 필름 형성이 가역적으로 변하는 온도 민감성 polyvinyl alcohol-borate complex 소재 및 방사성 세슘 흡착용 자성흡착제를 이용하여 방사성 오염표면 복원용 소재로의 활용 가능성을 살펴보았다. 위 표면오염 복원 소재는 표면 내 방사성 세슘 제거 후 외부자기장을 이용하여 자성흡착제만을 선택적으로 자성회수 할 수 있어 방사성 세슘을 포집하고 있는 자성흡착제만을 방사성 폐기물로 처리하며 방사성 폐기물의 양을 획기적으로 저감할 수 있으며, 동시에 polyvinyl alcohol-borate complex는 재활용이 가능하며 대면적 방사성 오염표면 복원 소재로 활용 가능성이 매우 우수하다.

2. 본론

2.1 제조 방법

2.1.1 자성흡착제 제조 방법

본 연구에서 사용된 자성흡착제는 본 연구그룹이 최근에 보고한 구리-페로시아나이드가 도입된 자성흡착제 제조을[2] 이용하여 세슘 제거율이 향상된 자성나노클러스터 기반의 철-페로시아나이드가 도입된 자성흡착제를 합성하여 사용하였다.

2.1.2 자성흡착제/고분자 복원소재 제조

오염표면 복원 소재를 제조하기 위해 적정량의 polyvinyl alcohol과 borate를 물상에 첨가하여 용해시킨다. 자성흡착제/고분자 용액의 온도에 따른 거동변화를 평가하기 위해 온도 및 첨가물의 비율에 따른 유변학적 특성을 분석하였다. 또한, 제조된 자성흡착제/고분자 복원소재를 이용하여 방사성 세슘으로 오염된 페인트가 코팅된 시멘트에 대한 방사성 세슘 제거 성능을 평가하였다.

2.2 실험 결과 및 고찰

TEM, XRD, VSM 등의 화학분석을 통해 제조된 자성흡착제가 외부자기장에 의해 자화되는 초상자성을 가지는 것을 확인하였다. Fig. 1에서 보는바와 같이 2050 cm^{-1} 위치에서 매우 강한 흡수 peak를 보여주는데 이는 cyanide group (CN)을 나타내는 특정 band로 ferrocyanide가 성공적으로 접목되었음을 보여준다. 제조된 자성흡착제의 세슘 흡착특성 실험 결과 99.9% 이상의 세슘 제거 효율을 확인하였다.

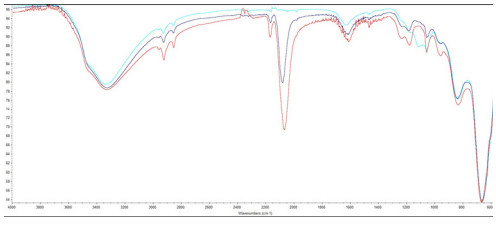


Fig. 1. FTIR spectra of magnetic nanocluster (sky blue) and Fe-ferrocyanide coated magnetic adsorbent (red&blue).

Fig. 2는 위에서 제조된 자성흡착제와 PVA-borate 고분자 복합체가 용해된 수용액의 온도에 따른 변화를 관찰한 그림이다. 그림에서 보는바와 같이 흡착제/고분자 용액은 55도에서 점도가 있는 액체 상태의 거동을 보여주나, 25도에서는 PVA-borate 간의 complex 형성에 의해 견고한 겔 상태의 거동을 보이는 것을 확인 할 수 있다.

Fig. 2. Digital images of aqueous solution of adsorbent/PVA-borate at 55°C (left) and 25°C (right).

상기에서 제조된 흡착제/고분자 표면오염 복원소재를 이용하여 방사성 세슘으로 오염된 페인트가 코팅된 시멘트 표면에 대한 방사성 세슘 제거 실험 결과, 40-50% 정도의 제거 효율을 보이는 washing 방법에 비해 약 2배 정도인 83% 이상의 세슘 제거 효율을 보여주었다.

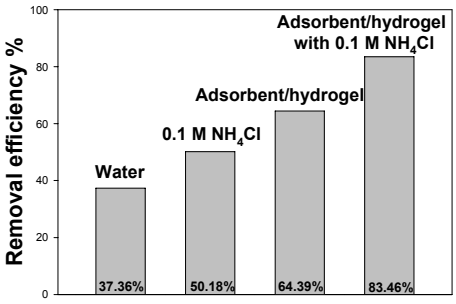


Fig. 3. The removal performance of adsorbent/PVA-borate hydrogel on the 137Cs-contaminated surface of paint coated cement.

Fig. 4에서 보는바와 같이 사용후 표면오염 복원소재는 단순 물 첨가 후 외부 자석에 의해 방사성 세슘을 흡착하고 있는 자성흡착제만의 100% 회수가 가능하였으며, 수용액에 남아 있는 고분자 용액은 재사용이 가능하다는 것을 확인하였다.

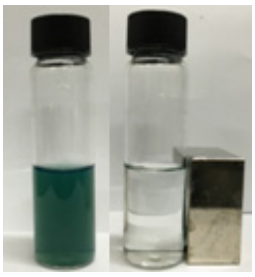


Fig. 4. Magnetic separation of adsorbent from PVA-borate solution using an magnet after dissolving the adsorbent/hydrogel film into water.

3. 결론

본 연구에서는 고체 오염 표면 내 존재하는 방사성 세슘을 제거하기 위해 온도 민감성 polyvinyl alcohol-borate 용액에 자성흡착제를 혼합하여 방사성 세슘만을 선택적으로 제거할 수 있는 흡착제/고분자 복원소재를 제조하고자 하였다. 위 복원 소재의 제조 조건을 도출하기 위해 polyvinyl alcohol와 borate의 함량 및 온도에 따른 복원 소재의 특성 변화를 살펴보았다. 자성흡착제가 첨가된 표면오염 복원 소재는 80% 이상의 우수한방사성 세슘 제거 효율을 보여주었다. 또한, 사용 후 복원 소재는 외부자기장을 이용하여 자성 흡착제만을 회수할 수 있어 방사성 폐기물 발생량을 현저히 줄일 수 있다.

4. 감사의 글

This research was supported by the Korea Ministry of Education, Science, technology Grant (No.2012M2A8a5025996)

5. 참고문헌

[1] N. Kinoshita, K. Sueki, J. Sasa, J. Kitagawa, S. Ikarashi, T. Nishimura, Proc. Natl. Acad. Sci. USA 108 (2011) 19526-19529.

[2] H.-M. Yang, S.-C. Jang, S. B. Hong, K.-W. Lee, C. Roh, Y. S. Huh, B.-K. Seo, J. Alloy. Compd. 657 (2016) 387-393.

등온실험에 의한 고순도 흑연 분말의 가스화 속도론 해석

최윤정*, 양희철, 김형주, 양인환, 이시영, 정동용, 문제권, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yjchoi@kaeri.re.kr

1. 서론

흑연은 화학적으로 안정하고 핵 분열시 발생하는 중성자에 견디는 능력이 탁월하여 원자로 내의 연료봉이나 감속재, 반사체 등 원자력 산업에 다양하게 이용된다. 오래된 흑연 감속로는 해체 과정을 거치게 되고 이때 다량의 흑연 폐기물이 발생하게 되는데 방사화 폐기물과 같은 탄소 폐기물은 가스화 하여 부피를 감소시키는 방법이 유리하다. 본 연구에서는 원자력산업에서 사용되는 흑연과 같은 등급의 고순도 흑연 분말을 공기분위기에서 일정한 온도로 유지하여 TG로 열중량 분석하고, 아레니우스 식을 이용하여 활성화 에너지와 반응빈도인자를 구하여 반응 속도식을 완성하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

시료는 Alfa Aesar사의 흑연분말 (99.9995%, 325 mesh)를 사용하였으며, 열중량분석기(TGA, TA Instruments SDT Q600)를 이용하여 공기분위기에서 600, 650, 700, 750℃ 의 온도로 일정하게 유지하여 실험하였다.

2.2 가스화 속도론 해석

Fig. 1에 공기분위기에서 600, 650, 700, 750℃의 등온 조건에서의 TGA 실험 결과를 나타내었다.

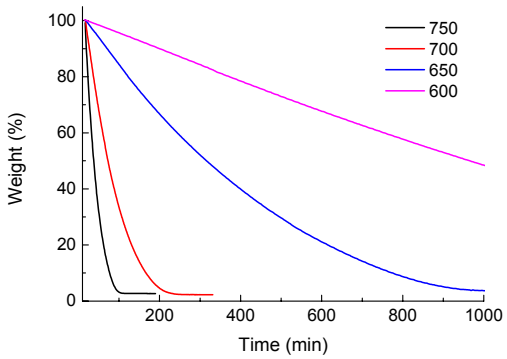


Fig. 1. Isothermal weight loss curves of graphite at the different temperatures.

일반적으로 고체상 반응식(solid-state reaction equation) 은 반응속도 (dα/dt), 온도함수 k(T), 반응모델함수 f(α)를 이용하여 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$\frac{d\alpha}{dt} = k(T)f(\alpha) = Ae^{-\frac{E}{RT}}f(\alpha) \qquad (1)$$

Table 1에 주로 사용되는 고체상 반응식을 f(α)의 적분식인 g(α)로 정리하여 나타내었다. 표 1의 모델 식으로부터 얻어진 $t/t_{0.5}$ 값과 실험 데이터에서 얻어진 $t/t_{0.5}$ 값을 비교하여 나타낸 Fig. 2에서, R_3모델식이 가장 실험 결과와 유사하였다. Table 2는 각 온도에 대한 $t/t_{0.5}$값과 모델 식을 이용한 $t/t_{0.5}$값을 직선 fitting 하여 얻은 RSS값과 기울기이다. 전체적으로 R_3모델식의 RSS값이 0.999정도로 실제 반응 데이터와 가장 일치하였다.

Table 1. most commonly used solid state reaction equations

kinetic equation, $g(\alpha) = \int_0^{\alpha} \frac{d\alpha}{f(\alpha)}$
D_1:α^2=kt
D_2:(1-α)ln(1-α)+α=kt
D_3:$[1-(1-\alpha)^{1/3}]^2$=kt
D_4:1-(2/3)α-$(1-\alpha)^{2/3}$=kt
F_1:-ln(1-α)=kt
R_2:1-$(1-\alpha)^{1/2}$=kt
R_3:1-$(1-\alpha)^{1/3}$=kt
Zero order: α=kt
A_2:$[-\ln(1-\alpha)]^{1/2}$=kt
A_3:$[-\ln(1-\alpha)]^{1/3}$=kt
Prout: -ln(α/1-α)=kt
Tompkins: ln(α/1-α)=k lnt

Fig. 3에 네 온도에서의 1/T값에 따른 $\ln(d\alpha/dt)_{max}$ 값을 나타내었다. 그래프의 기울기와 절편을 이용하여 활성화 에너지 E 값과 반응 빈도인자 A 값을 각각 196.8 kJ/mol, 7.01×10^6 s^{-1}로 구하였다.

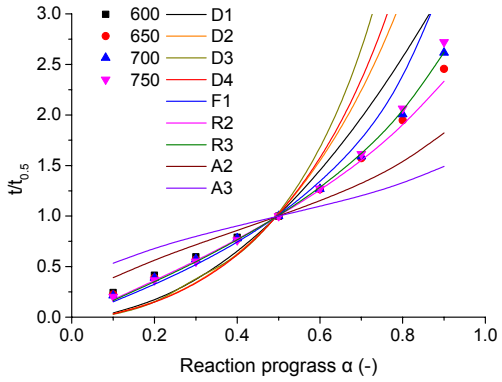


Fig. 2. Plot of t/t0.5 versus reaction progress α.

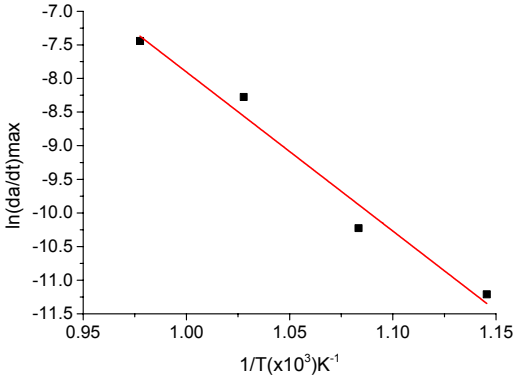


Fig. 3. Arrhenius plot with the use of maximum rates.

3. 결론

원자력급 흑연 분말을 이용하여 일정한 온도에서 열중량 분석 실험 후 모델식을 이용하여 흑연 분말의 가스화 속도론적 해석을 수행하고 600~750℃ 온도구간에서 흑연의 가스화 모델로 가장 적합한 모델은 $f(\alpha)=3(1-\alpha)^{2/3}$ 이며 이때의 RSS값은 약 0.999이다. 활성화 에너지 E값과 반응 빈도인자 A 값은 각각 196.8 kJ/mol, 7.01×10^{6} s^{-1}이다.

4. 감사의 글

이 논문은 정부 (미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (원자력연구개발사업, No. NRF-2012M2A8A5025658)

5. 참고문헌

[1] I. Halikia, L. Zoumpoulakis, E. Christodoulou, D. Prattis, "Kinetic study of the thermal decomposition of calcium carbonate by isothermal methods of analysis", The European Journal of Mineral Processing and Environmental Protection, Vol.1, No. 2, 1303-0868, pp. 89-102 (2014).

[2] H. C Yang, H. C Eun, D. G Lee, C. H Jung and K. W Lee, "Analysis of Combustion Kinetics of powdered nuclear graphite by using a non-isothermal thermogravimetric method, Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol. 43, No. 11, p. 1406-1439 2006).

Table 2. Results of the comparison between (t/t0.5)exp and (t/t0.5)theor as obtained by the least-squares method

kinetic equation	Temperature, ℃							
	600		650		700		750	
	RSS	slope	RSS	slope	RSS	slope	RSS	slope
D1	0.9934	1.5239	0.9953	1.4999	0.9940	1.4114	0.9943	1.3419
D2	0.9749	2.0028	0.9773	1.9715	0.9848	1.8627	0.9884	1.7735
D3	0.9143	2.9313	0.9162	2.8852	0.9352	2.7409	0.9425	2.6145
D4	0.9573	2.2639	0.9596	2.2285	0.9716	2.1097	0.9766	2.0102
F1	0.9831	1.4015	0.9836	1.3785	0.9917	1.3027	0.9941	1.2397
R2	0.9985	0.9829	0.9982	0.9664	0.9939	0.9083	0.9914	0.8625
R3	0.9995	1.1057	0.9995	1.0873	0.9997	1.0238	0.9988	0.9730
A2	0.9920	0.6288	0.9903	0.6179	0.9850	0.5804	0.9808	0.5508
A3	0.9723	0.4144	0.9695	0.4070	0.9601	0.3816	0.9535	0.3617

메조다공성 실리카 나노입자 함유 복합유체 제염제의 성능 평가

윤인호*[1], 정종헌[1], 윤석본[2], 김초롱[1], 양한범[1], 문제권[1], 최왕규[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한수원㈜중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*ihyoon@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력 시설의 해체 또는 대규모 보수 시, 구조적 적용이 어려운 대형기기 및 대면적 제염을 위해서는 적용이 용이하고 이차폐기물 발생이 최소화되는 제염 기술의 확보가 요구되고 있다[1,2]. 미국, 영국 프랑스 등 해외 주요 원자력 선진국에서는 폐액 저장 탱크와 같은 대형기기 및 사용후 핵연료 저장 풀 등 대면적 오염 표면제염 시 제염의 용이성 및 이차폐기물 발생량 저감화 측면에서 거품(Foam) 제염의 중요성을 인식하고, 연구개발 및 상용화를 추진한 결과 실용화 단계에 올라와있다. 프랑스 CEA에서는 대형기기 제염을 위한 파일럿 규모의 실증시험 설비를 구축하여 거품 생성 및 안정성 평가, 제염 실험 등이 진행되었다. 또한 미국 INL에서는 거품 제염의 개발 및 특허화를 통해 기술이전 하여 실제 대면적 시설에서 실증 실험이 이루어지고 있으나, 국내의 경우 관련 연구가 전무하고, 기반이 매우 취약한 상태에 있다.

이러한 현 상황을 고려하여 거품의 안정성 증진을 통한 제염효율 증대와 이차폐기물의 양을 더욱 저감하고 이차폐기물 처리의 용이성을 증진시키기 위해 나노 크기의 고체입자 및 유체 등을 용매에 균일하게 분산시켜 제염제와 혼합한 나노입자 함유 거품(복합유체) 제염제 개발을 추진하고 있다. 본 연구에서는 나노복합유체 제염제의 안정성을 증가시키기 위해 유기물의 사용을 최대한 줄이고, 기존의 실리카 나노입자의 성능을 증가시키기 위해 메조다공성 실리카 나노입자를 제조하여, 복합유체의 안정성을 평가하였고 RI 시편을 통한 나노복합유체 제염제의 성능을 평가하였다.

2. 본론

2.1 실험

본 실험에서는 복합유체의 제조를 위한 계면활성제로 비이온 계면활성제인 Elotant™ Milcoside 100 (EM 100, LG Household & Health Care)을 사용하였고, 메조다공성 실리카 나노입자를 합성하여 사용하였다[3,4].

거품제염제의 구조 및 안정성을 평가하기 위해 Dynamic Foam Analyzer (DFA-100, KRUSS, Germany)을 사용하여 이미지 분석을 통해 거품 제염제 구조와 안정성 측정을 수행하였다. 생성된 나노복합유체 제염제의 거품의 크기와 수를 측정하여 구조 평가를 하였고, 안정성은 거품양 및 액체 함유량을 통해 평가하였다. 유리 컬럼에 화학제염제와 1% v/v 계면활성제, 다양한 형태의 실리카 나노입자를 포함한 나노복합유체 제염제 용액을 채운 후 가스를 주입하여 거품을 발생시켜 실시간으로 측정하였다.

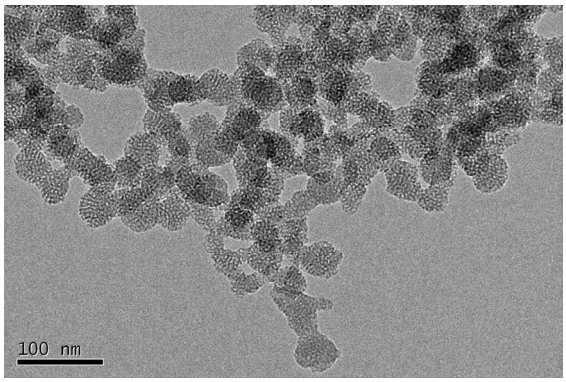


Fig. 1. TEM image of mesoporous silica nanoparticles.

나노복합유체의 제염 성능을 평가하기 위해 20 × 20 × 2 mm SUS 시편 쿠폰의 표면을 연마기로 polishing 하였고, 700℃에서 24 시간동안 열처리하여, 부식산화막을 형성시켰다. 이후 코발트 RI 용액을 시편에 떨어뜨려 100℃에서 5 시간 동안 열처리하여 RI 시편을 준비하였다. 나노복합유체 (50 mL)에 화학제염제인 0.01M HNO_3 (pH=2)에서 1wt.% 다양한 나노입자를 별개의 250 mL의 시험 용기에 넣고, 흔들어서 거품을 생성시키고 부식산화시편이 나노복합유체 제염제에 충분히 접촉할 수 있도록 용기의 가운데에 위치시키고, MCA를 통해 제염 전후의 방사능농도를 측정하여 제염계수를 구하였다[5].

2.2 결과 및 고찰

나노복합유체 제염제의 구조는 생성된 복합유체의 개수 및 크기 변화량을 통하여 평가하였다. 실리카 나노입자를 함유하지 않는 복합유체 제염제는 60 분 후에 모든 거품이 사라지는 것으로 나타났지만, 상용 실리카 나노입자 (M-5, cabosil) 및 메조다공성 실리카 나노입자를 함유한 복합유체는 60 분 동안 거품이 유지 되는 것으로 나타났다. 그리고 메조다공성 실리카 나노입자를 함유한 복합유체의 거품 개수가 가장 많고, 거품의 크기는 작아지는 것으로 나타났다. 또한 메조다공성 실리카를 함유한 복합유체에서 거품사이의 액막 두께는 1 시간 후에도 일정하게 유지되는 것으로 나타났다 (Fig. 2).

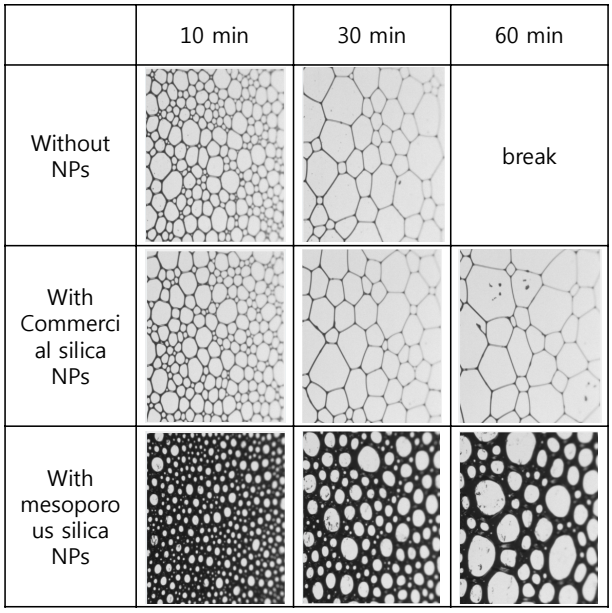


Fig. 2. Foam structures of 1% EM 100 containing 1 wt.% commercial and mesoporous silica NPs at pH 2 for 1 hr.

RI 오염 시편을 통한 복합유체의 제염 성능평가 실험에서는 1% EM100 계면활성제만 포함된 복합유체와 1wt.%의 다양한 실리카 나노입자를 포함한 나노복합유체를 사용하여 제염 전후의 방사능 농도를 통해 제염계수를 비교분석하였다. 실험결과를 통해, 메조다공성 실리카를 함유한 복합유체에서 제염계수가 가장 높은 것으로 나타났고, 다음으로 상용 실리카 함유 복합유체 제염제, 계면활성제만 포함한 복합유체 제염제 순으로 제염계수가 낮아지는 것으로 나타났다. 본 결과를 통해 메조다공성 실리카 나노입자를 첨가함에 따라 거품액막의 두께가 증가하고 유지되면서, RI 오염 시편과 접촉하는 시간이 증가함에 따라 제염계수가 증가하는 것으로 사료된다.

3. 결론

본 연구에서는 새로운 나노복합유체 제염제를 개발하기 위해 다양한 형태의 실리카 나노입자를 제조하여 나노복합유체 안정성과 거품구조, 제염 성능 평가를 수행하였다. 다양한 형태의 실리카 나노입자의 첨가에 기인하여 복합유체의 안정성이 증가하는 것으로 나타났고, 특히 메조다공성 실리카 나노입자를 사용한 경우 복합유체의 거품액막 두께가 가장 높게 나타났다. 또한 나노복합유체의 거품 액막 두께가 증가할수록, RI 오염시편과 접촉하는 화학제염제의 양 및 접촉시간이 증가하면서 제염계수가 증가함을 확인하였다.

4. 감사의 글

이 논문은 2015년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구입니다.

5. 참고문헌

[1] C. Dame, et al., Colloids Surf., A, 263 210-218 (2005).
[2] L. Nunez, and M. Kaminski, US Patent 7,166,758 B2 (2007).
[3] S.B. Yoon, et al., Asian J. Chem., 26, 1401-1404 (2014).
[4] I.-H. Yoon, et al., Asian J. Chem., 26, 1405-1407 (2014).
[5] I.-H. Yoon, et al., Ann. Nucl. Energy 73, 168-174 (2014).

5분과

제염해체(Poster)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

원전 해체 사업추진 주요일정 (Project Milestones) 시안 개발

정완일*, 권용범, 정재훈
한국전력기술㈜, 경북 김천시 혁신로 269
*wanil@kepco-enc.com

1. 서론

1970년대 후반 운전 개시한 국내 최초의 원자력 발전소인 고리1호기는 지난 40 년 가까운 시간동안 국가 경제와 국민 일상 생활에 지대한 기여를 해 왔으나 이제 1 년 여 후인 2017년 6월에 그 운전을 영구정지하기로 결정되었다. 영구정지에 따른 원전 해체에 대비하여 여러 기관에서 기술적 측면에서의 다양한 준비를 하고 있는데, 이와 병행하여 사업관리측면에서도 효율적 관리도구의 하나로 거론되는 사업추진 주요일정 (Project Milestones) 시안을 제시하고자 한다.

2. 본론

2.1 설정 배경

설계에서 완공까지 10 년 이상의 장기간이 소요되는 원전 건설사업에서는 사업 전반에 걸쳐 핵심적으로 중요한 시점을 도출하고 이를 사업추진 주요일정 (Project Milestones)으로 설정하여 집중관리해 왔는데, 다수의 원전 건설을 통해 이는 매우 효과적인 관리방법임이 입증되었다. 이러한 경험에 비추어 원전 해체사업에도 사업 특성을 고려하여 최적의 사업추진 주요일정을 도출할 필요가 있다고 사료된다.

2.2 중요 시점 대상 검토

해체사업의 전체 추진과정을 대상으로 사업 추진에 결정적으로 중요하거나 전환점이 될 만한 사안이나 시점, 그리고 관련 법령에 의한 요식행위 등을 파악하여 그 상대적 중요성을 검토하였다. 관련 법령으로 원자력안전법, 동 시행령, 동 시행규칙, 원자력안전위원회 규칙, 동 고시 등이 있으며 그 중 중요한 사안은 다음과 같다.

- 발전용원자로 및 관계시설을 영구정지를 하려는 경우에는 제20조제1항에 따라 변경허가를 받아야 한다. (원자력안전법 제21조②)
- 발전용원자로운영자가 발전용원자로 및 관계시설을 해체하려는 때에는 대통령령으로 정하는 바에 따라 위원회의 승인을 받아야 한다. (원자력안전법 제28조①)
- (제28조)제1항의 승인을 받으려는 자는 승인신청서에 발전용원자로 및 관계시설의 해체계획서와 총리령으로 정하는 서류를 첨부하여 위원회에 제출하여야 한다. (원자력안전법 제28조②)
- 원자로시설의 해체 승인을 받으려는 발전용원자로운영자는 법 제21조제2항에 따라 영구정지에 관한 변경허가를 받고 원자로시설을 영구정지한 날부터 5년 이내에 총리령으로 정하는 바에 따라 해체승인신청서를 작성하여 위원회에 제출하여야 한다. (원자력안전법시행령 제41조의2①)
- 위원회는 (제28조)제6항에 따른 검사를 완료한 때에는 제20조제1항에 따른 발전용원자로 및 관계시설의 운영허가의 종료를 해당 발전용원자로운영자에게 서면으로 통지하여야 한다. (원자력안전법 제28조⑧)

영구정지 이후 시설 전반에 걸쳐 물리적, 방사학적 특성조사를 실시하는데, 이는 해체계획서 작성, 방사선안전관리계획 작성, 해체 공정 및 비용 산정 등의 초기 계획업무에 필수적 입력자료가 되므로 적절한 시점까지 완료되어야 한다.

건물의 철거에 선행하여 사용후핵연료는 별도의 소외 또는 소내 단기저장시설로 이송되어야 하므로 소내 단기저장시설이 필요한 경우 적절한 시점까지 단기저장시설의 설계 및 건설이 완료되어야 하며, 또한 건물 철거에 앞서 적절 시점까지 사용후핵연료의 이송이 완료되어야 한다.

본격적인 해체 착수에 앞서 법령의 규정에 따라 적기에 해체계획서를 포함한 해체승인신청이 이루어져야 하고 필요시 공청회 등을 거쳐 관계기관의 해체 승인을 득해야 한다.

제염에 이어 해체작업은 고방사능오염물인 주기기 등의 대형기기 철거, 일반 계통/기기 철거, 건물/구조물 철거 등의 작업으로 대별할 수 있는데 전체 공정을 효과적으로 추진하고 관리하기 위해서는 이들 각각에 대하여 적절한 목표 완료일을 설정하

는 것이 바람직하다.

건물/구조물 철거가 완료되면 부지복원과 부지 최종상태조사를 적절한 시점까지 완료하고 이어서 관련기관의 검사를 거쳐 최종적으로 해체사업이 종료되는데 이런 시점들도 주요 일정의 후보로 거론된다.

2.3 도출 결과

앞에 기술한 바와 같이 일련의 작업과 요건들을 검토한 결과 다음과 같이 모두 13개의 중요시점을 도출하여 Milestone으로 설정하고, 그 중 결정적인 항목을 선별하여 Key Milestone으로 명명한다.

- ○ 운영변경허가신청서 제출
- ○ **운영변경허가 취득/ 영구운전정지 <Key Milestone>**
- ○ 물리, 방사학적 특성조사 완료
- ○ 해체계획서 초안 제출
- ○ **해체승인 신청 <Key Milestone>**
- ○ 단기저장시설 운영 개시
- ○ **해체승인 취득/ 제염철거 착수 <Key Milestone>**
- ○ 사용후핵연료의 단기저장시설 이송 완료
- ○ 주기기철거 완료
- ○ 기기철거 완료
- ○ 건물철거 완료
- ○ 부지복원 완료/Final Status Survey 완료
- ○ **해체사업 종료 <Key Milestone>**

위에서 설정한 사업추진 주요일정들을 일정을 가정하여 연도별로 표기하면 아래 Fig. 1 과 같다. 아래의 표기연도는 단지 하나의 가정일 뿐이며 사업여건을 반영한 별도의 상세 검토가 필요하다.

Fig. 1. Draft Project Milestones on the Tentative Time Frame.

3. 결론

본 논문은 당면한 해체사업의 전 과정에 걸쳐 관련 법령상의 요건과 주요 역무들을 살펴보고 그 중 핵심적인 이벤트를 도출하여 사업추진 주요일정으로 제시하였다. 한편 국내의 원전 해체사업은 아직 준비단계로서 경험이 전무한 실정이고 사업자의 추진전략, 단기저장시설 추진 여부, 계약 구조, 제염/절단기술의 선정 등 다양한 변수와 불확실성이 존재한다. 또한 위에서 제시한 사업추진 주요일정 시안에 대해서도 다양한 시각이 있을 수 있으므로, 이해관계자간에 사업에의 유익성과 효율성을 최우선으로 고려한 합리적 논의를 거쳐 확정되기를 기대한다.

4. 참고문헌

[1] EPRI, Maine Yankee Decommissioning Experience Report, 2005.

[2] EPRI, Connecticut Yankee Decommissioning Experience Report, 2006.

[3] OECD NEA, International Structure for Decommissioning Costing of Nuclear Installation, 2012.

[4] 정완일 외, 국내 원자력발전소 해체사업 Work Breakdown Structure 개발, 2014 한국방사성폐기물학회 추계발표회.

[5] E.ON, Nuclear Decommissioning and Dismantling, 2014.

가압중수로 1차계통 내 부식생성물의 거동 메커니즘과 해체 방사선원항 평가방법에 관한 연구

조훈조, 이상헌, 김선일, 김동민, 신승수, 송종순*
조선대학교, 광주광역시 동구 필문대로 309
gnsdud66@naver.com

1. 서론

현재 국내 원전의 월성 1호기 계속운전, 고리 1호기 영구 정지, 노후화 원전의 증가로 인한 선원항 평가기술 및 제염 해체 기술 개발의 중요성이 강조되고 있다. 본 연구에서는 가압중수로 1차계통 내에서의 부식생성물의 거동 메커니즘과 방사선원항 평가방법 중 CRUDTRAN 코드를 선정하여 월성 1호기에 적용하였다. 먼저, 코드를 통한 계산 결과 값과 실제 원전에서의 실측값을 비교하였고 코드에서 계산되지 않는 다른 방사성핵종들은 핵종 농도비 자료를 이용하여 계산하였다. 본 연구결과는 향후 노후화된 원전 해체 및 운전 보수 시 선원항 예측 연구에 기여할 것으로 예상한다.

2. 본론

2.1 부식생성물의 생성

2.1.1 증기발생기에서의 부식

중수로 S/G 전열관 재료로 우리나라에서 운영중인 월성1호기는 Alloy 800을 사용하고 있다. Alloy 800은 Ni 합금인 Alloy 600, 690과는 달리 Ni과 Cr을 다량 함유한 Fe 합금으로써 화학조성으로는 아래 Table 1에 제시되어 있다.

Table 1. The chemical composition of the S/G tubes material Alloy 600, 800 (wt%)

성분	Alloy 600	Alloy 800
Ni	≥72.0	32.5~35.0
Cr	14.0~17.0	21.0~23.0
Fe	6.0~10.0	bal.
Mn	≤1.00	≤1.00

따라서 S/G에서의 부식반응으로 인하여 Ni, Cr, Fe과 같은 금속부식생성물이 발생되며, Table 2에서 제시된 노심에서의 방사성부식생성물 반응으로 인하여 방사성물질이 생성된다.

Table 2. Reaction of Radioactive corrosion product

Nuclide	Half-Life	Reaction
^{51}Cr	27.8d	$^{50}Cr(n,\gamma)^{51}Cr$
^{54}Mn	312d	$^{54}Fe(n,p)^{54}Mn$
^{59}Fe	45d	$^{59}Fe(n,\gamma)^{59}Fe$
^{58}Co	71d	$^{58}Ni(n,p)^{58}Co$
^{60}Co	5.23yr	$^{59}Co(n,\gamma)^{60}Co$

2.1.2 피더관에서의 유체가속부식

피더관은 중수로의 핵연료채널과 연결되어 약 310℃의 중수인 냉각수가 흐르는 배관이다. 피더관에서의 유체가속부식은 방사성물질의 주요 생성원이며, 재료가 흐르는 유체환경에 놓일 때 견고한 부동태 피막을 형성하지 못하는 가속화된 부식 손상기구이다. 피더관의 재료로 철에 탄소를 합금한 저탄소강(SA 106 Gr. B)재질로써 화학조성으로서는 아래 Table 3에 제시되어 있다.

Table 3. The chemical composition of the Feeder tubes material low carbon steel (wt%)

성분	저탄소강
C	0.3
Mn	0.29 ~ 1.06
P, S	0.035
Cr	0.4

따라서 피더관에서의 유체가속부식으로 인하여 Mn, Cr과 같은 금속부식생성물이 발생되며, Table 2에서 제시된 노심에서의 방사성부식생성물 반응으로 인하여 방사성물질이 생성된다.

2.2 부식생성물 거동 메커니즘(중수로)

중수로 1차계통 내 부식생성물의 생성 및 계통 내외의 이동 메커니즘은 Fig. 1와 같다. 피더관 출구에서 유체가속부식과 S/G에서의 부식으로 인하여 용해된 철이 1차계통 내 냉각수로 방출되고 이 용해된 철은 S/G tube의 저온관, 피더관 입구, 핵연료장전관 입구에서 부식생성물 형태로 침전한다. 일부 부식생성물은 노심을 지나면서 노심표면에 침전되고 이 후 높은 열과 중성자에 의해 방사화된다. 방사화된 물질들은 수압에 의한 침식과 박리에 의해 노심표면 침전물로부터 냉각수로 방출되어 1차계통 전 영역으로 확산된다.

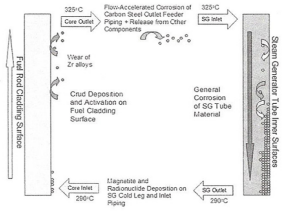


Fig. 1. Processes involved in PHWR corrosion products transport.

2.3 국내 중수로 원전에 적용

2.3.1 CRUDTRAN 코드 선정 배경

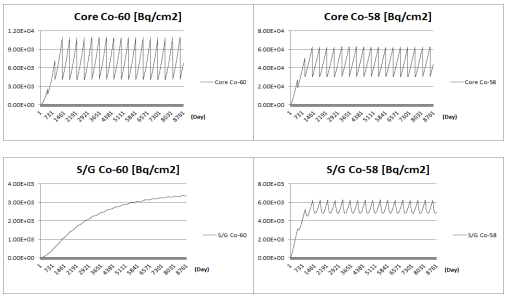
용해성 및 입자성 부식생성물의 거동을 예측하기 위해 개발된 코드로서 본래는 경수로 원전에 적용되는 코드이지만, 중수로 원전에 맞게 인자값들을 보정하였다. 노드는 Core, Coolant, S/G에 대하여 평가되며, 고려되는 주요 방사능 핵종은 Co-58, Co-60 이다. CRUDTRAN 코드는 다른 선원항 평가 코드들에 비해 정확한 결과를 보여주며, 부식생성물 거동 시 냉각재 화학변화에 따른 영향을 고려할 수 있기 때문에 이 코드를 선정하였다.

2.3.2 월성 1호기에 적용

Co의 7년간 실제원전 측정 자료를 제공받아 데이터를 확보하여 그 중 Core, S/G, Coolant 내의 Co-58, Co-60의 변화를 평가하였다. CRUDTRAN 코드에 적용되는 인자들을 확보하기 위하여 원전 측정 자료 이외에도 월성 1호기 자료들과 해외 논문들을 참고하여 추가로 확보하였다. 그리고 Co 이외의 주요핵종인 Mn-54, Cr-51을 평가하기 위하여 방사성핵종 농도비를 계산하여 평가하였다.

2.3.3 결과

CRUDTRAN 코드를 이용하여 모델링 결과 Core, S/G, Coolant 내의 Co-58, Co-60은 주기에 따른 추이를 Fig. 2에서 볼 수 있고 Co-58과 Co-60에 대한 측정값과 실측값을 비교한 그래프는 Fig. 3과 같다. 이는 CRUDTRAN을 활용한 평가결과와 실측값이 유사함을 보였다. 그리고 Co의 농도비를 이용하여 Mn-54, Cr-51 농도는 다음 Fig. 4와 같다.



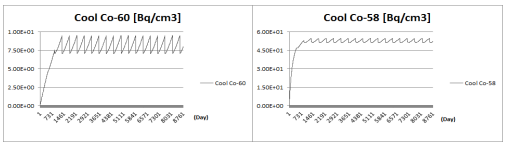


Fig. 2. The variation of the Co concentration in the primary system during 7 years.

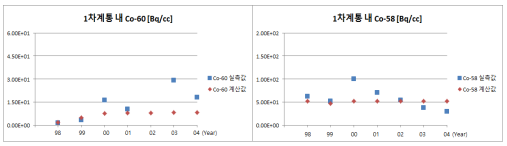


Fig. 3. The comparison of measured and calculated values at Wolsong #1 during 7 years.

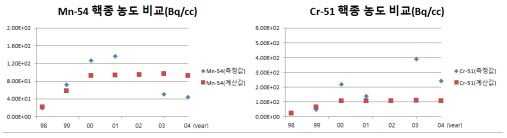


Fig. 4. The comparison of ^{54}Mn & ^{51}Cr in RCS at Wolsong #1 by using the radionuclide concentration ratio.

3. 결론

본 연구에서는 중수로에서의 부식생성물의 주요 발생원과 거동 메커니즘에 대해서 분석하였고, CRUDTRAN을 이용하여 중수로 선원항 평가를 실행하였다. 향후 제염 및 해체 시 사전 연구로서의 충분한 활용 가능성이 입증되며, 이는 해체 시 방사성 폐기물량 및 비용 산정에 기여할 것으로 판단된다. 현재 중수로에 관한 코드 및 현장 자료들이 미비한 상황이다. 따라서 향후, 추가연구를 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] J.H.Hong, "Nuclear Materials", Ird ed., 583-610, Hans House, Seoul (2012).

[4] M.J.Song, S.C Park, J.S Seo, "Radioactive Waste Management of Nuclear Power Plant", 1rd., 83-104, Seoul (2015).

PCFC에 의한 고방사성해수폐액에서 Cs의 흡착특성

이일희*, 이근영, 김광욱, 김형주, 김익수, 김지민, 김민정, 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 발생한다. 함유 주요 방사성핵종은 원자로 장전 조사핵연료의 조사시간, 연소도 및 피복관의 결함정도 등에 따라 달라지지만, 용해도가 큰 알칼리금속 및 알칼리토금속 원소의 Cs, Sr, Ba 등과 요오드 (I) 등은 거의 전량이 용해될 것으로 보이며, 어느 정도의 용해도를 가지고 있는 Mo, Tc, Te 등은 부분적으로 용해되어 공존할 것으로 보인다. 그러나 이를 신속하게 대용량으로 처리할 수 있는 기술은 아직까지 충분히 개발되지 못한 상태이다. 그러므로 본 연구는 PCFC (Potassium Cobalt Ferrocyanide)로 고방사성해수폐액으로부터 전량 용해되는 Cs을 제거하는 흡착특성을 고찰한다.

2. 본 론

2.1 실험

2.1.1 PCFC ($K_2CoFe(CN)_6$) 제조

PCFC는 PFC($K_4Fe(CN)_6$)에 $CoCl_2$를 첨가한 후 (몰농도비=1:2) 실온에서 약 30분간 교반 (300 rpm)하여 $K_4Fe(CN)_6$) +$CoCl_2$ ⇔ $K_2CoFe(CN)_6$)↓+ 2KCl 반응으로 PCFC를 침전시켜 제조하였다. 이때 과량 주입한 $CoCl_2$ 등의 불순물을 제거하기 위하여 증류수로 여러 번 세척한 다음 (3회 이상), 60℃에서 48 시간 이상 건조하여, 파분쇄한 후 항온항습 시약함에 보관하여 사용하였다. 본 연구에서 제조한 PCFC의 물성 및 XRD data는 각각 Table 1 및 Fig. 1과 같다

Table 1. Physical properties of PCFC

	평균입자 크기(㎛)	비표면적 (m^2/g)	평균 세공 직경(nm)	총 세공부피 (cm^3/g)
PCFC	41 ㎛	82.883	5.9253	0.1233

2.1.2 모의 고방사성해수폐액

모의 고방사성해수폐액은 Table 2와 같이 해수에 상업용 특급시약인 CsCl 및 $SrCl_2$를 각각 약 100 ppm 정도를 첨가하여 제조하였다.

Table 2. Simulated high-radioactive seawater waste

원소t	농도 (ppm)	원소	농도 (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		

2.1.3 실험방법

모든 실험은 25±1℃, 회분식으로 수행하였다. 각각의 실험조건에 맞추어 PCFC (제조 후 3주 경과)를 화학저울로 정확히 칭량한 후, 미리 준비한 고방사성해수폐액 40 mL에 첨가하여 온도, 교반속도 및 시간 등의 조절이 가능한 다중교반기를 이용하여 400 rpm으로 약 3 시간 동안 교반한다. 그런 다음 원심분리기로 고-액 분리하여 여과 상등액 내 존재하는 금속이온의 농도를 분석하여 각 원소의 흡착율/분배계수를 측정하였다.

2.1.4 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. PCFC의 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. 2는 m/V 비 변화에 따른 PCFC 및 IE911 (UOP)에 의한 Cs 및 Sr의 흡착율로 이때 PCFC 크기는 325~400 mesh이고, IE911은 24~28 mesh 이다. PCFC나 IE911 모두 m/V 비가 증가

할수록 즉, 흡착제 량이 증가할수록 증가하며, Cs의 경우 IE911은 m/V 비 2 g/L 이상에서 99%가 흡착되는 데 반하여 PCFC는 m/V=1 g/L에서도 99% 정도가 흡착되어 PCFC가 Cs의 흡착제거 및 2차 고체폐기물 발생량 저감화 차원에서 IE911 보다 우수한 흡착제임을 알 수 있다. 이때 PCFC의 용액 내 최종 pH 변화는 m/V 증가에 따라 약 7.99~7.96으로 거의 변화가 없었으나, IE911은 약 8.29~3.31로 감소하였다. 이는 본 연구에서 구입한 IE911가 최종 산으로 처리하여 m/V가 증가할수록 표면에 묻어 있는 산이 용리된데 기인한다. 한편 Sr은 PCFC나 IE911 모두 m/V에 거의 영향의 없이 약 5% 이내 흡착되고 있어, PCFC나 IE911이 Cs의 선택적 흡착제임을 보여주고 있다.

Fig. 3 및 4는 m/V=0.5 g/L에서 PCFC 제조 경과일에 따른 각 PCFC에 의한 Cs의 흡착율 및 XRD data이다. 제조 경과일에 따라 Cs이 흡착율이 감소하며, 제조 3 일 이내의 것은 약 90%가 흡착되는데 반하여 2 주일이 경과된 후부터는 68± 3%로 거의 일정하게 흡착되었다. 이는 예상하지 못한 결과로 제조 PCFC 내 cobalt가 경과 일에 따라 천천히 산화하여 2 주일 경과 후에는 완전 산화되어 흡착제에 피막이 형성된데 기인하는 것 같다. 이로부터 PCFC는 제조경과 일에 따른 영향이 없는 제조 3 주 경과된 시약을 사용하였다.

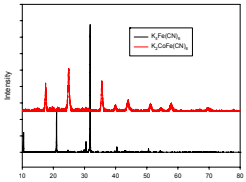


Fig. 1. XRD of PCFC/PFC.

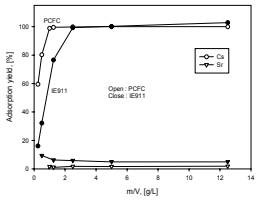


Fig. 2. Effect of m/V ratio.

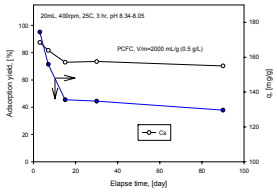


Fig. 3. Effect of elapsed time.

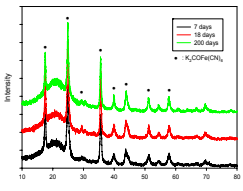


Fig. 4. XRD of PCFC.

Fig. 5는 m/V=0.5 g/L에서 용액 내 pH 변화에 따른 PCFC에 의한 Cs 및 Sr의 흡착율이다. Cs의 경우 pH 증가에 따라 pH 3 이하에서는 흡착이 급격히 감소하다가 pH 3 이상에서는 74±4%에서 거의 일정하게 흡착되었다. 그러나 Sr은 pH 1~8까지는 거의 흡착이 되지 않다가 pH 9 이상에서 다소 흡착되어 pH 9.3에서 약 11% 정도가 흡착되었다. 그러므로 PCFC에 의한 Cs의 흡착은 pH 6~8 정도에서 수행하는 것이 효과적이다.

Fig. 6은 해수 및 증류수에서 m/V 비 변화에 따른 PCFC에 의한 Cs 및 Sr의 흡착율이다. Cs의 경우 해수 및 증류수 모두 m/V 비 증가에 따라 증가하고 있으며, m/V 비 1.25 g/L 이상에서는 거의 99% 이상에 흡착되고 있다. 이는 m/V 비 증가에 따라 흡착제의 량이 증가된데 기인한다. 한편 Sr의 경우 해수에서는 거의 흡착이 이루어지지 않은데 반하여 (약 2~3% 흡착) 증류수에서는 m/V 비 증가에 따라 다소 감소하고 있으며, m/V=25 g/L에서 약 68% 흡착되고 있다. PCFC에 의한 Sr의 흡착은 PCFC 내 K와 Sr의 이온교환 흡착에 기인하는 것으로 사료되지만 m/V 비 증가에 따라 Sr의 흡착량 저감은 예상하지 못한 결과이다. 이로부터 PCFC가 특히 해수에서 Cs에 대한 선택성이 우수하며, Cs 제거에 매우 효과적인 흡착제로 판단된다.

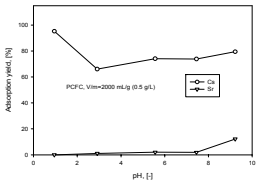


Fig. 5. Effect of temperature.

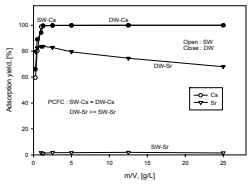


Fig. 6. Effect of DW/SW.

3. 결 론

PCFC는 특히 해수에서 Cs에 대한 선택성이 우수하며, Cs 제거에 매우 효과적인 흡착제로, 고방사성해수폐액으로부터 Cs 제거는 m/V=1 g/L, 용액의 pH는 pH 6~8 정도에서 수행하는 것이 효과적이다. 이때 Sr은 PCFC가 Cs에 선택적인 흡착제로 인하여 거의 흡착되지 않고 있다.

4. 감사의 글

연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기 계획사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

5. 참고문헌

[1] 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).

[2]“多核種除去設備に關する補充說明資料” 特定原子力施設 審査評價檢討會(第2會)參考4, 東京電力株式會社, January 24, (2013).

고방사성해수폐액에서 PCFC-Cs 계의 흡착속도

이일희*, 이근영, 김광욱, 김형주, 김익수, 김지민, 오맹교, 정동용, 문제권, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nehlee@kaeri.re.kr

1. 서 론

고방사성해수폐액 내 함유 주요 방사성핵종은 원자로 장전 조사핵연료의 조사시간, 연소도 및 피복관의 결함정도 등에 따라 다르지만, 용해도가 큰 알칼리금속 및 알칼리토금속 원소의 Cs, Sr, Ba 등과 I 등은 거의 전량이 용해될 것으로 보이며, 어느 정도의 용해도를 가지고 있는 Mo, Tc, Te 등은 일부분 용해되어 공존할 것으로 보인다. 따라서 본 연구는 전량 용해되는 Cs을 고방사성해수폐액으로부터 제거하기 위한 PCFC-Cs 계에서의 (Potassium Cobalt Ferrocyanide-Cs) 흡착속도를 고찰한다.

2. 본 론

2.1 실험

2.1.1 모의 고방사성해수폐액

모의 고방사성해수폐액은 Table 1과 같이 해수에 상업용 특급시약인 CsCl 및 $SrCl_2$를 각각 약 100 ppm 정도를 첨가하여 제조하였다.

Table 1. Simulated high-radioactive seawater waste

원소t	농도 (ppm)	원소	농도 (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 PCFC ($K_2CoFe(CN)_6$)

PCFC는 PFC($K_4Fe(CN)_6$)에 $CoCl_2$를 첨가한 후 (몰농도비=1:2) 실온에서 약 30 분간 교반 (300 rpm)하여 $K_4Fe(CN)_6$) +$CoCl_2$ ⇔ $K_2CoFe(CN)_6$)↓+ 2KCl 반응으로 PCFC를 침전시켜 제조하였다. 침전물은 증류수로 여러 번 세척한 다음 (3회 이상), 60℃에서 48 시간 이상 건조하여, 파분쇄한 후 항온항습 시약함에 보관하여 사용하였다. 본 연구에서 제조한 PCFC의 물성 Table 2와 같다.

2.1.3 실험방법

모든 실험은 회분식 (400 rpm)으로 수행하였다. 각각의 실험조건에 맞추어 PCFC (제조 후 3주 경과)를 화학저울로 정확히 칭량한 후, 미리 준비한 고방사성해수폐액 40 mL에 첨가하여 온도, 교반속도 및 시간 등의 조절이 가능한 다중교반기를 이용하여 교반한다. 그런 다음 원심분리기로 고-액 분리하여 여과 상등액 내 존재하는 금속이온의 농도를 분석하여 각 원소의 흡착율/용량을 측정하였다.

Table 2. Physical properties of PCFC

	평균입자 크기(㎛)	비표면적 (m^2/g)	평균 세공 직경(nm)	총 세공부피 (cm^3/g)
PCFC	41 ㎛	82.883	5.9253	0.1233

2.1.4 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. PCFC의 입자크기는 체분석법에 의해서, 비표면적/세공크기/부피는 N_2 가스 흡착에 의한 BET법으로 분석하였다.

2.2 결과 및 토의

본 연구에서는 통상 흡착(용액 흡착) 속도 규명에 많이 사용되고 있는 Lagergren의 유사 2차속도식 $t/q_t = (1/q_e)t + (1/(k_2 q_e^2)$을 사용하였다.

Fig. 1은 초기 Cs 농도(C_i) 변화에 따른 Cs의 흡착용량 t/q_t와 시간 t와의 상관관계를 나타낸 것으로 25℃, V/m=2000 mL/g에서 수행하였다. 이때 PFCF의 크기는 325~400 mesh이고, 용액의 최종 pH는 농도 10 mg/L의 경우 흡착 1 시간 후부터 10 시간 까지 pH 8.14~8.08, 50 mL/g는 pH 8.12 ~8.07, 100 mg/L는 pH 8.14~8.08로 거의 변화 없이 일정하였다. 그리고 이때 각 직선식으로부터 (r^2=0.99) 얻어진 q_e와 k_2는 다음과 같으며 농도가 증가함에 따라 평형흡착용량 (q_e)은 증가하는데 반하여 흡착속도상수 (k_2)는 급격히 감소하고 있다.

Concentration (mg/L)	10	50	100
q_e (mg/g)	25.25	104.36	153.96
k_2 (g/mg · min)	0.0040	0.0011	0.0006

Fig. 2는 V/m 변화에 따른 Cs의 흡착용량 t/q_t와 시간 t와의 상관관계로 25℃, C_i=100 mg/L에서 수행하였다. 용액의 최종 pH는 V/m=1000 mL/g의 경우 흡착 1 시간부터 10 시간 경과될 때까지 pH 8.06~8.07, V/m=2000 mL/g는 pH 8.14~8.08, V/m=3000 mL/g는 pH 8.09~8.06으로 거의 일정하였다. 그리고 이때 각 직선식(r^2=0.99)으로부터 얻어진 q_e와 k_2는 다음과 같으며 V/m 비가 감소함에 따라 즉, 흡착제 량이 증가할수록 q_e은 감소하는데 반하여 k_2는 증가하고 있다. 한편 V/m 비 2000 mL/g 이상에서 q_e와 k_2가 거의 일정하게 나타났는데 이는 흡착제량의 변화가 그리 크지 않아 나타나는 현상으로 보인다.

Ratio of V/m (mL/g)	1000	2000	3000
Ratio of m/V (g/L)	(1.0)	(0.5)	(0.33)
q_e (mg/g)	99.67	153.95	152.13
k_2 (g/mg · min)	0.00142	0.00062	0.00064

Fig. 3은 유사 2차식으로부터 계산된 k_2를 각각 C_i 및 V/m 비 변화에 따른 log-log 함수로 표현한 것으로 각각의 기울기로부터

$$k_2 \propto (C_i)^{-0.819} \qquad k_2 \propto (V/m)^{-0.776}$$

를 얻었으며, 이때 상관계수(r^2)는 각각 0.99 (C_i), 0.85 (V/m)이었다.

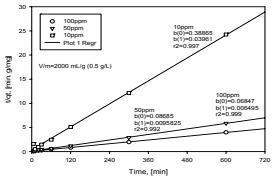


Fig. 1. Effect of Cs concentration.

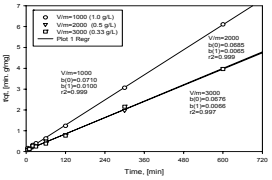


Fig. 2. Effect of V/m ratio.

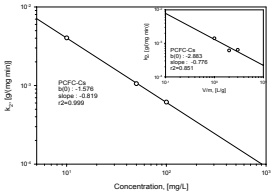


Fig. 3. Log-log plot of k_2.

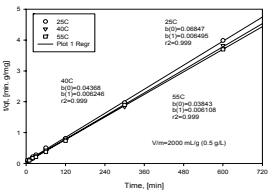


Fig. 4. Effect of temperature.

Fig. 4는 온도에 따른 Cs의 흡착용량 t/q_t와 시간 t와의 관계로 V/m=2000 mL/g, C_i=100 mg/L에서 수행하였다. 용액의 최종 pH는 25℃의 경우 흡착시간 1 시간 경과된 후 pH 8.14~8.08, 40℃는 pH 8.11~8.01, 55℃는 pH 8.18~8.17로 거의 일정하였다. 그리고 각 직선식(r^2=0.99) 으로부터 얻어진 q_e와 k_2는 다음과 같으며 온도가 증가함에 따라 q_e 및 k_2가 증가하고 있다.

Temperature (℃)	25	40	55
q_e (mg/g),	153.97	160.10	163.71
k_2 (g/mg · min)	0.0006	0.0009	0.0010

Fig. 5는 ln k_2와 1/T 간의 상관관계 (r^2=0.983)로 기울기 및 절편으로부터 k_A와 E_a를 다음과 같이 얻었다.

$$k_2 = 9.72 \times 10^{-2} \exp(-12.44/RT)$$

Fig. 6은 유사 2차식의 k_2를 C_i, V/m 비, 및 온도 등을 고려한 q_t의 계산값과 실험값을 서로 비교한 것으로, 비교적 잘 일치하고 있음을 알 수 있다. 이때 속도상수 k_2는 다음과 같으며, V/m의 단위는 L/g 이다.

$$k_2 = 7.093 \times (C)^{-0.8192} (V/m)^{-0.7764} \exp(-12.44/RT)$$

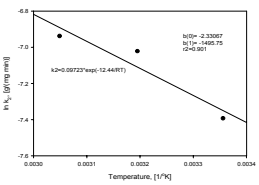


Fig. 5. ln k_2 Vs. 1/T.

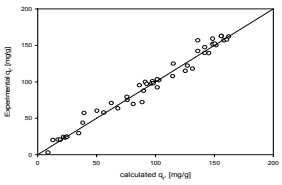


Fig. 6. Mutual comparison.

3. 결 론

PCFC는 해수에서 Cs에 대한 선택성이 우수한 매우 효과적인 흡착제로, Lagergren의 유사 2차식을 만족하고 있다. q_e은 C_i, V/m 비 및 온도 증가에 따라 증가하고 있다. 반면에 k_2는 C_i 및 V/m 비 증가에 따라서는 감소하고 있지만 온도 증가에 따라서는 반대로 증가하고 있다.

4. 감사의 글

연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기 계획사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

5. 참고문헌

[1] "Status of contaminated water treatment and tritium at Fukushima Daiichi nuclear power station", April 22, (2014), Tokyo Electric Power Company

[2] "The Fukushima Daiichi Accident" Report by the Director General, Printed by the IAEA, STI/PUB/ 1710, (August 2015)

독일의 원전 해체 안전성평가 방법 소개 및 국내 적용 방안 모색

최광순*, 이동진, 정완일
한국전력기술㈜, 경상북도 김천시 혁신로 269
*kschoi@kepco-enc.com

1. 서론

현재 독일의 원전 해체 현황을 살펴보면 Würgassen(KWW)와 Stade(KKS) 원전은 해체가 끝나거나 거의 완료된 상태이며 Grafenrheinfeld (KKG), Isar 1(KKI-1), Unterweser(KKU) 원전은 Post Operation 진행 중인 상태로, 이미 충분한 해체 경험을 가지고 있는 해체 선진국가라 할 수 있다.

본 논문에서는 해체 경험이 풍부한 독일의 해체 안전성평가 사례를 분석함으로써 향후 고리 1호기를 포함한 국내 원전 해체가 본격화되었을 때를 대비한 국내 적용 방안을 모색하고자 한다.

2. 독일의 원전 해체 안전성평가 방법

2.1 독일의 해체 단계

해체 안전성평가는 세부 해체 단계별 특성에 맞게 수행되어야 하므로 해체 단계에 대한 명확한 이해가 선행되어야 한다.

독일의 해체 단계는 해체 인허가 승인 시점을 기준으로 Post Operation Phase와 Service Operation Phase의 2단계로 구분된다. Post Operation Phase는 아직 해체 인허가(Decommissioning License)가 승인되기 전의 단계로 기존의 운영 허가(Operating License)가 유효한 단계이다. 이 단계 동안에 Service Operation Phase를 대비하여 계통 및 기기의 최적화(Optimization)가 이루어질 수는 있으나 해체 인허가가 유효하지 않은 상태이므로 해체 작업은 불가능하다. 즉 이 단계 동안의 계통 및 기기의 최적화는 기존 운영 허가 체계 하에서 이루어지는 것이다. Service Operation Phase는 해체 인허가가 승인된 이후 단계로 본격적인 해체 및 철거 작업이 수행되는 단계이다.

2.2 독일의 해체 안전성평가

해체 안전성평가(Decommissioning Safety Asses-sment)는 크게 사고분석(Event Analysis)와 방사선학적 분석(Radiological Analysis)로 구성되며 다음 단계를 거쳐 수행된다.

○ 1단계: 사고 스펙트럼(Event Spectrum)의 작성

Post Operation Phase의 사고 스펙트럼은 운영 허가 문서로부터 도출되나, Service Operation Phase의 Event Spectrum은 운영 허가 문서 이외에도 독일 인허가 기관에서 제시하고 있는 해체 고유의 사건들을 포함하고 있다[1]. 이 때 전체 사고에서 운영 허가 문서로 부터 도출되는 사고가 90%이며, 나머지 10%는 해체 고유 사건에 해당된다.

Post Operation Phase동안 발생 가능한 사고는 원전 운전 중 수행되는 주기적 안전성평가의 사고와 동일하게 도출된다. 다만, 주기적 안전성평가는 신규 기술을 도입함으로써 원전 운전의 안전성을 도모하는데 목표가 있다면, Post Operation Phase의 경우는 불필요한 안전성 관련 계통을 줄임으로써 비용을 절감하고 안전성을 증대시키는데 목표가 있다. 즉, 사고 도출 체계는 주기적 안전성평가와 Post Operation Phase 모두 당시 발전소 상태에 맞게 신규 사고도 도출한다는 점에서 동일하나, 그 목표가 다르다고 할 수 있다.

○ 2단계 : 사고 배제 및 방사선 관련 사고 분류

이상의 사고들은 크게 방사능 누출이 가능한 사고와 방사능 누출이 불가능한 사고로 분류되며, 이 중 방사능 누출이 불가능한 사고는 배제된다. 또한 사고 분석 이후 방사선학적 분석이 요구되는 방사선 관련 사고를 별도로 분류하는 작업이 수행된다. 이상의 작업을 통해 사고 분석 및 방사선학적 분석이 필요한 사고 목록(Event List)가 최종 도출되게 된다.

○ 3단계 : 사고 분석 수행

사고 분석은 1) 추가적인 분석이 필요한지 여부를 검토하고 2) 사고를 다루기 위해 어떤 계통들이 필요한지 확인하고 3) 어떻게 사고를 처리하는지를 확인하는데 목적이 있다. 이 때 기존 계통을 그대로 사용하는 경우는 기존 운영 허가의 사고분석을 그대로 사용하기 때문에 추가적인 분석이 필요없는

경우에 해당된다. 원전 운전 중의 계통을 그대로 사용할 경우 기존의 법령에 따른 운영 허가를 적용할 수 있는데 반해, 최신 기술을 적용한 계통으로 변경한다면 좀 더 강화된 신규 법령의 적용을 받게 된다. 따라서 기존 계통을 그대로 사용할 경우 이득에는 추가적인 분석이 필요없다는 것 뿐만 아니라 신규 법령 적용을 하지 않음으로써 비용을 절감할 수 있다는 것도 있다.

사고 분석은 앞선 사고 배제 단계를 거쳐 도출된 Event List에 대해서 수행된다. 최종 Events들은 Table 1과 같이 총 8개의 Event Group으로 분류된다.

Table 1. Event Group for Event Anlaysis

Group 1	Event at handling and storage of spent fuel
Group 2	Leakages and flooding event
Group 3	Failure and malfunction of safety related support systems
Group 4	Internal fire
Group 5	Mechanical Impacts
Group 6	Chemical Impacts
Group 7	Natural External Hazards
Group 8	Man-made External Hazrads

○ 방사선학적 분석 수행

방사선학적 분석의 목적은 사고의 결과(피폭선량)가 규제 기준치를 만족하는지 여부를 확인하는데 있다. 방사선적 분석이 필요 없는 경우는 1) 추가적인 분석이 필요없는 경우 2) 사고분석 결과 피폭가능성이 없는 경우 3) 피폭은 발생하나 그 양이 무시할만한 경우가 해당된다.

3. 국내 적용 방안

독일의 해체 안전성평가 방법을 검토한 결과 향후 국내 원전 해체시 참고할 만한 Lesson Learned는 다음과 같다.

○ 기존 운영 허가 하의 안전성평가 적용

독일의 경우 대부분의 사고에 대하여 기존 운영 허가 하의 안전성평가를 그대로 적용함으로써 추가적인 평가로 인해 소요되는 시간 및 비용을 절약하였다. 또한 안전성에 영향을 주지 않는 범위 내에서 기존 계통 및 기기를 그대로 사용함으로써 원전 운전을 위해 마련된 보다 강화된 신규 법령을 적용받지 않을 수 있었다.

○ 이원화된 안전성 평가

해체 안전성평가를 원전 영구 운전 정지 후 전 단계에 대해 수행한 것이 아닌 Post Operation Phase와 Service Opeartion Phase의 세부단계에 대해서 개별적으로 수행하였다. 각 세부단계별 주요 목적 및 해체 활동이 상이하므로 이와 같은 이원화된 안전성 평가는 평가의 효율성을 증대시키고, 실질적인 해체 작업에도 부합되는 장점을 지니고 있다.

4. 결론

해체 안전성평가는 본격적인 해체 작업에 앞서 해체 인허가를 승인받기 위해서 필수적으로 수행되어야 하는 절차에 해당된다. 이러한 해체 안전성평가 수행시에는 원전 건설 및 운전 중 안전성 평가와는 그 목적 및 수행 체계가 다르다는 점을 명심하여 비용 효율적인 방법으로 해체에 적합한 안전성을 확보할 수 있도록 평가를 수행할 필요가 있다.

5. 참고문헌

[1] German Nuclear Waste Management Commission(ESK), "ESK guidelines for the storage of radioactive waste with negilgible heat generation", 2013.

[2] IAEA, "Decommissioning of Facilities", General Safety Requirement Part 6, 2014.

대용량 고방사성 폐액처리를 위한 침전계에서 발생하는 침전슬러지 저장용기의 열적 안정성 평가

김광욱*, 양인환, 이근영, 김지민, 오맹교, 김민정, 이일희, 정동용, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nkwkim@kaeri.re.kr

1. 서론

본 연구팀에서는 후쿠시마 원전사고와 같은 원전 중대사고 시 발생하는 대용량 폐액 처리를 위한 방법으로 조작이 간단하며 신속히 대응이 가능한 순차침전 계를 개발하고 있고, 다양한 분말형 흡착침전제 사용하여 고방성 핵종인 Cs, Sr, I를 효율적으로 제거할 수 있음을 확인하였다. 이러한 공정에서 발생하는 고방사성 침전슬러지는 최종적으로 고건정성용기 (HIC: High Integrity Container)에 저장되어야하는데, 저장용기 내의 온도에 따라 Cs은 휘발될 수 있고, 흡착제 구조 및 저장용기의 안정성이 심각히 손상될 수 있다. 따라서 본 연구에서는 다양한 변수, 즉 슬러지 내 핵종농도, 저장용기 부피, 차폐재 두께 등의 변수에 따른 저장용기 내의 온도변화 및 용기의 열적안정성을 평가하였다.

2. 본론

본 연구의 대상이 되는 핵종은 반감기가 짧거나 비방사능이 큰 경우의 핵종들로 Cs-134, Cs-137, Sr-90, I-131이 대상이 되고, 이들 핵종 슬러지 내 온도변화를 계산하기 위해서는 이들 핵종의 비방사능 (specific activity: Bq/g), 비발열량 (specific heat generation rate: W/g) 이외에 처리 대상 용액에 존재하는 각 핵종 농도 (Bq/mL), 흡착제의 핵종 제거능 (DF: decontamination factor), 흡착제 밀도 (g/mL), 흡착제 매질의 열전도도 (W/m°K), 및 저장조의 물리적 구조 (dimension) 등에 대한 정보가 필요하다.

2.1 폐액 핵종 농도, 비발열량

후쿠시마 사고 후 TEPCO에서 발표된 각 사고원자로 호기에 따른 I-131, Cs-134, Cs-137의 농도는 Cs-137은 ~10^6 Bq/mL, I-131은 10^3~10^7 Bq/mL로 알려져 있고[1], Sr은 바닷물 내의 Ca, Ba과 같이 공침전되어 냉각수로 바닷물을 주입한 후쿠시마의 경우에는 Sr은 수중에 거의 없는 것처럼 나타나나, 본 연구에서처럼 비상 시 담수가 냉각수로 주입될 경우가 있는 경우에는 Sr도 폐수에 ~10^6 Bq/mL로 방출될 것으로 예측되어[1], 본 연구의 슬러지 안정성을 보기 위하여 흡착 침전제가 투입되는 대상 폐액의 Cs, Sr, I의 핵종 농도는 모두 10^6 ~ 10^7 Bq/mL로 설정하였으며, 각 핵종 제거 단계의 제거 효율은 99% 이상 (DF : 100~1000)으로 하였다.

Cs-134, Cs-137, Sr-90의 비발열량은 각각 12.9, 0.096, 0.158 W/g으로 알려져 있다. 그러나 I-131은 경우는 반감기가 약 8일로 매우 짧아 보통 일정 시간이 경과한 사용후핵연료 내 발열량에 영향을 거의 주지 않아 이에 대한 문헌자료가 거의 나타나 있지 않고 있어, 본 연구에서는 I-131은 핵분열 방출에너지로부터 I-131 발열량을 계산하여 냉각수 용액이 원자로 건물 내 약 10 일 정도 머물다 방출된다는 가정 하에 발열량 값을 0.17 W/g로 설정하였다.

2.2 흡착제 열전도도, 밀도

Chabasite의 열전도도는 chabasite 자체, chabasite 내에 물, 공기가 채워져 있는 경우의 열전도도는 0.582, 0.657, 0.04 W/m°K로 알려져 있다. 본 연구에서는 기공도가 0.5인 경우의 0.62 W/m°K을 사용하였다. 흡착제의 밀도는 본 연구에서 Cs, Sr, I을 흡착하기 위하여 사용한 metal ferrocyanide가 담지된 chabasite, Ba가 담지된 13X, Ag가 담지된 4A의 밀도를 측정하여 각각 2.13, 1.52, 1.52 g/mL의 값을 사용하였다.
사용한 흡착제 양을 2 g/L으로 하였을 때 계산된 흡착침전물의 발열량 값이 Table 1에 나타나 있다. Cs, Sr, I 핵종 중 Cs의 발열량이 가장 높게 나타나므로 본 연구에서는 Cs을 저장한 용기에 대해서만 용기 안정성 평가를 수행하였다.

2.3 흡착제 저장 용기내 온도 분포

본 연구에서 고려한 고방성핵종 저장용기는 Fig. 1에 보이는 것처럼 후쿠시마 원전에서 사용되는 것

과 같은 직경 1 m 높이 약 1.8 m의 실린더형 저장조와 외부에 15.2 cm의 두께의 납 차폐를 갖게 하고 저장조와 납 차폐제 사이에 공기 냉각 통로(5 cm)를 갖는 구조의 용기를 설정하였다. 저장용기 온도분포 계산을 위해 사용된 소프트웨어는 COMSOL Multiphysics 4.4이었다. 스테인리스 스틸과 납의 열전도도는 각각 17, 35 W/m°K 값을 사용하였고, 대기온도가 30°C일 때 저장조 외벽의 자연대류에 의한 열전달계수는 5 W/m^{2}K 값을 사용하였다.

Fig. 2에는 폐액의 Cs 방사능 농도가 1.0x10^{6}인 용액을 처리한 경우, 장기 저장 운영의 간편성을 위해 먼저 용기와 차폐제 사이에 공기 냉각통로가 없이 차폐제 외부의 자연냉각을 갖는 경우에 저장용기 내부의 계산된 온도분포가 각각 나타나있다. 내부 온도가 103°C로 Cs의 안정성 및 차폐제의 안정성에 영향이 없음을 볼 수 있다. Fig. 3에는 Fig. 2에서 공기 냉각 통로를 갖고 공기 유량을 300 L/s로 하는 경우의 온도 분포가 나타나 있다. 동일한 크기의 용기에서 내부에 공기 냉각을 한 경우와 하지 않은 경우의 공기 냉각이 없이 저장용기가 납 차폐제로 쌓여 자연대류를 이용한 냉각을 하는 경우가 온도가 더 낮음을 볼 수 있다.

본 연구에서 폐 흡착제 저장용기 내 온도변화 특성을 평가한 결과, Cs, Sr, I를 위한 흡착한 제올라이트 침전물 저장을 위한 용기의 안정성은 알려진 폐액의 핵종농도가 10^6 Bq/mL인 경우를 처리한 흡착슬러지 저장용기 내부의 온도는 수십 도를 넘지 않아 저장용기 외부의 차폐제나 흡착물질 구조 안정성에 거의 영향이 없음을 알 수 있었다.

3. 참고문헌

[1] T. Sasaki et al., "Research and development activities for cleanup of the Fukushima Daiichi Nuclear Powder Station", Mater. Res. Symp. Proc., 1518, 257-268 (2013).

Table 1. Heat generation rates per Cs, Sr, I adsorbent volumes

	Isotope	Half-life (yr)	Specific activity (Ci/g)	Abundance fraction	Average specific activity (Ci/g)	Specific heat gen rate (W/g)	Average specific heat gen. rate (W/g)	Heat gen.rate per adsorbent vol. (W/mL)
Cs	Cs-137	30.02	87	0.4	814	0.096	7.78	6.35 x10-5
	Cs-134	2.064	1300	0.6		12.9		
I	I-129	1.57x107	1.76x10-4	0.98	2.73 x103	8.17x10-8	3.58 x10-3	1.16 x10-8
	1-131	0.22	1.3x105	0.02		0.17(10 da y)		
Sr	Sr-90	29.14	140	0.923	2.69 x103	0.158	7.88	2.58 x10-5
	Sr-89	0.138	2.91x104	0.077		100.57		

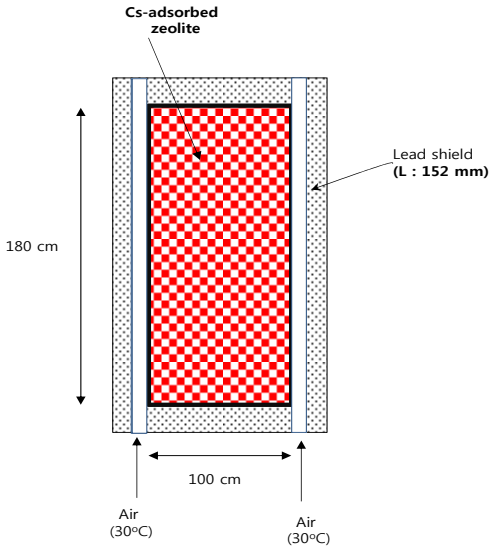


Fig. 1. Cylinder type storage container dimension of high radioactive solid waste for simulation of temperature distribution with air cooling path.

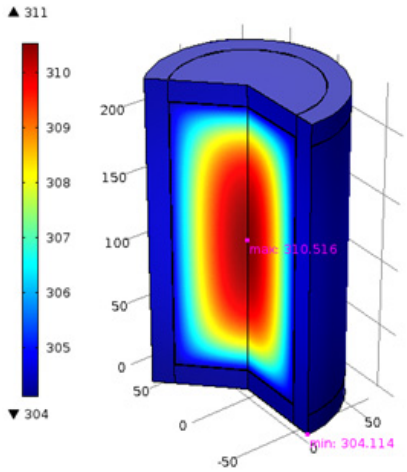


Fig. 2. Temperature distribution within the cylinder type Cs-adsorbent storage container of without air cooling path.

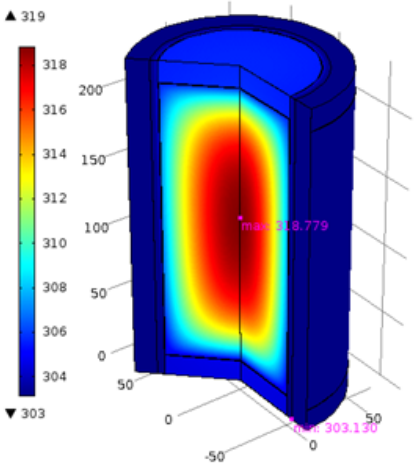


Fig. 3. Temperature distribution within the cylinder type Cs-adsorbent storage container of with air cooling of 300 L/s.

금속수산화물 폐기물의 시멘트 고화의 압축강도

구대서*, 성현희, 김계남, 김승수, 김일국, 한규성, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ndskoo@kaeri.re.kr

1. 서론

국내 방대한 방사성 오염 토양 및 콘크리트 폐기물을 한국원자력환경공단 처분장에 영구처분하기 위한 연구가 수행되고 있다. 원자로 운전 및 관리 과정에 많은 방사성 오염 토양 및 콘크리트 폐기물이 발생하게 된다. 이를 해결하기 위하여 동전기 장치를 운전하여, 방사성 오염 토양 및 콘크리트 폐기물의 우라늄 농도를 IAEA 및 KINS 허용치 이하로 감소하는 연구를 수행해 왔다[1-6].

본 연구에서는 우라늄 오염 토양 및 콘크리트 폐기물을 제염 후 발생한 2차 금속 수산화물 폐기물을 한국원자력환경공단 처분장에 처분하기 위하여, 시멘트 고화 기술을 사용하여 시멘트 고화하여 금속수산화물 폐기물의 시멘트 고화 압축강도 특성을 분석하였다.

2. 본론

2.1 시료준비

막자사발을 사용하여 방사성 오염 토양 및 콘크리트 폐기물 제염 후 금속수산화물 폐기물덩어리를 작은 입자로 만들었다. 이 폐기물 입자를 시멘트 고화시키기 위하여, 몰탈 믹서 (HJ-1150) 사용하여 혼합하여 스테인레스 스틸 몰드에 고화하였다. Table 1은 시멘트 고화시험조건을 나타낸 것이다. 시멘트 고화배합은 Table 1조건으로 하여 시멘트 고화체를 제작하였다. Fig. 1은 시멘트 고화체 절단하는 것을 나타낸 것이다.

Table 1. Cement Solidification Conditions

시편	시료(g)	물(g)	시멘트 (g)	질량(g)
C-3	1.5 (175.2)	1.2 (140.2)	1 (116.8)	432.1
C-4	2.0 (193.6)	1.65 (159.7)	1 (96.8)	450.1

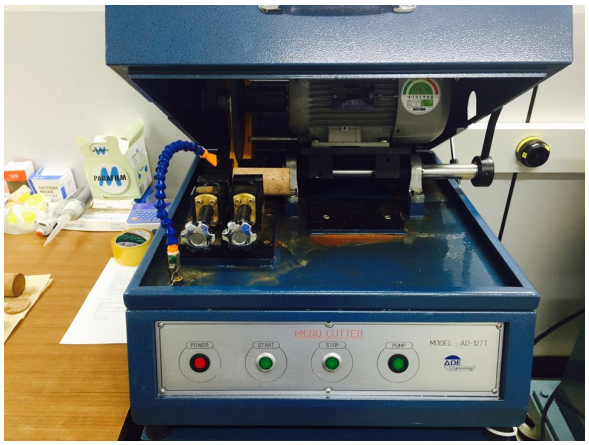


Fig. 1. Cutting of Cement Solidification.

2.2 강도 측정

스테이레스 스틸 몰드에 고화한 시멘트 고화시편을 시편절단기로 절단 (직경 50 mm, 높이 100 mm 원기둥)한 후, 디지털 이동식 압축재료시험기(HCT-DC50)를 사용하여 압축강도를 측정하였다. Fig. 2는 시멘트 고화시편의 압축강도 측정을 나타낸 것이다.

Table 2는 한국원자력환경공단의 방사성폐기물 고화체 시험기준을 나타낸 것이다.

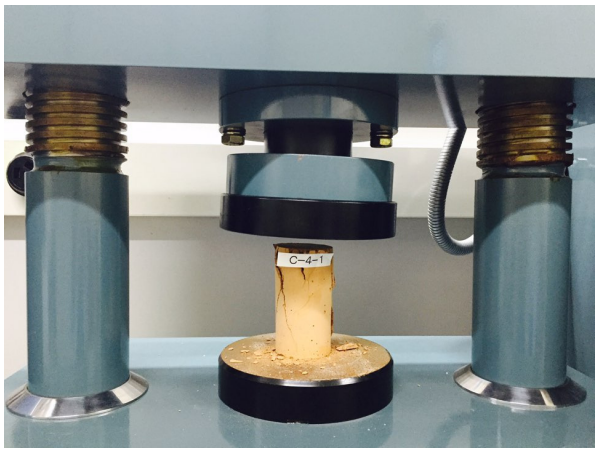


Fig. 2. Measurement of Compressive Strength.

Table 2. Test Criterion of Radioactive Waste

구분	시험 항목	표준규격	시험 방법	기준
구조적 안정성	압축 강도 시험	경질:KS-F2405 연질:KS-F2351	-	경질:≥ 3.44MPa 연질:≥ 0.41MPa
	침수 시험	NRC 「Technical Position on Waste Form, rev.1」	90일 침수 후	압축 강도 기준 만족
	열순환시험	ASTM B553	순환시험 후	압축 강도 기준 만족
	방사선 조사시험	NRC 「Technical Position on Waste Form, rev.1」	이온 교환: 1.0E+6Gy 그 외: 1.0E+7Gy	압축 강도 기준 만족
침출성	침출 시험	ANS 16.1	Cs, Sr, Co 핵종	침출지수≥6
유리수	실물 크기 시험	ANS 55.1과 유사한 방법 적용	-	유리수 〈0.5%
	시편 및 잡고체	EPA Method 9095B (Paint Filter Liquid Test)	-	유리수 〈0.5%

3. 결과 및 토의

3.1 압축강도

Table 3은 우라늄 오염 토양 및 콘크리트 폐기물 동전기 제염 후, 2차 금속수산화물 폐기물의 시멘트 고화시편의 압축강도 측정 결과를 나타낸 것이다.

Table 3. Compressive Strength of Cement Solidification

시료번호	압축강도 (kgf/㎠)	인수기준 (kgf/㎠)
C-4-2	131.55	34
C-3-2	165.51	34

4. 결론

우라늄 오염 토양 및 콘크리트 폐기물을 제염 후 발생한 2차 금속수산화물 폐기물에 대하여 시멘트 고화하여, 압축강도 특성을 분석하기 위하여, 스테인레스 스틸 몰드로 고화시편을 제작하였다.
시멘트 1.0에 대하여 시료 2.0 배합의 시멘트 고화시편의 압축강도는 131.55(kgf/㎠) 였으며, 시멘트 1.0에 대하여 시료 1.5 배합의 시멘트 고화시편의 압축강도는 165.51(kgf/㎠) 였다. 이 압축강도는 한국원자력환경공단 방사성폐기물 인수기준 34(kgf/㎠) 보다 각각 3.9, 4.9배 크게 나타났다.
따라서 시멘트 고화기술을 사용하여 방사성 오염토양 및 콘크리트 폐기물 제염 후 잔류 금속수산화물 폐기물의 영구처분이 가능함을 확인하였다.

5. 참고문헌

[1] 김계남외, "동전기적방법을 이용한 방사능오염토양내의 세슘 제거", 한국방사성폐기물학 회, 2003 추계학술발표회, pp. 696-700 (2003).

[2] 김계남외, "동정기적 방법을 이용한 방사능오염토양 내의 방사성 핵종 제거", 한국원자력학회, 2004 춘계학술대회, pp. 1-7 (2004).

[3] G. N. Kim et al., "Development of complex electrokinetic decontamination method for soil contaminated with uranium", Electrochimica Acta, Vol.86, pp. 49-56, (2012).

[4] 김계남, 오원진, 원휘준, 정종헌, "동전기방법에 의해 토양 내의 방사능핵종 제거시 Aging 효과에 관한 연구", 한국 폐기물 학회지, V.21(3), pp. 243-252(2004).

[5] 김계남외, "동전기적방법을 이용한 스트론튬 오염토양 제염연구", 대한환경공학회, 2000 추계학술연구발표회, pp. 259-260 (2000).

[6] 김계남외, "동전기적 토양제염에 미치는 pH의 영향", 한국폐기물학회지, V.17(6), pp. 781-788 (2000).

동전기 제염후 잔유 폐기물의 시멘트 고화에 대한 방사선조사 특성

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 동전기제염 연구를 수행해 왔다[1-6]. 이와 관련하여 동전기 제염 과정에 잔류 폐기물이 많이 발생하게 된다. 이 폐기물을 처분장에 처분하기 위하여 한국원자력환경공단 인수기준에 따라 고화체를 제작하여 건전성 평가를 통과해야 한다.

본 연구에서는 시멘트 고화기술을 사용하여, 동전기 제염 후 잔유 폐기물에 대하여 시멘트 고화 실험을 수행하였다. 시멘트 고화시편을 제작하여 압축강도를 측정하였다. 또한 시멘트 고화시편에 방사선을 조사하여 방사선 조사 전 및 방사선 조사 후 시멘트 고화시편의 압축강도를 비교하고 분석하였다.

2. 본론

2.1 실험 및 측정

2.1.1 시료준비

제염후 잔유 폐기물 토양분말과 포틀랜드 1종 시멘트 및 물을 각각 2.0 :1: 1.65 배합으로 약 450 그램을 모탈믹셔로 (HJ-1150) 혼합하여 4 주 밀봉상태로 고화하였다. 제작한 시멘트 고화체를 시편절단기 (micro cutter)를 사용하여 (직경 50 ㎜, 높이 100 ㎜)로 절단하였다 (Fig. 1).

Fig. 1. Cement Solidification.

2.1.2 방사선 조사 시험

두께 2.8 ㎜인 스테인레스 스틸 용기 (내경 50 ㎜, 높이 136 ㎜)에 시멘트 고화시편을 저장하여 다음과 같은 조사시험 조건에 따라 방사선 조사 시험을 수행하였다(Fig. 2).

1) 선원: Co-60, 에너지 스펙트럼 : 1.17 MeV, 1.33 MeV (평균 1.25 MeV), 2) 조사 총선량 10MGy, 3) 조사 선량율 12.7kGy/hr, 4) 선량계 : Alanine dosimeter, 5) 시료명 : C-4-4, 6) 조사시간 787.5시간, 7) 조사기간 2016. 01.11～02.22, 8) 시료무게 : 271 그램, 9) 선원-시료 거리 : 22㎝

Fig. 2. Irradiation Specimen.

2.1.3 압축강도 측정

압축강도 측정기(HCT-DC50, Fig. 3)을 사용하여 방사선 조사 후 시멘트 고화시편의 압축강도를 측정하였다(Fig. 4).

Fig. 3. Compressive Strength Equipment.

Fig. 4. Measurement of Compressive Strength.

3. 결과 및 토의

3.1 압축강도

Fig. 5은 동전기 제염 후 잔유 폐기물에 대하여 시멘트 고화시편을 제작하여 방사선 조사 후 시멘트 고화시편의 압축강도를 나타낸 것이다.

방사선 조사전 시멘트 고화시편 압축강도 (131.55 kgf/㎠)는 한국원자력 환경공단 인수기준 (34 kgf/㎠) 보다 컸으며, 방사선 조사후 시멘트 고화시편 압축강도 (111.22 kgf/㎠)도 인수기준 값보다 컸다. 시멘트 고화시편에 대하여 방사선 조사 로 인하여 압축강도는 시멘트 고화시편에 대하여 방사선 조사 전 압축강도 보다 약 15% 감소하였다.

따라서 동전기 제염 후 잔유 폐기물에 대하여 시멘트 고화시편에 대하여 10 MGy 방사선 조사하여 시멘트 고화시편의 압축강도는 한국원자력 환경공단 인수기준 (34 kgf/㎠)을 만족하였다.

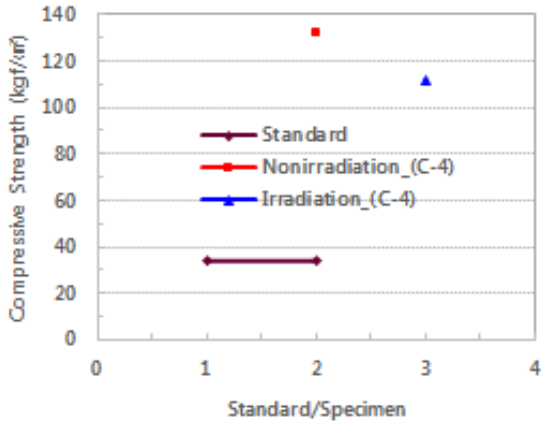


Fig. 5. Compressive Strength after and before Irradiation.

4. 결론

동전기 제염방법으로 우라늄 토양 및 콘크리트 폐기물 제염 후 잔유 폐기물을 포틀랜드 1종 시멘트를 사용하여 시멘트 고화하였다.

방사선 조사전 시멘트 고화시편 압축강도 (131.55 kgf/㎠)는 한국원자력 환경공단 인수기준 (34 kgf/㎠) 보다 컸으며, 또한 방사선 조사후 시멘트 고화시편 압축강도 (111.22 kgf/㎠)도 인수기준 값보다 컸다.

방사선 조사로 인하여 시멘트 고화시편의 압축강도는 방사선 조사전 압축강도 보다 약 15% 감소하였다. 따라서 동전기 제염 후 잔유 폐기물 에 대하여 시멘트 고화시편에 대하여 10 MGy 방사선 조사하여도 시멘트 고화시편의 압축강도는 한국원자력 환경공단 인수기준 (34 kgf/㎠)을 만족하였다.

5. 참고문헌

[1] G. N. Kim et al., "Development of complex electrokinetic decontamination method for soil contaminated with uranium", Electrochimica Acta, Vol.86, pp. 49-56, (2012).

[2] 김계남, 오원진, 원휘준, 정종헌, "동전기방법에 의해 토양 내의 방사능핵종 제거시 Aging 효과에 관한 연구", 한국 폐기물 학회지, V.21(3), pp. 243-252 (2004).

[3] 김계남외, "동전기적방법을 이용한 스트론튬 오염토양 제염연구", 대한환경공학회, 2000 추계학술연구발표회, pp. 259-260 (2000).

[4] 김계남외, "동전기적방법을 이용한 방사능오염토양내의 세슘 제거", 한국방사성폐기물학 회, 2003 추계학술발표회, pp. 696-700 (2003).

[5] 김계남외, "동정기적 방법을 이용한 방사능오염토양 내의 방사성 핵종 제거", 한국원자력학회, 2004 춘계학술대회, pp. 1-7 (2004).

[6] 김계남외, "동전기적 토양제염에 미치는 pH의 영향", 한국폐기물학회지, V.17(6), pp. 781-788 (2000).

원전 1차계통 제염성능 검증을 위한 측정지점 선정 분석

김종화*, 이종철, 이상익, 서장수, 한경호, 전호민
세안기술㈜, 서울특별시 금천구 가산디지털 2로 184, 910
*teamster@sae-an.co.kr

1. 서론

110만 kW급 원전 1기를 해체하면 폐기물이 약 50~55만 톤 가량이 발생되며 그 중 6,000 톤이 방사성폐기물로 200 리터 드럼으로 환산할 경우 약 20,000 드럼 이상의 방사성폐기물이 발생된다[1].

방사선량률과 발생되는 방사성폐기물의 농도를 분류 기준 이하로 낮추기 위해서 제염을 수행하는데, 원전 해체시 필요한 제염기술은 Fig. 1과 같이 원자로냉각재계통을 과망간산 옥살산 또는 불산 등의 화학적 방법으로 오염을 제거하는 계통제염 기술과 절단된 기기 또는 배관 표면을 전해연마 또는 화학침수 등의 물리적·화학적 방법으로 제거하는 기기제염 기술로 나눌 수 있다.

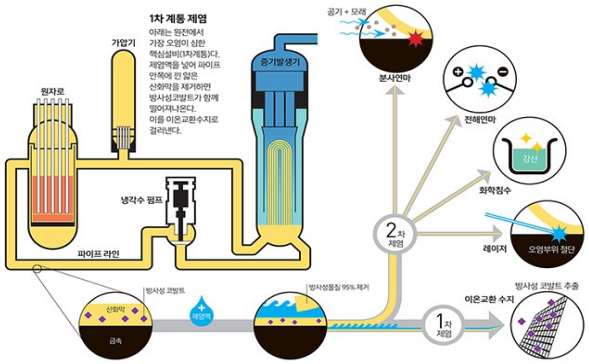


Fig. 1. RCS System Decontamination Schematics.

본 연구에서는 고리 1호기의 발전소 영구정지 후 수행되는 1차계통 제염 성능검증 차원의 제염계수(Decontamination factor) 산출을 위한 측정지점 선정에 대해서 논의하고자 한다.

2. 본론

2.1 계통제염 유로 형성

고리 1호기의 계통제염 대상은 Fig. 2와 같이 원자로용기, 증기발생기, 가압기, 화학 및 체적제어계통, 잔열제거계통, 주요 배관 등으로 예상하고 있으나, 제염공정 또는 유량형성(RHR 또는 RCS Pump 사용) 등에 따라 변경될 수 있다.

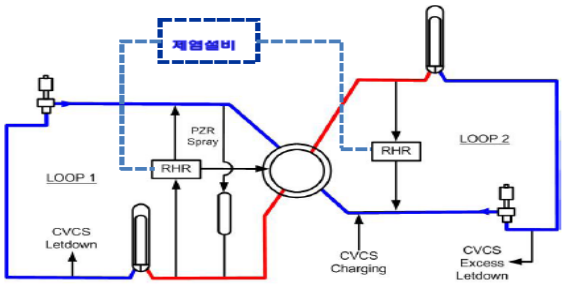


Fig. 2. Kori #1 Plant Decontamination Loops.

2.2 방사선(능) 측정 계획

계통제염 운전 전·중·후로 방사선(능)을 측정하여, 제염계수(DF)와 방사선량률 저감계수(DRF)를 평가함으로써 제염 성능을 검증할 수 있다[2].

측정지점 선별의 우선순위는 작업자에 대한 안전과 ALARA 이행 등 여러 측면을 고려하여 정할 수 있다. 측정지점 우선순위 선정과 관련하여, 기존 발전소의 정지 화학 처리시의 측정지점을 근간으로 하고, EPRI에서 2007년 발행한 "Application of the EPRI SRMP for PWR Radiation Field Reduction"[3]의 권고안을 참조하여 다음의 세 가지 측정지점으로 구분하여 선정하였다.

- 필수지점 : 계통제염 성능을 확인하기 위해 반드시 데이터를 취하여야 하는 지점
- 추천지점 : 측정 필요성은 있으나, 작업자의 안전과 접근성, ALARA에 중대한 영향을 미칠 경우 생략 가능
- 선택적 정보지점 : 측정 정보의 이용 필요성에 따라 선택적으로 측정하는 지점

위의 측정지점 구분 목적은 제염계수(DF) 대표성 확보와 데이터 관리의 편의성을 위함이다.

2.3 측정지점 선정

측정지점의 우선순위 선별 기준에 따라 측정지점을 선정하여야 하나, 계통 제염 운전에 따른 임계점 등 가장 영향을 끼치는 지점을 대상으로 고려한다. 하지만, 제염 운전방법 등의 변수에 따라 유로 형성이 달라지므로 실제 측정지점에 대해서는 계통 제염 운전을 고려하여 최종 결정토록 한다.

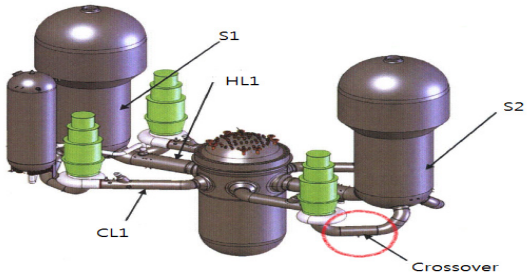


Fig. 3. RCS Loop Piping and SG Survey Points.

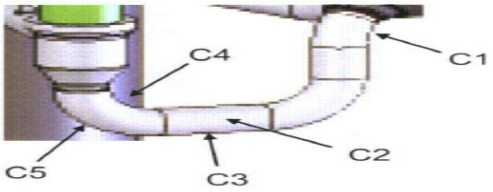


Fig. 4. Detailed View of Side-Leg Survey Points.

2.3.1 필수지점

- C2 - Crossover 배관의 직선부분, 배관의 바깥측 (일차 콘크리트 차폐로부터 떨어져있다)
- SG1 HL - 증기발생기 입구와 원자로용기 차폐 사이의 Hot leg 아래 부분
- SG2 HL - 증기발생기 입구와 원자로용기 차폐 사이의 Hot leg 아래 부분
- SG1 CL - 원자로냉각재펌프와 원자로용기 사이의 Cold leg 아래 부분
- SG2 CL - 원자로냉각재펌프와 원자로용기 사이의 Cold leg 아래 부분

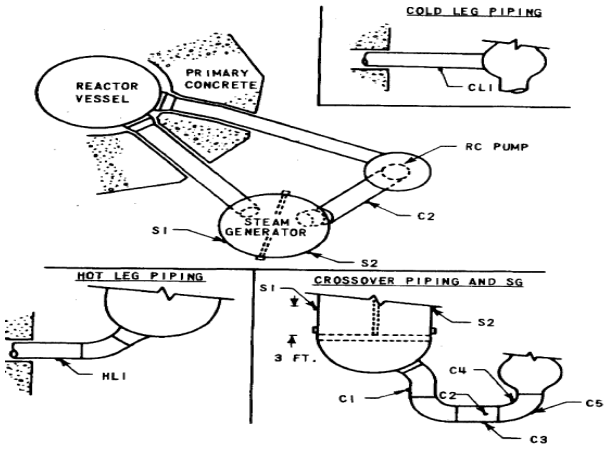


Fig. 5. RCS Loop Survey Marker Locations.

2.3.2 추천지점

- C1 - 증기발생기로부터 배관을 따라가는 수직 단면의 중간 부분
- C3 - Crossover 배관 직선, 아래 부분
- C4 - RCP 쪽 Crossover 배관 꺾임부, 내부 반경을 따라가는 중간부분
- C5 - RCP 쪽 Crossover 배관 꺾임부, 외부 반경을 따라가는 중간부분
- S1 - 증기발생기 hot leg의 바깥측면, 대략 채널헤드 튜브 시트 상부의 1 미터 또는 이차측 Hand-hole cover와 hot leg 배관 사이의 중간 부분
- S2 - S1과 같으나, 차이는, 대략 이차측 hand-hole cover와 cold leg 배관사이의 중간 부분

2.3.3 선택적 정보 지점

- CVCS Letdown 배관 및 열교환기(전·후단)
- RHR Pump 및 열교환기 A, B(전·후단)
- VCT 탱크
- Safety Injection Pump(전·후단)
- Pressurizer 상부 배관

3. 결론

본 논문에서는 향후 원전 해체 시 첫 단계로 수행되는 계통제염 결과의 성공여부 결정을 판단할 수 있는 제염계수 확보를 위한 측정지점에 대해서 필수지점 5곳과 추천지점 6곳 및 선택적 정보지점 5곳을 간단히 기술하였다. 위 측정지점은 원자로에서 핵분열 후 냉각재계통을 통해 전송되는 주 유로를 선정하였다. 향후 계통제염 방법과 범위에 따라서 측정지점의 변동은 있겠으나, 방사선작업종사자의 방사선피폭 저감을 고려한 측정지점 선정에 있어서는 매우 유용하게 활용될 수 있을 것으로 사료된다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국에너지기술평가원의「원전해체 설계를 위한 냉각재계통 및 기기 재활용 제염 상용기술 개발」과제의 일환으로 수행되었으며 이에 감사드립니다.(과제번호 : 20141503003l0)

5. 참고문헌

[1] 네이버캐스트 http://navercast.naver.com/co-ntents.nhn?rid=20&contents_id=90336.

[2] Evaluation of the Decontamination of the Reactor Coolant Systems at MY and CY, TR-112092, EPRI(1999).

[3] Application of the EPRI Standard Radiation Monitoring Program for PWR Radiation Field Reduction(EPRI 1015119, 2007).

선택적 세슘 제거를 위한 메탈페로시아나이드가 도입된 자성흡착제 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

2011년 일본에서는 지진의 여파로 지진해일이 발생하였다. 이로 인하여 후쿠시마 원자로가 블랙아웃 상태에 빠져 원자로 내부의 온도 제어를 통제하지 못해 고온, 고압의 원자로가 폭발하는 사고가 발생하였다[1]. 이 원자로 사고로 인하여 방사성 세슘이 환경에 노출됐고, 방사성 세슘이 환경에 미치는 영향과 이를 제거하기 위한 관심이 커졌다. 특히 방사성 세슘은 반감기가 30.2 년에 달하고, 인체 내에서 포타슘이온과 유사한 거동을 보이기 때문에 체내에 흡수될 경우 장기와 근육에 쉽게 축척되어 배출이 잘 되지 않고, 골수암, 폐암 등 각종 암을 유발할 수 있는 인체에 치명적인 방사성 물질이다. 후쿠시마 원전 사고로 인해 방사성 세슘에 오염된 물은 자생정화 능력으로는 긴 시간이 필요하기 때문에 효율적인 제거 방법과 흡착제의 연구의 필요성이 대두되고 있다[2]. 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 PEI-silane (trimethoxysilylpropyl modified PEI)을 코팅하고, PEI-silane의 아민기와 Cu를 결합시켜 자성나노입자에 copper-ferrocyanide를 부착시켰다. copper-ferrocyanide로 인해 방사성 세슘의 선택적 제거가 가능하며, 자기장을 이용해 쉽게 회수가 가능한 흡착제를 제조, 특성을 분석하였고, 비방사성 세슘에 대한 흡착 능력을 평가하기 위한 실험을 진행하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

자성나노입자를 합성하기 위해 Citric acid(CA), $FeCl_3 \cdot 6H_2O$ 등의 물질을 용매에 녹여 교반 시켜 균질한 용액으로 만들어 Teflon-lined stainless-steel autoclave에 옮겨 담아 반응 시킨다. 반응이 완료되면 자석을 이용해 입자만 남기고, 용매를 제거한다. 그 후, 물과 에탄올을 번갈아가며 첨가하여 워싱한다. 워싱을 하는 과정에서 미반응물 등의 불순물을 제거하고, 자석을 이용해 제조된 산화철만을 회수하여 건조시킨다. 산화철에 PEI-silane를 코팅하고, Cu이온을 첨가해 교반시켜 Cu를 코팅하고, 워싱 후 건조 시킨다. 위 혼합물을 물에 분산시키고, sodium ferrocyanide를 첨가해 교반시킨 후, 워싱하여 건조시키면, copper-ferrocyanide가 도입된 자성나노입자 흡착제를 얻을 수 있다. 흡착제는 Transmission electron microscopy (TEM), Zeta potential analyzer, Dynamic light Scattering (DLS), Fourier transform infrared (FTIR), Thermo gravimetry analysis (TGA), Vibrating sample magnetometer (VSM), Thermo gravimetry analysis (TGA)를 이용해 특성과 형태 등을 분석하였다.

2.2 실험결과 및 고찰

copper-ferrocyanide가 코팅된 자성나노입자 흡착제를 제조하였다. TEM, FTIR, VSM, TGA 등의 분석을 통해서 흡착제가 성공적으로 제조되었음을 확인하였다. Fig. 1은 나노입자의 TEM이미지로 나노입자의 형태를 알 수 있다. Fig. 2에는 FT-IR spectra를 나타내었다. 1570 cm^{-1}에서 citric acid의 peak, 598 cm^{-1}에서 산화철의 peak이 나타나 citric acid가 코팅된 자성나노입자가 잘 만들어진 것을 확인할 수 있고, 3727 cm^{-1}, 1565 cm^{-1}, 1465 cm^{-1}, 1100-1010 cm^{-1} 등의 PEI-silane의 특징적인 peak가 나타나 자성나노입자에 PEI-silane이 잘 코팅된 것을 확인할 수 있으며, 2100 cm^{-1}에서 copper-ferrocyanide의 cyanide peak이 나타나 copper-ferrocyanide가 코팅된 자성나노입자 흡착제의 성공적인 제조를 확인하였다. 또한 제조된 자성흡착제의 자성 성질을 확인할 결과, 물상에서 외부자석에 의해 수 분 내로 분리되는 것을 확인하였으며, 비방사성 세슘흡착 실험 결과 매우 우수한 세슘 제거 효율을 보여주었으며, Fig. 3에서

보이는 것과 같이 넓은 범위의 pH 조건에서 또한 비방사성 세슘에 대한 높은 흡착 성능을 보여주었다.

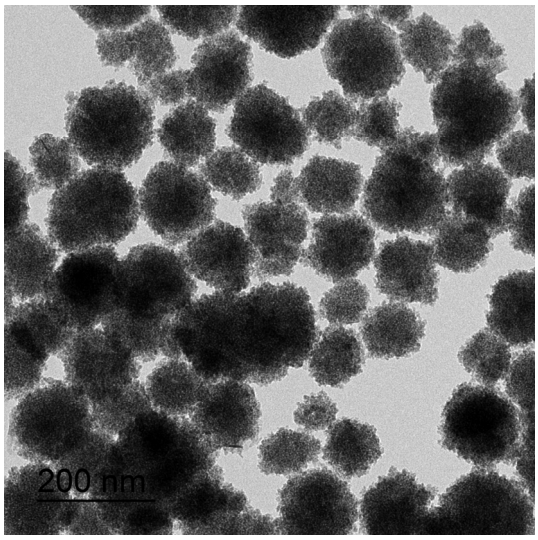


Fig. 1. TEM image of CA-MNC.

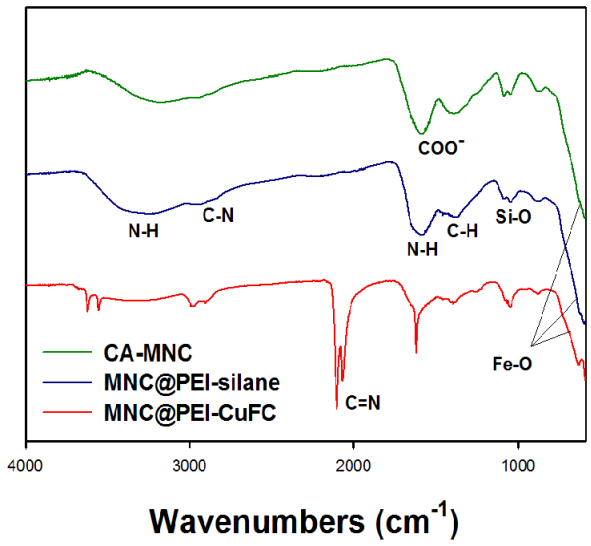


Fig. 2. FTIR spectra of CA-MNC, CA-MNC@PEI-silane, and CA-MNC@PEI-silane-CuFC.

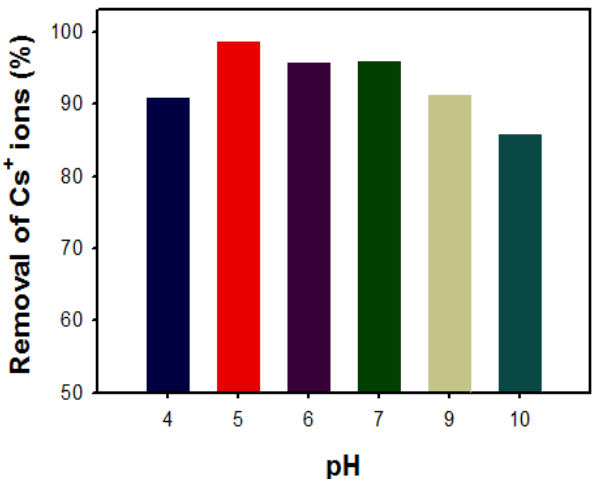


Fig. 3. Effect of pH for adsorption of cesium ions.

3. 결론

본 연구에서는 방사성 세슘의 선택적 제거와 흡착제의 효율적인 회수를 위해 자성나노입자 기반의 copper-ferrocyanide가 접목된 흡착제를 제조하였다. 제조한 흡착제는 비방사성 세슘에 대해 우수한 흡착 성능을 보여주었다. 흡착제의 성능을 평가한 결과 원전 사고 시 방사성 물질의 유출로 인해 방사성 세슘으로 오염된 오염수 처리에 이용할 수 있다는 결론을 얻었다.

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] Brumfiel G, "Fukushima set for epic clean-up", Nature 2011, 472, 146-147.

[2] Buesseler K, Aoyama M, Environ. Sci & Technol, "Impacts of the Fukushima nuclear power plants on marine radioactivity", 2011, 45, 9931-9935.

원전해체 시 사용후핵연료 아일랜드 전환설계 설계요소 및 Case 분석

이동진*, 정재훈
한국전력기술㈜, 경북 김천시 혁신로 269
*djlee@kepco-enc.co.kr

1. 서론

2017년 6월 고리 1호기 영구정지가 결정됨에 따라 본격적인 해체작업에 들어가기 전에 전환단계(transition period)가 존재한다. 이 단계에 수행되는 작업들은 본격적인 해체작업을 수행하기 위한 준비단계이며 사용후핵연료아일랜드 전환설계도 이 단계에 시작한다. 해체 및 사용후핵연료 관리 전략에 따라 사용후핵연료아일랜드 전환설계가 수행되지 않고 인접호기로 사용후핵연료를 이송하는 Case가 있으나 이는 임시방편에 해당하고 Case도 많지 않다. 원전해체 선험국의 Case를 살펴볼 때 효율적이고 안전한 해체를 위해 사용후핵연료아일랜드 전환설계가 이루어지는 경우가 많다. 사용후핵연료 중간저장시설이 없는 경우 더욱 그러하다. 우리나라의 경우 원전해체 시 사용후핵연료 관리전략이 결정되지 않았으므로, 사용후핵연료아일랜드 전환설계를 고려하는 권장된다.

본 논문에서는 원전해체 시 사용후핵연료 전환설계 개념 및 필요성을 살펴보고, 설계요소 및 Case를 심층적으로 분석하여 향후 국내 원전으로의 적용점을 도출하기 위한 기술적 근거를 확보해보고자 한다.

2. 본론

2.1 개념 및 필요성

사용후핵연료아일랜드는 원전해체 시 구조물, 계통, 기기들의 해체를 용이하게 하기위해 사용후핵연료 저장조를 기존 원전의 냉각계통, 전원계통 등과 격리하고 독립된 시스템으로 구성하는 개념이다. 구체적으로 아일랜드 전환설계에 필요한 기기 및 계통을 설치한 후, 사용후핵연료 저장조 압력경계와 연결된 모든 배관을 인접한 장소에서 격리, 절단, 포장시키는 작업을 일컫는다.

이는 사용후핵연료 냉각 및 정화계통과 관련된 배관을 제거하기 전에 저장조의 핵종 재고량에 부정적인 영향(수위감소 및 핵종누출)을 야기시키는 의도치 않은 해체작업 사고가능성을 제거하기 위함이다. 다시 말해 사용후핵연료 냉각 및 정화계통은 핵연료취급 및 복합건물에 폭넓게 연계되어 있기 때문에 아일랜드 전환설계를 통해 저장조 근처의 기기 및 계통을 비전원화 및 제거하기 위한 선제작업이다. 또한 공정 측면에서 아일랜드 전환설계 및 해체 작업을 병행할 수 있어 해체작업 효율성을 높일 수 있으며 해체 작업자의 방사선 피폭량을 줄일 수 있다는 장점이 있다.

2.2 설계요소 분석

사용후핵연료아일랜드 전환설계시 고려해야 할 설계요소는 다음과 같다.

- 최대열부하
- 냉각기능상실시 최대온도상승률
- 최대허용온도제한치
- 냉각계통 구성
- 정화계통 구성

최대열부하는 원전해체 시 사용후핵연료 저장조의 냉각기능 및 용량의 확보를 의미하며, 해체작업 수행시 원자로에 저장된 핵연료가 저장조에 수송할 경우의 최대 열부하를 고려하여 설계변경해야 한다. 또한 최대온도상승률은 능동적인 냉각기능이 상실될 경우 설계 제한치에 도달하는 시간을 확인하고 이에 대응하기 위한 설계변경 사항을 도출하는 데 의미가 있다. 이는 1차적으로 열부하와 연관이 되고, 2차적으로 열을 제거하기 위한 열제거원(heat sink) 용량을 설정하는데 설계근거가 된다. 최대허용온도제한치는 저장조의 건전성 유지와 관련이 있으며, 원전해체 시 일반적으로 화씨 140~150도로 설정값을 기준으로 적용한다. 냉각계통은 사용후핵연료아일랜드 전환설계를 구성할 때 각 원자력발전소마다 조금씩 차이가 있다. 냉각계통을 구성할 때 다중성(redundancy)를 고려하기도 하지만, 이를 고려하지 않고 단일 계통을 구성하는 경우도 다수 존재한다. 또한 최종 열제거원으로 대기 또는 해수를 사용하는데, 이는 각 발전소의 특성에 적합한 계통 구성을 채택한다. 미국의 변경허가 하에서 아일랜드 냉각계통은 비안전등급이며, 비상시 전원공급원을 구성한다. 정화계통은 일반적으로 스

키머/스트레이너, 필터, 탈염기로 구성이 된다. 필터의 공극사이즈는 발전소마다 다르지만, 일반적으로 0.2 ~ 25 μm 범주이다. 혼상탈염기 용량을 일반적으로 30 ft^3이며, 사용후핵연료 저장조 내부 또는 외부에 위치하여 정화계통을 구성한다.

2.3 Case 분석

사용후핵연료아일랜드 전환설계 Case를 분석하기 위한 가장 좋은 선험국은 미국이다. EPRI에서 발행한 원전별 Decommissioning Experience Report를 분석한 결과 원자로형, 해체전략, 아일랜드 전환설계 여부에 따라서 6개 원전으로 선정하였다. Big Rock Point, Dresden 1, Homboldt Bay 3, Lacrosse 원전 등은 비등형 경수로이므로 분석대상에서 제외했고, Indian Points 1은 경수로이지만 지연해체방식으로 사용후핵연료아일랜드 전환설계를 수행하지 않아서 제외하였다. 선정된 6개 원전은 Table 1과 같다.

Table 1. Summary of SFPI during transition period

Plant	MWe	Summary of Contents
Connecticut Yankee	590	Spent Fuel Pool Cooling, Purification and Heat Sink
Maine Yankee	825	Spent Fuel Pool Cooling, Purification, and Heat Sink
Rancho Seco	916	Lower capacity chiller, filter and demineralizer system,
Trojan	1130	Modular Spent Fuel Pool Cooling and Cleanup system
Yankee Rowe	185	Auxiliary Service Water System
Zion 1,2	1040	Spent Fuel Nuclear Island Pool Cooling System

Conneticut Yankee와 Maine Yankee 원전에서 제시된 “Spent Fuel Pool Cooling, Purification, and Heat Sink”가 사용후핵연료아일랜드 전환설계를 가르키는 것이다. Conneticut Yankee는 냉각계통을 이중루프로 구성하였으며, 수냉식 및 공랭식으로 열제거하는 계통을 구성하였다. 정화계통은 단일루프로 구성하였으며, 10 μm 필터를 포함한 스키머 펌프 2대, 혼상수지탑 2대, 후단필터 1대를 설치하여 구성하였다. Rancho Seco 원전의 냉각계통은 공랭방식을 채택하되, 단일루프로 구성하여 냉각기(chiller unit)을 핵연료 건물 내부에 설치하고 응축기(condensing unit)을 인접한 외부에 설치하여 구성하였다. 정화계통은 단일루프로 구성하며, 필터(5 μm) 및 혼상탈염기를 핵연료 건물 내부에 설치하였다. 또한 사용후핵연료를 건식용기에 저장하는 경우를 대비하여 기존의 정화계통을 유지하였다. Trojan 원전의 사용후핵연료아일랜드 전환설계에 있어서 특징은 냉각계통과 정화계통의 펌프(2대)를 공유한다는 점이다. 정화계통을 구성시 5 μm 필터 및 혼상탈염기(30 ft^3)로 구성하며, 사용후핵연료 이송시에는 2.5 μm필터로 교체한다. Yankee Rowe 원전은 별도의 보조급수계통을 설치하여 열제거원 기능을 추가하였다. 수냉식을 채택하며 해체시 버려진 계통으로부터 추출한 열교환기를 재활용했다. 정화계통은 단일루프로 스키머 펌프 1대가 있고, 혼상탈염기(30 ft^3)가 수조 내 설치하여 구성하였다. Zion 1,2호기의 냉각계통은 공랭식이며 운영 중 사용후핵연료 저장조 열교환기를 활용하여 냉각탑을 설치하고 관련 배관작업을 수행하였다. 냉각펌프 2대 및 열교환기는 핵연료 건물 내부에 설치하였다. 정화계통은 필터 및 운영 중 사용한 탈염기를 활용하여 구성하였다.

3. 결론

우리나라 고리1호기 사용후핵연료아일랜드 구성을 위해서 참조할 만한 Case를 선정하여 분석하였다. 미국의 경우 원전해체를 위한 변경허가하에 해체작업을 수행하고 있으며, 이에 따른 설계요건을 고려하여 전환설계를 수행하고 있다. 원전해체 경험이 풍부한 미국의 전환설계 Case로 미루어 볼 때, 우리나라의 원전해체 시 사용후핵연료 관리방안이 정해지지 않은 시점에서 사용후핵연료아일랜드 전환설계는 효율적이고 안전한 해체작업에 필수적인 절차로 고려될 수 있다.

후속 연구에서는 사용후핵연료아일랜드 전환설계와 관련된 요건 분석 및 연계계통을 파악하여 국내 적용점을 도출할 계획이다.

4. 참고문헌

[1] EPRI, Spent Fuel Pool Cooling and Cleanup Systems-Experience at Decommissioning Plants, 2004.

[2] EPRI, Lessons Learned for EPRI Decommissioning Program, Pre-planning an d early decommissioning Tasks, 2015.

양이온 계면활성제를 이용한 Vermiculite 내 세슘 제거 연구

김보현[1,2], 박찬우[1], 서범경[1], 문제권[1], 박소진[2], 이근우[1*]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 99
*nkwlee@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력 시설 가동 중 방사성 오염물질의 유실 또는 원전 사고 등에 의한 방사성 핵종에 의해 원자력시설 주변 토양이 오염될 수 있다. 토양은 사질, 실트질, 점토질 등으로 구성되어 있으며, 방사성 핵종들은 토양 중 점토질에 많은 양이 선택적으로 흡착된다. 방사성 핵종 중 세슘은 점토광물의 층간 내부에 흡착 되거나, Frayed edge site (FES) 에 비가역적으로 흡착되어 안정성이 높아 일반적인 토양 처리 방법으로는 제거가 되지 않는다.

다양한 점토광물 중 vermiculite는 층간 전하가 높아 층 내부에 세슘이 강하게 흡착되고 양이온 교환능이 높아 세슘 흡착량이 높다. 뿐만 아니라 세슘 흡착 선택성이 높은 FES를 함유하여 제거가 어렵다고 알려져 있다. 또한, 2:1형 광물로써 팽창성을 가지고 있으나, 팽윤되는 정도가 다른 팽창성 광물보다 적기 때문에 바깥 표면으로의 빠른 흡착 이후에 격자 사이의 공간으로 느린 흡착을 보이는 2단계의 흡착 특성을 보인다.

본 연구에서는 vermiculite에 오염된 세슘의 제거를 위하여, 양이온성 계면활성제 처리에 따른 세슘 제거 효율을 평가하였다. 세슘 오염된 vermiculite에 대한 양이온성 계면활성제의 흡착 특성과 이에 따른 세슘의 탈착 특성을 분석하고, 암모늄이온과 양이온성 계면활성제의 탈착 성능을 비교하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

세슘 오염 vermiculite를 제조하기 위해서 20 ㎛ 이하의 vermiculite를 세슘 용액에 분산시킨 후 7 일 동안 교반하였고, 원심 분리를 통해 vermiculite를 분리하여 건조시켰다. 액체 내 세슘의 농도를 유도결합플라즈마 질량 분석기(ICP-MS)를 이용해 분석하였다. 비방사성 세슘으로 오염시킨 vermiculite를 양이온성 계면활성제(dodecyl trimethyl ammonium bromide, DTAB) 용액 농도를 변화시키며 분산시킨 후 상온에서 1 일동안 교반하여 원심분리를 통해 점토와 용액을 분리하였다. 용액 내 잔류하는 양이온성 계면활성제의 양을 TOC(Total Organic Carbon)를 통해 측정하여 vermiculite에 흡착된 DTAB의 양을 분석 하였다. 탈착된 세슘의 양을 분석하기 위해 용액 내 세슘의 양을 유도결합 플라즈마 질량분석기(ICP-MS)로 분석하였다.

2.2 실험결과 및 고찰

세슘 오염된 vermiculite에 대하여 양이온성 계면활성제(DTAB)의 흡착 특성을 분석하고, 이에 따른 세슘의 탈착 효과를 분석하였다.

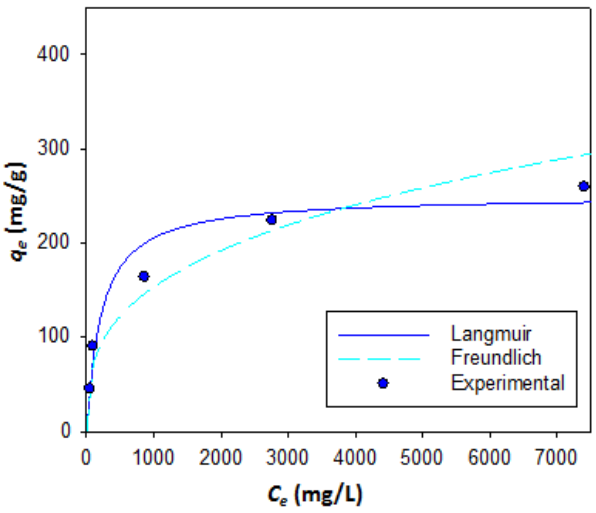


Fig. 1. DTAB adsorption isotherm at 20 °C . The solid line and dashed line represent the fits of the results to the Langmuir model and the Freundlich model, respectively.

양이온성 계면활성제(DTAB) 첨가량 및 농도에 따른 흡착특성을 평가하기 위해서 20℃에서 DTAB의 농도를 ~1000 mg/g clay 까지 변화시켜 분석하였다. 흡착특성 분석을 위해 DTAB 흡착 실험 결과를 Langmuir model 흡착모델과 freundlich 흡착모델로 curve fitting을 하여 해당 흡착모델 적용성을 평가하였다. (Fig. 1) Langmuir 흡착모델의 경우 20℃에서 R^2 값이 0.97로 나타났고, Freundlich

모델의 경우는 0.93로 나타나 Langmuir model이 Freundl비교적 높은 모델적합성을 보였다. 이는 양이온성 계면활성제가 세슘 오염된 vermiculite에 단일층으로 흡착되는 것을 나타낸다. Langmuir 흡착모델과의 fitting 결과 DTAB의 최대 흡착량은 250 mg/g clay로 나타났다.

양이온성 계면활성제(DTAB) 농도를 변화시켜 세슘의 탈착을 분석하였다. Fig. 2와 같이 세슘 탈착률도 DTAB의 농도가 증가함에 따라 세슘의 탈착이 상승하였고, 1000 mg/g clay 조건에서 최대 세슘 제거율을 나타내어 59%의 세슘 제거율을 나타냈다.

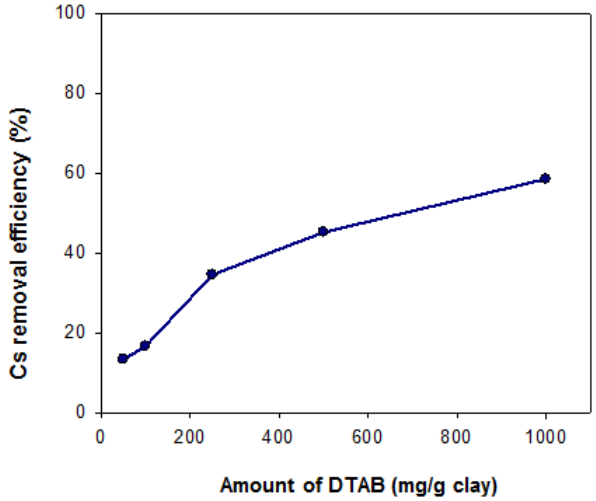


Fig. 2. Removal efficiency of Cs from Cs-VMT as a function of the added amount of DTAB at 20℃.

3. 결론

Vermiculite로부터 세슘을 탈착시키기 위하여 양이온성 계면활성제로 처리하였다. Langmuir 흡착모델 fitting 결과로 최대 흡착량은 250 mg/g clay로 나타났고, 최대 세슘 제거율은 59%로 나타났다. 양이온성 계면활성제의 흡착량이 늘어남에 따라 세슘의 제거율도 향상되었다. 이는 양이온성 계면활성제와 양이온성 세슘과의 교환에 따른 것으로 예상된다.

4. 참고문헌

[1] Ishikawa, N.K., Uchida, S., and Tagami, K. (2007)Distribution coefficients for 85Sr and 137Cs in Japaneseagricultural soils and their correlations with soil properties, Jounal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 277(2), 433-439.

[2] 이근우, 박찬우, 양희만, 서범경, "방사성 오염토양의 Cs 탈찰 방안 설정에 관한 연구", 한국방사성폐기물학회 2015 추계학술발표회 논문요약집, 13(3), 275-276, 10.14~16, 2015, 부산.

ISOCS를 이용한 ^{152}Eu 표준선원의 방사능 측정 및 유효성 평가

전호민*, 김종화, 송재준, 강태욱, 이종철, 한경호, 서장수
세안기술주식회사, 서울특별시 금천구 가산디지털2로 184(가산동), 910호
*yalip@sae-an.co.kr

1. 서론

2015년 6월 고리 1호기의 영구정지 결정 후 국내 원자력 산업계의 원전 해체를 위한 관련 기술 개발 및 연구가 활발히 수행되고 있다. 원전 해체 시 원전 내 방사성핵종의 종류, 분포 및 방사능 결정을 위한 방사선원항 특성평가는 원전 해체 시 모든 공정에 걸쳐 계속해서 수행되어야 할 필수적인 작업이다. 원전 해체 시 방사선원항 특성평가에 주로 사용되는 이동형 감마핵종분석기(ISOCS, In-Situ Objective Counting System)는 기존의 고정형 반도체검출기와 다르게 교정용 표준선원을 사용하지 않고, 측정 대상체를 선원으로 모델링하여 효율 교정을 수행하며, 이러한 기술로 인해 보다 간편하고, 효율적으로 원전 해체 현장에서 측정 대상체에 대한 직접적인 핵종 판별 및 방사능 측정이 가능하다. ISOCS는 이러한 장점으로 인해 원거리에서 측정 대상체에 대해 비접근식 측정이 가능하며, 원전 해체 시 작업자의 방사선 피폭 저감에도 기여할 수 있다. 이와 관련하여 본 연구에서는 ISOCS를 이용하여 직육면체 철제 박스 내에 위치한 표준선원의 방사능 측정 및 유효성을 평가하였다.

2. 본론

2.1 ISCOS를 이용한 방사능 측정

ISOCS를 이용하여 측정 대상체의 방사능 측정을 수행하기 위해서는 측정 대상체의 형상, 크기, 재질의 종류, 두께 및 밀도 등과 검출기와 대상체 사이의 거리 등에 관한 정확한 자료의 습득이 선행되어야 한다. 이러한 자료는 Canberra 사의 ISOCS Geometry 모델링 소프트웨어인 Geometry Composer에서 측정 대상체를 선원으로 모델링하고, 모델링된 기하학적 조건에 대해 직접적인 효율 교정을 수행하기 위한 필수적인 정보이며, 감마선분광분석 소프트웨어를 통해 정확한 방사능 값을 산출하기 위함이다. 본 연구를 위해 탄소강으로 제작된 직육면체 철제 박스(크기: 30 cm × 30 cm × 20 cm, 두께: 1 mm) 정중앙에 Table 1과 같이 인증된 ^{152}Eu 표준선원(일련번호: 15EU152P63, 크기: φ 6 mm, 매질 : 필터 페이터)을 위치시키고, HPGe 검출기(Canberra, Model: GC2018)와 철제 박스 사이의 거리가 수평으로 25 cm 되는 위치에서 검출기에 180° Collimator를 장착하여 측정을 수행하였다. 측정시간은 주요 에너지 피크가 확인될 수 있는 계수값 이상이 되도록 스펙트럼 측정시간은 3,600 초로 설정하였다.

Table 1. ^{152}Eu Certified Values and Uncertainties

핵종	반감기 (d)		방사능주) (kBq)		
	반감기	불확도	방사능	불확도	
^{152}Eu	4938.8	5.8	138.5	2.4	1.7%

주) 방사능량은 2015년 5월 1일 기준임.

2.2 Geometry Modeling

직육면체 철제 박스 정중앙에 선원이 위치되어 있는 실험 조건을 모사하기 위해 Geometry Composer의 Complex Box Template를 기반으로 직육면체 철제 박스의 정중앙에 점선원이 존재하는 형태로 Fig. 1과 같이 모델링을 하였고, HPGe 검출기에 180° Collimator가 장착된 상태의 Geometry 모델링을 기반으로 효율 교정을 수행하였다.

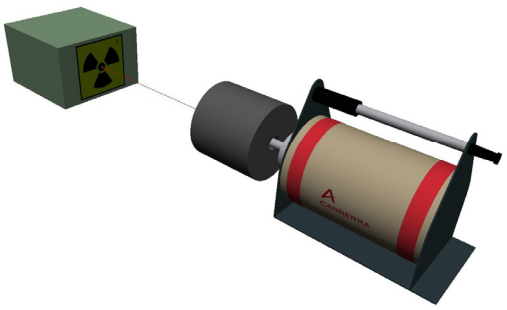


Fig. 1. Geometry Modeling.

2.3 스펙트럼 분석 알고리즘

ISOCS를 이용하여 측정된 스펙트럼의 분석은 기존 고정형 HPGe 검출기 방식과 마찬가지로

Canberra 사의 Genie™-2000과 같은 감마선분광 분석 소프트웨어를 통해 수행된다. Genie™-2000에서 단일 에너지 피크에 대한 선원 체적 대비 방사능은 자체 알고리즘에 내장된 (1)식에 의하여 산출된다.

$$C = \frac{S}{V \cdot \epsilon' \cdot y \cdot T_1 \cdot U_f \cdot K_c \cdot K_w} \qquad (1)$$

C : 선원 체적 대비 방사능

S : 스펙트럼 피크면적

V : 선원 체적

ε' : 검출효율

y : 에너지 피크의 방출확률

T_1 : 스펙트럼 측정시간(live time)

U_f : 단위환산 계수

Kc : 측정시간 동안 방사능붕괴 보정인자

Kw : 선원 기준일에서 측정 시작일까지 방사능붕괴 보정인자

2.4 측정 결과

ISOCS를 이용하여 ^{152}Eu 표준선원의 방사능을 측정한 결과는 Table 2와 같다. 또한, ISOCS를 이용한 방사능 측정의 유효성을 평가하기 위하여 ^{152}Eu 표준선원을 고정형 HPGe 검출기로부터 25 cm 떨어진 위치에서 측정한 1408.01 keV의 방사능은 131.8 kBq로 측정되었다.

Table 2. ^{152}Eu Standard Source's Measured Value by ISOCS

측정거리	^{152}Eu의 1408.01 keV 에너지 피크	
	방사능 측정값	측정불확도
25 cm	134.3 kBq	5.55

3. 결론

본 연구에서는 ISOCS를 이용하여 직육면체 철제 박스 내에 위치한 ^{152}Eu 표준선원의 1408.1 keV 에너지 피크에 대한 방사능 측정 및 유효성을 자연 방사선 준위에서 평가하였다.

ISOCS를 이용한 ^{152}Eu 표준선원의 방사능 측정에 대한 유효성을 평가한 결과, 25 cm 떨어진 위치에서 고정형 HPGe 검출기로 측정한 방사능 측정값은 131.8 kBq로 측정되었고, ISOCS로 측정한 방사능 측정값은 134.3 kBq로 측정되었으며, 각 방사능 측정값에는 약 1.9%의 상대오차가 있는 것으로 확인되었다.

본 연구를 통해 도출된 측정 결과를 바탕으로 향후 원전 해체 시에는 ISOCS를 이용한 방사능 측정 시 측정값의 오차와 측정 불확도를 감소시키기 위해서 측정 대상체의 위치 및 형상에 따른 물리적 요인, 다양한 방사선장의 혼합으로 발생되는 환경적 요인 등 측정에 관련된 다양한 요인에 대한 보다 세부적인 검토가 필요할 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국에너지기술평가원의「원전해체 설계를 위한 냉각재계통 및 기기제염 상용기술 개발」과제의 일환으로 수행되었으며 이에 감사드립니다 (과제번호: 20141510300310).

5. 참고문헌

[1] Canberra Industries, "Genie™-2000 Spectroscopy Software Customization Tools Manual", 2013.

[2] Canberra Industries, "Model S573 ISOCS Calibration Software Technical Reference Manual", 2012.

[3] Canberra Industries, "Geometry Composer User's Manual", 2012.

원자로 압력용기 해체용 유압 매니퓰레이터 개발

신호철*, 김창회, 서용칠, 김명호, 최병선, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*smarthc@kaeri.re.kr

1. 서론

국내에 원자력 발전소를 해체를 위한 준비의 일환으로 원자로 압력용기 해체용 유압 매니퓰레이터가 개발되고 있다. 선행 연구[2]에서 고방사화 해체 대상물인 원자로 압력용기의 절단, 이송 등을 고려하여 고하중 취급이 가능한 고하중 매니퓰레이터를 설계하였다.

본 논문에서는 설계된 고하중 매니퓰레이터를 유압 모터와 정밀 감속기를 적용하여 제작하고 정밀 유압 제어가 가능하도록 유압 서보밸브를 사용하여 유압 제어 시스템을 구축하고 다축 유압 매니퓰레이터 제어기를 개발하였다.

2. 본론

2.1 유압 매니퓰레이터

선행연구에서 설계된 고하중 매니퓰레이터는 길이 2.984 m, 가반하중 250 kg, 자체중량 784 kg의 6자유도 로봇 팔이다. 매니퓰레이터는 5개의 회전관절과 1개의 병진관절로 이루어져 있고 수밀 구조로 설계되었다. 고하중을 취급하기 위하여 유압 모터를 적용하였으며, 정밀한 위치제어를 수행하기 위하여 각 회전관절에 감속비 100:1의 정밀 감속기를 사용하였다. 따라서 연속회전이 가능한 유압모터를 적용하였다. 1, 3, 4 축은 Danfoss OMP80 유압모터를 적용하고, 상대적으로 작은 파워가 요구되는 2,5,6 축은 Danfoss OMM 40 유압모터를 적용하였다. Fig. 1은 설계된 유압 매니퓰레이터의 모습을 보여준다.

Fig. 1. High payload manipulator.

무부하 상태에서 유압 배선 등을 고려하였을 때, 각축의 동작범위와 최고속도는 Table 1과 같다.

Table 1. Moving Range and Speed

Axis	Range(deg)	Speed(deg/sec)
1	-90~90	30
2	0~400(mm)	50(mm/sec)
3	-90~60	30
4	-90~60	30
5	-90~60	20
6	-170~170	20

2.2 매니퓰레이터 유압 시스템

매니퓰레이터 구동을 위한 유압 회로는 하나의 매니폴드 내에 서보밸브를 집합시킨 직구동 방식으로 개발하였으며, 서보밸브는 소형으로 유압시스템의 경량화가 가능하고 정밀 제어가 가능한 노즐 플리퍼 타입의 서보밸브를 적용하였다. 유압모터 OMM 40 및 OMP 80의 최대 유량과 압력강하는 각각 20 lpm/90 bar와 60 lpm /140 bar 이며, 따라서 서보 밸브는 각각 유량이 20 lpm과 60 lpm인 Star 454와 Star 456를 선정하였다. 서보 밸브에서 압력강하는 70 bar이다.
매니퓰레이터가 최대 토크 및 최대 속도로 작동할 때와 전체 시스템의 크기를 고려하여 210 bar에서 120 lpm을 토출할 수 있는 유압 공급 장치를 제작하였다.

2.3 제어 시스템

원자로 해체용 매니퓰레이터는 고방사선 환경에서 사용되기 때문에 매니퓰레이터 내부에 방사선에 강한 부품을 사용해야한다. 따라서 각 축의 위치 검출을 위해서 내방사선 특성이 뛰어난 레졸버를 사용하였다. 높은 위치 제어성능을 유지하면서 항상 관절의 절대 위치를 파악할 수 있도록 입력축과 출력축 모두에 레졸버를 장착하였다.
높은 정밀도의 위치를 검출할 수 있도록 16bit 레

졸버 보드를 개발하였으며, 제어 시스템을 소형화하기 위하여 축별 유압 서보밸브를 제어하는 제어기는 초소형 제어기를 사용하였다. 상위제어기(PC)와는 CAN통신으로 통신하며 6축을 제어한다. Fig. 2는 제어 신호 흐름도를 나타낸다.

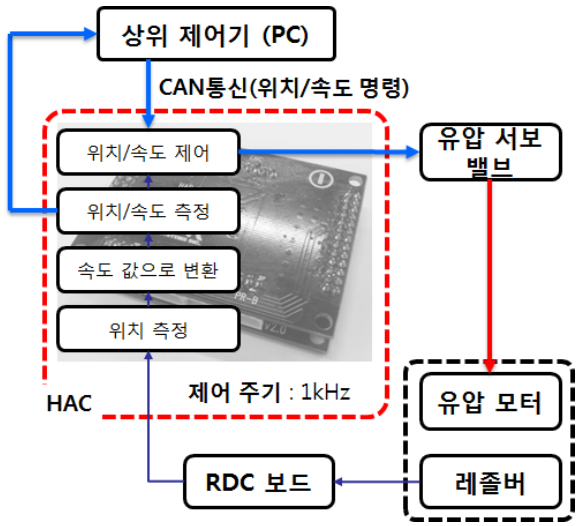


Fig. 2. Control signal flow.

매니퓰레이터를 제어하는 제어시스템은 주제어기, 원격제어기로 구성된다. 주제어기는 내진 기능의 산업용 컴퓨터와 고해상도의 대형 모니터로 구성되며 GUI 프로그램을 통하여 매니퓰레이터를 구동한다. 원격제어기는 6개의 서보밸브 제어기와 12개의 레졸버 보드, 출력축 위치 데이터 취합 보드 등을 포함하고 있으며 주제어기로부터 명령을 전달받아 서보밸브를 제어하고 관절위치 데이터를 주제어기로 전송한다. Fig. 3 개발된 고하중 유압 매니퓰레이터의 제어 시스템 구성도를 나타낸다.

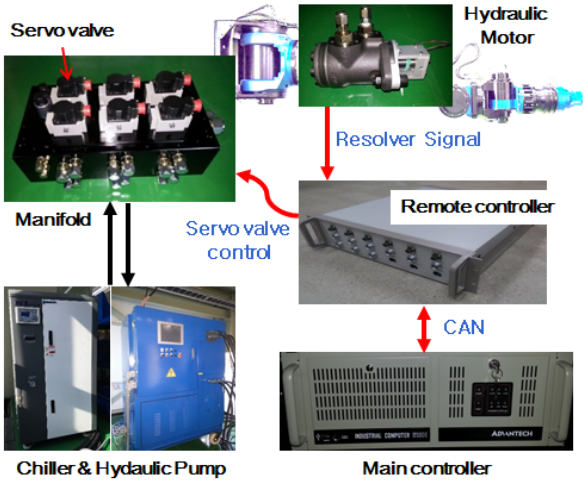


Fig. 3. Control system layout.

개발된 매니퓰레이터의 제어를 위해 로봇 모델링과 유압 서보 시스템을 모델링하면 다음과 같이 서보밸브의 입력전류에 따른 매니퓰레이터의 상태 방정식을 유도할 수 있다.

$$\left[\dot{q}\ \ddot{q}\ \dot{P}_L\right]^T = \begin{bmatrix} 0 & I & 0 \\ -M^{-1}K & -M^{-1}C & 0 \\ 0 & -\frac{4\beta_e}{V_t}D_m N^{-1} & -\frac{4\beta_e}{V_t}K_c \end{bmatrix} \begin{bmatrix} q \\ \dot{q} \\ P_L \end{bmatrix} + \begin{bmatrix} 0 \\ I \\ \frac{4\beta_e}{V_t}K_q K_v \end{bmatrix} i + \begin{bmatrix} 0 \\ -Q \\ 0 \end{bmatrix} + \begin{bmatrix} 0 \\ -d \\ 0 \end{bmatrix} \quad (1)$$

상태 방정식 (1)을 기반으로 중력보상 제어를 포함하는 슬라이딩 모드 제어기를 개발하여 시뮬레이션을 수행하였으며, 각 축별로 구동 실험을 수행하였다.

3. 결론

본 논문에서는 고방사화 해체 대상물용 고하중 매니퓰레이터의 제작과 유압 공급 시스템 및 유압 제어 시스템을 개발하였다. 방사선에 강건하고, 고하중 취급에도 위치 정밀도를 확보할 수 있도록 매니퓰레이터를 제작하였으며, 최대 토크와 최대 속도를 고려하여 유압 공급 시스템을 구축하였다. 소형 경량화를 위하여 소형 서보밸브와 제어 유닛을 사용하고, 레졸보 보드, 데이터 취합보드를 개발하여 주제어기와 함께 고하중 유압 매니퓰레이터 제어 시스템을 구성하였다. 개발된 유압 매니퓰레이터 시스템과 상태 모델을 기반으로 강건한 제어기를 개발하여 정밀 위치제어를 수행하고자한다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 재원으로 시행하는 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 김창회, 서용칠, 이성욱, 최병선, 문제권, “원자로 압력용기 해체 작업용 고하중 매니퓰레이터 설계” 한국방사성폐기물학회 2015 춘계학술발표회 논문요약집, 315-316, 5.27~29, 2015, 송도.

우라늄 오염 토양의 제염 후 2차 폐기물에 대한 시멘트 고화 침출 시험

성현희*, 구대서, 김계남, 김승수, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*shh414@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성에 오염된 토양을 세척-동전기제염장치로 제염 시 pH 상승에 의해 음극에서 전해질들이 발생한다. 전해질들은 오염된 토양에 포함된 중금속 이온을 함유하고 있으며, 금속수산화물로 변한다. 토양 복원 시험 설비 과정 중 발생한 우라늄으로 오염된 금속수산화물은 미세입자 이므로 고화체로 만들어 한국원자력환경공단(KORAD)에 인수하여야 한다. 세라믹, 유리, 아스팔트 등 다양한 고화방법 중에서도 재료 및 기술이 잘 알려져 있고, 가격이 저렴하면서도 기계적인 강도가 우수한 시멘트 고화 방법으로 고화체를 만들었다.

금속수산화물 고화체를 KORAD에 인수하기 위해서는 압축강도, 침출시험, 침수시험, 방사선조사, 열순환시험, 유리수시험을 통과하여야 한다. 6가지 건전성 시험을 연구 진행 중에 있으며, 그 중 압축강도 시험을 통과한 고화체를 가지고 침출시험을 수행하고 KORAD의 인수기준에 따라 그 결과를 분석하였다.

2. 본론

2.1 금속수산화물 고화체 실험

고화체 실험에 앞서 방사성 폐기물 건전성 시험을 실시할 수 있는 시험규격을 만족하는(직경 50 mm 높이 100 mm)몰드를 스테인레스 스틸로 제작하였다. 최종부피(V_f) / 시료의 부피(V_i) * 100 이 150%를 초과하지 않는 범위에서 압축강도가 가장 높은 값을 가지는 것을 목표로 고화체를 제작하였다.

Table 1. The mixing ratio

Number	Metal oxide (g)	Water (g)	Cement (g)
C-3	1.5 (175.2)	1.2 (140.2)	1 (116.8)
C-4	2.0 (193.6)	1.65 (159.7)	1 (96.8)

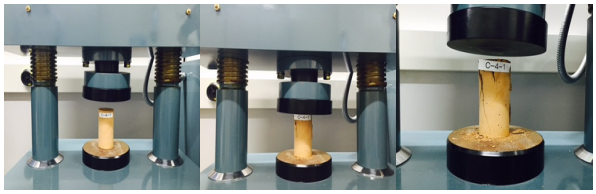


Fig. 1. Compression strength measuring process.

압축강도 실험 결과 C-3 : 165.51 kgf/cm^2, C-4 : 131.43 kgf/cm^2으로 중·저준위방사성폐기물 인수기준에서 요구하는 경질 고화체에 대한 34 kgf/cm^2 기준을 각각 3.9, 4.9배 만족하였다. 압축강도 시험을 통과한 동일한 혼합비를 가지고 침출 시험을 진행해 보았다.

2.2 침출 시험 인수 기준

침출 시험은 저준위 방사성 폐기물 고화체의 방사성핵종 보존능력을 평가하는 시험 방법이다. Demi-Water에 90 일 동안 고화체를 노출시켜 침출지수를 산출하며, 인수기준은 침출지수가 6이상 만족해야 한다. 침출액 교환주기는 2hr, 7hr, 1day, 2day, 3day, 4day, 5day, 19day, 47day, 90day이다.

$$T = [\frac{1}{2}(\sqrt{t_n} + \sqrt{t_{n-1}})]^2 \quad (1)$$

$$D = \pi[\frac{a_n/A_0}{(\triangle t)_n}]^2[\frac{V}{S}]^2 T \quad (2)$$

$$L = \frac{1}{n}\sum_{1}^{n}[\log(1/D)]_n \quad (3)$$

D : 유효확산계수 (㎠/s)

a_n: 침출액 교체기간(n)동안에 침출된 방사능 (Bq or μCi)

A_0: 시편의 초기 방사선량 (Bq or μCi)

S : 시편의 노출면적 (㎠)

V : 시편의 부피 (㎤)

t_n : 침출제 교체기간 (sec) / △t 차이만큼

T : n번째 침출구간의 평균 침출시간

L : 침출지수

2.3 침출 시험 결과

C-3 시편의 초기 방사선량은 68.225 Bq/g이고, C-4는 72.6 Bq/g이다. V/S 값은 0.83 cm이다. 화학분석을 통해 침출액 교체기간(n)동안에 침출된 방사능 값은 0.00125 Bq/g 이하로 측정되었다.
Table 2과 3는 침출시험 결과 값을 통해 시멘트 1.0에 대하여 시료 1.5과 2.0 배합비의 유효확산계수를 구하였다. 유효확산계수를 통하여 침출지수를 구한 결과 C-3의 침출지수 14.135, C-4는 14.138로 인수기준 6 보다 2.3배 만족하였다.

Table 2. C-3 The effective diffusion coefficient

Time	D	log(l/D)
2h	1.01E-13	12.996
7h	3.33E-14	13.478
1d	9.94E-15	14.003
2d	1.23E-14	13.912
3d	2.08E-14	13.682
4d	3.77E-14	13.533
5d	4.66E-16	13.423
19d	3.37E-16	15.331
47d	3.37E-16	15.472
90d	3.04E-16	15.518

Table 3. C-4 The effective diffusion coefficient

Time	D	log(l/D)
2h	8.911E-14	13.050
7h	2.938E-14	13.532
1d	8.776E-15	14.057
2d	1.082E-14	13.966
3d	1.838E-14	13.736
4d	2.586E-14	13.587
5d	3.331E-14	13.477
19d	1.335E-15	14.875
47d	2.978E-16	15.523
90d	2.682E-16	15.572

3. 결론

침출 시험 결과 혼합비에 따른 침출 지수의 값의 차이는 거의 미미하였다. 따라서 금속수산화물을 시멘트로 고화했을 때, 수중에서의 방사능 유출가능성은 낮다고 판단된다. 그렇기 때문에 압축강도 인수기준만 통과한다면, 침출 시험 인수기준을 만족할 것으로 예측된다. 금속수산화물, 시멘트, 그리고 물의 혼합비에 따라 금속수산화물 양이 적을수록 시멘트의 양이 많을수록 압축강도는 크게 나타나지만, 최종부피가 증가하므로 적절한 혼합비를 찾는 것이 중요하다. 최종적으로 부피증가비가 적으면서도 모든 인수기준을 만족하는 고화체를 만드는 것이 목표이다. 남은 4가지 건전성 시험 또한 연구 진행 중에 있으며, 인수기준에 부합할 것으로 기대하고 있다.

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, pp. 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), pp. 271~280.

[4] 김계남외, “동전기적 토양제염에 미치는 pH의 영향”, 한국폐기물학회지, V.17(6), pp. 781-788 (2000).

합리적 부지재이용기준 제정을 위한 기술적 검토

손욱*, 윤석본, 김정주
한국수력원자력㈜, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*wooksohn@khnp.co.kr

1. 서론

해체가 완료된 원전에서 부지의 규제해제 기준이 되는 부지재이용기준에 관한 고시가 올해 제정을 목표로 현재 검토되고 있다. 이에 본 연구에서는 합리적인 부지재이용기준 설정을 위해 필요한 기술적 배경을 제공하기 위해, 국제방호기구 권고사항, 비용편익분석 및 수용 가능한 리스크 등의 3가지 측면에서 부지재이용기준을 검토하였다.

2. 본론

2.1 국제방호기구 권고사항

2.1.1 선량한도 및 선량제약치

ICRP 2007년 권고는 방호 접근방식을 기존의 행위와 개입의 과정기반에서 계획피폭상황, 비상피폭상황 및 기존피폭상황 등의 상황기반으로 변경하면서 해체를 계획피폭상황으로 분류하였다. 계획피폭상황에서, 개인에 대한 일반인 선량한도(Dose Limit)의 적용 및 단일 선원에 대한 선량제약치(Dose Constraint) 설정을 통한 피폭의 최적화가 권고되고 있다. 또한 해당 권고는, 복수 선원의 존재 가능성을 고려하면서 개인의 실제 선량이 선량한도(1 mSv/yr)를 초과하지 않도록 선량제약치를 설정해야 한다고 권고하고 있다. ICRP가 정의한 선원에 해체가 완료된 부지 내 잔류방사능도 포함되므로, 부지재이용기준은 잔류방사능이란 하나의 선원에 대해 설정된 선량제약치로 간주될 수 있다.

2.1.2 선량제약치로서의 부지재이용기준

상기에서처럼, ICRP 2007년 권고에서는 선량제약치 설정의 필요성에 대해서는 언급하고 있지만 개별 선원에 대한 구체적인 선량제약치 값은 권고하고 있지 않다. 다만, ICRP는 비공식적으로 하나의 선원에 대한 선량제약치는 선량한도(1 mSv/yr)의 분율(Fraction)로 설정되어야 한다고 하면서 선량제약치를 선량한도의 30%인 0.3 mSv/yr로 설정할 것을 제안하였다[1]. IAEA도 부지재이용기준을 선량제약치로 간주하면서,

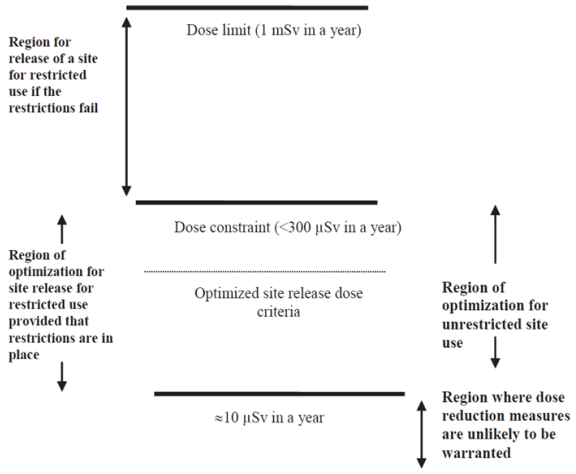


Fig. 1. Recommended Range for Site Release Criteria after Decommissioning by IAEA.

그 상한값으로 0.3 mSv/yr를 권고하고 있다(Fig. 1)[2].

미국 NRC는, 미국 EPA가 주장하는 부지재이용기준(0.15 mSv/yr)을 선량한도(1 mSv/yr)의 약 1/7에 해당하는 지나치게 낮은(보수적인) 분율로 평가하였다. 대신에, 합리적인 분율(1/4)에 해당하는 0.25 mSv/yr로 부지재이용기준을 설정하고 이 값 하에서 ALARA 조치를 취할 것을 규제화하였다[3].

2.2 비용편익분석

2.2.1 비용편익분석 방법[3]

NRC는 비용편익분석에서 PWR을 포함한 4개의 참조시설에 대해 0.1, 0.6, 0.25, 0.15 및 0.03 mSv/yr 등의 부지재이용기준을 적용하여 해체할 때 예상되는 위해도 및 비용을 종합적으로 평가하였다. 위해도는 다양한 해체시나리오를 적용하여 구조물(콘크리트) 및 토양을 해체할 때 예상되는 방사선피폭에 의한 사망률과 해체작업 중 일반사고에 의한 사망률로 구분하여 평가하였다. 비용은 부지재이용기준 변화에 가장 민감한 해체작업(방사선학적 특성조사, 토양/건물의 제염, 철거, 폐기물 처분 및 최종방사선조사)에 소요되는 비용만 고려하여 평가하였다.

2.2.2 비용편익분석 결과

비용편익분석 결과, 0.25 mSv/yr 이하에서 비용편익비율이 토양의 경우는 감소하는 경향을 보인 반면, 구조물(콘크리트)의 경우는 토양의 비해 증가하는 경향을 보였다. 그러나 NRC는 일반적으로 부지재이용기준을 0.25 mSv/yr 이하로 설정할 비용편익 측면에서의 근거를 확인하지 못하였다.

2.2.3 수용 가능한 리스크

일본에서는 10^{-6}~10^{-5}의 평생 사망률이 수용 가능한 리스크로 받아들여지고 있으며, 영국에서는 일반인이 수용 가능한 리스크의 최대값으로 연간 사망률 10^{-6}이 제안되었다. 미국의 경우는, EPA는 10^{-6}~10^{-4}를 수용 가능한 평생 암발생 리스크 수준으로 보았으며, NRC는 무시 가능한 추가적인 리스크를 백그라운드 리스크의 0.1%로 정하였다[4]. 이들 리스크는 모두 약 10^{-6}~10^{-5}/lifetime 수준의 리스크에 해당되므로, 허용 가능한 리스크의 상한치를 10^{-5}/ lifetime으로 정하는 것이 타당할 것으로 판단되었다.

리스크 계수($5x10^{-2}$/Sv)를 이용하고 80 년의 기간을 가정하였을 경우의 0.15 및 0.25 mSv/yr 선량에 의한 평생 암 사망률은 각각 $6x10^{-4}$ 및 $1x10^{-3}$로, 두 선량 모두 앞에서 언급한 수용 가능한 리스크보다 높게 나타났다. 그러나 부지내 잔류방사능이 해체 완료 후 방사성 붕괴 및 풍화(Weathering) 등에 의해 줄어들게 되으로, 보다 실제적인 리스크를 평가하기 위해서는 이러한 효과를 고려해야 한다. 예로, 부지에 Cs-137 (반감기 약 30.17 년)만 존재할 경우 0.15 mSv/yr 및 0.25 mSv/yr 선량에 의한 평생 암사망률은 당초의 값들에서 $2.74x10^{-4}$ 및 $4.57x10^{-3}$로 각각 약 50% 줄어들게 된다. 또 다른 예로, 부지에 Co-60(반감기 약 5.3 년)만 존재할 경우에는 $5.70x10^{-5}$ 및 $9.51x10^{-5}$로 각각 약 90% 줄게 된다. 또한 일본 원자력안전위원회는 풍화작용에 의해 Cs-137 피폭에 의한 암사망률이 약 1/10까지 줄어들 수 있다고 보고하였다[5]. 따라서 방사성 붕괴 및 풍화의 두 효과를 고려하고 동시에 ALARA의 원칙을 적용하게 되면, 실제 해체 완료 후에 부지에 거주하는 일반인이 받게 되는 선량은 상기에서 언급한 리스크 목표인 10^{-5}/lifetime 수준으로 유지할 수 있음을 알 수 있다.

3. 결론

해체 완료 후의 부지의 잔류방사능에 의한 개인의 위해도 관점에서만 보면 부지재이용기준을 가능한 한 낮추어 설정하는 것이 좋을 수 있으나 이는 ICRP에서 권고하는 ALARA 원칙에 부합되지 않는다. 반대로 해체 용이성만을 고려하여 무작정 높게 설정하면 부지를 규제에서 해제하는 목적을 달성할 수 없게 된다. 따라서 이번 연구에서는 기술적 측면에서 합리적인 부지재이용기준 설정이 가능한지를 확인하는 것을 목표로 하였으며, 이를 위해 국제방호기구 권고사항, 비용편익분석 및 수용 가능한 리스크 측면에서 부지재이용기준을 검토하였다. 검토 결과, 부지재이용기준을 일반인 선량한도의 25~30% 수준에 해당하는 0.25~0.3 mSv/yr로 설정하는 것이 합리적이라고 판단하였다. 그러나 현재 국내 운영 원전 부지에 대한 규제제한치가 0.25 mSv/yr인 점을 고려하여[6], 이와의 규제 일관성 유지를 위해 국내 부지재이용기준을 0.25 mSv/yr로 설정하는 것이 적절하다고 판단하였다.

4. 참고문헌

[1] NRC, “Briefing by ICRP/NCRP on the Principles of Radiological Protection and Their Application to Setting Limits an Constraints for the Public from Radiation Sources - Public Meeting” (1995).

[2] IAEA, “Release of Sites from Regulatory Control on Termination of Practices”, Safety Guide No. WS-G-5.1 (2006).

[3] NRC, "Generic Environmental Impact Statement in Support of Rulemaking on Radiological Criteria for License Termination of NRC-Licensed Nuclear Facilities", NUREG-1496, Vol.1 (1997).

[4] JNES, “Study on Site Release Criteria for Nuclear Facilities”, JNES-RE-2013-2038 (2014).

[5] 原子力安全委員会, “‘現在の空間線量から将来を予測する考え方について’に関する助言(回答)” (2011).

[6] 원자력안전위원회, “방사선방호 등에 관한 기준 제16조(환경상의 위해방지)”, 원안위고시 제2014-34호 (2014).

토착 미생물을 활용한 오염수 내 세슘 제거능 평가

류병곤[1], 최강국[2], 김은경[2], 양희만[1], 박찬우[1], 이근우[1], 문제권[1], 서범경[1*]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]KAIST, 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 수준이기 때문에, 문제로 인식되는 대부분의 경우는 바로 핵실험 및 사고로부터 인위적으로 발생되는 것이다. 실재로 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 있으며, 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 이온교환수지와 같은 이온교환을 이용한 방법이 방사성 세슘을 분리 및 제거하는 데 널리 이용되어 왔지만, 높은 운전비용과 낮은 제거 효율 그리고 추가적인 후처리 공정의 필요성 등이 단점으로 지적되고 있다[1]. 최근에는 기존의 물리-화학적인 처리 공법의 대체 기술을 찾기 위한 일안으로 생물의 대사 작용을 이용하여 오염토양 또는 지하수를 처리하는 생물학적 정화공법 및 생물소재를 이용해 독성물질을 제거하거나 희귀금속을 회수하는 분야가 많은 관심을 받고 있다. 생물학적 정화공법 적용 시 세슘의 제거 기작은 세포표면의 작용기와 결합하는 흡착보다는 세포 내부로 흡수되는 기작이 더 우세한 것으로 알려져 있기 때문에 여러 가지 환경 요소, 특히 온도에 의한 영향을 받을 수 있지만 아직까지 이에 대해 알려진 바가 거의 없다. 본 연구에서는 저온에서 종속영양 배양이 가능한 미세조류를 분리하여 온도에 따른 세슘 처리능을 비교분석해보고자 하였고, 세슘의 제거 메커니즘을 이해함으로써 공정적으로 세슘 처리능을 향상시킬 수 있는 방안을 모색해보고자 하였다.

2. 본론

2.1 미생물 종 및 배지 제조

늦가을-초겨울에 활성슬러지를 채취하여 저온에서 광원을 조사하고 희석법을 이용하여 미세조류를 분리하였고, 유전자 서열을 분석하여 *Desmodesmus armatus* SCK로 분류 및 명명하였다. 세포의 성장과 세슘의 제거능을 비교 및 평가하기 위해 *Chlorella vulgaris* UTEX265와 *Chlamydomonas reinharditii* CC-124를 분양받은 후 종균을 유지하기 위해 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°C에서 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 ㎛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°C에서 형광등 빛을 광원으로 공급시켜 주면서 시간에 따른 미세조류의 성장과 세슘의 제거 동향을 살펴보았다. 이 후 동일한 농도의 Cs-HEPES (pH=8.0)를 제조하여 기존 문헌에 알려진 다른 종과의 세슘 제거능을 평가하였고, K-결핍조건 그리고 동결건조

된 *D. armatus* SCK 세포를 접종하여 세슘제거 메커니즘과 제거능 향상 여부를 확인해보았다. 미세조류의 성장은 UV-vis spectrometer를 이용하여 680 nm에서 엽록소의 optical density를 측정하여 확인하였고, 세슘의 농도는 ICP-MS를 이용하여 측정하였다.

2.2 실험결과 및 고찰

Fig. 1-(a) 와 -(b)는 각각 25°C 그리고 10°C에서 미세조류의 배양 후 TAP 배지에서 제거된 세슘의 양을 나타내고 있다. *D. armatus* SCK는 다른 미세조류에 비해 월등히 높은 세슘 제거능을 보이는 것을 확인할 수 있었다.

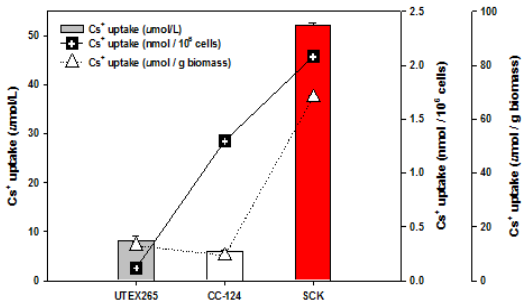


Fig. 1-(a). Decreased amounts of cesium after cultivation of three different algal species at 25°C.

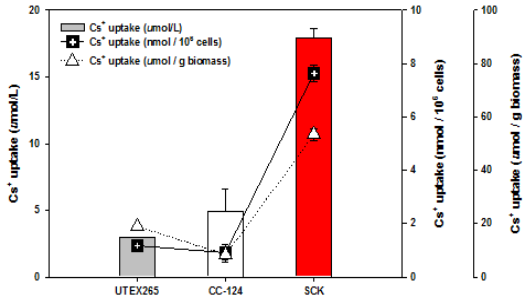


Fig. 1-(b). Decreased amounts of cesium after cultivation of three different algal species at 10°C.

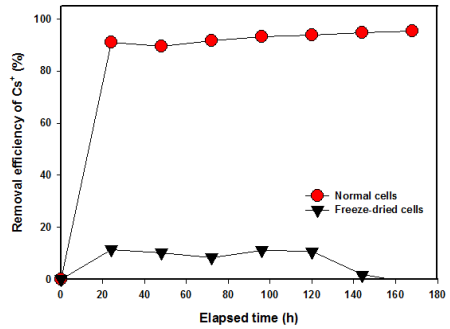


Fig. 2. Comparison of cesium removal efficiency between living and freeze-dried cells of *D. armatus* SCK.

10°C에서 *D. armatus* SCK에 의해 제거되는 세슘의 농도는 감소하였지만, 이것은 저온에서 SCK의 성장속도가 느려지면서 세슘 제거 농도에 영향을 미친 것으로 보인다. 세포수와 농도를 고려했을 때, 오히려 세포 하나가 처리할 수 있는 세슘의 양이 저온에서 3배 정도 향상된다는 것을 확인할 수 있었다(Fig. 1-b). 활성세포와 비활성세포를 비교해봄으로서 세포표면의 작용기로 세슘을 흡착시키는 메커니즘 보다는 세포 내로 흡수하여 제거하는 메커니즘이 훨씬 더 우세하다는 것 또한 확인할 수 있었다(Fig. 2).

3. 감사의 글

This work was supported by the National Research Foundation of Kore (NRF) Grant funded by the Ministry of Science, ICT and Future Planning (No. 2012M2A8A5025996).

4. 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.

HYBRID 제염 공정에서 Hydrazine 분해 반응

원휘준*, 박상윤, 김선병, 최왕규, 문제권
한국원자력연구원 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nhjwon@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력 발전소 일차 냉각계통 내부의 방사능은 저 농도 화학 제염 용액을 사용하여 제거한다. 한국원자력연구원에서는 유기산을 완전 배제한 저 농도 무 착화성 화학 제염제를 개발하였다. 이 제염제를 HYBRID (HYdrazine Base Reductive metal Ion for Decontamination)로 명명하였다. 조성은 히드라진, 금속이온 및 pH 조절용 무기산이다. 이 제염제는 전체 0.5wt% 이하 농도로 사용하는데 금속의 부식에 미치는 영향이 없으며 제염 효과도 매우 우수한 것으로 나타났다 [1, 2]. 저 농도 무 착화성 화학 제염제의 주성분인 hydrazine 의 1) 제염 중 방사선 분해, 2차 방사성폐기물 발생량 저감을 위한 2) 고온 자체 분해, 3) 과산화수소수에 의한 습식 분해 특성을 살펴보았다.

2. 본론

2.1 실험

Junsei Chemical 사 80% hydrazine mono-hydrate 용액을 사용하였으며 질산 용액을 사용하여 pH를 조절하였다. 수용액 중의 hydrazine 농도는 p-dimethylaminobenzaldehyde를 지시약으로 하여 455 nm에서 UV spectrophotometer (Hach Company, Model :DR 5000) 를 사용하여 측정하였다. 수용액 중의 양이온은 Metrohm Company 의 Ion chromatograph를 사용하여 분석하였다. 용출액 조성은 1.7 mM HNO_3 + 0.7 mM PDCA 이었다.

2.2 Hydrazine 분해

2.2.1 방사선에 의한 분해

제염 용액 중 hydrazine의 흡수선량에 따른 농도변화를 측정하였으며 이를 Fig. 1에 나타내었다. Arkhipov 등은 hydrazine이 다음과 같이 방사화분해 된다고 보고하였다[3].

$$N_2H_4 \xrightarrow{radiation} x\,N_2 + y\,H_2 + z\,NH_3 \qquad (1)$$

RCP의 흡수 선량률이 약 40 Gy/hr 임을 감안할 때 제염중 제염제는 분해되지 않음을 확인할 수 있었다. CANDECON 및 CORD 의 주 제염제인 EDTA, oxalic acid 에 비해 Hydrazine은 일정 흡수 선량에서 방사화분해 안정성이 우수하다.

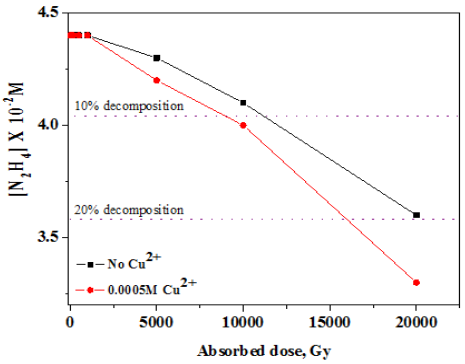


Fig. 1. Variation of [N_2H_4] against the Absorbed Dose, pH = 3.

2.2.2 고온 자체 분해

120℃ 이상의 온도에서 마그네타이트 용해 반응이 진행됨에 따른 hydrazine 의 농도 변화를 조사하였다. 반응 초기, hydrazine의 농도는 일정하게 유지되다가 일정 시간이 경과함에 따라 급격히 감소된다. 이 현상은 반응 중 용해된 철 이온의 농도 증가에 의해 발생함을 확인하였다. 반응 초기, 용액의 pH는 3.0 이었는데 반응 후 8.6으로 상승하였다. Karraker는 고 농도 질산 용액이 철 이온 촉매 하에서 다음과 같이 분해된다고 보고하였으며 분해반응 메카니즘을 제안하였다[4].

$$5\,N_2H_4 + 7\,HNO_3 \xrightarrow{Fe^{2+}}$$

$$1.2N_2O + 2.8N_2 + 0.75HN_3 + 3.5NH_4NO_3 + 7.5H_2O \qquad (2)$$

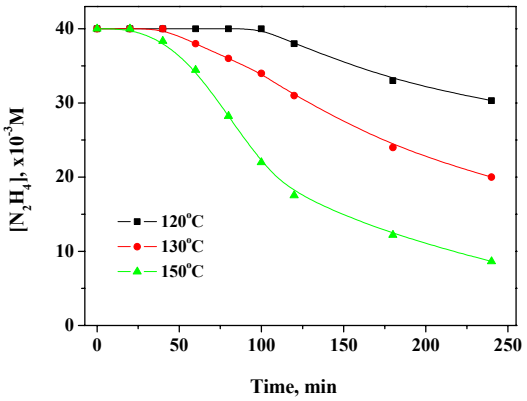


Fig. 2. Variation of $[N_2H_4]$ against Time, $[Cu^+]_0$ = 5 X 10^{-4} M, pH = 3.

2.2.3 과산화수소수에 의한 분해

80℃ 이하의 온도범위와 pH = 3 에서, H_2O_2를 첨가함에 따른 $[N_2H_4]$ 의 변화를 측정하였으며 이를 Fig. 3에 도시하였다. Lin 등 [5]은 N_2H_4와 H_2O_2 사이의 반응이 두 단계로 진행되며 구리이온과 히드라진 사이의 배위화합물이 다음과 같이 반응을 개시하고 최종적으로 질소와 물이 생성됨을 보고하였다.

$$Cu^+N_2H_4 + H_2O_2 \rightarrow Cu^+ + N_2H_2 + 2H_2O \qquad (3)$$

히드라진은 네 조건 모두에 대해 과산화수소를 소량씩 계속 첨가함에 의해 완전히 분해되는 경향을 보여준다.

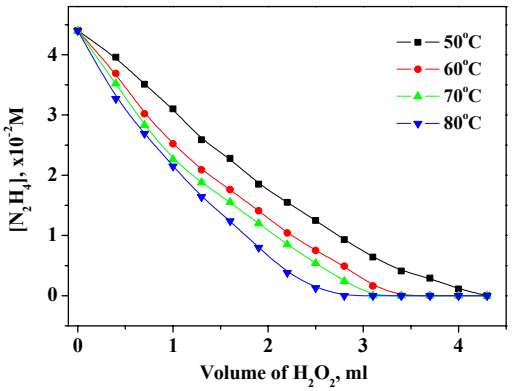


Fig. 3. Variation of $[N_2H_4]$ against the Accumulated H_2O_2 Volume under Different Temperature, $[Cu^+]_0$ = 5 X 10^{-4} M, pH = 3.

3. 결론

Hydrazine의 방사화분해 안정성은 CAN-DECON이나 CORD의 주제염제에 비하여 우수하였다. 제염이 완료된 후 주 제염제인 hydrazine을 물과 질소로 완전 분해시킨 다면 2차폐기물을 크게 저감할 수 있다. Hydrazine의 고온 자체 분해는 다양한 화합물이 생성될 뿐만 아니라 완전 분해되지 않음을 파악하였다. 그러나 hydrazine은 과산화수소수에 의해 완전 분해되어 물과 질소로 변화되므로 이를 통해 2차폐기물을 획기적으로 저감할 수 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발 중장기 연구사업의 일환 (계약번호: NRF-2012M2A8A5025655) 으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] H.J. Won, W.S. Lee, C.H. Jung, S.Y. Park, W.K. Choi and J.K. Moon, "A Feasibility Study on the Decontamination of Type 304 Stainless Steel by N_2H_4 Base Solution", Asian Journal of Chemistry, 26(5), 1327-1330 (2014).

[2] J.Y. Jung, S.Y. Park, H.J. Won, S.B. Kim, W. K. Choi, J.K. Moon and S.J Park, "Corrosion Properties of Inconel-600 and 304 Stainless Steel in New Oxidative and Reductive Decontamination Reagent", Metals and Materials International, 21(4), 678-685 (2015).

[3] O.P. Arkhipov, V.L. Bugaenko, A. Kabakchi and V.I Pashevich, "Thermal and Radiation Characteristics of Hydrazine in the Primary Loop of Nuclear Power Plants with Water - Cooled, Water Moderated Reactors", Atomic Energy, 82(2), 92-98 (1997).

[4] D.G. Karraker, "Oxidation of Hydrazine by Nitric Acid", Inorganic Chemistry, 24, 4470-4477 (1985).

[5] 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).

나노복합유체 제염폐액 내 세슘분리 처리 가능성 평가

양한범*, 정종헌, 윤인호, 양희만, 송병철, 최왕규
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nhbyang@kaeri.re.kr

1. 서론

나노 복합유체 제염기술은 화학 제염제가 혼합된 복합유체(complex fluids)에 나노 크기의 고체입자, 유체 등을 용매에 균일하게 분산시켜 제조한 나노 복합유체를 사용한 제염기술로서, 기존 습식 화학 제염 기술에 비해 폐기물 발생량이 1/5 미만 (폐액 발생량은 1% 이내)이며, 부식억제 효과와 작업 용이성이 우수한 대면적 적용에 적합한 기술이다.

원자력 시설의 해체시 구조적으로 제염 적용이 어려운 대형기기 또는 대면적 설비의 제염을 위해서는 적용이 용이하고 이차 폐기물 발생을 최소화할 수 있는 제염기술을 개발하기 위하여 표면개질에 의해 분산안정성이 향상된 실리카 나노입자, 재생성 산화제 및 산화제 양립성 계면활성제를 포함하는 신 나노복합유체 제염제 개발 및 제염 폐액을 재사용하기 위한 산화제의 오존처리 공정을 이용한 신 나노복합유체 재사용 순환 공정연구를 수행하고 있다 [1].

최근에 초상자성을 가지는 자성나노입자는 자기장에 의해 쉽게 분리 가능한 장점을 가지고 있어 자성나노입자가 클러스터 형태로 형성된 방사성 세슘 제거용 흡착체 PM-MNC (Prussian Blue - functionalized Magnetic Nanocluster)를 합성하여 방사성 세슘(^{137}Cs) 제거와 관련된 연구가 발표되고 있다 [2, 3]. 본 연구에서는 나노 복합유체 제염 폐액을 재사용하기 위하여 방사성 세슘(^{137}Cs)에 대한 강력한 결합력과 자성을 가진 세슘 제거용 기능성 흡착체인 PM-MNC를 이용하여 나노 복합유체 제염폐액 내 세슘분리 처리 가능성 시험을 수행하였다.

2. 본론

2.1 시약 및 분석기기

$Ce(NO_3)_3.6H_2O$(Alfa Aesar), HNO_3(OCI Chemical), NaOH(Jin Chemical), NaOH(DC Chemial), TBS(Zonyl-TBS, DuPont), M-100(LG 생활건강 Co.), M-5(fumed SiO_2), ^{137}Cs (한국 원자력연구원 보유), PM-MNC는 참고문헌 [3]에 발표된 방법으로 제조하고 성능 검사한 흡착제를 사용하였다. 실험 및 분석기기는 전자저울 (Mettler, Model: Toledo), 초순수 제조기 (Millipore, Model: Direct-Q), ^{137}Cs 방사능 분석은 HPGe(high purity germanium) 검출기와 MCA (multichannel analyzer)를 사용하였다.

2.2 ^{137}Cs의 흡착 분리

실험에 사용한 나노 복합유체 제염제 폐액은 다음 A, B, C의 3가 종류(A, B, C)의 A : 1% TBS - 0.5M Ce(III) - ^{137}Cs - 1% M-5 - HNO_3 (pH=4), B : 1% M-100 - 0.5M Ce(III) - ^{137}Cs - 1% M-5 - HNO_3 (pH=4), C : 1% M-100 - ^{137}Cs - 1% M-5 - HNO_3 (pH=4)를 모의폐액을 제조하였다. 방사성 세슘(^{137}Cs)을 분리하기 위해서 3종류의 나노 복합유체 제염제 모의 폐액 5 mL에 자성나노입자가 클러스터 형태의 방사성 세슘 제거용 흡착체 PM-MNC 1.1 mg을 첨가한 다음 흡착평형이 이루어지도록 3 시간 흔들어 준다. 실험 바이알을 자성체위에 놓고 ^{137}Cs 이 흡착된 PM-MNC 흡착체와 상등액을 분리시킨 다음 상등액을 주사기-필터(0.45 ㎛) 여과한 용액을 사용하여 HPGe검출기와 MCA로 ^{137}Cs 방사능을 측정하여 661.6KeV의 ^{137}Cs 피크로부터 ^{137}Cs 농도를 분석하였다 (Fig. 1). 실험에 사용한 나노 복합유체 제염제 모의폐액에 함유되어 있는 계면활성제에 의해 발생되는 거품이 실험에 방해가 되어 실험과정에서 세심한 주의가 필요하였다.

자성나노입자가 클러스터 형태의 방사성 세슘 제거용 흡착체 PM-MNC의 3종류(A, B, C)의 나노 복합유체 제염제 모의 폐액에 대한 흡착에 의한 ^{137}Cs 제거효율은 1회 실험시 A (1% TBS - 0.5M Ce(III) - ^{137}Cs - 1% M-5 - HNO_3) 모의 폐액은 66.2%, B (1% M-100 - 0.5M Ce(III) - ^{137}Cs - 1% M-5 - HNO_3) 모의 폐액은 99.1%, C (1% M-100 - ^{137}Cs - 1% M-5 - HNO_3) 모의 폐액은 99.5%로 측정되었다. 나노 복합유체 제염 폐액에 M-100 계면활성제가 포함된 경우에는 ^{137}Cs 과 PM-MNC의 최

대 흡착 가능한 조건에서는 1회 흡착에 의해서 99%의 ^{137}Cs 제거가 가능하며, TBS 계면활성제가 포함된 경우에는 으로 추가 제거가 요구된다.

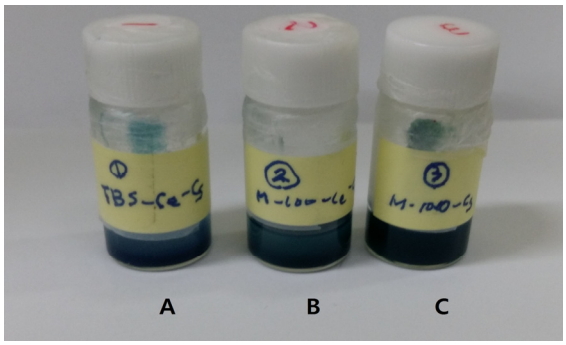


Fig. 1. Photographs of cesium separation from the nano particle - based complex fluid decontamination waste solution with PM-MNC (Prussian Blue -functionalized Magnetic Nanocluster).

A: 1% TBS - 0.5M Ce(III) - ^{137}Cs - 1% M-5 - HNO_3 (pH=4),
B: 1% M-100 - 0.5M Ce(III) - ^{137}Cs - 1% M-5 - HNO_3 (pH=4),
C: 1% M-100 - ^{137}Cs - 1% M-5 - HNO_3 (pH=4)

3. 결론

나노 복합유체 제염제를 사용하여 방사성 세슘(^{137}Cs)으로 오염된 제염대상 시설 및 설비 제염과정에서 발생된 제염폐액 중 나노 복합유체 제염 폐액에 M-100 계면활성제가 포함된 경우에는 ^{137}Cs과 PM-MNC의 최대 흡착 가능한 조건에서는 1회 흡착에 의해서 99%의 ^{137}Cs 제거가 가능하며, TBS 계면활성제가 포함된 경우에는 ^{137}Cs 추가 제거가 요구된다. 따라서 세슘(^{137}Cs)에 대한 강력한 결합력과 자성을 가진 세슘 제거용 기능성 흡착체인 PM-MNC 사용하여 세슘(^{137}Cs)을 간편하게 제거할 수 있다고 판단된다. 그리고 나노 복합유체 제염 폐액의 재순환공정에 대해서는 기술적인 측면에서 보면 나노 복합유체 제염 폐액은 여러 재생공정을 통해 재사용할 수 있다고 생각되지만, 경제성 측면에 대해서는 모든 공정이 완성된 후 경제성 평가에 대한 논의가 요구된다.

4. 감사의 글

연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기 계획사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

5. 참고문헌

[1] 양한범, 정종헌, 윤인호, 김초롱, 최만수, 최왕규, "스테인리스강 제염공정 폐액중 Ce(III) → Ce(IV)의 오존 산화반응 특성", 한국방사성폐기물학회 2014 추계학술 발표회 논문요약집, pp. 353-354, 10.15~17, 2015, 부산.

[2] 양희만, 장성찬, 최용석, 이근우, 서범경, 문제권, "방사성 세슘 제거용 자성나노클러스터 제조 및 특성 분석", 한국방사성폐기물학회 2014 추계학술 발표회 논문요약집, pp. 269-270, 10.15~17, 2014, 여수.

[3] Hee-Man Yang, Sung-Chan Jang, Sang Bum Hong, Kune-Woo Lee, Changhyun Roh, Yun Suk Huh, Bum-Kyoung Seo, "Prussian blue-functionalized magnetic nanoclusters for the removal of radioactive cesium from water", J. Alloys and Compounds, 657, 387-393 (2016).

이미다졸리움 계열의 이온성 액체에서 U(VI)의 전기화학적 거동

김익수*, 권수민, 정동용
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*niskim@kaeri.re.kr

1. 서론

신 개념의 매체로 주목받고 있는 이온성 액체를 이용하여 고방사성 제염 폐기물 내에 존재하는 핵종들을 분리하기 위한 연구를 진행 중이다[1]. 이온성 액체가 주목을 받고 있는 이유는 수용액이나 전통적인 액체 유기물과 비교할 때 여러 가지 독특한 성질과 장점을 갖고 있기 때문으로, 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 세슘, 스트론튬, 그리고 기타 핵분열 생성물의 추출 및 상호 분리에 이온성 액체를 이용하기 위한 연구들이 수행되고 있으며[2, 3], 후행 핵연료주기 분야의 습식공정과 건식공정에서 기존에 사용 중인 휘발성 유기용매 또는 고온 용융염을 이온성 액체로 대체 사용하기 위한 연구도 활발히 진행되고 있다[4, 5].

본 연구에서는 순환 전압전류법(Cyclic Voltammetry, CV)을 이용하여 이온성 액체 내에 존재하는 우라닐 이온의 전해 환원 특성을 조사하고 고방사성 제염폐기물로부터 우라늄을 제거하기 위한 이온성 액체의 활용 가능성을 평가한다. 이온성 액체로는 이미다졸리움 계열의 bmimCl과 bmimTfO, $bmimTf_2N$ 등을 사용하여 온도, 주사 속도, 농도와 같은 변수들이 우라닐 이온의 전해환원에 미치는 영향을 살펴보았다.

2. 본론

2.1 실험

실험에 사용된 시료 및 화학약품은 모두 시약급(AR)의 제품이다. 질산우라닐 ($UO_2(NO_3)_2.6H_2O$, UNH)은 Aldrich 제품을 별도의 정제과정 없이 그대로 사용하였다. 이온성 액체 bmimCl은 TCI의 제품을 구입하여 95℃의 온도가 유지되는 진공 오븐에서 3 시간동안 감압 건조하여 이온성 액체 내에 존재하는 수분을 제거한 후 사용하였다.

이온성 액체에서 우라늄 원소의 전해환원특성 실험을 위해서 약 4 g의 bmimCl에 농도 30 ~ 50 mM이 되도록 UNH를 넣고 용해하여 시료를 준비하였다. 시료가 담긴 vial을 90℃로 유지되는 oil bath에서 3 시간 동안 250 rpm으로 진탕하여 용해시키고, 이를 다시 95℃의 진공 오븐에서 3 시간 이상 건조시킨 후 시료를 전해조 셀에 옮겨 실험하였다. 순환전압전류법(Cyclic Voltammetry, CV) 실험의 작업전극으로는 glassy carbon (GC, SA=0.07 cm^2)을, 상대전극과 기준전극(quasi-reference electrode)으로는 백금선(Pt wire)을 사용했다. ㈜원아테크의 ZIVE SP2를 사용하여 순환 전압전류곡선(Cyclic Voltammogram, CV)을 측정하고 기록하였으며, Smart Manager 프로그램에 의해 전기화학적 특성을 분석하였다.

2.2 결과 및 고찰

100℃의 온도에서 GC 전극을 사용하여 UNH가 포함되지 않은 bmimCl 이온성 액체와 UNH를 혼합한 bmimCl 이온성 액체에 대하여 측정한 순환전압전류곡선을 Fig. 1에 나타내었다. bmimCl 이온성 액체의 CV인 곡선 (a)에서는 각각 양이온인 $bmim^+$의 환원과 음이온인 Cl^-의 산화와 관련되어 있는 -2.1 V와 0.6 V 사이의 전위차 범위에서는 그

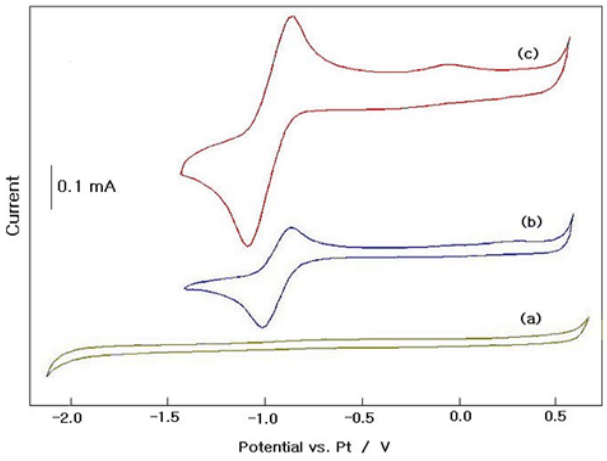


Fig. 1. Cyclic voltammogram of (a) bmimCl; (b) uranyl nitrate in bmimCl at 100 mV/s; (c) uranyl nitrate in bmimCl at 500 mV/s. Temp.=373 K.

밖의 다른 피크는 보이지 않으며, 이는 bmimCl의 전기화학창(electrochemical window)이 약 2.7 V (vs. Pt)인 것을 나타낸다. 50 mM UNH를 혼합한 bmimCl의 CV는 주사속도(scan rate)를 100 mV/s로 하였을 때(곡선 (b))는 -0.8 V에서 환원전류가 흐르기 시작하여 -1.0 V에서 최대전류값을 보이고, -0.88 V에서 산화 피크가 나타난다. 주사속도를 500 mV/s로 크게 하였을 때는 곡선 (c)에서 보는 바와 같이 주사속도가 작을 때와 비교하여 비슷한 값의 피크전위에서 최대전류값이 커지는 것을 볼 수 있다. -0.8 V에서 급격히 변화하는 환원전류는 우라닐이온(U(VI))이 UO_2 (U(IV))로 환원됨에 기인하는 것이다.

온도 100℃에서 GC를 작업전극으로 사용하고 주사속도를 50 ~ 500 mV/s로 하였을 때, bmimCl 이온성 액체에서 우라닐 이온의 산화/환원에 대한 CV를 Fig. 2에 나타내었다. 그림에서 보는 바와 같이 주사속도가 증가함에 따라 환원최대전류가 증가하고 환원피크전위는 음전위의 방향으로 이동을 한다. 주사속도가 증가하면 확산층의 확산속도는 일정하지만 전극표면에서의 농도가 더 빠른 속도로 감소하게 되므로 확산층 내의 농도 기울기는 더 커지고 따라서 전류도 더 큰 값을 갖게 된다. 주사속도가 증가함에 따라 환원피크전위 값은 음전위의 방향으로 작아지고 있는 반면에, 산화피크의 전위는 거의 변하지 않고 최대전류 값만 증가한다. 환원피크와 산화피크의 전위 차이는 주사속도의 증가에 따라 167 mV에서 235 mV로 증가하며, 이 값들은 100℃에서 전기화학적 가역반응의 조건인 74 mV보다 큰 값들이다. 또한 환원피크와 산화피크의 평균값 (E_{pc} + E_{pa})/2는 주사속도에 무관하게

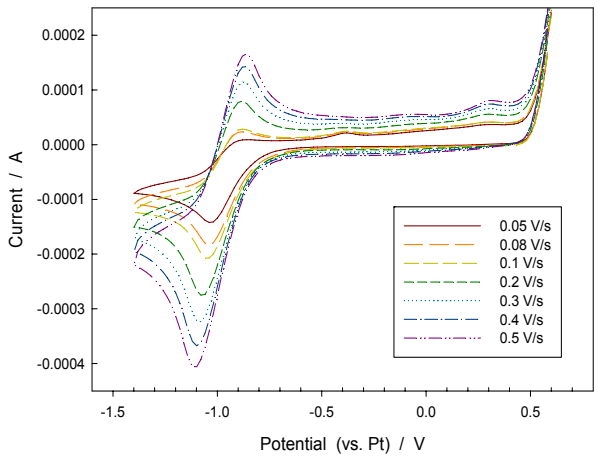


Fig. 2. Cyclic voltammogram of uranyl nitrate in bmimCl at various scan rates.

-0.97 ± 0.01 V로 거의 일정하다. 이러한 결과들은 우라닐 이온(U(VI))의 환원은 bmimCl 내 GC 전극에서 비가역적으로 일어나며, 확산에 의한 물질전달과 전하전달 속도의 모두에 의해 전해환원 반응속도가 영향을 받는다는 것을 의미한다. 주사속도를 변화하며 측정한 환원 최대전류값으로부터 계산된 확산계수는 온도가 증가함에 따라 증가하며, Arrhenius plot에 의해 구한 활성화에너지는 약 43 kJ/mol이다.

이들 결과를 바탕으로 전해환원(electrodepostion)에 의해 이온성 액체를 이용하여 우라늄 원소를 분리 회수하고자 하는 연구를 계속 수행할 예정이다.

3. 결론

bmimCl 이온성 액체에서 우라닐 이온의 전해환원 특성을 순환 전압전류법을 이용하여 조사하였다. U(VI) 이온이 UO_2로 환원되는 것으로 추정되는 환원피크가 -1.0 V에서 관측되었다. bmimCl에서 우라닐 이온의 환원은 작업전극에서 2개의 전하전달이 이루어지는 비가역적 전기화학반응을 따르는 것으로 보인다. U(VI)의 환원에 대한 확산계수와 활성화에너지는 각각 ~10^{-7} cm^2/s와 43 kJ/mol이다.

4. 감사의 글

이 논문은 정부 (미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (원자력연구개발사업, No.NRF-2012M2A8A5025658,NRF-2012M2B2B1055500).

5. 참고문헌

[1] 한국방사성폐기물학회, 2015 추계학술논문요약집 (2015) 363-364.
[2] S. Dai, Y. H. Ju, C. E. Barnes, J. Chem. Soc. Dalton Trans. (1999) 1201-1202.
[3] A. E. Visser, R. P. Swatloski, Ind. Eng. Chem. Res. (2000) 39 : 3596-3604.
[4] A. Rout, et al., J. Radioanal Nucl Chem (2011) 290 : 215-219.
[5] M. L. Dietz, D. C. Stepinski, Talanta (2008) 78 : 598-603.

해체 부지 개방기준 평가를 위한 입력인자의 민감도 분석

서범경*, 홍상범, 문제권, 이기원, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sbhong@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설 해체의 최종단계에서 해체부지를 개방을 위해서는 안전성 평가를 통해 핵종별 유도농도기준(DCGL)을 수립한다. 잔류오염도가 개방기준을 초과하지 않음을 증명하기 위하여 부지 조사를 위한 조사계획을 수립하고, 측정된 결과가 개방기준을 만족함을 평가하해야 한다.

본 연구는 연구로 1&2호기 해체사업의 목표인 해체 후 부지를 무제한적 재사용이 가능한 수준으로 만들기 위해서 100 μSv/y의 기준으로 핵종별 유도농도기준을 도출함에 있어 주요 입력인자의 민감도를 결정론적 방법으로 평가하였다. 특히 방사성핵종의 거동 특성을 평가하는 중요인자인 흡착분배계수(Kd)는 연구로 토양 시료를 채취하여 측정하였다. 측정된 결과의 분포함수를 이용하여 입력인자의 확률론적 평가를 통해 입력인자의 민감도를 평가하였다. 평가결과 민감도가 높은 인자는 부지특성자료 등을 적절하게 반영하여 선정하여 평가되어야 한다.

2. 본론

2.1 흡착분배계수의 측정

방사성핵종에 대한 흡착분배계수는 핵종의 지하수를 통해 환경으로 거동하는 특성을 분석하여 피폭선량을 평가하는 중요한 인자로 평가되고 있다. 연구로 해체 부지의 토양에 대한 Cs-137의 흡착실험은 PNNL의 표준방법과 미국 재료시험협회에 제시하고 있는 Batch 평가방법에 기술된 절차에 따라 수행되었다.

연구로 해체부지의 3개 지점에서 채취된 토양시료는 24 시간 건조 후 불순물을 제거하고 1 mm 이하로 체거름을 수행하였다. 부지 주변에서 지하수를 채취하여 0.45 μm 주사기 필터로 여과 후 채취한 지하수 25 mL 용량의 원심분리용기에 토양 1 g과 혼합 후 24 시간 방치 후 고속 원심분리기(Mega 17R, Hanil Science Industrial, Korea)를 이용하여 지하수와 토양을 분리하고 상등액을 제거하는 정제작업을 3회 반복하였다. 첨가된 지하수는 30 분 동안 6,000 rpm에서 원심분리한 후 상등액을 분리하여 pH meter(ORION STAR A 215, Thermo, USA)로 측정하였다. 지하수와 평형이 조건을 이룬 토양에 Cs-137(100 Bq/g)을 25 mL 첨가하고 7 일 이상 혼합기(SI-300R, JEIO Tech., Korea)에 교반하였다. 흡착 반응이 종료된 시료는 30 분 동안 6,000 rpm에서 원심분리한 후 상등액을 분리하고, 0.45 μm 주사기 필터로 여과시켜 최종 세슘의 농도 측정하였다. 감마분광분석은 ISOCS (Canberra, USA)을 이용하였다.

평가결과 연구로 토양의 Cs-137에 대한 흡착분배계수(Kd)는 1656.6±344.6 ml/g으로 측정되었다. 분포함수는 로그정규(Log-normal)로 측정되었고, 상관계수(R)은 0.98로 평가되었다. 구체적인 결과를 Fig. 1과 같다. RESRAD 전산코드에서 흡착분배계수(Kd)의 초기 입력값은 Cs-137에 대하여 4600 mL/g 으로 설정되어 있다. 미국에서 일반토양의 평균값은 1200 mL/g (최소 4 mL/g, 최대 375,000 mL/g)로 보고되어 있다.

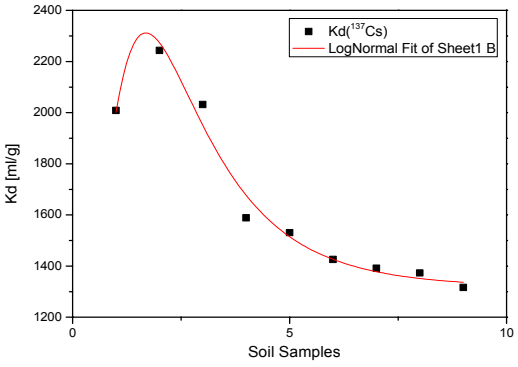


Fig. 1. Kd distribution of the soil from KRR decommissioning site.

2.2 결정론적 및 확률론적 입력인자 민감도 평가

연구로 1, 2호기의 해체 부지 재이용을 위한 핵종별 유도농도기준(DCGL)을 연구로 부지특성을 반영하여 RESRAD ver.7.0 전산코드를 이용하여 평

가하였다. 입력인자의 민감도는 결정론적 방법을 이용하여 평가하였다.

유도농도기준을 도출하기 위해 유효선량의 개념을 적용하여 내부피폭 평가는 ICRP 72의 성인(Adult)의 선량계수(Dose Coefficient)를 적용하였고, 외부피폭은 FGR 13 Morbidity를 적용하였다. 평가 대상 핵종은 연구로 해체과정에서 측정된 주요 핵종인 Co-60 및 Cs-137에 대하여 평가하였다. 피폭 시나리오는 보수적으로 오염된 부지에 거주경작(Resident Farmer Scenario) 시나리오를 고려하였다.

결정론적 방법을 적용하여 입력인자의 민감도를 분석하기 위해서 사전선별준위 도출을 위해 적용된 입력자료의 1.5배의 변동범위로 설정하여 입력인자의 민감도를 분석하였다. 평가결과는 정규화된 선량변화 (Normalized Dose Difference)로 제시하였으며 평가방법은 아래의 식 (1)와 같이 제시하였다.

$$NDD = [\frac{D_{High} - D_{Low}}{D_{Base}}] \times 100\% \qquad (1)$$

Co-60 및 Cs-137은 주요 피폭경로가 외부피폭으로 결정론적 평가를 통해 입력인자의 민감도 분석결과 외부차폐인자, 실내외 거주분율, 오염층 밀도, 식물의 뿌리 깊이 순으로 평가되었다.

- Co-60 평가결과 : 오염층 밀도 (DENSCZ, 26.2%), 외부 차폐인자 (SHF1, 41.8%), 실내외 거주분율 (FIND/FDTH, 41.8%), 식물 뿌리 깊이(DROOT, 0.6%)
- Cs-137 평가결과 : 오염층 밀도 (DENSCZ, 19.5%), 외부 차폐인자 (SHF1, 38.2%), 실내외 거주분율 (FIND/FDTH, 38.2%), 식물 뿌리 깊이 (DROOT, 5.3%)

확률론적 평가를 위해 연구로 부지 특성을 반영하여 입력인자로 흡착분배계수, 식물로 전이계수, 육류 및 우유로 전이계수를 선정하였다. 토양의 흡착분배계수(Kd) 연구로 부지 측정 자료를 측정된 결과를 바탕으로 분포함수를 이용하여 확률론적 평가를 수행하였다. 입력인자의 민감도에 대한 상관성분석 지표로 PRCC (Partial Rank Correlation Coefficient)를 이용하였으며 입력인자의 추출방식은 LHS(Latin Hypercube Sampling) 방식을 적용하였다. Cs-137에 대한 피폭선량 평가결과 Fig. 2와 같이 누적확률 분포를 보여주고 있다.

입력인자의 상관성분석(PRCC) 결과는 일반적으로 상관계수 PRCC > 0.2인 경우 입력인자 민감도가 높은 것으로 판단한다.

- Cs-137 평가결과 : 흡착분배계수(0.61), 식물 전이계수(0.91), 육류 전이계수 (0.41) 및 우유 전이계수 (0.02)

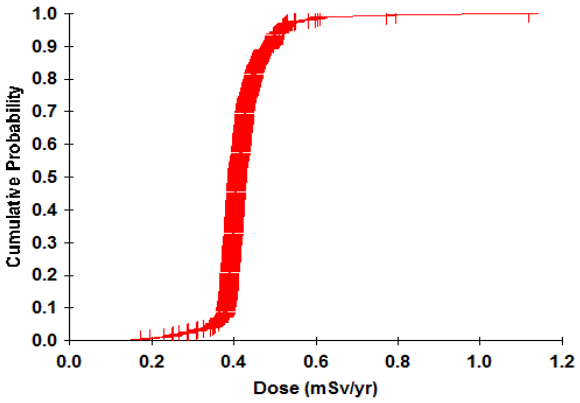


Fig. 2. Cumulative probability evaluation results for Cs-137.

3. 결론

결정론적 방법을 이용한 입력인자의 민감도 평가 결과 Co-60 및 Cs-137은 외부차폐인자, 실내외 거주분율, 오염층 밀도 등이 민감도가 높은 인자로 평가되었다. 확률론적 평가 결과 흡착분배계수, 식물전이 계수가 민감도가 높게 평가되었다. 이러한 인자는 해체 부지의 재이용 안전성 평가 시 중요한 인자로 부지특성자료 등을 적절하게 반영하여 선정하여 평가되어야 한다.

4. 참고문헌

[1] S.P. Yim, T. Sullivan, and L. Milian, "Sorption(Kd) Measurements in Support of Dose Assessments for Zion Nuclear Station Decommissioning," Brookhaven National Laboratory, 2012, New York.

[2] ANL, "Data collection Handbook to support Modeling Impacts of Radioactive Material in Soil and Building Structures," Argonne National Laboratory, ANL/EVS/TM-14/4, 2015, IL.

레이저 절단 기술에서의 보조가스 분출특성에 관한 연구

오승용*, 선상우, 김택수, 박현민, 이림, 신재성, 정진만, 최병선, 문제권, 정도영
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*syoh73@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설물 해체에 적용되는 금속 구조물 절단 기술에는 작용 원리에 따라 기계적 절단과 열적 절단 기술로 구분할 수 있으며, 기계적 절단 기술에는 기계톱, 밀링, 전단 등의 절단 공구를 금속 구조물에 직접 접촉하여 절단하는 기술과 연마제를 이용한 워터 제트 기술 등이 있다. 플라즈마 아크 절단, 화염 절단, 레이저 절단 기술 등은 열적 절단 기술에 해당된다. 원자력 시설물 해체는 극한 고방사능 환경에서 이루어지므로 작업자의 안전, 합리적인 비용, 이차 폐기물의 최소화 등을 고려하여 적합한 기술 선택이 요구된다.

레이저 열적 절단 기술은 직경 1 mm 정도에 집광된 레이저 빔을 열원으로 대상체의 국소 부분만 녹여서 절단하므로[1,2,3], 절단과정에서 발생되는 이차 폐기물이 적은 장점이 있다. 광섬유 레이저는 원거리에서 광섬유를 통한 레이저 빔 전송이 가능하므로, 원격 조작성이 우수하다. 따라서 고출력 광섬유 레이저를 이용한 절단 기술은 원전 해체시 요구되는 작업자 안전성 확보 측면에서 다른 해체 기술과 비교하여 월등한 장점이 있다.

레이저 절단 기술에서 절단 부위의 용융물 제거에는 좁은 면적의 노즐을 통하여 빠른 속도로 분사되는 보조가스가 사용된다. 보조가스에는 질소, 압축공기 등이 있다. 노즐을 통과한 초음속의 보조가스는 절단 부위의 용융물을 절단 대상체 바깥으로 신속하게 밀어내는 기능을 수행하며, 용융물 제거 효과를 높이기 위하여 일반적으로 노즐과 절단 대상체 사이의 거리를 ~수mm로 가깝게 한다.

절단 부위에서 용융물을 신속하게 제거하는 것은 레이저 절단 효율 향상에 중요한 역할을 함으로, 노즐에서 분출되는 보조가스의 유동을 이해하기 위한 연구가 지속적으로 진행되어 왔다. 보조가스 분출 특성 연구의 접근 방법에는 쉴러린(schilieren) 유동가시화 기법[4]과 레이저 간섭계[5,6], 이론적인 수치해석 등이 있다. 본 논문에서는 노말스키(Nomarski) 레이저 간섭계를 적용하여 노즐에서의 분출 형태를 측정 연구를 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험 장치 및 결과

본 연구팀에서는 6 kW급 고출력 광섬유레이저를 기반으로 하는 금속 절단 시스템을 보유하고 있다. 레이저 절단 시스템은 크게 광섬유 레이저 장비와 레이저 절단헤드로 구성되어 있으며, 레이저 본체에서 발진하는 고출력 레이저 빔은 25 m 길이의 광섬유를 따라 절단헤드에 전송된다. 절단헤드에는 레이저 빔을 절단시편에 집광하여 기능을 수행하는 광학계와 헤드 하부에는 외부에서 헤드로 유입되는 고압상태의 보조가스를 빠른 유속으로 용융금속에 분사하는 역할을 하는 노즐이 결합되어 있다. 본 실험에서는 10기압의 압축공기가 노즐에 공급 되도록 하였다.

Fig. 1은 노즐에서 분사되는 압축공기의 분출 형상을 측정하기 위하여 구성된 레이저 간섭계 실험장치를 나타낸다. 간섭무늬 측정에서는 노말스키 타입의 레이저 간섭계와 He-Ne 레이저 (파장: 632.8 nm)를 탐침 빔(probe beam)의 광원으로 사용하였다. 탐침 빔은 -25 mm와 1600 mm의 두 초점 렌즈를 통과하는 과정에서 확대와 조준 과정을 거쳐 직경이 2 mm인 노즐에서 분출되는 압축공기를 통과하고 간섭계에 전송된다. 간섭계 내의 초점렌즈는 전송된 탐침 빔을 집속하며, Bi-프리즘은 탐침 빔을 두 개의 복제된 빔으로 변환하는 기능을 수행한다. 이때 두 개의 빔을 부분적으로 겹치게 하는 과정에서 간섭 현상이 발생하며, 유도된 간섭광은 확대 과정을 거쳐 656 × 488 픽셀수를 갖는 CCD카메라에 전송된다.

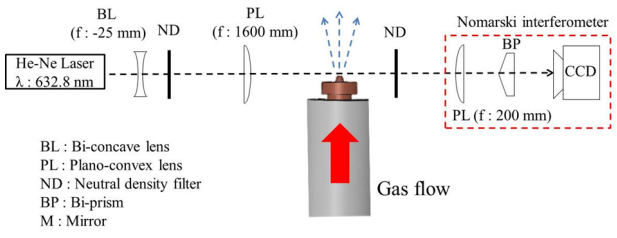


Fig. 1. Schematic representation of experimental setup.

Fig. 2는 노즐에서 분출되는 보조가스에서 측정된 레이저 간섭무늬와 줄무늬 위상이동(phase shift) 값을 나타낸다[5,6]. 노즐 출구에서 팽창하는 보조가스는 주위 대기와 밀도가 다르기 때문에 다른 굴절률 분포를 가지며, 측정 된 위상 이동은 분출되는 보조가스의 굴절률 정보를 담고 있다. 굴절률은 가스밀도와 비례하는 이론적 사실을 바탕으로 팽창하는 보조가스의 공간 밀도분포를 계산할 수 있다. 공간 밀도분포 계산에는 Abel Inversion 방정식이 적용된다.

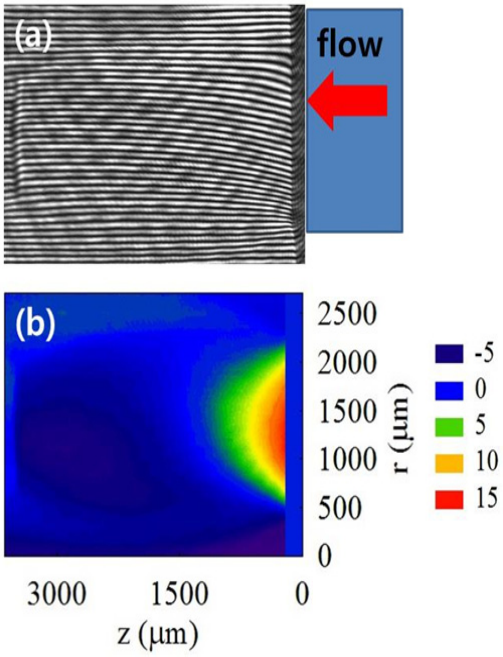


Fig. 2. (a) Laser interferogram of the auxiliary gas discharging from the nozzle (b) Phase shift map(in units of radians).

3. 결론

레이저 절단 기술을 원자력시설물 해체 현장에 적용하기 위해서는 레이저 광학계, 금속물성, 노즐의 기하학적 형태, 용융물 제거에 사용되는 보조가스 분출 특성 등과 같은 설계변수를 최적화하기 위한 많은 연구가 필요하다. 본 연구에서는 레이저 간섭계를 이용하여 노즐에서 분사되는 보조가스의 분출 특성 연구를 수행 중에 있으며, 보조가스 공간 밀도 분포 계산을 진행하고 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력기술개발사업 "해체공정 통합평가 및 원격 제어기술 개발" 과제의 일환으로 수행되었다.

5. 참고문헌

[1] Steen WM, Mazumder J, "Laser Material Processing.", Springer, London (2010).

[2] Sun S, Brandt M, "Laser beam machining. In: Davim JP(ed) Nontraditional machining processes", Springer, Berlin, (2013).

[3] 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).

[4] 손상혁, 이열, 민성규, "유동가시화 기법을 이용한 레이저가공의 보조가스 충돌특성에 관한 연구", 대한기계학회논문집 B권, 35(2), 153~160 (2011).

[5] K. Shimomiya, D. Ono, Y. Miyazato, "Mach-Zehnder interferogram analysis of axisymmetric underexpanded sonic jet using Fourier-Hankel methods", Aerospace sciences meeting including the new horizons forum and aerospace exposition, 20(4), 3511-3516 (2013).

[6] T. Nakamura, J. Iwamoto, "Experimental study on oscillation mode of underexpanded impinging jet and behavior of plate shock waves", Transactions of the japan society for aeronautical and space sciences, 43(141), 137-142 (2000).

원전해체 계통제염 공정 특성 분석

김학수*, 이두호, 김덕기
한수원㈜중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*hskim0071@khnp.co.kr

1. 서론

일반적으로 제염이란 방사성물질로 오염된 각종 계통 및 구성품, 부지를 물리적·화학적 방법으로 제거하는 것을 말하며, 원자력발전소에서는 일차계통 주요설비와 배관, 펌프, 탱크류, 그리고 콘크리트 및 토양 등 방사성물질에 오염된 시설과 부지를 제염대상으로 한다. 특히 원자력발전소 해체 시 제염은 운영 중 제염과 다르게 모재의 손상도 일부 허용하면서 가능한 한 많은 양의 방사성 물질을 제거하여 해체작업 시 작업자 피폭저감을 목적으로 한다. 본 논문은 원전해체 작업전에 수행되는 계통제염 사례를 통하여 계통제염 공정별 주요 특성 및 운전결과에 대하여 살펴보았다.

2. 본론

2.1 계통제염 공정 및 적용 사례

경수로형 원전 일차계통내 주요 구조물 표면에 형성되는 산화막 층은 철, 니켈과 크롬 등의 금속 산화물로 구성되어 있다. 철과 니켈은 환원적 방법으로, 크롬은 산화적 방법으로 용해가 가능하다. 따라서 구조물 표면의 산화막 층을 효과적으로 제거하기 위해 계통제염에서는 산화 및 환원공정을 순차적으로 적용하는 것이 필요하다. 상용원전 해체과정에서 실제 적용된 대표적인 계통제염 공정으로는 CORD (Chemical Oxidation Reduction Decontamination, 프랑스)공정, DfD (Decontamination for Decommissioning, 미국)공정 및 ASDOC_D(Advanced System Decontamination by Oxidizing Chemistry, 독일)공정이 있다. CORD 공정은 과망간산을 활용한 산화공정과 옥살산을 활용한 환원/제염(용해) 공정 등으로 구성되며, DfD 공정은 과망간산칼륨과 옥살산을 기본으로 하고 불화붕산을 활용하여 모재 금속과 산화막 층을 효과적으로 제거하도록 고안되었다. ASDOC_D 공정 또한 과망간산과 옥살산을 기본으로 하나 pH 조절제로 황산을 사용한다. CORD 공정은 Connecticut Yankee(CY) NPP 및 Stade NPP(SD)에, DfD 공정은 Maine Yankee(MY)/Big Rock Point(BRP) NPP 및 Jose Cabrera(JC) NPP)에 성공적으로 적용되었으며, ASDOC_D 공정은 Biblis A NPP(독일)의 Volume Control System에서 기술실증을 통해 Biblis A&B NPPs 계통제염에 적용하고 있다.

2.2 계통제염 공정별 특성 및 사례 분석

○ 계통제염 공정별 특성

AREVA社에서 개발한 CORD 공정은 4 단계별로 구별할 수 있으며 단계별 주요반응은 다음과 같다.

- 산화단계 : 산화제인 과망간산을 200ppm 정도 주입, 반응온도는 약 87.7℃, 과망간산에 의해 3가의 크롬이 6가의 크롬으로 산화
- 환원단계 : 잔존 과망간산과 화학양론적으로 동일한 양의 옥살산 주입, 7가의 망간이 4가의 망간으로 환원, 환원된 망간은 MnO_2 형태로 침전
- 제염단계 : 과량의 옥살산 첨가, 마그네타이트를 환원분해, 2가 철이온과 킬레이트 화합물 형성, 계통수를 양이온교환수지를 통과시켜 방사성핵종과 금속이온 제거, 옥살산이 재생
- 분해/정화단계 : 잔류 옥살산은 과산화수소와 UV에 의해 CO_2와 H_2O로 분해제거

아래 Fig. 1은 CORD 공정의 기본원리를 보여주고 있다.

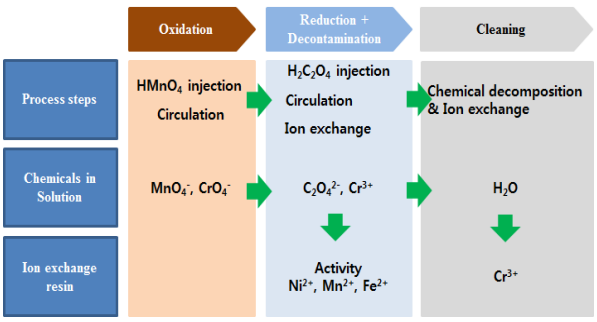


Fig. 1. Principal of CORD Process.

EPRI에서 개발한 DfD 공정은 3 단계로 구분할 수 있으며 각 공정별 주요 반응은 다음과 같다.

- 공정 전반에 걸쳐 pH 2를 유지할 수 있도록 불화붕산을 10 mM(0.0088%) 정도 첨가
- 산화단계 : 200 ppm 정도의 과망간산칼륨 주입,

반응온도는 약 93.3℃, MnO_2로 전환될 때까지 계속 순환, 이온교환수지 운전하지 않음

- 환원단계 : 잉여의 과망간산칼륨을 분해할 수 있을 만큼의 옥살산 주입, 양이온교환수지를 통과시켜 방사성핵종과 금속이온 제거

ASDOC_D 공정은 CORD공정과 유사하나 산화/환원제의 농도가 낮아 oxalic complex 침전이 거의 없고 CO_2 발생량도 작다고 알려져 있다. Table 1은 계통제염공정별 주요 특성을 요약한 것이다.

Table 1. System Decontamination Process Comparison

Phase	CORD	DfD	ASDOC_D
Oxidation	200 ppm ($HMnO_4$)	200 ppm ($KMnO_4$)	50 ppm ($HMnO_4$)
Reduction & Decon. ($H_2C_2O_4$)	2,000 ppm	equivalent to the residual $KMnO_4$	100 ppm
HBF_4	-	10 mM	-
pH-adjustment	-	-	500 ppm

Table 2. Operation Conditions for System Decontamination

구분	발전소		
	MY NPP	CY NPP	JC NPP
적용공정	DfD	CORD	DfD
제염범위	RCS/PZR/ CVCS/RHR (RV/SG제외)	RCS/PZR/ CVCS/RHR (RV제외)	RCS/PZR/ CVCS/RHR
순환유량 구동력	Vendor's Pump	RHR Pump	RCP
순환유량(gpm)	300/650	1,800	NA
정화용 탈염탑	Vendor's equip.	CVCS+SFP Bed	Vendor's equip.
정화유량(gpm)	250/350	140	NA
제염온도/압력	195±10℉/-	195±10℉/-	200℉/430psig
온도제어	Vendor's equip.	PZR Hx	RCP/RHR, RHR Hx
압력제어	-	-	PZR N_2 Purge
RCP seal 보호	격리	격리	별도 증류수 공급
충전펌프	우회	우회	우회

○ 원전해체 계통제염 운전 결과

계통제염은 제염대상(범위), 순환 및 정화유량, 발전소 계통/장비 활용 등에 따라 다양한 운전조건에서 수행될 수 있으며 그 결과도 다양하다. Table 2는 CORD 공정을 적용한 Connecticut Yankee NPP와 DfD 공정을 적용한 Maine Yankee 및 Jose Cabrera NPP의 계통제염 운전방법을 보여주고 있으며 Table 3에는 이러한 운전방법에 따른 계통제염의 결과를 보여주고 있다. Table 3에서 보듯이 원자로용기의 제염대상 포함여부에 따라 방사능제거량에 큰 차이를 보임을 알 수 있으며 DfD 공정이 CORD 공정보다 모재 금속에 대한 부식성이 큼을 알 수 있다.

Table 3. Results of System Decontamination Operation

발전소(공정)	MY NPP (DfD)	JC NPP (DfD)	CY NPP (CORD)
금속제거량(kg)	307	234	106
방사능제거량(Ci)	99	713.7	129
폐수지발생량(㎥)	15.1	13.1	13.2
제염계수(RCS)	8.7	7.8~50.23	17.6

3. 결론

원전해체에 실제 적용된 계통제염 공정의 특성과 운전결과를 조사하였다. 이러한 조사결과에서 알 수 있듯이 계통제염은 모재손상을 허용하여 높은 제염계수가 요구되지만 제염대상을 어디까지 할 것인가에 따라 폐기물 발생량이 증가하는 역효과가 발생할 수 있다. 따라서 국내 원전 해체시 계통제염 공정은 안전성(Risk), 효과성(High DF), 효율성(비용-이득), 폐기물 최소화 및 작업 용이성(작업자 피폭 최소화) 등을 고려하여 공정 전체의 최적화를 고민하여 선정해야 할 것이다.

4. 감사의 글

본 논문은 산업통상자원부의 재원으로 한국에너지기술평가원의 지원을 받아 수행된 연구입니다. (No.2014510300310)

5. 참고문헌

[1] EPRI, "Evaluation of the decontamination of the reactor coolant systems at Maine Yankee and Connecticut Yankee," TR-112092, Palo Alto, CA, (1999).

[2] EPRI, "Jose Cabrera nuclear power plant full system chemical decontamination experience report," TR-1019230, Palo Alto, CA, (2009).

[3] Andreas Loeb, "Chemical system decontamination at PWR power stations Biblis A and B by ASDOC_D process Technology," Waste Management Conference, (2013).

[4] 이두호, "고리1호기 계통제염 기본요건 분석," 한수원중앙연구원, 2015.

산화제염제 함유 나노복합유체의 화학 및 거품안정성 평가

정종헌*, 윤인호, 최왕규, 문제권, 양한범, 김초롱
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nchjung@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성 대형기기 및 대면적 설비의 제염 시 작업자의 접근이 용이하지 않거나 구조물의 형상이 복잡한 설비 내부표면의 경우 기존 화학제염용액을 사용한 습식제염에 비해 이차폐기물의 발생량이 획기적으로 저감되고, 복잡한 구조물에 대해 적용이 용이한 복합유체(거품) 제염기술이 요구되고 있다.

복합유체 제염 공정은 90%인 기체와 10% 액체의 두 가지 유체로 구성되어 있기 때문에, 이차폐기물의 양을 크게 감소시킬 수 있다. 또한 복합유체 제염 공정은 대형/대면적의 표면에 기술 적용이 용이하고, 구조가 복잡하여 작업자의 접근이 어려운 시설 및 기기에 적용이 가능한 장점이 있다[1]. 하지만 상대적으로 제염 계수가 낮은 단점이 있는데, 이러한 낮은 제염 계수를 높이기 위해서 오염된 표면에 복합유체 제염제의 접촉 시간을 증가시켜야 한다[2]. 이를 위해 계면활성제와 점도제인 고분자 물질 또는 무기 물질 등을 첨가하여 복합유체 제염제의 안정성 및 제염 성능을 증가시킬 수 있다[3-5].

본 연구에서는 거품의 안정성 증진을 통한 제염효율 증대와 이차폐기물의 양을 더욱 저감하고 이차폐기물 처리의 용이성을 증진시키기 위해 나노크기의 고체입자 및 유체 등을 용매에 균일하게 분산시켜 제염제와 혼합한 나노복합유체 제염제 개발을 추진하고 있다. Ce-HNO_3계 제염제에 적합한 화학적 안정성과 거품안정성이 우수한 산화제 양립성 계면활성제 및 나노입자 함유 신 복합유체 formulation 및 제조방법을 조사하였다.

2. 본론

가압경수로 내 방사성 부식산화물은 금속원소가 산화되어 형성된 Fe, Ni, Cr의 용액성 이온들이 산화막과 금속재질의 경계면에서 결정을 이루어 형성되는 내층과 산화막의 세공을 통하여 냉각재와 산화막의 경계로 확산되어 나온 후 침전되어 형성되는 외층의 이중산화막으로 구성된다. 또한 유출 경향이 적어 주로 부식산화막 내층에 존재하는 Cr 성분은 비용해성 +3가의 형태이므로 용해성 +6의 Cr 화학종으로 산화시키기 위해서는 산화제염단계가 필요하다. 따라서 Cr 성분을 함유한 부식산화물 제거에 효과적인 나노복합유체 제염제 개발을 위해 산화환원 화학제염제에 적합한 나노복합유체를 도출하기 위한 연구를 수행하였다. 이를 위해 우선 산화제염제를 선정하고 이에 적합한 매질의 종류와 농도를 선정한 후 이들 화학제염제에 적합한 화학적 안정성과 거품 안정성을 갖는 복합유체 및 나노입자를 선정하였다. 산화 제염제 금속이온의 선정 기준으로는 산성용액 내 안정하고, 제염대상 금속에 대한 빠른 용해속도를 가지며, 전기분해 등에 의해 쉽게 재생이 가능한 높은 산화가를 가져야 하는데, SUS 금속 등에 대한 용해속도와 전해재생 효율이 높은 Ce^{4+}/Ce^{3+}계를 선택하였다. 또한 매질의 선정은 매질의 용해거동을 기준으로 하는데 이는 Ce(IV)의 용액 내 stability차에 기인하며, Cerous nitrate의 용해도가 Cerous sulphate의 용해도에 비해 훨씬 크고, H_2SO_4 용액내 Ce 거동: 낮은 H_2SO_4 농도에서도 Ce hydroxide /oxide 침전이 생성되는 문제가 있어 HNO_3 매질을 선정하였다. Ce^{4+}/Ce^{3+} couple의 Redox potential이 가장 큰 HNO_3 농도가 2~3 M이고 (2~3 M HNO_3에서 Ce solubility=710 g/L) 기존 용해실험(differential pulse voltammetry) 결과를 기준으로 2 M HNO_3 매질에 용해시킨 0.5 M Ce(IV)을 적절한 산화 제염제 조성으로 선정하였다. Ce-HNO_3계 제염제에 의한 계면활성제의 산화 안정성을 조사하기 위해 비이온 계면활성제(AO, EM100, TBS), 음이온 계면활성제(SDS)를 Ce-HNO_3 제염제에 혼합하여 제조한 후 흡광도(UV-VIS Scanning Spectrohotometer, DR 5000)를 분석하였으며, Dynamic Foam Analyzer (DFA-100, KRUSS, Germany)를 사용하여 거품 안정성을 평가하여Ce-HNO_3계 제염제용 복합유체 선정실험을 수행하였다. 이어서 1%의 상용 실리카인 SiO_2 (Sigma-Aldrich), M5(Carbosil)와 KAERI에서 자체 제조한 실리카 나노입자(KAERI-1, KAERI-S, KAERI-Cal, KAERI-S-SE)를 Ce-HNO3

계 제염제에 각각 분산시켜 거품안정성에 적합한 나노입자를 선정하는 Ce -HNO_3계 제염제용 나노입자 선정실험을 수행하였다. .

Ce(IV)에 의한 계면활성제의 분해 유무를 확인하기 위해 1 M Ce/ 1 M HNO_3 용액에 1% 계면활성제를 첨가하여 흡광도 실험을 수행한 결과(Fig. 1) 3 시간의 접촉시간동안 ASCO-AO, ZONYL -TBS, EM-100 및 SDS 모두 90% 이상의 Ce(IV) 농도를 유지하여 (분해율이 10% 미만) Ce(IV)에 의한 산화안정성을 나타내었다. 그러나 계면활성제를 최소 2회 회수하여 재사용하기 위해서는 6 시간의 접촉시간 동안 분해율이 10% 미만으로 유지되어야 하므로 SDS와 ZONYL-TBS 만이 이 조건을 만족하였으며, SDS는 거품안정성 측정결과 기포성과 거품안정성이 불량하여 최종적으로 Ce(IV) 제염제에 적합한 계면활성제로 ZONYL-TBS를 선정하였다.

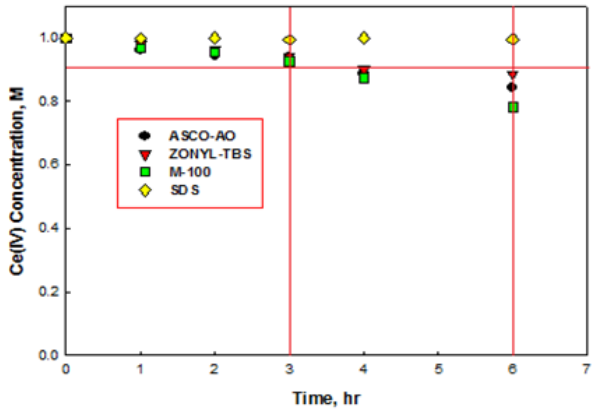


Fig. 1. Redox stability between Ce(IV) and various surfactants in 1M Ce/1M HNO_3 medium.

Ce-HNO_3계 제염제에 거품안정성이 뛰어난 계면활성제인 TBS를 1wt% 첨가하고 상용 실리카 (Sigma-Aldrich SiO_2, Carbosil M5)와, KAERI 고유방법으로 제조한 실리카 나노입자(KAERI-1, KAERI-S-Cal, KAERI-S-SE)를 1wt%의 농도로 각각 분산시켜 거품안정성 실험을 수행한 결과(Fig. 2.) Sigma SiO_2와 KAERI-1이 3 시간동안 매우 안정한 거품 거동이 유지되었으며, 합성한 실리카 나노입자 중 KAERI-S-Cal은 5000 초 이후에 그리고 KAERI-S-SE의 경우 2000 초 이후부터 거품이 붕괴되기 시작하는 것으로 나타났다.

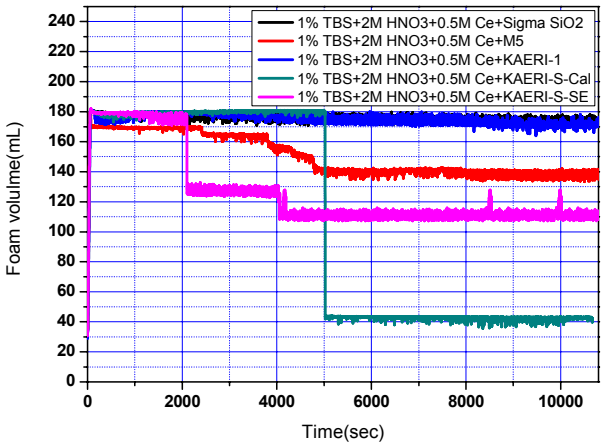


Fig. 2. Foam stability in the foam of various nanoparticles.

3. 결론

본 연구에서는 고농도 화학제염제 및 실리카 나노입자를 함유한 나노복합유체 제염제의 화학적 안정성과 거품안정성을 조사하였다. Cr-rich 부식산화물 제거에 효과적인 나노복합유체 제염제 개발 연구를 통해 Ce-HNO_3계 제염제에 적합한 화학적 안정성과 거품안정성이 우수한 산화제 양립성 계면활성제 및 나노입자 함유 신 복합유체 formulation 및 제조방법을 확보하였다.

4. 감사의 글

이 논문은 2016년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구입니다.

5. 참고문헌

[1] C. Dame, et al., Colloids Surf., A, 263 210-218 (2005).
[2] L. Nunez, and M. Kaminski, US Patent 7,166,758 B2 (2007).
[3] B.P. Binks, Curr. Opin. Colloid Interface Sci. 721-41 (2002).
[4] S.B. Yoon, et al., Asian J. Chem., 26, 1401-1404 (2014).
[5] I.-H. Yoon, et al., Asian J. Chem., 26,

원자력 시설 해체 공정 시뮬레이션 소프트웨어 프레임워크 설계

김익준*, 강신영, 문제권, 이종환, 정관성, 최병선, 현동준
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ikjunekim@kaeri.re.kr

1. 서론

기존의 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 절단 장치 및 이송 장치 모델들과 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[1].

이와 같은 문제점을 해결하기 위해서 새로운 절단 공정 시뮬레이션 방법을 개발했다[1][2]. 본 연구에서는 개발한 방법론을 기반으로 소프트웨어를 구현하기 위한 설계 내용을 설명한다.

2. 본론

사용 사례 다이어그램을 통해서 필요한 기능을 분석했다. 각각의 사용 사례가 주요하게 구현이 필요한 내용이다.

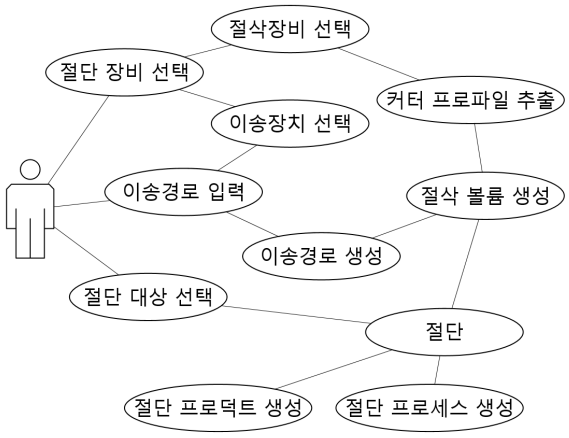


Fig. 1. Usecase diagram.

Fig. 1 에서 사용자는 절단 장비 선택, 이송경로 입력과 절단 대상 선택 과정을 수행하게 되고 나머지는 프로그램 내부적으로 수행된다. Fig. 2에 사용 사례를 기반으로 필요한 데이터 및 함수를 정의하였다. 상용시스템에서 사용되는 리소스(CAD 모델)를 절단 공정의 context에 맞게 관계를 정의 하였고 포함해야할 데이터와 함수를 정의 하였다.

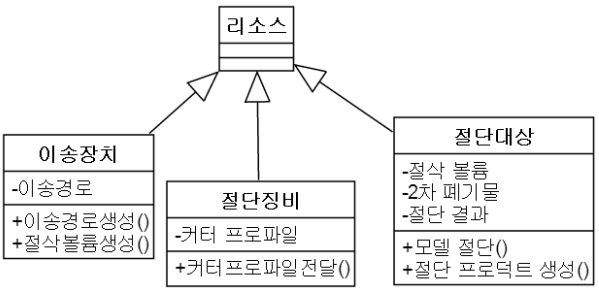


Fig. 2. Class diagram.

절단 공정에서 사용되는 각각의 객체들에 의해서 소프트웨어가 작동하는 순서를 Fig. 3과 같이 설계하였다. 리소스를 관리하는 Command를 시작으로 절삭 장비 및 이송장치에 의해서 절삭 볼륨을 생성하고[1] 대상을 절단하여 시뮬레이션 프로세스를 생성한다.

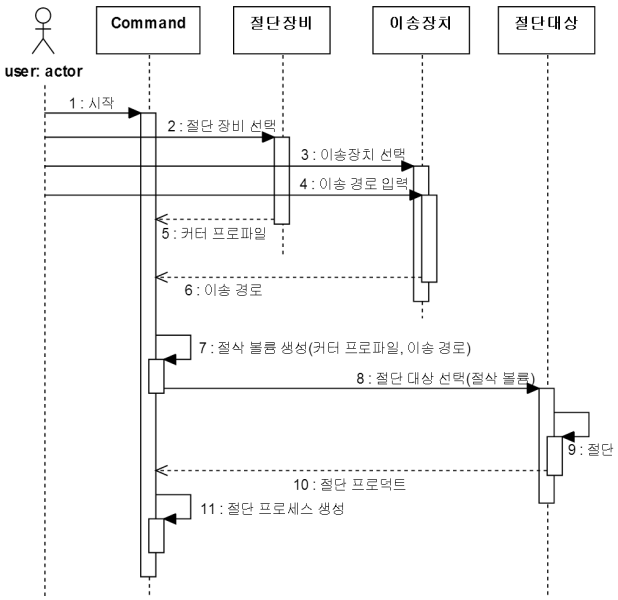


Fig. 3. Sequence diagram.

3. 결론

본 연구에서는 기존에 개발된 절단 공정 시뮬레이션 방법론을 기반으로, 사용 사례 및 작동 순서 분석을 통해서 기존에 구현한 프로토타입의 시뮬레이션 소프트웨어의 기능을 모듈화 하고 개선하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 재원으로 시행하는 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 김익준, 강신영, 김근호, 문제권, 이종환, 정관성, 최병선, 최종원, 현동준, 작업 시나리오 변경이 용이한 원자력 시설 해체 공정 시뮬레이션 프레임워크, 2015년 한국방사성폐기물학회 추계 학술대회 논문요약집, pp. 255-256, 2015.

[2] 김익준, 김근호, 문제권, 서재석, 이종환, 정관성, 최병선, 현동준, 원자력 발전소 주요 부품의 해체 시뮬레이션을 위한 CAD모델의 절단 방법, 2014년 한국방사성폐기물학회 춘계 학술대회 논문요약집, pp. 224-226, 2014.

유도가열을 이용한 금속용융제염에 관한 연구

조붕비[1], 정원섭[1], 안석영[1*]
부산대학교 제염해체핵심기술연구센터, 부산광역시 금정구 부산대학로 63번길 2
*sahn@pusan.ac.kr

1. 서론

설계수명이 종료되었거나 원전정책의 변경, 사고 등의 이유로 해체되는 원전에서는 다량의 방사성 금속 폐기물이 발생한다. 국내특성상 노후 원전 해체시 방사성 폐기물의 부피를 최소화하는 것이 해체비용절감에 중요한 요소로 작용한다. 방사성 금속 폐기물의 경우, 부피감용 및 핵종의 균질분포가 가능한 용융제염 방식이 현재 해체 선진국 등에서 사용되어 지고 있다. 원전해체 과정에서 발생하는 방사성금속폐기물들은 Co-58, Co-60, Cs-137, Mn-54, Cr-51, Fe-55, Fe-59, Zr-95, Ni-63등의 주요 핵종을 함유하고 있으며 Co-58 및 Co-60의 특성상 분리가 용이 하지 않으며 용융제염시 해당 핵종의 제염도를 향상시키려는 연구가 계속 진행 중에 있다. 2007년 한국원자력연구원의 아크로를 이용한 용융제염에 관련 실험결과는 Co-60의 95%이상이 주괴에 잔존하는 것으로 조사되었다[1]. 2013년 독일 CARLA Siempelkamp는 개발된 유도가열 용융로가 약 11%의 Co-60를 슬래그상으로 이동하여 제염이 가능함을 시연하였다[2]. 그 외에도 1994년 미국의 Capenhurst, 1992년 DURATEK (SEG), 1999년 프랑스 CENTRACO, 1992년 프랑스 INFANTE, 등에서 금속용융제염 관련 연구가 수행되어졌다. Co-60 및 Co-58의 제염도를 향상시키려는 연구는 현재 진행형이다[1].

본 연구에서 기존 유도가열 용융장비를 개선하여 다양한 슬래그 조성 및 실험 조건에 대해서 SUS304의 Co핵종 분리 및 그에 영향을 미치는 요인들에 대해서 연구를 수행하였다.

2. 본론

2.1 용융제염에 대한 이해

2.1.1 용융제염 기술

용융제염이란 금속 용융 시 금속 상에 있는 방사성핵종을 첨가되는 슬래그상으로 이동시키거나 휘발성인 핵종의 경우 필터에서 포집하는 과정이다. 방사성 핵종은 일반적으로 산화물의 형태로 슬래그상에 포집이 가능하다. Co-58, Co-60일 경우는 Co의 산화물형태인 Co_2O_3나 CoO_2로 변환되는 과정이며 산소는 슬래그내의 산소나 공기 중의 산소가 공급원이 된다. 따라서 용융 시 직접 산소를 공급하거나 슬래그상에 산소원소를 공급해주는 2가지 방법이 가능하며, 본 연구는 유도가열을 이용하여 개방된 상태에서 정량적 슬래그를 투입하여 실험을 하였다.

2.1.2 용융제염의 원리

슬래그를 이용한 방사성 폐기물금속 용융제염의 기조 및 원리는 아래와 같이 4단계로 정리할 수 있다.

- 용융 시 용융금속 내에 있는 방사성 핵종은 공기 중에 있는 산소랑 결합하여 또는 슬래그를 투입 시 슬래그 중에 있는 산소랑 결합하여 방사성 핵종의 산화물이 형성된다.
- 방사성 핵종산화물은 자체의 확산, 비중, 활동도 차이에 따라 슬래그랑 접촉하면서 슬래그상으로 이동한다. 따라서 용융 시 교반이 잘 될수록 용융금속 및 슬래그 사이의 접촉은 증가하여 슬래그상으로 더 많은 핵종이 이동하여 산화물을 형성하게 된다.
- 슬래그상으로 이동된 방사성 핵종산화물은 슬래그의 성분에 의하여 안정화 되거나 다시 용융금속으로 이동하게 된다. 그러므로 슬래그의 조성 및 량은 핵종산화물을 안정화 키시는데 중요한 역할은 한다.
- 휘발성 방사성 핵종은 배기체 방식으로 방출되어 필터를 사용하여 이러한 배기체를 포집가능하다[2].

2.2 실험 방법 및 결과

2.2.1 실험 장비

본 실험에서 사용하는 유도가열 장비의 개략도는 Fig. 1과 같다.

본 유도가열 장비의 최대 파워출력은 20 kw이며 용탕 용량은 0.1~1 kg이다. 그리고 실험 시 사용하는 흑연 도가니의 순도는 99%이상이며 사이즈는 내경 7 cm, 높이는 10 cm이다. 사용한 시편은 SUS304봉이며 반경은 2 cm, 높이는 3 cm, 개당 무개는 약 300 g이다. 이러한 SUS304봉의 표면에

Co를 도금하여 Co-58 및 Co-60을 함유한 방사성 금속으로 모사 실험을 수행하였다.

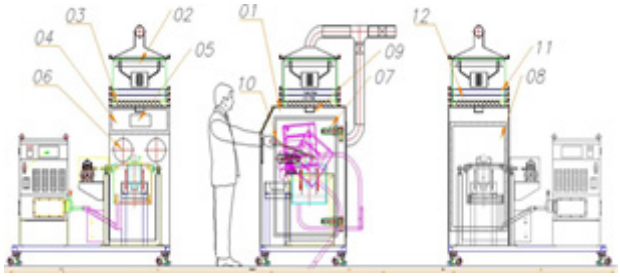


Fig. 1. Schematic of the induction furnace for melting decontamination.

2.2.2 실험 방법

실험의 변수는 염기도, 용융시간, 용융온도, 슬래그조성이 있으며 각각 변화 시켜서 실험을 수행하였고 실험 데이터는 Table 1, Table 2 에 정리하였다.

Table 1. Composition of the slags used for experiment

번호	슬래그 무게 용융전/용융후(g)	슬래그 조성 (%)			염기도	용융시간 (s)
1	30/29.72	SiO2(10)	CaO(60)	Al2O3(30)	2.23	1800
2	30/24.37	SiO2(50)	CaO(30)	Al2O3(20)	0,52	1800
3	30/27.55	SiO2(10)	CaO(60)	Al2O3(30)	2.32	3600
4	30/25.24	SiO2(30)	CaO(40)	Al2O3(10) Fe2O3(20)		1800
5-1	30/26.38	SiO2(20)	CaO(50)	Al2O3(20) CaF2(10)		1800
5-2	30/25.77	CaO(40)	Al2O3(10)	CaF2(50)		1800
6	30/19.8	SiO2(75)	CaO(25)			1800
7	30/29.25	SiO2(30)	CaO(50)	Al2O3(10) Fe2O3(5) CaF2(5)		1800

Table 2. Co content changes after using different slag compositions

번호	시편무게 용융전/용융후(g)	Co무게 (g)	Co함량 (%)	도가니무게 용융전/용융후(g)	제거율 (%)
1	299.73/322.19	0.70	0.23	600.71/579.13	1.02
2	299.68/320.26	0,71	0.24	605.72/584.98	4.10
3	299.70/319.31	0.69	0.23	602.79/579.79	0.49
4	299.76/321.93	0.71	0.24	601.79/581.56	2.35
5-1	299.49/-	0.49	0.16	607.38/-	0.45
5-2	-/319.83	-	-	-/570.91	0.18
6	299.68/317.20	0.67	0.25	605.70/578.07	1.40
7	299.80/314.82	0.72	0.24	609.58/580.33	0.31

2.2.3 실험 결과

슬래그상으로 이동한 Co량은 XRF를 이용하여 측정하였다. 실험 결과, 염기도가 0.52이며 슬래그 조성은 SiO_2(50%)-CaO(30%)-Al_2O_3(20%)일 때 Co에 대한 제거율은 4.1%이며 가장 높은 결과로 얻었다. 기본 슬래그에 CaF_2를 추가하였을 때 슬래그의 유동성은 증가하지만 최종 Co의 제거에 대하여 큰 영향을 미치지 않는 것으로 판단된다. 5-1, 5-2의 반복 용융 실험의 효과 확인은 재용융의 효과가 크게 없는 것으로 판단된다.

3. 결론

- 유도가열을 이용하여 Co에 대한 용융제염 실험을 수행한 결과, 예상보다 낮은 Co 제거율을 보였다. 그 원인을 아래와 같이 설명 가능하다. 1) 본 실험에 사용하는 유도가열 장비의 특성상 Co의 완전 용융 여부의 확인이 필요하다. 2) Co 산화물의 형성과정에서 필요한 산소가 충분히 공급되는지 확인이 필요하다. 3) CaO, SiO_2, Al_2O_3의 경우, 열역학적 안전성이 Co_2O_3의 안전성 보다 높아서 Co산화물을 형성하기 어렵다. 4) 슬래그 및 용융금속 사이의 계면적이 작아서 Co와의 화학 반응이 충분히 일어나지 못 하였다. 5) 용융과정에서 Co산화물로 형성되더라도 다시 산소량 분리되어서 Co금속상태로 되돌아 갈 가능성이 있다.
- 이번 실험결과, 충분한 제염 성능을 확보하지는 못하였지만 장비 개선 및 실험방안을 개선하여 용융 시 대량의 산소를 인위적으로 공급하여 Co를 산화물로 반응시킬 수 있는 확률을 높이는 장치를 설치하여 추가실험 데이터를 확보하고 있는 중이다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국연구재단의 지원 (No. NRF-2012M2B2B1055503)과 방사선안전재단 (No. 1305009-0113-HD130)으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Byeong-Yeon Min, Distribution Characteristics of Radionuclies (60Co, 137Cs) During the Melting of Radioactive Metal Waste, 2007.

[2] Byeong-Yeon Min, Current Status and Future Issues for Melt Decontamination of Decommissioning Metal Wastes Generated from Nuclear Facilities, 2012.

방사성 소각재 안정화 및 시멘트 고화

안병길*, 양다솜, 이기원
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. 소각재 고화제 제조 방법으로 시멘트에 의한 고화방법은 소각재와 시멘트의 밀도차에 의한 상분리, 소각재의 비 친수성에 따른 비균질 고화체 형성, 시멘트 경화 공정에서 발생되는 강 알카리 물질이 소각재의 금속 산화물과 반응하여 가스 발생 등으로 인하여 처분에 적합한 시멘트 고화체 제조에 어려움이 있다. 이러한 문제를 해결을 위해서 소각재를 안정한 물질로 치환 후 시멘트 고화하는 방법을 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

본 연구에 사용된 연구용 원자로 해체공정에서 발생된 소각대상 가연성 폐기물과 원소분석 결과 주요 구성물은 나무이며 종이류, 아크릴 판, 플라스틱 등으로 구성되어 있다. 소각재의 원소분석 결과 CaO 함량이 크며 그 외 다양한 금속산화물로 구성되어 있다[1]. 이러한 소각재를 안정화시키기 위해서 소각재에 소결조재(B_2O_3/ $NH_4H_2PO_4$[NHP]= 4) 8wt% 를 혼합 후 200 ~ 800℃ 온도 범위에서 각각 1 시간 동안 반응시켰으며, 반응 생성물을 XRD로서 분석하였으며 그 결과를 고찰하였다.
시멘트 메질에 의한 고화체 제조는 적정 온도에서 반응시킨 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 이를 만족시키는 혼합 조성비의 소각재/시멘트 반죽을 직경 5 cm x 높이 10 cm의 PVC 용기에 넣어 고화체를 제조하여 압축강도(3개 평균) 및 기타 물성을 측정하였다. 제조 조건은 소각재와 시멘트 비율이 75 : 25, 65 : 45 및 55 : 45의 조성비에 대해서 작업도를 만족시키는 수분량을 결정하였다.

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 Fig. 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_3의 영향으로 저온에서 비정질화되어 나타나는 현상으로 판단된다. 700℃ 이상의 반응 온도에서는 calcium phosphate로 존재함을 알 수 있다. 이러한 결과들로부터 소각재/ 소결조재 (8wt%) 혼합물을 700℃에서 처리하여 얻어진 안정화된 소각재를 시멘트 고화체 제조를 위해 사용하였다. 작업도를 만족시키는 증류수 함량은 "소각재 : 시멘트 : 증류수 = 56.5 : 18.8 : 24.7" 이었다.

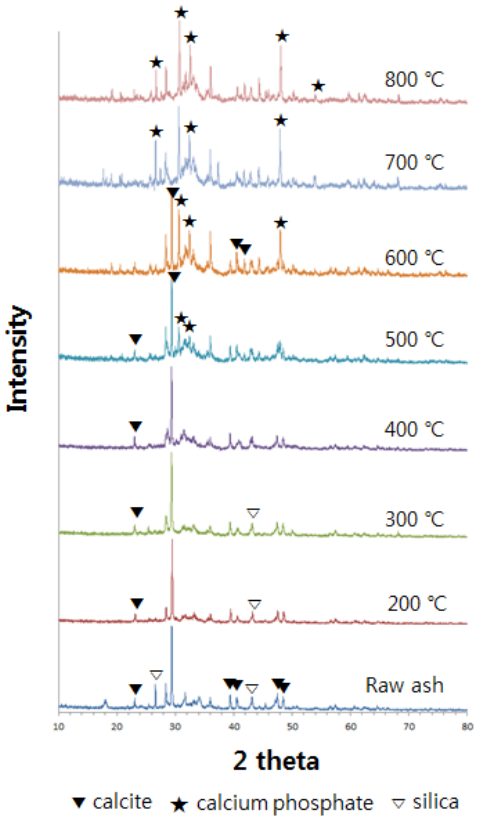


Fig. 1. XRD patterns of reaction products of ash and sintering agent(8wt%) mixture according to reaction temperature.

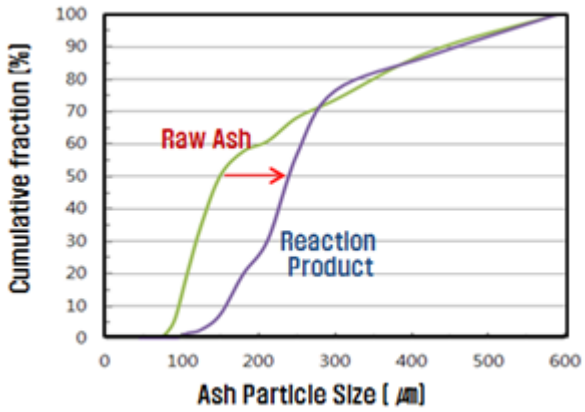
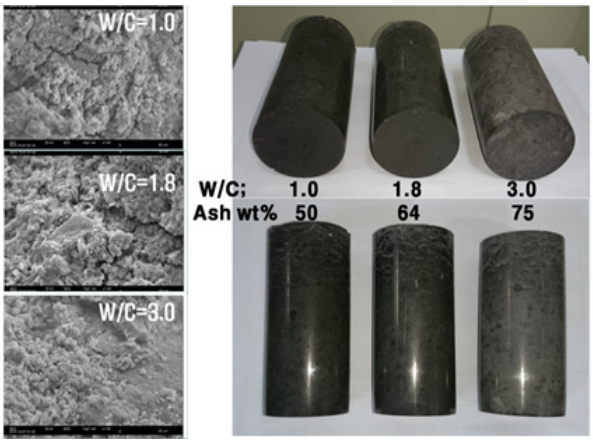


Fig. 2. Particle size distribution of raw ash and stabilized ash of 700℃ and 1hr reaction.

반응 전. 후의 소각재에 대한 입도 분석 결과를 나타낸 Fig. 2를 보면 평균입경이 150 ㎛에서 240 ㎛으로 약 90 ㎛ 증가함을 알 수 있으며 calcium phosphate 형성에 기인함을 알 수 있다.

4 주 동안 밀봉 양생 후 제조된 시멘트 고화체 사진과 SEM 분석사진을 나타낸 Fig. 3을 보면 표면이 매끈한 안정된 고화체를 나타내며 SEM 분석 결과 시멘트 함량이 증가할수록 포졸란 반응 증가로 인해 치밀한 구조를 형성함을 알 수 있다. 각 조성별 압축강도(3개 평균)는 4 MPa 이상을 나타내었으며 시멘트 함량이 증가할수록 증가하는 경향을 나타내었다. 또한 7 주 침출 실험 완료 후 고화체는 안정된 형상을 유지하고 있었으며, 각각의 침출 시료에 MCA 분석을 수행 중이다.



(a) (b)

Fig. 3. (a) SEM image and (b) cement wasteforms (D50xH100mm) of stabilized ash and cement mortar after 4 weeks curing.(W; ash and C; cement).

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.

4. 참고문헌

[1] 안병길 외, 방사성 소각재 안정화 및 고정화연구, pp 389-390, 방사성폐기물학회 추계 학술대회 논문요약집 (2015).

사용후 Cs 흡착제의 열처리에 따른 안정성 평가

이근영*, 김지민, 오맹교, 이일희, 김광욱, 정동용, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*lky@kaeri.re.kr

1. 서론

원전 중대사고와 같은 원자력 시설의 비정상적 상황에서는 고방사성 폐액이 대용량으로 발생될 수 있는데, 특히 비방사능이 높고 반감기가 긴 ^{137}Cs과 같은 문제 핵종을 포함한 경우 폐액의 처리뿐만이 아니라 처리 후 발생하는 2차 폐기물의 안전한 처리와 관리가 요구되어 진다. 기존의 여러 연구들에서 고방사성 핵종의 안정화를 위하여 핵종을 함유한 고체를 열처리하여 원래보다 안정한 형태의 새로운 결정체로 변환시키는 이른바 광물화 (mineralization) 연구가 수행되어 왔는데, 휘발성 핵종인 ^{137}Cs의 경우는 고온으로 열처리하였을 시 휘발하여 고체상으로 안정하게 변환되지 않고 오히려 추가적으로 배기체 처리를 해야 하는 문제가 발생되어 안정화가 쉽지 않은 핵종인 것으로 볼 수 있다.

본 연구에서는 선행 연구를 통해 확보된 metal ferrocyanide 함침 zeolite를 고방사성 Cs 오염수 처리에 적용하였을 경우를 가정하여 이를 고온 열처리를 통해 인공 광물화시키는 과정에서 Cs의 휘발특성과 열처리 후 Cs의 안정화 정도를 상호비교하여 타당한 열처리 조건을 평가하고자 하였다.

2. 본론

2.1 실험 방법

2.1.1 시료 준비

본 연구에서는 기 합성된 metal ferrocyanide 함침 zeolite를 대상으로 Cs을 흡착한 후에 고온 열처리를 통한 Cs의 안정성을 평가하고자 하였다. Hybrid 흡착제 합성에 사용된 물질은 수용액 상에서 Cs의 제거능이 우수한 것으로 평가된 chabazite (CHA)와 potassium cobalt ferrocyanide PCFC) 이고, 함침 물질의 함량을 11.8 ~ 23.2% 범위에서 변화시켜 여러 타입의 흡착제를 준비하였다.

Cs을 흡착한 흡착제 시료를 만들기 위해 증류수에 ^{137}Cs을 극미량 포함하면서 전체 Cs 농도는 1 mg/L가 되도록 녹인 용액 시료를 준비하였고, 흡착제를 Cs 용액에 넣고 (m/V=10 g/L) 2 시간 동안 교반 후 고액분리 하여 고체시료를 얻었고, 증류수로 수회 세척하여 흡착되지 않은 잔류 Cs을 대부분 제거한 후 건조하여 시료를 준비하였다.

사용된 흡착제 시료의 고온 열처리에 따른 중량 변화 특성을 분석하기 위하여 열중량 분석기 (TGA)를 이용하여 온도 증가에 따른 감량율을 측정하였다.

2.1.2 열처리 실험

Ca을 합착한 흡착제 시료의 고온 열처리에 따른 안정성을 분석하기 위하여 전기로 (Furnace)를 이용하여 500 ~ 900℃ 범위에서 시료 열처리를 수행하였고, 가열 온도, 가열 시간 등의 변화에 따른 Cs의 휘발율 및 열처리 후 Cs의 수용액상 용출율을 비교 분석하였다. Cs의 휘발율 측정은 열처리 전후의 ^{137}Cs의 γ-activity를 MCA (Multi channel analyzer)로 측정하여 비교하였고, Cs 용출율은 열처리가 끝난 흡착제를 1 M NaCl 용액에 넣고 (m/V=1g/L) 2 시간 동안 교반 후 고액분리 하여 상등액으로 용출된 Cs을 정량하여 용출율을 평가하였다.

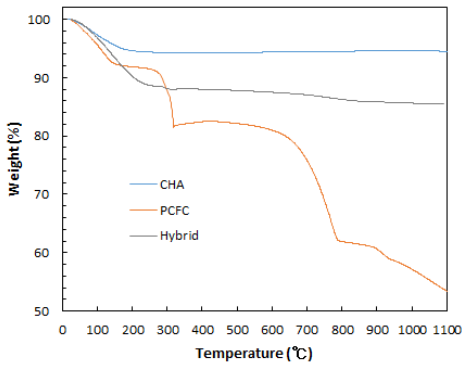


Fig. 1. Thermal gravity analysis of Cs adsorbents.

2.2 결과 및 토의

합성된 hybrid 흡착제는 chabazite와 potassium cobalt ferrocyanide의 중량 변화 경향성이 혼합되어 나타나는 경향성을 보였는데, 이를 통해 Cs을 흡착하고 있는 상태의 hybrid 흡착제를 고온 열처

리하였을 시 Cs 휘발 역시 복합된 두 물질의 특성을 반영할 것으로 예상할 수 있다. Potassium cobalt ferrocyanide의 경우 TGA 결과에서 보는 바와 같이 CN의 분해에 따라 결정 구조가 깨지고 같이 존재하던 Cs이 쉽게 휘발되지만, chabazite의 경우는 비교적 높은 온도까지 Cs의 휘발이 없이 pollucite와 같은 광물상으로 재결정 되는 특성을 보인다. 따라서, 이 두 물질이 공존하는 hybrid 흡착제의 경우 함침된 potassium cobalt ferrocyanide가 열분해 되면서 Cs이 휘발되지만 chabazite는 Cs의 휘발을 억제하고 보다 안정한 형태로 변환시킬 가능성을 갖는다.

Table 1에서 보는 바와 같이 Cs을 이미 흡착한 hybrid 흡착제를 700℃ 온도에서 가열시간을 달리하여 처리하였을 때 최대 6 시간까지 Cs의 휘발이 없는 것으로 나타났는데, 이는 Cs을 흡착한 potassium cobalt ferrocyanide 단일물질이 500℃ 이상에서 급격하게 휘발되는 특성과는 큰 차이를 보이고 있다. 가열시간을 증가시킴에 따라 Cs의 용출율이 감소하는 것은 열처리를 통해 Cs의 안정성이 향상될 수 있음을 보여주는 것이고, 앞서 예측한 hybrid 흡착제의 열처리 특성이 증명되었음을 시사한다.

Table 1. Thermal stability of Cs on the different heating time in the hybrid adsorbent

No	Temp.	Time	Cs volatilization	Cs leaching
1	700℃	0hrs	0%	11.48%
2	700℃	2hrs	0%	12.8%
3	700℃	4hrs	0%	9.88%
4	700℃	6hrs	0%	5.47%
5	700℃	10hrs	6.98%	4.81%

가열시간을 2 시간으로 일정하게 하고 가열온도를 700℃부터 850℃까지 변화시킨 실험에서는 가열온도 증가에 따라 Cs의 휘발율이 증가하는 결과를 얻었고, 750℃까지는 Cs의 휘발이 없는 것을 확인할 수 있었다. 반면, Cs의 용출율은 가열온도의 증가에 따라 현저히 감소하는 경향을 나타내어 Cs이 안정화될 수 있음을 재차 확인하였다.

이러한 Cs 흡착제의 열처리 후 Cs 휘발율 및 용출율을 복합적으로 분석함으로써, Cs의 휘발은 없고 고체상에서 보다 안정한 형태로 변환시킬 수 있는 최적 열처리 조건을 도출 할 수 있을 것으로 사료된다.

Table 2. Thermal stability of Cs on the different temperatures in the hybrid adsorbent

No	Temp.	Time	Cs volatilization	Cs leaching
1	700℃	2hrs	0%	12.8%
2	750℃	2hrs	0%	2.48%
3	800℃	2hrs	5.18%	0.44%
4	850℃	2hrs	19.28%	0.12%

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] 이근영, 김지민, 오맹교, 이일희, 김광욱, 정동용, 문제권, "Cs 흡착제의 고온 열처리에 따른 광물학적 특성 연구", 한국방사성폐기물학회 2015 추계학술발표회 논문요약집, 13(2), 419-420, 10.14~16, 2015, 부산.

[3] 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).

^{137}Cs 오염수를 처리하기 위한 기능성 제올라이트 합성 및 특성 연구

김지민[1,2], 이근영[1*], 오맹교[1], 김광욱[1], 이일희[1], 정동용[1], 문제권[1], 현재혁[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 99번길
*lky@kaeri.re.kr

1. 서론

오늘날 에너지 수급에 있어 의존도가 높은 원자력 시설을 통해 매우 다양한 종류의 방사성원소가 발생 할 수 있다. 또한 후쿠시마 원전 사고와 같이 비정상 원전사고가 발생한다면 대량의 방사성 폐기물이 발생하게 되고, 특히 비방사능이 높고 반감기가 길어 주요 핵종으로 연구되고 있는 ^{137}Cs의 경우 주변 환경오염을 최소화 시킬 수 있는 효과적인 처리기술 개발이 요구된다.

본 연구는 ^{137}Cs 오염수를 대상으로 흡착(adsorption) 처리 기술에 적용 가능한 복합 흡착제의 합성을 목표로 하고 있으며, Cs을 선택적으로 흡착·제거하는 zeolite를 골격으로 metal ferrocyanide를 함침시켜 복합 흡착제를 합성함으로써 상호 보완 효과를 기대하고 있다. 이런 복합 흡착제를 합성할 때 metal ferrocyanide를 안정적으로 함침시키는 것을 목표로 합성 방법을 개선하고자 하였다.

2. 본론

2.1 흡착제 합성

본 실험에서는 사전 문헌연구와 기초실험을 통해 zeolite 중 Cs 흡착에 대한 선택성이 있다고 알려진 Chabazite(CHA)에 Potassium Cobalt(Ⅱ) Ferrocyanide(PCFC)를 함침시켜 복합 흡착제(PCFC-CHA)를 합성하였다. PCFC-CHA의 골격 역할을 하는 CHA의 순도를 높이기 위해 지난 연구를 통해 밝혀진 방법에 따라 zeolite Y를 이용하여 합성(nano-CHA)하였으며, 이를 PCFC-nano, CHA(PCFC-nCHA) 합성에 적용하였다. 또한, CHA 합성에서 반응온도 및 반응시간을 조절하여 기존의 물질보다 입자크기를 크게 합성(micro-CHA)하여 PCFC-micro, CHA(PCFC-mCHA)에 적용하였으며 기존의 복합 흡착제(PCFC-nCHA)와 비교 평가를 수행하였다.

2.2 물성분석

합성된 PCFC-CHA는 X선 회절 분석(XRD)를 통해 광물상을 분석하였으며, 에너지분광분석(EDS)를 통하여 구성성분 분석을 수행하였다.

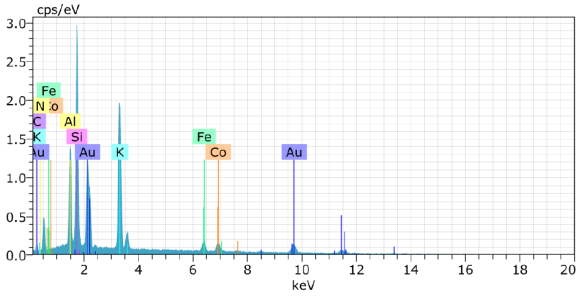


Fig. 1. EDS result of synthesized PCFC-mCHA.

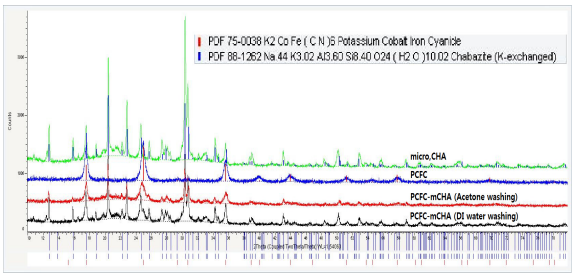


Fig. 2. XRD peak of synthesized PCFC-mCHA.

2.3 흡착실험

본 연구에서 모든 실험은 모의 방사성 폐수(Simulated Radioactive Wastewater, SRW)를 사용하여 수행되었으며, SRW 내 Cs 농도가 1 mg/L가 되도록 설정하고 방사성동위원소(^{137}Cs)를 3.7×10² Bq/mL 에 해당하도록 추적자 규모로 첨가하여 시료 분석 및 거동을 평가하였다.

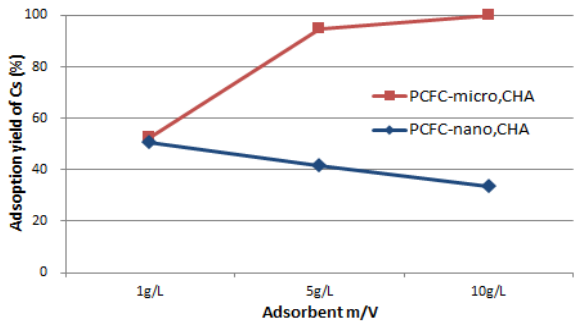
흡착 실험은 흡착제를 주입하고 2 시간 동안 교반 시킨 용액을 Membrane filter(0.2 ㎛)를 통해 고-액 분리하였으며, 일정량을 취하여 Multi-Channel Analyzer를 통해 정량하고, 분석된 결과를 통해 흡착 효율(adsorption yield, %)를 계산하였다.

2.4 결과 및 토의

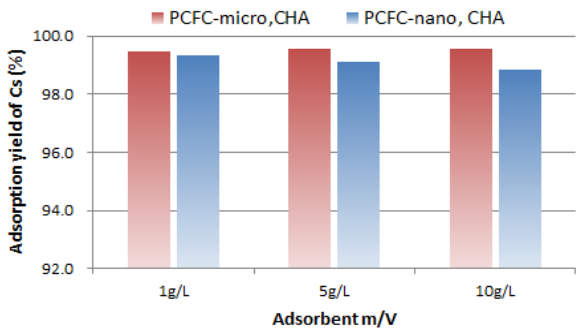
EDS 분석 결과(Fig. 1) 및 XRD 분석 결과(Fig.

2)를 통해 CHA에 해당하는 peak와 PCFC에 해당하는 peak가 공존함을 확인하고, PCFC-CHA가 성공적으로 합성되었음을 확인하였다.

PCFC-CHA는 합성 과정에서 세척횟수 및 세척용액에 따라 CHA에 함침되는 PCFC 양이 달라진다. 지난 연구를 통해 PCFC-nCHA에서 Acetone를 이용하여 세척한 흡착제는 PCFC 함침량이 약 36%로, DI water를 이용하여 세척한 흡착제보다 함침량이 약 3배 높다는 것을 확인하였다. 다양한 방법으로 합성한 PCFC-nCHA의 Cs의 흡착·제거에 있어 세척액의 영향을 평가하였을 때, 해수 조건에서는 세척액에 상관없이 흡착효율이 유사한 수준(m/V=1 g/L에서 99% 이상)이지만 담수 환경에서 Acetone 세척을 하였을 때 불안정한 상태로 합성된 PCFC의 입자가 미립자 형태로 액상으로 분리되어 고-액 분리의 효율이 저하되면서 흡착효율에 영향(m/V=10 g/L에서 33.4%)을 주었다.



(A) Acetone washing



(B) DI water washing

Fig. 3. ^{137}Cs adsorption yield % of various washing methods (m/V=1~10g/L, in DI water).

Fig. 3은 PCFC-nCHA 및 PCFC-mCHA의 흡착효율을 비교한 결과이다. nano,CHA를 사용하여 Acetone 세척을 통해 합성한 흡착제는 담수 조건에서 미립자 문제로 m/V가 증가됨에 따라 흡착효율이 감소되는 것이 두드러진다. 지난 연구에서는 미립자 문제를 야기하는 불안정하게 합성되는 입자들을 제어하기 위해 세척 과정에서 DI water세척을 적용하였으며, 담수 및 해수 조건에서 모두 사용가능하다고 판단되었다. 하지만 면밀히 분석하였을 때, DI water 세척을 적용한 PCFC-nCHA에서도 미립자 문제가 발생하는 것으로 분석되었다.

PCFC-mCHA의 흡착효율을 분석하였을 때, Actone 세척을 사용한 경우 및 DI water 세척을 사용한 경우 모두 m/V의 증가에 따라 흡착효율이 증가하였다. 이를 통해 PCFC-CHA의 골격 역할을 하는 CHA를 nano,CHA를 사용하였을 때보다 상대적으로 입자크기가 큰 micro,CHA를 사용하였을 때 PCFC가 안정적으로 첨착된다는 사실을 확인하였다.

3. 결론

PCFC는 Cs의 선택적 흡착에 매우 높은 효율을 갖지만, 입자크기가 작다는 문제로 단독으로 적용하기에 어렵다. 따라서 CHA를 골격으로 PCFC를 함침시켜 합성한 PCFC-CHA를 통해 입자크기 조절 및 상호보완 효과를 기대할 수 있다.

PCFC-CHA의 합성에서 기본 골격이 되는 CHA의 입자 크기가 커질수록 PCFC를 비교적 안정한 형태로 CHA에 첨착시킬 수 있다는 사실을 알 수 있었다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력 연구개발 중장기 계획 사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

5. 참고문헌

[1] K.Y. Lee, K.W. Kim, M.S. Park, J.M. Kim, M.G. Oh, E.H. Lee, D.Y. Chung, J.K. Moon, “Novel application of nanozeolite for radioactive cesium removal from high-salt wastewater”, Water Research ,95, 134-141 (2016).

[2] 김지민, 이근영, 이일희, 김광욱, 정동용, 문제권, 현재혁, “해수 및 담수 조건의 ^{137}Cs 오염수를 처리하기 위한 기능성 제올라이트 합성 및 특성 연구”, 한국방사성폐기물학회 2015 춘계학술발표회 논문요약집, 13(2), 403-404, 10.16~16, 2015, 부산.

열출력과 해체비용의 상관관계를 이용한 HANARO 해체비용 예측

홍윤정*, 진형곤, 박희성, 박승국
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hong814@kaeri.re.kr

1. 서론

해체비용평가가 국내에서는 개발되고 상용화된 방법이 없기 때문에 해외 또는 국제협력기구에서 개발된 것을 활용하여 주로 평가한다. IAEA의 한 프로젝트인 DACCORD(Data Analysis and Collection for Costing of Research Reactor Decommissioning)는 수 년 동안 전 세계에 있는 연구용 원자로와 관련된 정보를 수집 및 분석 후 해체 비용 평가를 수행한다. 최근 개발 중인 해체 비용 평가에 대하여 보편적으로 채택된 기준서가 없지만, 일반적인 접근법들은 IAEA 문서에서 찾아 볼 수 있다. 비용산정과 비용평가 접근법들의 구체적인 단계는 초기비용단계부터 최종비용평가까지 다를 수 있다. 각각의 다른 정확도를 갖고 사용될 수 있는 3가지 유형의 비용 평가 접근법이 있다. 1) 크기 정도 비용 평가: 전반적인 업무범위가 미 확정되고, 구체적인 설계자료 없이 규모를 고려하여 가중치로 평가하는 비용으로, 평가의 정확도는 -30 ~ +50%이다. 2) 예산을 위한 비용 평가: 업무 범위는 확정되었으나, 상세한 설계가 미 시행되고, 흐름도, 배치도 및 기기 자료 등을 기준으로 평가되는 비용으로, 이 평가의 정확도는 -15 ~ +30%이다. 3) 예산 확정을 위한 비용 평가: 상세한 사업계획이 확정되어 있고, 업무의 범위와 심도가 정립되어 있다. 평가의 정확도는 -5 ~ +15%이다[1].

본 연구는 DACCORD project의 회원국으로부터 수집된 데이터에 연구용 원자로의 열출력당 해체비용 데이터 기반으로 크기 정도 비용평가 접근법으로 HANARO의 예비 해체 비용 평가예측을 목적으로 한다.

2. HANARO 시설의 특성

HANARO는 대전광역시 유성구 대덕대로 한국원자력연구원내에 위치하였으며, 1995년부터 안전하고 효율적으로 운영해오고 있다. 열출력은 30 MW 이며, 현재 국내에서는 가장 큰 개방 수조형 연구용 원자로이다. 또한 높은 중성자속을 갖는 세계적 수준의 다목적 연구용 원자로이다. 중성자를 이용한 기초과학 연구와 첨단 신소재 개발, 핵연료 및 원자로 재료 개발, 의료용 및 산업용 방사성 동위원소 생산 및 이용 연구, 중성자 도핑을 통한 고품질 반도체 생산, 방사화 분석을 이용한 재료의 극미량 분석 등에 다양하게 활용되고 있다.

Table 1. Key Characteristics of HANARO

로형	개방 수조형
열출력 (MW)	30
최대 열중성자속(n/cm^2/s)	4.50E+14
핵연료 형태	봉형
핵연료 조성	U_3Si
농축도	LEU
냉각재	경수
냉각방식	상향 강제순환
노심냉각유량 (kg/s)	703
반사체	중수

3. DACCORD 프로젝트 데이터에서 해체된 연구용 원자로의 특성

연구용 원자로는 전 세계에 널리 다양하게 분포되어 있다. 연구용 원자로 시설은 교육, 방사성 동위원소 생산, 연구 및 안전목적을 위한 재료 조사 그리고 재료의 산업공정을 포함하여 다양한 목적으로 이용된다. 많은 대학이나 정부출연기관에서 방사성물질의 행적에 관한 기초연구를 수행하기 위해서도 사용되어진다. 연구용 원자로에는 출력이 낮은 Watts부터 수백 MW까지의 출력을 갖는 다양한 유형의 원자로들이 있다.

연구용 원자로와 임계 장치의 일반 운영기간은 대략 40 년이고, 해체 기간은 일반적으로 3 ~ 5 년, 임계 장치의 해체는 약 1 년 정도 소요가 된다. 몇몇 연구용 원자로들은 운영기간이 50 년에서 더 오래 운전되는 연구로도 있다.

연구용 원자로는 다음과 같이 구분할 수 있다. 예를 들어 출력준위, 사용된 감속재 효율 및 종류; 다음과 같은 유형별로 연구용 원자로가 분류되었다: TRIGA 및 SLOWPOLKE와 같은 개방 수조형; WWR pool-in-tank를 포함한 tank reactors;

Argonaut 원자로; homogeneous liquid 원자로; 고속로; 흑연로; 그리고 그 외 기타 등등. DACCORD project는 개방 수조형 연구용 원자로(TRIGA 유형의 원자로를 포함한)와 Soviet 디자인의 WWR pool-in-tank 연구용 원자로에 초점을 두었다.

4. 결과

해체 사업이 완료된 다양한 연구로의 열출력별 해체 비용의 자료가 수집되었다. 기존의 비용 데이터는 평가를 일치하게하기 위하여 인플레이션을 2013년으로 조정하였다.

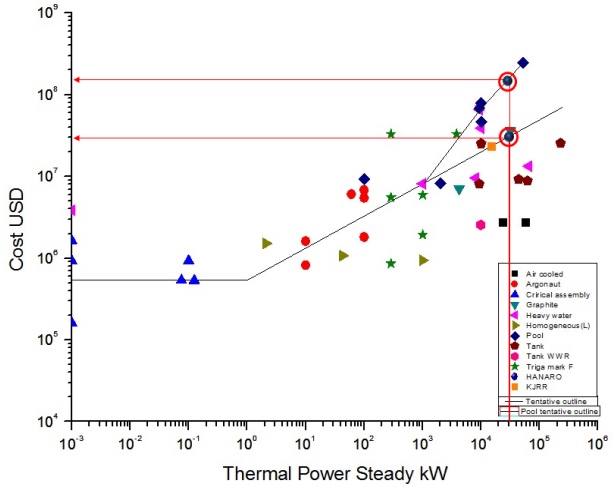


Fig. 1. Actual decommissioning cost of selected reactors vs. thermal power, based on the IAEA database.

Fig. 1은 출력이 1 kW 이상인 원자로의 열출력율과 해체비용간의 관계를 보여주고 있다. 여기서 제한된 데이터로부터, 비용의 범위는 $100,000 ~ $500,000 (2013 price levels)이다. 1 kW 이상 출력에 대한 해체 비용은 $1 million 이상이다. 출력이 1 MW 또는 그 이상의 해체 비용은 $1~$10 million(2013 price levels) 범위이다. 10 MW 또는 그 이상에 대한 해체 비용은 $10~$100 million (2013 price levels)이다. HANARO의 경우에는 열출력이 30 MW일 때, 해체 비용은 약 $30.5 million(2013 price levels)으로 나타났다. 하지만, open pool type만의 열출력 대비 비용평가를 비교해봤을 때 약 $107 million(2013 price levels)으로 나타났다. 이 두 가지 예측값 중 비용이 가장 높은 원자로인 프랑스, Grenoble에 위치한 출력이 35 MW인 Siloe의 총 해체비용이 $168 million (2013 price levels)인 점을 감안하여 보수적으로 $107 million 값으로 예측 선정한다.

5. 결론

본 논문에서는 DACCORD 프로젝트 데이터에 제시된 연구용 원자로의 열출력 당 총 해체 비용을 바탕으로 HANARO의 예비 해체 비용 평가를 수행하였다.

열출력이 증가함에따라 해체비용이 증가하는 경향이 있지만, 이용가능한 데이터들은 주어진 출력 준위에서의 해체 비용이 상당히 다르다는 것을 보여준다. 특히 고출력에서 변동이 크다는 것을 볼 수 있다. 출력이 같거나 비슷한 연구용 원자로에 대한 해체 비용의 변화는 원자로 유형, 설계, 해체 사업 범위, 각국의 노임 단가, 그리고 기타 원자로 혹은 사업 요소에 따라 차이점이 생긴다. DACCORD 데이터에 대한 중요한 요소는 그 범위에서 차이와 관련이 있을 수 있다;

제시된 데이터들은 총 비용과 출력준위의 상관관계만 보여준다. 열출력만을 이용하여 해체 비용을 평가하는 것은 한계가 있지만, 만약 MCNP/FISPACT와 같은 컴퓨터 코드로 계산하는 재고량 및 그 외의 것을 고려하여 해체 비용을 평가한다면, 더 정확한 비용을 얻을 수 있을 것으로 판단한다.

6. 참고문헌

[1] "Cost Estimation for Research Reactor Decommissioning", IAEA Nuclear Energy Series, No. NW-T-2.4, IAEA, Vienna, 6 (2005).

[2] "Cost Estimates for Decommissioning Nuclear Reactors - Why Do They Differ So Much?, UNIPEDE, (1998).

[3] Data Analysis and Collection for Costing of Research Reactor Decommissioning, Version.28, 14-17 (2014).

원자력시설 해체절차 요구사항 연계성을 위한 법적 규제요건과 기술기준 분석

박희성*, 박승국, 진형곤, 홍윤정, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*parkhs@kaeri.re.kr

1. 서론

고리 1 발전소 폐로에 이어 최근 원자력안전위원회는 건설 중이거나 운영 중인 원자력이용 시설에 대한 해체계획서를 제출하도록 의무화 하고 있다. 이로 인해 해체 정보관리 시스템의 중요성이 날로 증가하고 있는 실정이다.

해체 전 주기 동안 다양한 분야의 요구사항들을 체계적으로 관리하기 위해서는 시스템엔지니어링(System engineering) 기반의 요구공학(Requirements engineering) 기술을 이용한 요구사항관리 시스템이 필요하다.

해체전략(Strategy)과 해체 설계 및 계획(Design & Planning), 제염 및 해체 활동(D&D Activities) 그리고 해체 사업관리(Management)에 대하여 원자력시설 해체절차 요구사항 관리를 설계하였다. 해체절차 요구사항과 관련한 법령(Ordinance)과 규제요건(Regulatory requirements) 및 기술요건(Technical Requirements)과 기준(Criteria) 자료를 수집한 후 그룹 간 요구조건들의 연계성을 확립하였다.

2. 본론

2.1 요구공학 (Requirements Engineering)

요구공학은 대형 프로젝트를 체계적으로 관리함으로써 프로젝트를 성공적으로 완수해내는 조직의 핵심 역할을 수행한다. 이 기술은 방사성폐기물 심지층 처분장 건설에 활용된 사례가 있다[1]. 원자력시설을 해체하는 과정에서 단계마다 초기에 수립된 요구사항들이 올바로 지켜지고 있는지를 확인하기 위해 시스템엔지니어링의 VEE 모델을 이용한 요구관리 연구가 진행되고 있다. 요구사항관리는 추적성 관리와 변경관리의 기능을 가지고 있다. 추적성은 원전 해체의 각 단계별로 설정되는 요건들이 해당 공정에서 올바로 반영되었는지 여부를 체계적인 방식을 통해 검증하고 관리한다.

2.2 해체절차 요구사항 관리 분류 및 연계성 분석

해체절차 요구사항관리는 해체전략(Strategy)과 해체 설계 및 계획(Design & Planning), 제염 및 해체활동(Decontamination & Decommissioning Activities) 그리고 해체사업관리(Management)로 구분된다. 해체전략(Strategy) 단계는 해체 설계 및 계획과 제염 및 해체 활동 그리고 사업관리에 직접 영향을 미치는 법률 규제(Regulation) 요구사항들로 구성된다. 해체 설계 및 계획단계는 연구로 및 원자력시설 특성과 해체 계획, 비용평가, 방사성 폐기물량 평가, 그리고 인허가로 분류된다. 제염 및 해체 활동은 방사선 관리와 제염 및 해체, 폐기물 처리, 그리고 부지복원으로 구분된다. 해체 사업관리 단계는 해체 사업과 관계되는 조직과 인원 그리고 장비들과 방사선 방호, 그리고 방사성폐기물관리로 분류하였다.

2.2.1 법적 규제요건 및 기술기준

원자력시설 해체와 관련된 법령은 법제처에서 제공하고 있는 원자력 안전법, 원자력 안전법 시행령, 원자력 안전법 시행규칙(원자로 시설등의 기술기준에 관한 규칙, 방사선 안전관리 등의 기술기준에 관한 규칙), 원자력안전위원회 고시, 규제 기준 그리고 규제 지침을 참고하였다. 제염 및 해체 활동 시 필요한 기술요건과 기술 기준은 연구로 해체 경험 자료를 이용하였으며, 제염 및 해체 기술 기준의 경우 원자력발전소 해체 경험이 없기 때문에 미국 DOE(Department of Energy)에서 발간한 해체 핸드북(Decommissioning Handbook)을 인용하였다.

2.2.2 요구사항 간 연계성 분석

원자력시설 해체와 관련한 소관 법령과 제염 해체 활동에 요구되는 기술기준 체계와의 연계 구조를 수립하였다. Fig. 1은 법령 규제요건과 기술 요구조건 및 기술 기준 간 연결 관계를 보여주고 있다.

2.3 시스템 자료구조 설계

해체절차 요구사항 관리 데이터베이스의 자료구조는 데이터의 종류와 속성, 그리고 데이터간의 연

결 관계로 정의되며, 해체 사업의 문서 체계와 직접적인 연관성을 갖는다. 이러한 자료구조는 ERA(Entity, Relationship, Attribute) 구조로 나타낸다. ERA에서 Entity는 명사에 해당하는 것으로서 사용할 아이템 타입을 나타내며, Relationship은 동사에 해당하는 것으로서 아이템 타입 간의 관계를 나타내고, Attribute는 아이템 타입이 갖추어야 할 속성을 나타낸다.

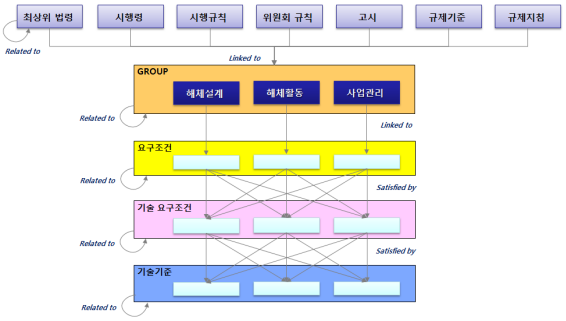


Fig. 1. Schema of relationship of legislation requirement and technical criteria.

2.3.1 시스템 환경 구현

설계된 데이터베이스 스키마 기반의 요구사항관리 전산지원 환경은 단계별로 수행되는 업무 흐름을 계층구조로 나타내는 마스터 트리(Master tree)와 데이터베이스에 입력된 데이터들을 특정 조건을 기반으로 필터링할 수 있는 기능을 갖는 쿼리(Query) 및 쿼리를 통해 조회된 데이터의 속성을 보여주는 뷰(View)로 구분된다.

2.3.2 Case Study: 요구사항 추적성 시험

방사선에 오염된 원자로 용기나 그 내용물들을 절단하는데 일차적인 공법으로 고려되고 있는 아크 소(Arc Saw)를 대상으로 추적성을 시험하였다. 시험 결과 원자력 안전법→원자력안전법 시행규칙→절단→금속구조물→아크 소 절단→파이프의 관경 및 관 두께별 해체공법→관경/관두께/관구성 재료/적용공법 순으로 추적이 이루어지고 있음을 확인할 수 있었다. 이를 통해 해체 전문가와 사용자는 해체 전략과 해체 설계 및 계획 단계에서 금속구조물을 해체할 때 아크 소와 관련한 장비에 대한 요구조건과 기술기준을 참고할 수 있을 뿐만 아니라 법률적으로 금속 구조물을 해체할 때 어떤 규제 요구사항을 만족시켜야 하는지를 참고할 수 있다.

3. 결론

해체 전략 단계에서 해체 전주기 동안 단계별로 준수해야 할 법적 규제요건을 도출하였다. 해체전략 단계에서 정의된 법률들을 만족시키기 위한 해체설계 및 계획, 제염 및 해체 활동, 그리고 해체 사업관리 단계별로 요구조건과 기술요건 및 기술기준을 도출하였다. 해체절차 요구사항과 관련한 법령(Ordinance)과 규제요건(Regulatory requirements) 및 기술요건(Technical Requirements)과 기준(Criteria) 자료를 수집한 후 그룹 간 요구조건들의 연계성을 확립하였다. 원자력 안전법과 원자력안전위원회 고시 및 규제 지침까지 해체와 관련한 규제 요구조건을 체계적으로 관리할 수 있음으로써 본 프로그램은 원자력시설 및 원자력 발전소 해체 시 정부에서 요구하고 있는 해체계획서 작성에 바로 활용이 가능하다.

4. 참고문헌

[1] Hiroyoshi Ueda, Satoru Suzuki, Katsuhiko Ishiguro, Matt White and Roger Wilmot, "NUMO-RMS: A PRACTICAL REQUIREMENTS MANAGEMENT SYSTEM FOR THE LONG-TERM MANAGEMENT OF THE DEEP GEOLOGICAL DISPOSAL PROJECT", Proc. of the 12th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management ICEM2009, October 11-15, 2014, Liverpool, UK.

실감형 원격절단 시뮬레이터의 고품질 가시화를 위한 데이터 연동 프레임워크 설정

이종환*, 현동준, 김익준, 강신영, 정관성, 최병선, 문제권
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 절단 해체 공정을 수립하고 검토할 수 있도록 지원한다[1]. 실감형 원격절단 시뮬레이터는 상업용 디지털 공정 시뮬레이션 도구인 DELMIA 플랫폼을 기반으로 구동된다[2]. 본 플랫폼의 주요 용도는 디지털 환경에서의 각종 공정의 모사이며, 플랫폼의 특성상 기본적인 3차원 형상 가시화 이상의 고품질 형상 가시화에는 제약이 존재한다. 본 논문은 실감형 원격절단 시뮬레이터에서 이루어지는 디지털 시뮬레이션 결과를 보다 고품질로 가시화하기 위하여 설정한 데이터 연동 프레임워크에 대하여 소개한다.

2. 본론

2.1 실감형 원격절단 시뮬레이터

실감형 원격절단 시뮬레이터는 디지털 공정 시뮬레이션 플랫폼 기반에서 CAE (Computer Aided Engineering), VR (Virtual Reality), DMU (Digital Mock-Up) 등 원격절단 시뮬레이션을 위한 각종 관련 기술들이 적용되었다[3]. Fig. 1은 구동중인 실감형 원격절단 시뮬레이터이다.

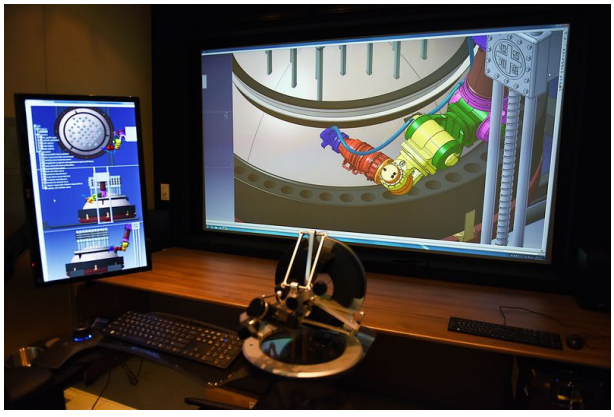


Fig. 1. Remote-cutting simulator.

본 시뮬레이터는 디지털 시뮬레이션 시스템에서 지원하는 각종 공정의 모사뿐만 아니라, 원자로압력용기와 같은 원전핵심 설비의 실시간 절단 해체 시뮬레이션, 2차폐기물 관리, 햅틱 장치를 이용한 실시간 원격 매니퓰레이터 조작 등이 가능하다. 하지만, CAD 기반의 시뮬레이션 플랫폼 특성상, 사용자에게 전달되는 시각적인 몰입감과 현실감을 향상시키기 위한 성능은 여타 가시화 전용 실시간 렌더링 플랫폼 대비 일부 제약이 존재한다.

2.2 가시화 전용 플랫폼의 선정

시뮬레이션 전용 플랫폼으로는 가시적 성능의 향상에 한계가 있기 때문에 가시화를 위한 전용 플랫폼을 고려하였다. 가시화 전용 플랫폼으로 고려될 수 있는 실시간 렌더링 엔진은 그 용도에 따라 다양한데, 본 연구에서는 시뮬레이션 전용 플랫폼과의 데이터 연동성, 기존 사용자 인터페이스 장비와의 호환성, 그리고 플랫폼 자체의 확장성, 개발용이성 등을 고려하여 Unity를 선정하였다[4].

2.3 데이터 연동 프레임워크의 설정

시뮬레이션 플랫폼에서 출력되는 시뮬레이션 결과는 다양한 정보를 담고 있다. 하지만 시뮬레이션 플랫폼 자체 데이터로의 직접 접근은 매우 제한적이다. 더욱이 시뮬레이터에서 이루어지는 각종 시뮬레이션은 미리 설정한 구속조건에 따라 실시간으로 모사하므로 결과 데이터만으로 시뮬레이션 과정 전체를 연동시키는 것은 어렵다. 따라서 시뮬레이션 플랫폼의 데이터를 단순히 가시화 전용 플랫폼으로 직접 입력시키는 방안은 개발이 용이하지 않다. 본 연구는 가시적 효과 향상이 주요 목적이기 때문에, 시뮬레이션 플랫폼에서 출력된 시뮬레이션 결과 중 시각적 정보 위주의 데이터 연동 프레임워크를 설정하였다. 이를 위해서 시뮬레이션 결과를 크게 3차원 디지털 가상환경 내 객체들의 형상, 각 객체들로 형성된 조립체(예: 단위설비) 내부의 객체별 관계, 그리고 시간대별 객체의 이동정보로 나누어 연동하도록 하였다. Fig. 2는 이러한 개괄적인 연동 프레임워크를 나타낸다.

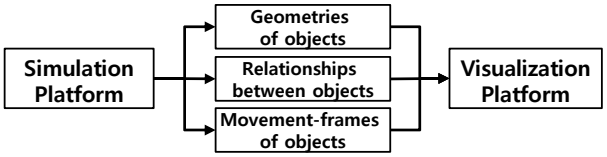


Fig. 2. Framework for a simulator-data sharing.

3가지 요소로 분할된 시뮬레이션 정보 중 객체의 형상(Geometry of objects)을 연동시키기 위하여 양 플랫폼에서 원활한 입출력이 가능한 VRML 표준을 이용하였다[5]. 객체간 관계(Relationship between objects)와 시간대별 객체 이동 정보(Movement-frame of objects)는 시뮬레이션 플랫폼에서 지원하는 API를 이용하여 시뮬레이션 과정 중에 추출할 수 있다. 객체간 관계는 조립체 내에서 상대좌표계에 대한 객체간 변환행렬을 이용하여 추출하였고, 이를 바탕으로 가시화 전용 플랫폼에 각 객체를 조립체 단위로 재정의하여 배치하였다. 시간대별 객체의 이동정보는 각 조립체 별로 일정 시간대에 대한 조립체 내부 객체에 대한 공간 좌표값을 추출하여 가시화 전용 플랫폼에서 키-프레임 애니메이션과 같이 시뮬레이션 결과를 가시화하도록 한다. Fig. 3은 시뮬레이션 플랫폼의 3차원 가상환경이며, Fig. 4는 동일한 시점을 가시화 전용 플랫폼에서 연동시킨 결과를 나타낸다.

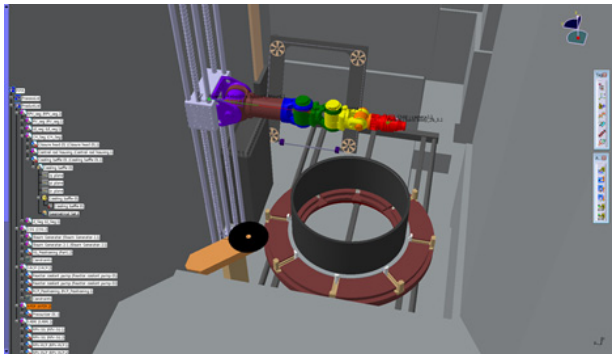


Fig. 3. 3D environment on the simulation platform.

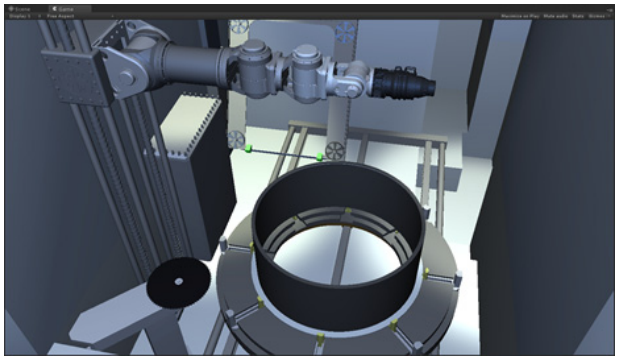


Fig. 4. 3D environment on the visualization platform.

3. 결론

실감형 원격절단 시뮬레이터에서 이루어지는 시뮬레이션을 시각적으로 향상시켜 사용자에게 전달하기 위하여 별도의 가시화 전용 플랫폼을 선정하고, 이를 위한 데이터 연동 프레임워크를 설정하였다. 본 프레임워크는 향후 안정화 과정을 거쳐 시뮬레이터 모듈로 직접 포함될 예정이며, 실감형 원격절단 시뮬레이터의 활용성을 더욱 향상 시킬 것으로 기대된다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발 중장기 연구사업(NSF-2012M2A8A5025657)의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 이종환, 현동준, 김익준, 김근호, 강신영, 정관성, 최병선, 문제권, 최종원, "실실감형 원격절단 시뮬레이터의 조작성 확장을 위한 가상현실 기반 사용자 인터페이스의 설정", 한국방사성폐기물학회 2015 추계학술발표회 논문요약집, 13(2), 343-344, 10.14~16, 2015, 부산.

[2] Dassault Systemes, "DELMIA Products", http://www.3ds.com/products-services/delmia/products/, 2016.

[3] 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.

[4] Unity Technologies, "Unity", http://unity3d.com/, 2016.

[5] ISO/IEC JTC1/SC24, "Computer graphics, image processing and environmental data representation ISO/IEC 14772-1:1997 - Information technology - Computer graphics and image processing - The Virtual Reality Modeling Language", http://www.iso.org/iso/catalogue_detail.htm?csnumber=25508.

방사선학적 특성과 면적에 기반한 해체 비용 평가 방법론

진형곤, 홍윤정*
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hong814@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력안전법 개정(제30조의2항, 제35조의 3항 및 부칙 제2조, 2015.1.21.)에 따라 이법 시행당시 종전의 규정에 따른 연구용 원자로 및 관계시설, 핵연료주기시설을 건설 또는 운영 중에 있는 자는 이 법 시행일로부터 3 년 이내에 해당시설의 해체 계획서를 원자력안전위원회에 제출하여 승인을 받아야 한다. 이에 따라 한국원자력 연구원에서는 건설예정인 기장 연구용 원자로와 운영중인 하나로 연구용 원자로 및 관계시설, 핵연료주기시설(조사재시험시설, 조사후연료시험시설, 방사성폐기물처리시설, 고화폐기물시험시설)이 해당 법의 적용 대상이며 2018년 7월 20일까지 해체 계획서 제출과 인허가 승인 절차까지 모두 끝나야 한다. 이 해체계획서에는 원자력 안전 위원회가 제시한 작성지침에 의거하여 해당 시설에 대한 해체 비용을 평가하기를 요청 받고 있는데, 운영중인 시설에 대한 해체 당시의 상세한 방사화 정보와 오염 상태를 예측하는 것은 현실적으로 많은 어려움이 있음에도 불구하고 기존의 비용 평가 방법을 이용하기 위해서는 시설에 대한 상당히 자세한 정보가 필요하다. 이번 연구에서는 제한된 정보만을 가지고 예비 해체 비용을 평가를 해야 하는 상황에서 사용 할 수 있는 방사선학적 특성과 면적에 기반한 해체 비용 평가 방법론을 제안한다.

2. 본론

2.1 목적

상용 원자력 발전시설과 같이 재원이 풍부한 시설 운영자인 경우와는 다르게 부족한 재원으로 해체 계획을 수립해야 하는 시설의 경우, 비용 평가 계산의 근거 자료가 되는 방사선학적 특성과 오염도 측정의 정밀도가 떨어질 수밖에 없다. 이 경우 가장 처음 할 수 있는 접근 방법은 연구용 원자로의 경우 출력 대비 해체 비용에 대한 연구 결과[1]를 참고하거나 건설 비용을 근거로해서 대략적인 추정을 할 수 있다. 하지만 이 방법은 비록 출력, 건설비와 해체 비용 사이에 일정 상관관계를 찾을 수 있지만 불확실성이 너무 높다. 해체 작업이 가지는 고유한 불확실성[2.3]을 감안하더라도 50% 이상의 넓은 오차 범위를 가진다. 그래서 해체 경험을 기반으로 이 보다는 좀 더 정확한 예측을 원할 경우에 사용 할 수 있는 방법을 생각하게 되었고, Table 1에 해당하는 경우에 사용하는 것이 목적이다.

Table 1. Applicable Users

No	Target User
1	users who want order of magnitude cost estimation
2	users who have limited site information
3	beginner for cost estimation

2.2 가정 및 방법론

해체 작업의 특성을 방사선학적 특성과 오염도에 따라 달라지며, 일반적으로 오염도나 선량이 같은 구역이면 해체 비용이 비슷하게 들 것이라는 가정한다. 따라서 그 시설에 대한 상세한 시설 특성을 입력하는 것은 상당한 기간, 노력, 자금이 소요되므로 가급적 시설이 대신 방사선학적인 특성과 예상 오염 정도에 따라 시설의 구역별로 나눈다. 그리고 운영 정지후 해체를 시작 할 때에는 사용후 연료등 고준위 폐기물들은 모두 이송 처리 된 것을 가정하기 때문에 특히 연구로와 같은 시설에서는 대부분이 중준위 이하의 구역에 해당 할 것이기 때문에 특별한 고위험의 특수한 해체 기술이 필요한 부분은 없다고 가정한다. 그렇게 되면 전체 해체 비용은 다음과 같이 간단한 식을 통해서 구할 수 있다.

$$Total\,\mathrm{cost} = \sum (Area\,of\,each\,zone \times unit\,\mathrm{cost}(\$/m^2)) \quad (1)$$

다음절에서 이 계산에 인자를 넣기 위한 최소한의 요구조건을 설명한다.

2.3 최소 요구조건

이와 같은 방사선학적 특성과 면적을 기반으로 한 방법을 적용하기 위해서 다음에 열거하는 정보는 최소한으로 확보 가능해야 한다.

Table 2. Requirements for the costing method

No	Requirements
1	GA(General Arrangement) drawings or CAD data including geometry data (length, size, volume …)
2	Radiological zoning (based on radiological inventory calculation or PrSR (Preliminary Safety Report) estimation)
3	BOM (Bills Of Material) includes mass of components and structures (optional)
4	Unit cost for each zoning (based on real data or estimation)

정보 (1~3)은 내용의 상세함의 정도차이는 있겠지만 원자력 관련시설이라면 모두 가지고 있어야 하는 자료로, 2번의 경우 최종 안정성 분석 보고서나 방사선 환경 영향 평가서에서 최종 단계가 아니더라도 운영중 예상 가능한 방사선학적 특성을 임의로 나눌 수 있고 Table 3의 방사선관리구역 분류 기준에 따라 적절히 나눌 수 있을 것이다. 가장 중요한 요소가 4번 구역에 따른 unit cost인데 이 방법론의 향후 연구 주제가 된다. 다행히 한국 원자력 연구원은 연구로 1,2호기 해체를 통한 방대한 경험 데이터를 가지고 있기 때문에 이를 이용해 특정 구역 (예, 핫셀, 연구로 홀 등)에 대한 단위 해체 비용을 산정해 볼 수 있다.(처분 비용은 제외)

Table 3. Classification of Radiation Area

오염도에 따른 분류기준		방사선량률에 따른 분류기준	
>0.4 Bq/cm^2(α) >4.0 Bq/cm^2(β)	C1	>2.5 μSv/hr	R1
>4.0 Bq/cm^2(α) >40 Bq/cm^2(β)	C2	>7.5 μSv/hr	R2
>40 Bq/cm^2(α) >400 Bq/cm^2(β)	C3	>100 μSv/hr	R3

2.4 적용 계획

이러한 방법론을 이용해 현재 작성중에 있는 하나로와 핵주기 시설에 대한 예비 해체 계획서의 비용 평가에 적용할 예정이고 향후 동남아 각지에 있는 TRIGA Mark 형태의 연구로의 해체 비용 평가에도 이용 할 계획이다.

2.5 추가 연구

기존 경험 데이터에 대한 1차적인 정리 작업을 통해서 단위 면적당 방사선학적 특성에 따른 해체 비용 값을 도출해야 하고, 이를 다른 시설에 적용하는 과정에서 연구로 1,2기 데이터를 이용해 검증 작업을 수행해야 한다.

3. 결론

해체 비용을 평가하기 위한 노력은 여러 가지로 시도 되고 있지만, 아주 단순한 방법 아니면 너무나 복잡해서 처음 해체 예산을 산정하려는 사업자로서는 시도하기 힘들 정도의 복잡성을 가진 방법으로 극단적인 양상이다. 이에 본격적인 해체 작업이 되기전에 예비 해체 계획 단계에서 보다 현실적인 비용 산정을 위해 방사선학적 특성과 면적에 기반한 해체 비용 평가라는 방법론을 제안하였고, 향후 연구를 통해서 검증 및 적용 할 예정이다.

4. 참고문헌

[1] Data Analysis and Collection for Costing of Research Reactor Decommissioning, Version.28, 14-17 (2014).

[2] "Cost Estimation for Research Reactor Decommissioning", IAEA Nuclear Energy Series, No. NW-T-2.4, IAEA, Vienna, 6 (2005).

[3] "Cost Estimates for Decommissioning Nuclear Reactors - Why Do They Differ So Much?, UNIPEDE, (1998).

경수로 원자력시설에서의 제염기술의 전망

강덕원*, 김승일
㈜금화피에스씨, 서울특별시 강남구 테헤란로 25길 15-4
*world2is@naver.com

1. 서론

원자력발전소에서의 제염은 작업종사자의 방사선 피폭량 저감, 방사성폐기물 발생량 저감 및 설비의 청정유지 등을 목적으로 실시되고 있다. 작업 종사자의 방사선 피폭 및 방사성폐기물 발생의 근원은 주로 Plant의 구조재에서 수중으로 부식 방출된 극미량의 부식생성물이 노심에서 방사화된 것 및 원자로 구조재의 방사화 및 용출과 연료 피복재 의 파손으로 인한 방사성 핵분열생성물에 의한 것이다. 발전소의 기기 및 배관 등의 표면선량률은 수질관리 강화, 크러드 발생 억제 및 정화 등의 저감 대책을 도입함으로서 운전시간 경과에도 불구하고 유의할 만한 변화가 나타나지 않는다. 그러나, 발전소의 정기보수 기간 중에 피폭량이 총 피폭량의 약 85%를 차지한다는 것을 고려하면 작업자의 피폭량을 제어하기 위한 원자로 냉각재계통 및 계통을 구성하는 기기의 제염은 매우 중요하다. 피폭 저감은 일차적으로는 선원항 저감, 이차적으로는 Plant 제염이 필요하며 피폭저감 대책은 다른 제어 수준과 병행하여 균형을 맞추어 추진할 필요가 있다.

본 논문에서는 원자력 시설의 제염 시 고려해야 할 사항에 대해서 고찰하여 보았다.

2. 본론

2.1 피폭저감 대책

원자력발전소의 가동율은 엄격한 검사와 철저한 예방보수를 통하여 매년 향상되고 있으며 가동율 향상을 위해 정기검사기간 단축에 노력을 기울이고 있다. 이러한 요구에 부응하기 위해 기기의 분해, 보수 등 고 선량 작업환경에서 많은 작업자가 부득이하게 장시간 작업하는 경우 등을 대비해서 다음과 같은 사항을 고려하여 피폭저감 대책을 세워야 한다.

원자력발전소의 제염을 포함한 피폭저감을 위해 로봇화와 원격조작화 기술이 많이 개발되어 왔고 기기 및 공구의 제염측면에서는 기계적 또는 화학적인 제염, 초음파 제염 등이 선택적으로 사용되어 왔으나 보다 현장작업 환경 밀착형 제염기술의 개발이

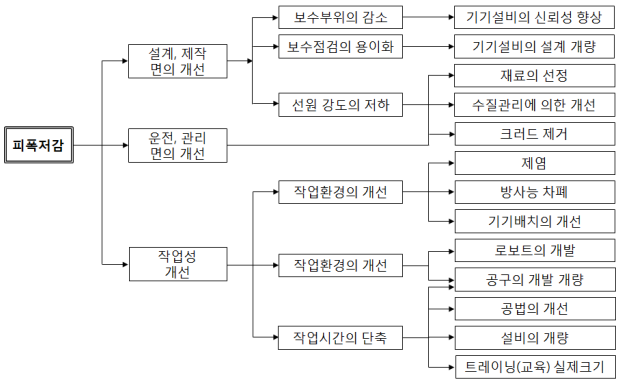


Fig. 1. A Measure of Radiation Exposure Reduction.

요구되기 때문에 새로운 제염기술의 도입 시에는 피폭저감 뿐만 아니라 제염에 따른 2차 폐기물 대책 및 비용평가 등을 종합적으로 고려할 필요가 있다.

2.2 경수로 원전의 주요 방사능 저감 및 제염 방향

2.2.1 방사성크러드 저감

경수로 원전의 피폭원은 원자로 냉각재 계통에 침착된 방사성 부식생성물로 크러드속에 함유된 ^{58}Co와 ^{60}Co 이다. 이러한 핵종의 저감대책으로 ① 기동시의 크러드 제어를 위한 용존산소(DO)관리 ② 정상시의 크러드 주요성분인 니켈 페라이트(Nickel ferrite) 등과 스피넬(Spinel) 화합물이며 용출 및 침적을 억제하기 위한 pH 제어 및 탈염 정화 ③ 정지 시 탈기 및 산화운전 제어로 침적 방사성크러드를 계통에서 용리시켜 정화계통에서 제거시킨다.

2.2.2 제염대상

발전소 제염은 크게 기기제염과 건물내 제염으로 구분하며 기기제염은 현장제염, 캐스크(Cask) 제염장에서의 제염 및 제염실 제염으로 구분된다.

① 현장제염은 고정기기, 대형기기 등을 기기가 설치되어 있는 현장 부근에서 제염하며 제염법으로는 브러쉬, 중성세제, 더스트 클리너 및 연마제염법을 사용한다.

② 캐스크(Cask) 제염장 제염은 대상기기의 이전이 가능 시 사용이 끝난 연료캐스크 제염장에서 제염작업을 수행하며 장소의 제약을 받지 않으므

로 각종 제염법을 적용할 수 있고 불필요한 오염 방지가 가능하다. 오염확산 방지를 위해 그린하우스(Green House)나 폴리시트 벽 등을 사용하기도 한다.

③ 제염실 제염은 공구 등 비교적 소형인 오염물을 제염으로 관리구역 내 제염실에서 행하며 물 또는 제염제를 용해시킨 초음파 제염법으로 수행한다.

건물 내 제염은 주로 세정법을 사용하며 상황에 따라 다른 제염법을 병행하여 사용한다. 고준위 오염시는 공기오염 확산방지를 위해 폴리시트(Poly Sheet) 벽을 가설하여 제염, 처리한다.

2.2.3 적용 가능한 주요 제염법

원자력발전소에서 사용하는 제염법은 세정법, 약품 제염법, 더스트 클리너(Dust Cleaner), 제염제를 용해시킨 저농도 온수를 고압으로 분사, 제거하는 제트 클리너(Zet Cleaner), 복잡한 구조의 기기류 제염을 위한 초음파 제염법, 콘크리트 등의 침투 오염 제거를 위한 물리적 제염법 및 사용이 끝난 연료캐스크 오염 방지를 위한 보호커버를 이용하는 배깅(Bagging)법 등이 사용된다.

2.3 제염작업상의 주의사항

오염은 시간이 경과함에 따라 고착 상태로 이행되므로 오염 발생 후 될 수 있는 한 단시간 내에 제염을 실시해야 하며 제염법의 선택은 제염 대상물의 형상, 장소, 배수설비, 오염상황, 내열성 등을 고려하여 선정해야 한다. 제염제의 선택은 제염 대상물의 재질, 표면상태, 화학적 성질 및 핵종 등을 종합적으로 감안해야 하며 모재의 손상을 고려한 최적 제염제를 선정해야 한다. 또한, 발생되는 폐기물의 특성을 고려하여 사전 처리방법이 결정되어야 하며 제염작업 중의 피폭방지를 위한 방호절차를 준수해야 한다. 작업 중 공기오염 방지를 위해서는 될 수 있는 한 건식보다 습식제염이 바람직하다. 제염작업에 따르는 피폭 및 제염에 필요한 비용과 제염대상물 금액의 밸런스를 고려하여 제염비용이 고가일 경우에는 대상물의 폐기처분도 고려해야 한다.

2.4 제염기술의 전망

2.4.1 당면과제

운전 중 발전소의 제염은 대부분 정기검사 또는 보수작업 중 피폭 저감을 목적으로 수행한다. 향후 실용화가 기대되는 것은 캐비티(Cavity) 벽면의 초음파 제염 외에 증기발생기 수실의 자동 제염장치, 오염도가 높은 밸브류와 펌프류의 내부 제염기술이다. 폐액 저장탱크 등과 같은 슬러시(Slush)를 포함한 제염은 순환 세정·제염시 막힘으로 인한 빈번한 교체로 작업자 피폭이 우려되기 때문에 기기류의 제염은 기기의 형상, 재질, 오염정도 등을 평가하여 이를 바탕으로 자동 제염장치를 연구, 개발해 나갈 필요가 있다.

2.4.2 앞으로의 동향

상업로에서 제염기술이 요구되는 배경은 발전소의 안정성에 대한 기술기준과 지침의 재검토 실시로 설비 개선공사 필요성이 증대되었으며 향후에는 제염 효과가 우수한 화학제염에 많은 관심이 쏠리고 있다. 화학제염법은 최근의 경향으로는 폐액 처리문제 및 부식에 대한 우려 등으로 인해 농후용액법 대신 희박용액법이 기술개발의 주류를 이루고 있으며 증기발생기 수실, 전 계통 제염 및 냉각재 펌프 제염시 화학용액법이 많이 적용될 전망이다. 앞으로는 제염기술 그 자체의 연구개발 이외 제염의 실시 시기를 선정하기 위한 비용이득분석(Cost Benefit Analysis)법의 확립 등이 기대된다.

3. 결론

피폭저감 대책 중 원자로 일차계통의 방사성 크러드 저감 대책이 근원적인 대책이며 제염기술은 후처리적인 대책으로 볼 수 있다. 그러나, 여러 가지 제약으로 방사성크러드의 발생억제 및 제거에는 한계가 있어 피폭원의 근원 제거에 유효한 제염기술이 충분히 활용되어야 한다. 고리 1호기의 조기 해체가 결정되면서 다양한 제염기술이 적용될 전망이다. 현재의 기술로는 제염작업에 작업자에 의한 수작업이 많이 필요하고 충분히 입증된 제염기술이 아직은 상용화되어 있지 않기 때문에 보다 활성화된 연구개발을 통해 고성능의 우수한 제염기술 개발이 요구된다.

4. 참고문헌

[1] 강덕원 외 5명 "원전 구성품 표준화학 제염공정 및 장치개발", 2003.
[2] 니시무라 외 3명 "원자력시설의 제염기술", 1984.
[3] EPRI "Chemical Decontamination Conference", 1998.

탄소폐기물 분해용 Screw-Conveyor System의 열유동 해석

양인환*, 양희철, 김형주, 최윤정, 이시영, 정동용, 문제권, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ihyang@kaeri.re.kr

1. 서 론

입자상 탄소폐기물(carbowaste)의 열분해를 위해 회분식 또는 연속식 운전이 가능한 다양한 형식의 반응기가 연구되고 있다. 그중 연속식 열분해 공정이 가능한 반응기의 경우 투입 장치에서부터 반응 후 잔여물질 처리까지를 하나의 기계화 시스템으로 구성이 가능함으로 최소의 인원으로 연속운전이 가능한 장점을 가지고 있다.

Screw-conveyor 시스템은 입자상 탄소폐기물 열분해를 연속식 공정으로 수행 가능한 시스템으로서, 외부와 격리된 튜브 내부 중심축에 위치한 나선형 스크루의 회전에 의하여 호퍼에서 주입되는 시료를 screw-conveyor 내부 가열 구간을 지나 screw-conveyor의 출구로 연속적으로 이송할 수 있는 장치이다. 따라서 유동층 반응기 등을 사용하는 시스템에 비하여 반응기의 부피가 작으며 제한된 시료 경로로 인하여 시료 손실률이 매우 낮고, 열전달 효율이 우수한 장점을 갖고 있다.

이러한 screw-conveyor 시스템에서 시료의 열분해 반응도는 내부의 가열구간의 길이와 설정 온도, 그리고 스크루의 회전 속도에 따른 체류시간에 의하여 결정된다. 따라서 본 연구에서는 이러한 screw-conveyor 시스템의 복잡한 운전 특성을 예측하고 운전 최적화 조건을 도출하기 위하여, 운전 조건에 따른 내부 열유동장 및 시료 유동에 대하여 컴퓨터 모델링을 수행하였다.

2. 본 론

2.1 Screw-conveyor 모델링

Fig. 1은 본 연구에서 전산모사를 위하여 사용한 screw-conveyor 시스템에 대하여 도시 하였다. 반응기는 4개의 단열 구간으로 구분된 3단계 등온 가열구간으로 구성되었다. screw-conveyor 내 시료는 스크루의 회전 운동에 의하여 이송되어 연속적으로 각 가열 구간을 통과하게 되며, screw-conveyor 외부 가열 조건에 따라 시료의 성분별 열분해가 수행될 수 있도록 설계하였다.

따라서 screw-conveyor 외부에 직렬로 설치된 히터에 의하여 가열되는 screw-conveyor 내부 온도는 screw-conveyor의 회전 운동으로 생성되는 기체의 유동과 screw-conveyor 시스템 외부 히터에서 전달되는 열량에 의하여 결정된다.

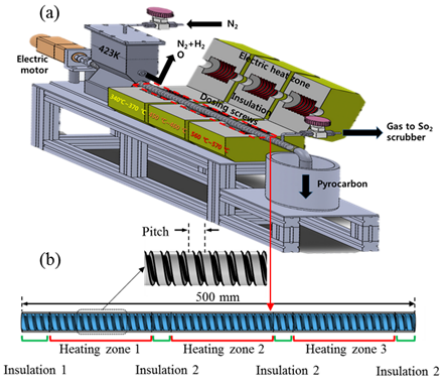


Fig. 1. Schematic diagram of a screw-conveyor reactor system (a) and screw-conveyor (b).

2.1.1 지배방정식

screw-conveyor 시스템의 전산모사를 위한 지배방정식으로 다음의 연속방정식 (1), 운동량 방정식 (2), 에너지 방정식 (3)에 대하여 회전 기준 좌표계(rotating reference frame)를 적용하여 계산을 수행하였다.

$$\nabla(\rho\vec{u}) = 0 \qquad (1)$$

$$\rho\vec{u} \cdot \nabla\vec{u} = -\nabla P + \mu\nabla^2\vec{u} + \frac{1}{3}\mu\nabla(\nabla \cdot \vec{u}) + \rho g + F \qquad (2)$$

$$\rho C_p\vec{u} \cdot T + \nabla \cdot q = 0 \qquad (3)$$

식(1-3)에서 ρ, μ, $\vec{u}$, P, F 는 반응기내 기체의 밀도, 점도, 속도 벡터, 압력 그리고 물체력(body force)을 나타내며, C_p는 비열, T는 온도, q는 열전도에 의한 열유량을 나타낸다.

2.1.2 회전 기준 좌표계

Screw-conveyor 시스템에 대한 컴퓨터 모델링에서는 스크루 회전을 모사하기 위한 계산비용을

절감하고 동시에 정상상태 해석 적용이 가능하도록 스크루 중심축에 위치하는 회전 기준 좌표계를 사용하였다. 따라서 관성 기준 좌표계를 대신하여 회전하는 비관성 기준 좌표계를 적용함에 따라 회전 좌표계에서 생성되는 가상적인 힘인 전향력(coriolis force)과 구심력(centripetal force)을 다음의 식을 이용하여 계산하였다[1].

$$F = \rho[(\vec{\omega}\times\vec{u}) + \vec{\omega}\times(\vec{\omega}\times\vec{r})] \qquad (4)$$

식 (4)에서 $\vec{\omega}$ 와 $\vec{r}$ 는 회전 기준 좌표계의 각속도와 반지름 방향의 위치 벡터를 나타내며, 유도된 전향력과 구심력은 운동량 방정식 (1)의 물체력에 대입하여 계산을 수행하였다.

본 연구에서는 screw-conveyor 시스템에 대한 지배 방정식을 풀기 위하여 상업용 전산유체역학 프로그램인 Comsol 5.2 [2]를 사용하여 계산을 수행하였다.

2.2 결과 및 토의

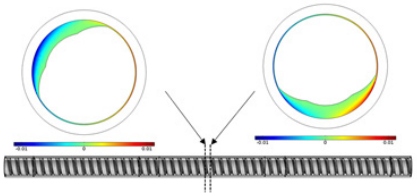


Fig. 2. Velocity magnitudes of the vertical component in the cross-section of the screw-conveyor reactor.

Fig. 2는 screw-conveyor의 길이 방향에 수직한 단면에서 기체 유동장내 y축 방향 성분의 속도장을 도시하였다. Fig. 2의 screw-conveyor 단면의 우측과 좌측에서 대칭적으로 형성되는 y축 방향의 상승과 하강 속도에서 확인 할 수 있듯이, 관성 기준 좌표계에서 시계 반대 방향으로 회전하는 스크루의 거동에 의하여 발생되는 기체유동은 회전 기준 좌표계를 적용함에 따라 고정된 스크루의 나선을 따라 시계방향으로 흐르는 유동으로 전환되어 나타남을 확인 할 수 있다. 따라서 본 전산모사에서 적용된 회전 기준 좌표계를 이용한 screw- conveyor 반응기 내 기체 유동 해석의 유효성을 확인 할 수 있다.

시스템 내에서 이송되는 시료의 온도 변화는 screw-conveyor 출구로 시료와 함께 이송되는 기체의 온도와 같다고 가정할 수 있으며, 이러한 내부 기체의 온도 변화는 가열 구간의 표면에 수직한 방향으로 유입되는 열유량에 의하여 결정된다. Fig. 3 (a, b)는 시스템 내 나선형 기체 유동 경로에 따라 변하는 기체의 평균 온도와, 반응기 중심부에서

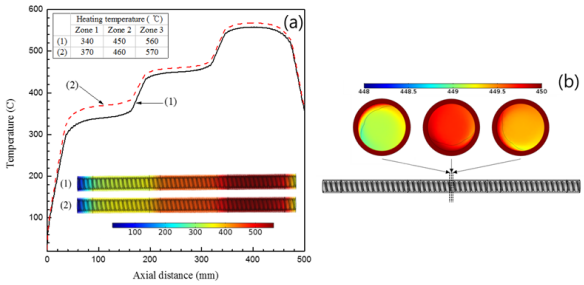


Fig. 3. Simulated temperature field in the radial direction (a) and average temperature profile in the axial direction of the screw-conveyor reactor (b).

반응기 길이 방향에 수직한 단면의 온도분포를 각각 도시하였다.

Fig. 3(a)에서는 상온에서 유입되는 기체의 평균 온도는 각 단열구간에서 이웃한 고온의 가열구간의 영향으로 급속히 온도가 증가되나, 각 가열구간에서는 히터 설정 온도와 동일한 온도를 유지하는 것을 확인할 수 있었다. 전산모사 결과에서는 또한 100rpm 이하의 스크루 회전속도에서는 screw-conveyor 내부 기체 평균온도 분포가 일정한 것을 확인할 수 있었으나, 가열구간에서 반지름 방향으로 온도 분포가 형성됨을 확인하였다. 그러나 Fig. 2(b)에서 확인 할 수 있듯이 스크루 표면 온도와 스크루 외부 튜브의 내측 온도 차이는 최대 2℃ 이하로 매우 작은 것으로 확인되었다.

3. 결 론

본 연구에서는 screw-conveyor 시스템의 열유동 해석을 위하여 사용된 회전 기준 좌표계의 유효성을 확인하였으며, 또한 전산해석을 통하여 반응기내 스크루의 회전 속도는 시료의 체류시간에는 영향을 줄 수 있으나 반응기 내부 온도에는 영향이 없음을 확인하였다.

4. 참고문헌

[1] Q. Xiong, S. Aramideh, A. Passalacqua, and S.-C. Kong, "Characterizing effects of the shape of screw conveyors in gas-solid fluidized beds using advance numerical models", J. Heat Tranfer, 137, 061008 (2015).

[2] "Comsol CFD user's guide", Comsol AB, Stockholm (2015).

6분과

방사선환경 및 안전(Oral)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

감마분광분석을 이용한 원료물질 및 공정부산물의 ^{226}Ra 186.2 keV 피크 분석에서 ^{235}U의 기여 보정방법

임충섭[1,2], 정근호[2], 김창종[2], 지영용[2*]
[1]과학기술연합대학원대학교, 대전광역시 유성구 가정로 217
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yyji@kaeri.re.kr

1. 서론

HPGe검출기를 이용한 ^{226}Ra의 방사능 농도 분석 방법에는 간접측정방법과 직접측정방법이 있다. 간접측정방법은 방사평형 후 지표핵종으로 목적핵종 농도를 추정하는 정량방법이다. 그러나 ^{222}Rn에 대한 용기의 건전성이 확보되어야 하며, 3 주 이상의 방사평형 도달 기간이 필요하다. 직접측정방법은 ^{226}Ra의 186.2 keV 피크를 직접적으로 분석하는 방법으로 시간 단축과 용기의 선택에서 상대적으로 자유로운 이점이 있으나 분광분석시스템에서 ^{226}Ra의 186.2 keV와 ^{235}U의 185.7 keV는 하나의 피크로 인식되기 때문에, 반드시 ^{235}U의 185.7 keV 피크의 기여를 보정해야 한다. ^{226}Ra을 직접 측정하는 방법 중 ^{235}U가 포함된 ^{226}Ra피크의 방사능 값에 0.572 인자를 이용하여 ^{235}U의 기여를 보정해주는 간단한 방법이 있다[1]. 이 인자는 ^{238}U과 ^{235}U 간에 자연존재비가 유지되고 우라늄 붕괴계열 내 ^{238}U과 ^{226}Ra사이에 영속평형 관계가 유지한다는 가정 하에 유도된 값이다.

본 연구에서는 지르콘, 인광석 보크사이트 등의 원료물질과 석고 및 석탄회 등의 공정부산물에 대하여 ^{226}Ra의 방사능을 측정하였다. 이때 0.572 인자를 이용한 직접측정방법과 ^{226}Ra의 지표핵종인 ^{214}Bi의 방사능을 비교함으로써 보정인자를 이용한 ^{226}Ra 직접측정방법의 적용성을 평가하였다.

2. 본론

2.1 ^{226}Ra 방사능에 대한 보정인자 계산

자연 중 ^{238}U과 ^{235}U의 존재비는 각각 99.274 wt%와 0.720wt% 이며, 천연 우라늄 1 g을 기준으로 ^{238}U와 ^{235}U는 약 0.99274 g와 0.0072 g 존재하게 된다. 따라서 식(1)의 비방사능에 각 핵종의 존재비에 따른 무게를 곱하면 천연 우라늄 1 g당 존재하는 ^{238}U과 ^{235}U의 방사능을 구할 수 있다.

$$A = \frac{0.693}{T_{1/2}} \cdot \frac{N_A}{M} \cdot m \quad (1)$$

여기서 A는 각 핵종의 방사능 농도(Bq 혹은 Ci), $T_{1/2}$은 반감기(sec), N_A는 아보가드르 수(mol^{-1}), M은 몰질량(mol·g^{-1}), m은 천연 우라늄 1 g안의 동위원소 무게(g)이다. 자연 중 우라늄 붕괴계열에서 ^{238}U과 ^{226}Ra 사이 핵종의 방사평형을 가정하여 식(2)와 같은 $A(^{235}U)$와 $A(^{226}Ra)$ 관계식을 만들 수 있다.

$$A(^{235}U) = 4.6617 \times 10^{-2} \cdot A(^{226}Ra) \quad (2)$$

즉, $A(^{226}Ra)$이 1개 붕괴할 때 $A(^{235}U)$는 약 4.6617×10^{-2}의 비율로 붕괴한다는 것을 의미한다. 피크의 순 계수로부터 방사능 농도 계산식은 식(3)과 같다.

$$A = \frac{N}{\epsilon \cdot \Upsilon \cdot t} \quad (3)$$

여기서 N은 스펙트럼에 기록되는 순 계수(counts), ϵ는 계측기의 효율이며, γ는 각 핵종의 방출률, t는 측정시간(sec)이다.

위 식에서 측정시간 및 ^{235}U 185.7 keV와 ^{226}Ra 186.2 keV의 계수효율이 거의 같기 때문에, ^{235}U와 ^{226}Ra의 감마선 방출비를 사용하여 식 (4)와 같이 186.2 keV의 순 피크면적에서 ^{235}U와 ^{226}Ra에 대한 순 계수비를 유도할 수 있다.

$$N(^{235}U) = 0.75 \cdot N(^{226}Ra) \quad (4)$$

여기서, ^{235}U과 ^{226}Ra의 감마선 방출률은 3.55 및 57.1%를 각각 사용하였다.

한편 ^{226}Ra과 ^{235}U가 중첩된 피크를 N(T)라 할 때, 식 (5)와 (6)으로부터 ^{235}U와 ^{226}Ra이 중첩된

186.2 keV의 순 피크면적 중 ^{226}Ra이 차지하는 비율이 약 57.2%라는 관계식을 얻을 수 있다.

$$N(T) = N(^{235}U) + N(^{226}Ra) = 1.75 \cdot N(^{226}Ra) \quad (5)$$

$$N(^{226}Ra) = \frac{1}{1.75} \cdot N(T) \fallingdotseq 0.572 \cdot N(T) \quad (6)$$

따라서 186 keV 순 피크면적을 모두 ^{226}Ra으로 간주하여 식 (3)으로부터 계산된 방사능을 ^{226}Ra(T)라 하고, 여기에 0.572를 보정하면 식(7)과 같이 순수 ^{226}Ra의 방사능 농도를 산출할 수 있다.

$$^{226}Ra = {}^{226}Ra(T, 186keV) \times 0.572 \quad (7)$$

2.2 재료 및 실험 방법

과거 원자력연구원에 분석 의뢰된 시료들 중 빈도수가 높은 원료물질 3종과 공정부산물 2종을 선정하였다. 구성과 개수는 원료물질의 경우 Zr 19개와 인광석 21개, Bauxite&alumina 7개이며, 공정부산물은 석고18개와 Ash 12개를 이다. 계측에 사용된 장비는 상대효율 45%의 n-type HPGe 검출기이며 각 시료들은 용기건전성이 확인된 용기에 담아 약 3 주 이상 보관하여 방사평형에 도달하게 한 후, ^{226}Ra의 지표핵종인 ^{214}Bi 방사능과 0.572인자를 이용한 ^{226}Ra의 방사능 농도를 비교 하였다.

2.3 결과 및 고찰

원료물질 및 공정부산물을 대상으로 앞서 산출된 보정인자의 유효성을 평가하기 위해서 식(7)을 사용하여 계산한 방사능과 ^{214}Bi 방사능을 비교하였다. ^{214}Bi값을 기준으로 대부분의 시료는 Fig. 1과 같이 상대오차 범위 ± 20% 내에서 유효하였지만, 석고 그룹은 상대오차 범위를 벗어나는 경향이 뚜렷하게 관찰되었다. 석고 그룹의 기여율을 평가한 결과 ^{226}Ra(T)에 대한 실제 ^{226}Ra기여율은 약 79.2%로 상대적으로 ^{235}U의 감마선 기여도가 작아졌다는 것을 확인할 수 있다. 이는 석고 제조 공정 중 황산을 이용한 침전과정을 거치면서 화학적 특성 상 우라늄의 손실이 상대적으로 많이 발생한 것으로 사료된다. 따라서 석고 시료의 특이성을 고려한 0.792 인자를 사용하여 농도의 분포를 확인한 결과는 Fig. 2와 같고 상대오차 ± 10 % 내에서 유효함을 확인하였다.

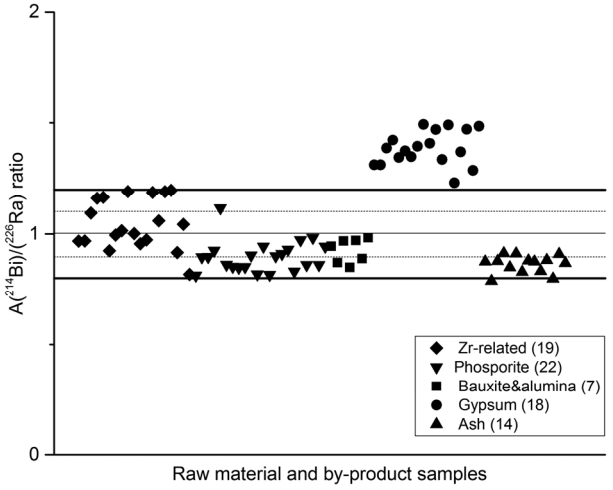


Fig. 1. Comparison between ^{214}Bi and ^{226}Ra for raw material and by-product samples.

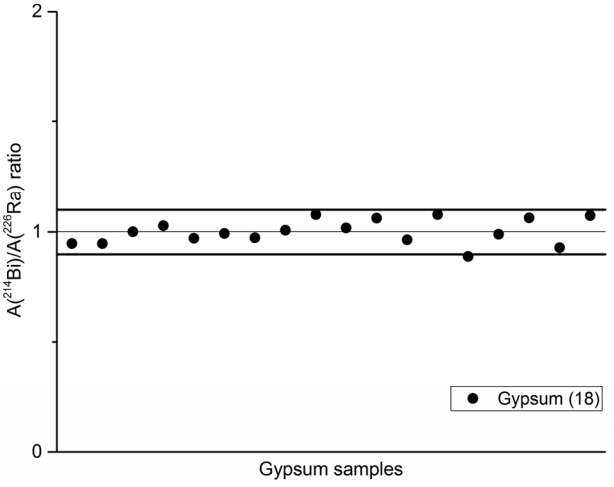


Fig. 2. Comparison between ^{214}Bi and ^{226}Ra for gypsum.

3. 결론

천연우라늄의 자연존재비와 각 핵종의 감마선 방출률로부터 0.572 보정인자를 산출하고 원료물질 및 공정부산물의 ^{226}Ra 직접측정방법에 대한 적용성을 평가하였다. 또한, 석고의 경우 제조 공정과정의 특이성을 고려한 0.792의 보정인자를 산출하였다. 각각의 보정인자를 이용하여 ^{226}Ra 농도 평가시 상대오차 ± 20 %와 ± 10 % 내에서 유효함을 확인하였다. 본 연구에서 산출된 보정인자를 활용해 ^{226}Ra의 신속한 농도분포 평가가 가능할 것으로 사료된다.

4. 참고문헌

[1] Giles, J.R., TAN TSF-07 Pond Ra-226 Concentrations and Corrections, INEEL/EXT-98-00505, June 1998.

연구용원자로 비상대응시설 요건 개선제안

이관엽*, 강문자, 이해초, 김종수, 김봉석, 최평규
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*gylee@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력사업자의 방사선비상계획 수립요건을 제시하고 있는 '원자력시설 등의 방호 및 방사능방재대책법(이하 방사능방재법)' 및 하위규정은 소규모 원자력사업자 이외의 모든 원자력사업자에게 비상대응시설로 주제어실(MCR), 비상기술지원실(TSC), 비상운영지원실(OSC), 비상대책실(EOF) 등을 확보하도록 규정하고 있다[1]. 동법 시행령 제23조는 상기한 비상대응시설 요건 면제자로 소규모 원자력사업자를 명시하고 있는데, 소규모 원자력사업자는 2메가와트 이하 연구용/교육용 원자로 및 관계시설 건설 또는 운영허가 받은자, U-235 농축도 5% 미만 핵연료물질 가공사업 허가 받은자, 연구 또는 시험목적으로 사용후핵연료처리사업의 지정을 받은자 등 이라고 명시하고 있다. 결국 소규모 원자력사업자 요건에 명시된 수치를 초과한 원자력사업자에게는 비상대응시설 요건이 적용되는 것이다. 본 논문에서는 이러한 요건을 검토하고 연구용원자로(이하 연구로)에 적합한 비상대응시설요건을 제안하고자 한다.

2. 본론

2.1 국내 비상대응시설 요건 배경

방사선비상대응시설의 요건을 제시하고 있는 방사능방재법은, 1999년 발생한 JCO 핵임계사고 후속으로 일본정부가 원자력재해대책특별조치법을 제정하고 2001년 미국 무역센터에 대한 911 테러가 발생함에 따라, 원자력시설에 대한 물리적방호를 강화하고 모든 원자력시설로 방사능방재대책을 확대할 필요성이 제기되어 2003년에 제정되었다. 이 법이 제정되기 이전에는 원자로운영자에 국한해서 원자력법에 근거한 방사선비상계획 수립의무가 부과되었으며, 발전용원자로 운영자에 대해서만 방사선비상계획 수립요건이 고시로 제시되었다[2]. 현행법의 소규모 이외의 모든 원자력사업자에게 의무로 부과된 비상대응시설요건은 1998년판 발전용원자로 운영자의 비상대응시설 요건(과기처고시 제98-13호)과 동일하다[1,2]. 한편 1998년판 발전용원자로 운영자의 비상대응시설 요건은 미국 원자력규제위원회(NRC)의 NUREG-0696(Functional Criteria for Emergency Response Facilities)을 근거로 한다[3]. 한편 NUREG-0696은 1979년 발생한 TMI 원전사고 이후, 원자력발전소(이하 원전) 중대사고 연구 결과 도출된 중대사고 관리전략을, 이행하기 위한 비상대응시설요건이다[3]. 결국 국내법에 명시된 비상대응시설 요건은 원전 중대사고 관리전략에 최적화된 요건이다.

2.2 국내 비상대응시설 세부요건 및 검토

현 원안위 고시에 명시된 원자력사업자 비상대응시설 주요 요건을 요약하면 다음 Table 1과 같다[4].

Table 1. Legal Requirement of Emergency Response Facilities in Korea

구분	MCR	TSC	OSC	EOF
위치	-	MCR근접, 동일건물	-	EPZ외부로 10km이내
면적	-	호기당 200m^{2}이상	호기당 150m^{2}이상	부지당 400m^{2}이상
기능	TSC발족전까지 비상분류, 보고/통보, 비상대응관리	EOF발족전까지 EOF기능 수행, MCR에 기술적/행정적 지원 비필수MCR 업무 수행	유지보수, 소방, 구급, 방사선관리, 환경감시요원 대기장소, MCR/TSC/EOF 협조지원	사업자 비상대책총괄, 방출량평가, 주민보호조치 권고, 외부기관과 협력

위 표에서 보면 TSC 및 OSC는 호기 당 확보해야 한다. 즉, 원전을 겨냥한 용어이며, OSC도 TSC와 같이 원자로건물 인접지역에 위치해야 함을 의미한다. 원전의 경우 TSC는 사고가 중대사고로 악화될 때 중대사고 예방 또는 완화전략을 지휘하고 제어실의 업무부담을 덜어주어야 하기 때문에 MCR 인접지역에 있어야야 할 필요가 있다. OSC도 MCR 및 TSC의 지시에 따른 현장업무를 이행해야 하기 때문에 현장진입이 용이한 위치에 있어야 한다. 이는 원전의 사고 전개에 특화된 대응개념이다. 상기 표에 보면 사고를 관리하는 순서도 MCR→TSC→EOF로 변경되는 것을 알 수 있는데 이는

원전의 사건 전개가 정상운전상태→비정상운전상태→비상운전상태→설계기준초과상태→중대사고상태로 단계적으로 악화되는 것을 반영한 것이다. 원전의 EOF는 주민보호조치 권고가 요구되는 중대사고 우려 시점, 즉 청색비상 발령시 발족된다.

2.3 연구로 사고유형에 따른 비상대응시설

연구로 사고유형은 국제원자력기구(IAEA)가 발간한 안전보고서 No.53의 부록1에 정리되어 있다[5]. 이보고서의 부록은 11,000 년의 연구로 운전경험에서 기록된 사고유형으로써, 반응도삽입사고, 냉각유로 상실사고, 냉각재상실사고, 인적오류 및 장비고장으로 구분된다. 이중 심각한 사고유형은 반응도삽입사고와 냉각유로 상실사고이다. 이들 사고는 순간적으로 발생하는 특성을 가지고 있어 원전의 사건전개와 그 특성이 다르다. 또한 원전의 중대사고와 같이 환경으로 핵분열생성물이 다량 방출되지 않고 주로 원자로 인근 작업자에 대한 과피폭을 유발시킨다.

따라서 연구로에서는 원전과 같이 중대사고 예방전략 또는 완화전략 이행 차원의 비상대응시설이 필요하지 않고, 사건 발생 이후 사건 평가 및 수습 차원의 비상대응시설이 요구된다.

2.4 연구로 비상대응시설요건 해외사례

국내 비상대응시설요건이 미국 원전 비상대응시설요건과 같기 때문에 미국 연구로 비상대응시설 요건을 살펴볼 필요가 있다. 미국은 연구용 및 시험용원자로를 RTR(Research and Test Reactor)이라고 하며, RTR의 비상대응시설 요건은 Appendix E to 10 CFR Part 50, Reg. Guide 2.6, ANSI-15.16-1982, NUREG-0849에 제시되어 있다. Appendix E to 10 CFR Part 50은 RTR에 대해서 TSC와 EOF만을 요구하며, TSC에 대한 위치요건과 EOF에 대한 거리요건은 명시하고 있지 않다. 한편 ANSI 15.16, NUREG-0849는 비상대응시설로 비상지원센터(ESC) 만을 요구하며, 대신 사고평가설비, 응급처치 및 의료설비를 요구하고 있다.

국제원자력기구(IAEA)의 경우 원자력사업자 만의 비상대응시설 요건을 제시하지 않고, 국가적 대응관점에서의 비상대응시설 요건을 제시하고 있는데, 위협범주 2인 연구로의 경우, 독자적인 비상대응시설로는 제어실만을 요구한다[6]. 인근 일본의 경우 국가가 제시한 연구로 비상대응시설요건이 없어, 원전의 요건을 준용하고 있는데, 원전의 경우 부지내 1개의 비상대응시설만을 확보하고 있다.

3. 결론 및 연구로 비상대응시설 요건 개선제안

국내 비상대응시설요건은 소규모 이외 모든 원자력사업자에게 적용되지만, 그 출처는 원전의 중대사고 대응전략에 근거한다. 따라서 사고전개 특성이 다른 연구로 등 다른 원자력시설 사고시는 적합하지 않다. 따라서 연구로 비상대응시설 요건 개선을 다음과 같이 제안한다.

1) 부지내 사건 총괄 지휘, 대외협력 수행, 주민보호조치 권고 목적의 EOF가 필요하나, 연구로에서는 사건이 단계적으로 전개되지 않으므로 원전과 같이 청색비상 시점에 발족될 필요가 없고 백색비상 시점에 발족될 필요가 있다. 연구로의 경우 다량의 환경방출 시나리오가 예상되지 않으므로 EOF가 시설 인근에 위치하는 것이 더 적합하다.
2) 사고 평가 및 대응방안 수립 관점의 TSC가 필요하며, 원전과 같은 중대사고 전개가 예상되지 않으므로 TSC가 MCR과 동일 건물에 위치할 필요가 없고 EOF와 통합 운영하는 것이 더 적합하다.
3) 시설인접지역에 위치한 현장대응 및 부상자 응급처치 목적의 OSC가 필요하다.

4. 참고문헌

[1] "원자력시설 등의 방호 및 방사능방재대책법", 법률제133885호, 원자력안전위원회, 2015.

[2] "발전용원자로운영자의 방사선비상계획 수립 및 조치에 관한 기준", 과기처고시 제98-13호, 과학기술처, 1998.

[3] "Functional Criteria for Emergency Response Facilities", NUREG-0696, US NRC, 1981.

[4] "원자력사업자의 방사선비상대책에 관한 규정", 원안위고시 제2014-82호, 원자력안전위원회, 2014.

[5] "Derivation of the Source Term and Analysis of the Radiological Consequences of Research Reactor Accidents", SS No.53, IAEA, 2008.

[6] "Method for Developing Arrangements for Response to a Nuclear or Radiological Emergency", EPR-Method 2003, IAEA, 2003.

감마선분광분석을 위한 시료의 질량감쇠계수 결정

이정빈[1], 변종인[2*], 윤주용[2]
[1]과학기술연합대학원대학교, 대전광역시 유성구 가정로 217
[2]한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
*k975bji@kins.re.kr

1. 서론

감마선분광분석은 시료의 전처리 과정이 비교적 용이하여 감마선방출 시료의 방사능을 산출하기 위해 널리 사용되어 왔다. 그러나 자체감쇠효과(Self-attenuation effect)로 인해 검출기의 효율교정에 사용되는 감마선원과 분석대상 시료의 화학적 구성 및 밀도가 다를 경우 방사능분석결과가 과소 또는 과대평가될 수 있다. 이 효과는 감마선원의 기하구조, 밀도 및 질량감쇠계수(Mass attenuation coefficient, μ_m)에 의해 영향을 받을 수 있으며 수학적 모델링, 몬테카를로 시뮬레이션 또는 실험적으로 보정될 수 있다. 이때, 선원에 대한 μ_m은 일반적으로 구성원소비에 대한 정보를 이용하거나 콜리메이터를 이용하여 실험적으로 결정 할 수 있으나 미지선원일 경우 원소분석 또는 방사선안전시설과 비교적 높은 방사능의 선원이 요구될 수 있으므로 일반적인 실험실 조건에서는 적용이 어려울 수 있다. 그러므로 보다 정확한 감마선분광분석을 위해서는 μ_m을 실용적으로 구할 수 있는 방법을 갖추거나 다양한 시료에 대한 에너지별 μ_m 자료 구축이 필요할 수 있다.

본 연구에서는 다양한 환경시료의 에너지에 따른 μ_m 자료를 생산 및 상호비교하고 일반환경 방사능분석 실험실에서 활용할 수 있는 CT(Calibration transmission) 방법[1]에 대하여 방사성오염 시료의 μ_m 결정에 대한 적용성을 평가하였다.

2. 본론

2.1 재료 및 방법

다양한 시료에 대한 μ_m 자료를 구축하기 위해 CT 방법을 적용하였으며, 이를 위해 측정시스템 교정용 기준시료로서 H_2O, MnO_2, NaCl, Na_2CO_3, 및 $(NH_4)_2SO_4$를 사용하였다. 또한, μ_m 자료 구축은 주요 환경방사능 평가 대상인 채소류, 곡류, 토양, 어류, 우유, 패류, 해저퇴적물 및 해조류에 대하여 수행되었으며, 방사성폐기물 시료에 대한 CT 방법의 적용성 평가를 위해 방사성 오염된 산업폐기물 시료를 이용하였다. 대상시료는 200 μm로 분쇄하였으며, 감마선측정을 위해 직경 60 mm의 원통형 아크릴 용기에 20 mm 두께로 충전하였다. 다양한 에너지에 대한 질량감쇠계수를 산출하기 위해 37 kBq의 ^{210}Pb, ^{241}Am, ^{152}Eu, ^{133}Ba, ^{22}Na, ^{137}Cs 및 ^{60}Co 점선원(Point-like disk source)을 이용하였다. 감마선측정을 위해 상대효율 30%의 HPGe(High Purity Germanium) 검출기를 이용하였으며, 축차우연동시합산효과(True coincidence summing effect)를 무시하기 위해 검출기로부터 200 mm 거리에 선원을 위치시켰다. 이 때, 교정용 기준시료 및 분석대상 시료는 검출기와 감마선원 사이에 두었다. 각 시료에 대한 감마선 투과비를 산출하기 위해 빈 용기 및 분석대상 시료에 대하여 각 핵종의 관심에너지에 대한 계수표준불확도가 1% 미만이 되도록 측정한 후 감마선에너지스펙트럼을 분석하였다. 이때, 감마선 투과비(I_m/I_0)는 시료가 있을 경우(I_m)와 없는 경우(I_0)의 감마선 계수율 비로 결정하였으며, 교정용 기준시료의 구성원소비를 바탕으로 XCOM[2]을 이용하여 각각의 μ_m을 산출하였다. 분석대상 시료의 μ_m은 감마선 I_m/I_0을 이용한 반실험식에 의해 결정되었으며, 도출된 식은 K_2CrO_4와 SiO_2의 μ_m 산출에 적용하여 XCOM에 의한 결과와 비교를 통해 검증하였다.

2.2 결과 및 고찰

2.2.1 CT 방법을 위한 측정시스템 교정

Fig. 1은 측정시스템 교정용 기준시료(H_2O, MnO_2, NaCl, Na_2CO_3, $(NH_4)_2SO_4$)에 대해서 XCOM을 이용하여 얻은 μ_m과 실험을 통해 얻은 I_m/I_0을 보여준다.

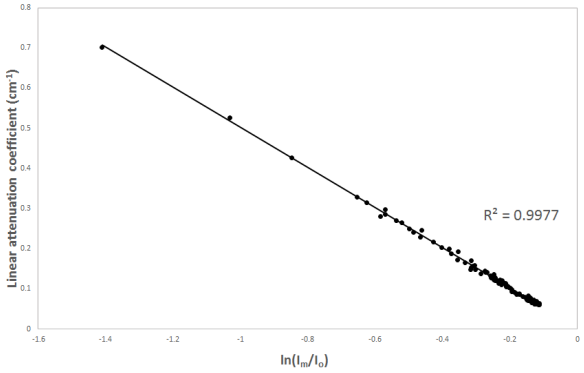


Fig. 1. The linear attenuation coefficients versus the ratio $\ln(I_m/I_0)$.

구성원소비에 대한 정보가 있는 검증용 시료 K_2CrO_4와 SiO_2에 대해서 XCOM과 CT방법에 의해 결정된 선감쇠계수(Linear attenuation coefficient, μ_l)를 Table 1에 각각 나타내었다. CT 방법으로 산출된 선감쇠계수는 XCOM으로 산출 된 값과 비교한 결과 약 4% 이내에서 일치함을 보였다.

Table 1. Comparison result of μ_l by this study and Xcom Calculation for K_2CrO_4 and SiO_2 the test samples

Energy (keV)	K_2CrO_4			SiO_2		
	This study (cm^{-1})	XCOM calculation (cm^{-1})	Difference (%)	This study (cm^{-1})	XCOM calculation (cm^{-1})	Difference (%)
46.5	1.7767	1.7664	0.6	0.4710	0.4624	1.9
59.54	0.9780	0.9740	0.4	0.3275	0.3332	-1.7
121.8	0.3305	0.3295	0.3	0.2171	0.2143	1.3
244.7	0.2143	0.2193	-2.3	0.1668	0.1681	-0.8
276.4	0.2010	0.2082	-3.5	0.1591	0.1609	-1.1
302.9	0.1924	0.2005	-4.0	0.1537	0.1556	-1.2
344.3	0.1823	0.1900	-4.1	0.1467	0.1483	-1.1
356	0.1800	0.1874	-4.0	0.1450	0.1464	-1.0
411.1	0.1712	0.1766	-3.0	0.1378	0.1384	-0.4
444	0.1669	0.1710	-2.4	0.1340	0.1342	-0.1
661.66	0.1427	0.1438	-0.7	0.1140	0.1132	0.7
778.9	0.1312	0.1334	-1.7	0.1052	0.1052	0.0
964.1	0.1187	0.1206	-1.6	0.0941	0.0951	-1.0
1112.1	0.1133	0.1124	0.9	0.0876	0.0886	-1.1
1173	0.1115	0.1094	1.9	0.0855	0.0863	-1.0
1274.5	0.1076	0.1049	2.6	0.0823	0.0827	-0.6
1332.5	0.1043	0.1026	1.6	0.0806	0.0809	-0.3
1408	0.0977	0.0998	-2.1	0.0785	0.0786	-0.1

2.2.2 환경 및 산업폐기물 시료에 대한 μ_m

CT 방법으로 도출된 피팅식을 이용하여 산출된 환경시료의 μ_m은 Fig. 2에서 보이는 바와 같이 에너지가 증가함에 따라 지수함수의 형태로 감소하고 동일한 에너지에서는 밀도가 증가함에 따라 질량감쇠계수도 같이 증가함을 보인다. 또한, 시료의 종류가 다르더라도 약 200 keV 이상의 감마선에너지 영역에서는 저에너지에 비해 큰 차이가 없지만 저에너지 영역에서는 시료의 종류 및 에너지에 따라 상대적으로 큰 차이를 보임을 확인할 수 있다.

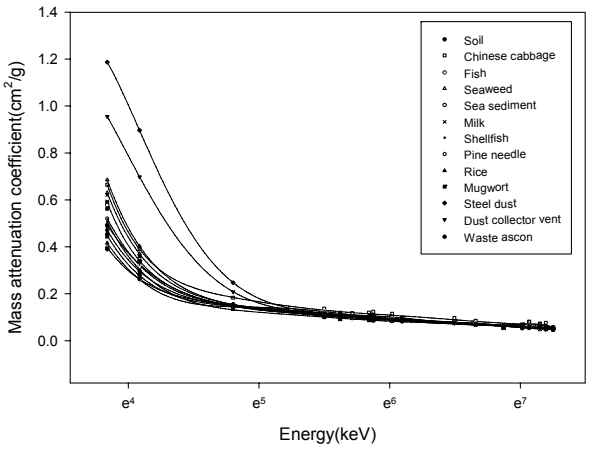


Fig. 2. The mass attenuation coefficient versus the energy for Environmental samples.

3. 결론

본 연구에서는 감마핵종분석 대상 환경 및 방사성오염 시료에 대하여 CT 방법을 이용하여 질량감쇠계수를 산출하고 시료 및 에너지에 따른 차이를 비교·분석하였다. 고에너지 영역에서는 시료의 종류보다는 밀도차이에 영향을 받으며, 저에너지 영역에서는 같은 종류의 시료에서 구성원소비의 차이에 따라 자체감쇠율이 크게 다를 수 있음을 실험적으로 확인할 수 있었다. 본 연구의 미지시료에 대한 선감쇠계수 결정 방법 및 다양한 환경시료에 대하여 산출된 에너지별 질량감쇠계수 정보는 향후 방사성폐기물 처분과정에서 발생할 수 있는 미지시료의 방사능 농도를 보다 신속하고 정확하게 산출하기 위한 기초자료로서 활용될 수 있을 것이다.

4. 참고문헌

[1] Jong-In Byun, Ju-Yong Yun. "A calibration transmission method to determine the gamma-ray linear attenuation coefficient without a collimator", Applied Radiation and Isotopes, Volume 102, August 2015, Pages 70-73 (2015).

[2] M.J. Berger, J.H. Hubbell, S.M. Seltzer, J. Chang, J.S. Coursey, R. Sukumar, D.S. Zucker, and K. Olsen "XCOM: Photon Cross Section Database 8" <http://physics.nist.gov/xcom>, National Institute of Standards and Technology, Gaithersburg, MD. (2010).

개선된 AtomCARE를 활용한 방사능재난시의 주민보호조치 전략

이영민*, 정승영, 이현하, 김완주
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
*k722lym@kins.re.kr

1. 서론

2011년 3월 후쿠시마 원전사고 시 일본은 주민보호조치를 위해 일본 원자력안전센터(Nuclear Safety Technology Center, NUSTEC)에서 운영하고 있는 SPEEDI 시스템(기상 예측자료 및 예상 선원항을 적용하여 선량평가를 수행하는 프로그램)의 선량평가 결과를 반영하여 주민보호조치를 실시하지 않고 전방위 20 km 이내의 주민에 대하여 소개 지시를 내렸다. 주민보호조치 결정의 주체인 내각은 SPEEDI 결과에 대한 불확도(uncertainty)를 염려하여 이를 적용하지 않았으며, 이로 인해 후쿠시마 북서쪽의 오염지역을 통해 다수가 소개되기도 했다. 또한 20 km 이내 주민의 대규모 소개 과정에서 (방사선의 영향이 아닌 공중보건상 문제로 인해) 재해취약 계층의 사망자가 발생하였다. 우리나라는 후쿠시마 사고 교훈을 반영하고 효율적인 주민보호조치 실행을 위하여 방사선비상계획구역을 개선하고 AtomCARE(Atomic Computerized technical Advisory system for a Radiological Emergency) 내 세부 모듈의 개선 등을 수행하여 왔다. 이 논문에서는 방사능재난 시 개선된 AtomCARE 시스템을 활용하여 효율적인 주민보호조치를 수행할 수 있는 전략에 대해 논의하고자 한다.

2. 본론

2.1 사고시 예상선량평가 시스템 현황

세계각국은 기류분석 및 예상선량평가를 위해 기상자료와 선원항 평가자료를 이용한 확산모델링 시스템을 운영하고 있는데, 미국은 RASCAL 및 IXP, 유럽은 JRODOS, 프랑스는 C3X, 일본은 SPEEDI, 한국은 AtomCARE 시스템 내에 새로 구축된 ADAMO 모듈이 있다. 일본 방재당국 및 규제기관은 후쿠시마 사고 이후 사고 선원항과 기상예보자료의 불확도를 이유로 방사능재난 시 SPEEDI 시스템의 예측결과에 따라 주민보호조치 판단을 하는 것은 혼란을 가중시킬 것으로 판단하고 긴급 시 소개 및 일시이주 등의 보호조치 결정에 SPEEDI 예측결과를 사용하지 않는다고 결정했다[1]. 그러나 주민보호조치를 실행하는 지방정부는 예상선량평가 결과를 활용하여 방사성물질의 방출 전에 소개 지시 등 주민보호조치 결정을 할 것을 원자력규제위원회에 요청하였으며[2], 많은 국제 전문가들이 일본의 결정에 우려를 표명하고 있다.

2.2 후쿠시마 사고시 주민보호조치 결정의 한계점

일본의 주민보호조치 결정의 주체는 내각과 지자체이며 일본 원자력규제위원회는 ERSS (Emergency Response Support System)을 통해 사고관련 정보(안전변수 및 선원항)를 제공하고 선량평가는 원자력안전센터(NUSTEC)에서 SPEEDI를 이용하여 수행하여 이를 정부와 지자체 등에 제공한다. 후쿠시마 원전사고시 내각은 원전상황이 악화됨에 따라 기상자료를 바탕으로 예측된 선량결과를 반영하지 않고 전방위 20 km 이내의 주민들을 소개조치 함으로써 일부주민들은 후쿠시마 북서쪽의 오염구역을 통과하여 소개되었으며 재해취약계층에서 공중보건상의 문제로 사망자가 발생하였다. 우리나라는 IAEA 최신 기준 및 후쿠시마 교훈을 반영하여, 방사선에 의한 결정론적 영향을 방지하기 위한 예방적보호조치구역(PAZ, 3 ~ 5 km)과 확률론적 영향을 방지하기 위한 긴급보호조치계획구역(UPZ, 20 ~ 30 km)으로 구분하여 방사선비상계획구역을 개정하였다.

2.3 우리나라 주민보호조치 결정 절차

방사선비상계획구역의 개정에 따라 주민보호조치 전략을 다음과 같이 강화하였다. 적색비상 발령 직후 방사성물질이 방출되기 전에 예방적보호조치구역(PAZ)의 주민을 우선 소개하고, 이후 외부지역에 대하여 AtomCARE를 활용한 방사선피폭선량 예측결과 및 환경감시 결과를 이용하여 주민보호조치 결정기준에 해당하는 지역의 주민보호조치를 수행한다. 이는 방사성물질 방출 시점 예측 및 기류분석 자료의 불확실성을 고려할 때, 방사선에 의한 결정론적영향이 발생할 수 있는 원전 인접지역은 적색비상발령 후 즉시 소개를 실시하고, 그 외부지역은 예상선량평가의 불확도가 상대적으로 낮을 것

으로 판단되므로 선량예측을 통해 해당 주민보호조치를 실시하고 이후 환경감시 결과를 적용한다. 예상선량평가를 위하여 AtomCARE 시스템의 여러 모듈을 활용하여 발전소의 안전변수를 수집(SIDS), 사고상태의 평가를 통해 사고 선원항을 예측(STES)하고 기상예보자료를 활용하여 방사성물질의 확산을 모델링(ADAMO)하여 예상선량을 평가한다.

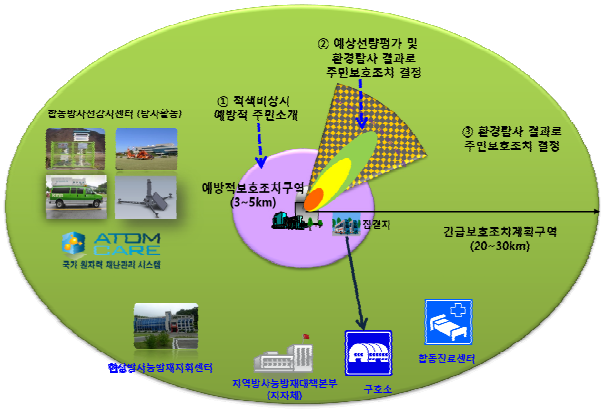


Fig. 1. Step of public protective actions.

후쿠시마 사고교훈을 반영하여 기상자료 및 안전변수 수신체계를 강화했으며 안전정보 수신이 불가할 경우를 대비하여 오프라인 선원항평가 시스템을 확보하였다. 또한 사고시 AtomCARE의 기류분석 및 예상선량평가 결과에 대한 신뢰도를 높이기 위해 2015년 원전주변지역의 상세평가 뿐만 아니라 전국토 범위의 선량평가가 가능한 ADAMO 모듈을 구축하는 등 주민보호조치 전략 수행을 위한 다양한 개선을 수행하였다.

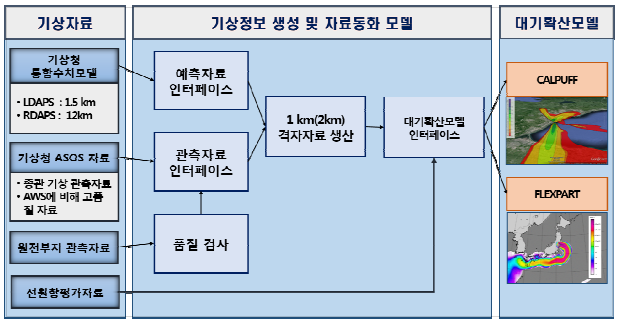


Fig. 2. Overview of ADAMO module.

그러나 주민보호조치 결정을 위한 선량평가의 정확도를 보다 개선하기 위해서는 발전소 상태에 기초하여 방사성물질의 방출시점 및 방출량 결정방법에 대한 기준을 마련하는 등 선원항 평가의 신뢰도를 높이기 위해 많은 논의가 필요 하다고 할 수 있다.

2.4 주민보호조치 분야 개선 방향

향후 효율적 주민보호조치의 결정을 위해 방사선비상시 주민보호조치 결정을 위한 기술지원시스템 AtomCARE의 지속적인 개선뿐만 아니라 선원항 평가의 정확도를 보완하는 것이 필요하다. 사고시 방사성물질의 방출 시점의 결정 문제가 주민보호조치 시점을 결정하는데 중요한 요인이 됨을 인식하고 발전소 상태를 기반으로 방출시점을 결정하기 위한 사전기준을 마련해야 한다. 방사성물질이 방출된 이후의 주민보호조치는 합동방사선감시센터의 환경탐사를 기본으로 이루어진다. 이를 위해 환경탐사를 위한 공중방사선 탐사, 차량을 이용한 방사선 탐사, 이동형방사선감시기 등의 환경감시 인프라가 확충되어야 하며 합동방사선감시센터의 위상강화를 통해 환경탐사요원의 역량강화 또한 지속적으로 이루어져야 한다. 또한, 후쿠시마사고의 교훈을 반영하여 관련 시스템의 개선뿐만 아니라 주민보호조치 결정권한을 가지고 있는 현장방사능방재지휘센터의 방재대책협의회의 주민보호조치 결정과정에 대한 훈련도 발전되어야 한다.

3. 결론

우리나라는 후쿠시마사고의 교훈을 반영하고 효율적으로 주민보호조치를 실행하기 위해 방사선비상계획구역을 개선했으며 방사능재난 시 방사선에 의한 결정론적 영향이 발생할 수 있는 예방적보호조치구역(PAZ)에 대한 예방적 소개를 기본으로 주민보호조치 절차를 개선했다. 예상선량평가 시스템은 선원항평가, 방사성물질의 방출시점, 기상예보자료 등을 기반으로 평가하게 되며, 예방적소개조치와 방사성물질 방출 후 환경탐사활동 사이의 시간적 간격을 보완하며, 예상선량평가의 중요도가 높은 긴급보호조치계획구역(UPZ)의 주민보호조치 여부를 확인하는데 중요한 역할을 담당할 수 있다.

4. 참고문헌

[1] 일본원자력규제위원회, "긴급시 신속 방사능 영향예측프로그램(SPEEDI)의 운용에 대해", 2014. 10. 8.

[2] 교도통신사, “일본, 규제위, SPEEDI ”신뢰성 없다“...”폐해 많다 결론, 2016.3.16.

제염 폐기물 육상운반 시 사고조건에 대한 피폭 방사선량 평가

김민준[1], 고아라[1], 최철규[1], 김용건[1], 조남찬[2], 설증군[2], 김광표[1]*
[1]경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 덕영대로 1732
[2]한전원자력연료㈜, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 242
*kpkim@khu.ac.kr

1. 서 론

후쿠시마 원전사고 이후 일본 전역에서는 활발한 제염작업을 수행하고 있다. 이로 인하여 다량의 제염 폐기물이 발생하였으며, 발생된 제염 폐기물은 각 지역의 임시저장시설에서 보관 중이다. 2015년 3월 중간저장시설이 개설됨에 따라 임시저장시설에서 중간저장시설까지 제염 폐기물 운반이 수행되고 있다. 일본 현지에서는 약 1 년간 제염 폐기물 파일럿 운반을 실시하며, 이를 바탕으로 본격적인 운반 작업을 수행할 예정이다.

일본에서는 제염 폐기물 운반 작업 시 비산, 누출 등 안전성 확보를 고려하고 있다. 그러나 운반 작업의 경우 운반 사고위험이 수반되며, 운반 사고로 인해 일반인 및 작업자에 대한 방사선 피폭이 유발될 수 있다. 이에 따라 운반 사고로 인한 방사선학적 영향평가가 필요하며, 본 연구에서는 일본에서 수행 중인 토양 제염 폐기물 운반 시 사고조건에 대한 사고유형 및 피폭경로별 피폭 방사선량 평가를 수행하였다.

2. 본 론

2.1 재료 및 방법

제염 폐기물은 약 75% 이상이 오염 토양으로 구성되어 있으며, 차폐가 이루어지지 않는 톤 백에 포장되어 있다. 제염 폐기물 내 방사성 핵종의의 경우 Cs-134 및 Cs-137 핵종을 포함하고 있으며, 방사능 농도는 8,000-100,000 Bq/kg 구간 내 분포하고 있다. 본 연구에서는 제염 폐기물을 오염 토양으로 가정하였으며, 해당 폐기물의 구성성분 및 밀도는 국제방사선단위원회(ICRU) 53 간행물에서 제시하고 있는 토양 1형에 대한 정보를 이용하였다. 제염 폐기물 방사성 핵종 Cs-134 및 Cs-137 핵종 비율을 1:3으로 설정하였으며, 방사능 농도를 최대 농도인 100,000 Bq/kg으로 설정하였다.

제염 폐기물 육상운반은 운반차량에 따라 적재되는 제염 폐기물 용량이 상이하며, 운반차량에는 별도의 차폐 시스템이 존재하지 않는다. 이에 따라 본 연구에서는 적재차량에 7 톤의 제염 폐기물을 적재한다고 가정하였으며, 차폐영향은 없다고 설정하였다.

미국 원자력규제위원회(NRC)에서는 사고 심각도에 따른 육상사고 유형에 대하여 나타내었다. 육상사고 분류 시 충돌영향 및 화재에 따라 8개의 사고유형으로 구분하였으며, 이에 따라 방사성 물질 방출률이 상이하다. Table 1에는 사고유형에 따른 방사성물질 방출률을 나타내었다. 본 연구에서는 방출률을 고려하여 사고유형 1~4에 대하여 평가를 수행하였다.

Table 1. Release Fractions under various accident categories

Accident Category	Release fraction
1	0
2	0.01
3	0.1
4	1
5	1
6	1
7	1
8	1

본 연구에서는 운반 사고조건에 대한 피폭선량 평가 시 MCNP 및 RADTRAN 전산코드를 이용하였다. 평가 조건의 경우 피폭 대상을 일반인 성인으로 선정하였다. 사고지점으로부터 3 m 거리에 위치하고 있다고 설정하였다. 피폭시간의 경우 사고 지점의 정리 시간을 고려하여 3 시간으로 설정하였다. 피폭 경로의 경우 사고 지점의 적재 제염 폐기물로부터 발생되는 외부피폭, 사고로 비산된 분진 흡입으로 인한 내부피폭, 재부유 분진 흡입으로 인한 내부피폭, 비산 분진에서 발생되는 외부피폭, 지표면에 침적된 제염 폐기물로부터 발생되는 외부피폭을 고려하였다.

2.2 결과 및 고찰

Fig. 1에 사고유형에 따른 피폭 경로별 피폭 방

사선량 평가결과를 나타내었다. 총 피폭 방사선량의 경우 사고 유형 4에서 0.01 mSv/event로 가장 높게 나타났으며, 사고 유형 3, 사고 유형 2, 사고 유형 1 순으로 높게 나타났다. 이는 일본에서 제시하고 있는 사고 조건 시 피폭선량 기준(5 mSv/event)에 해당하는 선량보다 매우 낮게 나타남을 확인할 수 있었다.

사고유형 1~3의 경우 제염 폐기물로 인한 외부피폭에서 가장 높은 피폭 방사선량을 나타내었으며, 사고유형 4에서는 비산된 분진 흡입으로 인한 내부피폭에서 가장 높은 피폭 방사선량 결과를 나타내었다. 이는 방출률에 따라 피폭경로별 피폭 영향이 상이함을 확인할 수 있으며, 가장 높은 영향을 미치는 피폭경로는 비산된 분진 흡입으로 인한 내부피폭으로 확인된다. 특히 사고유형 1의 경우 방출되는 방사성 물질이 없으므로 제염 폐기물로부터 발생하는 외부피폭을 제외한 타 피폭경로에 대한 영향이 나타나지 않음을 확인할 수 있었다.

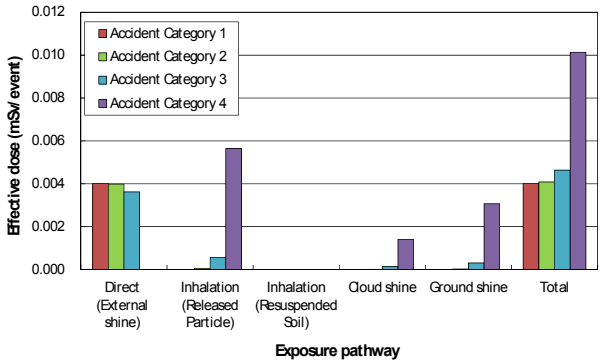


Fig. 1. Effective Dose under Exposure Pathway of Accident Categories.

3. 결 론

본 연구에서는 일본 제염 폐기물 운반 사고조건에 대한 피폭 방사선량을 평가하였으며, 평가 시 사고유형 및 피폭경로별 피폭선량 평가를 수행하였다. 비산된 분진 흡입으로 인한 내부피폭이 가장 큰 영향을 나타내었다. 사고 유형 4에서 가장 높은 피폭 선량을 나타났으며, 이는 일본사고 기준 선량보다 매우 낮은 수치를 나타내었다.

본 연구의 결과는 사고 유형에 따라 사고 대응 대책을 수립할 수 있을 것으로 판단되며, 향후 소각재, 저준위 방사성 폐기물 운반계획 수립에 기여할 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국에너지기술평가원의 에너지기술개발사업 (No.20141510101630)의 일환으로 수행되었으며 이에 감사드립니다.

5. 참고문헌

[1] Ministry of Environment, Guidelines Pertaining to the Collection and Transfer of the Removed Soil Part 3, 2nd Edition, (2013) (Japanese).

[2] Ministry of Environment, Basic Plan for the Transportation of Contaminated Soil to Interim Storage Facility (2014) (Japanese).

[3] Ministry of Environment, Planning of Decontamination Waste Transportation to Interim Storage Facilities in H26~H27, (2015) (Japanese).

국내 건축자재의 천연방사성핵종 ^{232}Th, ^{238}U과 ^{40}K 분석

이 훈[1], 주선동[1], 임기중[1], 장 미[2], 임종명[2*]
[1]한국원자력안전재단, 경기도 성남시 분당구 대왕판교로 644번길 49
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
lh@kofons.or.kr

1. 서론

일반인이 하루 중 실내 점유시간은 약 88%으로서 실내공간을 구성하고 있는 건축자재의 천연방사성 핵종은 생활방사선의 주요 피폭선원이다. 특히 실내공간의 경우 방사선원이 공간을 둘러싸고 있는 기하학적 분포를 나타냄으로서 실외보다 영향이 크다. 건축자재는 자연 토양, 암석이 주원료로 사용되지만 인위적인 가공과정으로 인해 천연방사성 핵종 함유량이 높아질 수 있는 가능이 존재한다. 특히 내화성을 향상시키는 Zircon은 다른 광물에 비해 높은 농도의 천연방사성핵종을 포함하고 있어 마감용 타일의 유약, 석고보드, 내화벽돌 생산에 사용되고 있다.

현재 국내에서는 생활주변방사선 안전관리법에서는 건축자재를 원료물질 또는 공정부산물을 가공하거나 이를 원료로 하여 제조된 제품을 가공제품으로 정의하고 있다. 또한 동법 가공제품 안전기준으로 공기누출, 신체전이, 연간유효선량을 1 mSv로 제한하고 있다. 유럽위원회에서는 실내 일반인의 선량한도를 초과하지 않도록 방사능농도지수(INDEX)를 설정하여 안전규제 체계를 마련하고 있다.

본 연구에서는 시중에 판매되고 있는 건축자재 중 타일 24 종, 시멘트 21 종, 페인트 4, 석고보드 2 종, 벽지 2 종을 선정하여 α-spectrometer 및 ICP-MS(Inductively Coupled Plasma - Mass spectrometer)을 이용하여 ^{232}Th과 ^{238}U, HPGe(High Purity Germanium detector)를 이용해 ^{40}K을 분석하였으며 분석결과를 토대로 유럽위원회의 권고기준을 적용하여 평가하였다.

2. 본론

2.1 시료 및 시약

시료는 시중에 판매되고 있는 건축자재 중 타일 24 종, 시멘트 21 종, 페인트 4, 석고보드 2 종, 벽지 2 종을 온/오프라인 마켓에서 취득하였다. 시약은 모두 분석시약 등급을 사용하였다.

2.2 실험방법

시료는 다음의 Fig. 1 과 같이 105℃, 4 시간동안 건조 후 550℃, 8 시간동안 회분화한 후 100 μm 입자로 체거름 하여 감마표준용기(한국표준과학연구원)에 분취하여 ^{40}K 분석 시료로 이용하였다. ^{232}Th, ^{238}U 시료는 ^{40}K 분석 시료를 용융법으로 전처리한 후 철공침하여 ICP-MS의 시료로 사용하였고 α-spectrometer시료는 철공침 이후 LaF_3 침전, TEVA/UTEVA resin을 이용해 Th과 U을 분리한 후 전기전착을 거쳐 전기전착판으로 제조하여 사용하였다.

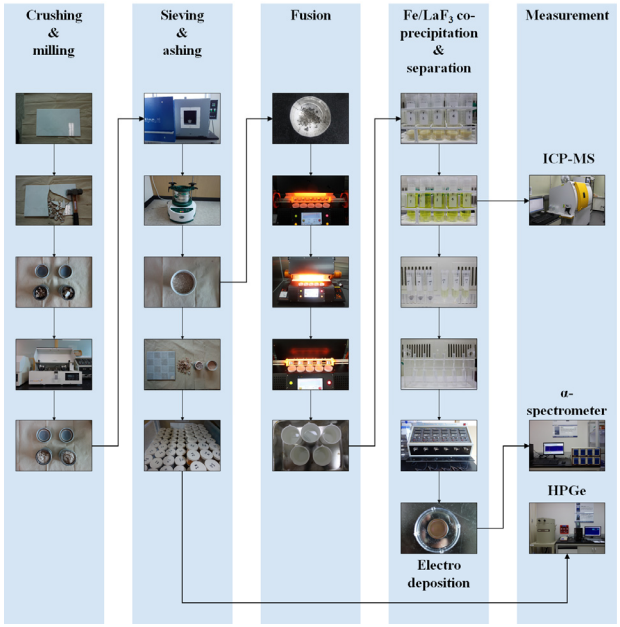


Fig. 1. Schematic representation of experiment.

2.3 측정 및 분석

^{40}K는 DSPEC-50™(Ortec®, U.S.A)을 이용하여 직접측정법으로 80,000 초 동안 계측하였으며 ^{232}Th, ^{238}U 측정은 Alpha Esemble ENS-U450(Ortec®, U.S.A)와 SPECTRO-MS (SPECTRO Analytical Instruments, Germany) 이용하여 분석하였다.

3. 결과 및 고찰

3.1 건축자재의 ^{232}Th, ^{238}U과 ^{40}K 방사능농도

건축자재 53 종의 천연방사성 핵종 방사능농도 분석결과를 다음의 Table 1~3 으로 정리하였다. 최고농도는 ^{232}Th 212.5 Bq.kg^{-1}, ^{238}U 131.4 Bq.kg^{-1}, ^{40}K 1272.3 Bq.kg^{-1}이였으며 타일이 ^{232}Th, ^{238}U, ^{40}K 핵종 모두 가장 높은 중간값(median)을 나타내었다. 결과값의 분포는 타일, 시멘트, 페인트 모두 ^{232}Th, ^{238}U, ^{40}K에 따라 매우 다른 농도 특성을 보였지만 제품군을 제조사별로 분류하였을 때 상대표준편차는(Relative standard deviation) 타일제조사A ^{232}Th 11.3%, ^{238}U 17.9%, ^{40}K 5.7% 였으며 시멘트제조사B ^{232}Th 19.7%, ^{238}U 19.5%, ^{40}K 3.8% 로서 유사한 수준의 농도범위를 나타내었다. 따라서 제조사에서 사용하고 있는 원료물질 및 공정과정이 건축자재의 방사능 농도에 영향을 미치는 것으로 판단되었다.

Table 1. ^{232}Th concentration in Building material

Material	n	Activity concentration (Bq.kg^{-1})		
		Min	Median	Max
Tile	24	39.6	64.6	212.5
Cement	21	5.7	27.0	103.1
Paint	4	0.1	0.7	10.4
Board	2	7.2	-	12.2
Wall paper	2	2.8	-	6.1

Table 2. ^{238}U concentration in Building material

Material	n	Activity concentration (Bq.kg^{-1})		
		Min	Median	Max
Tile	24	50.2	67.7	115.7
Cement	21	7.4	27.6	131.4
Paint	4	0.1	0.7	7.4
Board	2	10.9	-	17.9
Wall paper	2	7.6	-	15.0

Table 3. ^{40}K concentration in Building material

Material	n	Activity concentration (Bq.kg^{-1})		
		Min	Median	Max
Tile	24	788.4	1157.2	1272.3
Cement	21	519.4	758.2	1052.7
Paint	4	44.9	104.5	141.9
Board	2	8.9	-	20.0
Wall paper	2	4.3	-	8.5

3.2 방사능농도지수를 이용한 평가결과

유럽위원회 권고사항(Radiaition Protection 112, European Commission)에 따르면 건축자재의 연간유효선량을 1 mSv로 제한하기 위해 건축자재를 콘크리트와 같은 일반용 자재의 INDEX ≦ 1로타일, 석고보드와 같은 마감용 자재의 INDEX ≦ 6 으로 적용하고 있다. 이는 보수적인 시나리오를 설정하여 계산된 지수로서 건축자재의 유효선량평가에 간단하게 적용할 수 있는 장점이 있다.

국내 건축자재 유럽기준 평가 결과 일반용 자재로 분류되는 시멘트 9 종의 INDEX는 0.29 ~ 0.82을 나타냈고 마감용 자재인 타일, 보수용 시멘트, 페인트, 벽지 44 종은 0.01 ~ 1.70으로서 본 연구 건축자재 53 종은 모두 유럽기준을 만족하는 것으로 조사되었다.

Table 4. Index result of Building material

Material	n	INDEX		
		Min	Max	Mean
Vulk	9	0.29	0.82	0.44
Superficial	44	0.01	1.70	0.73

4. 참고문헌

[1] "한국형노출지수 개발 및 운영체계 구축", 환경부 (2007).

[2] "Radiological Protection Principles concerning the Natural Radioactivity of Building Materials", European Commission, Radiation protection 112 (1999).

지상식물에 의한 세슘 흡수 연구

김병호*, 임광묵, 전인, 최용호, 금동권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*bhkim1@kaeri.re.kr

1. 연구 배경

방사성핵종 오염토양을 복원하기 위한 대부분의 기존방법들은 단지 방사성핵종의 이동을 제한하여 유기물에게 노출되는 것을 막는 것을 기초로 하고 하고 있기 때문에 굴착에 따른 비용 증가와 토양 침식, 바람을 통한 오염토양물질의 분산 등을 수반한 고유적인 위험성을 내포하고 있다. 따라서 광범위한 오염된 토양을 경제적 및 친환경적으로 정화시킬 수 있는 식물학적 오염 토양복원 기술이 최근 주목받고 있으며, 기술적 한계를 극복하기 위하여 여러 선진국가에서 다양한 노력을 기울이고 있다.

본 연구에서는 국내 토양에서 잘 자랄 수 있고, 방사성 핵종을 해독할 수 있는 능력이 뛰어나고, 유전적 정보와 생물학적 공학기법 관련 정보의 확보 가능성이 큰 지상식물인 옥수수, 수수, 그리고 토마토를 실험대상 식물로 선정하여 방사성 핵종 ^{137}Cs의 흡수력을 시험하였다.

2. 실험 방법 및 조건

한국원자력연구원에 위치한 방사성 핵종 실험온실에서 3 종의 한해살이 식물들을 대상으로 포트실험을 수행하였다. 식물재배에 사용할 토양은 한국원자력연구원내 산림지에서 표층에서 깊이 3미터 이내에서 채취한 마사토였으며, 야외에서 햇빛에 의하여 수일동안 건조하였다. 10 x 10 mm 스테인리스 스틸 sieve를 사용하여 건조한 토양을 걸러내어 자갈과 입자가 큰 마사를 제거하였다. 최종 건조토양의 정확한 무게를 측정하기 위하여 자연에서 건조한 토양의 함수율을 측정하였다.

방사성핵종 흡수실험에 사용할 세 가지 작물 즉, 옥수수, 수수, 토마토는 모종을 구입하여 ^{137}Cs으로 핵종 처리한 약 20 kg의 토양을 담은 플라스틱 원형 포트(340 mm D x 300 mm H)에 2015년 6월 22일 옮겨 심었다. 9,500 Bq/kg의 오염토양을 만들기 위하여, 약 20 kg의 토양을 포트에 계량하고 이중 10 kg의 토양을 넓은 고무용기에 담은 후, 약 70 ml ^{137}Cs(180,000 Bq)용액과 유기물이 70 % 이상을 차지하는 90 g의 혼합유박비료를 골고루 살포하여 균일하게 섞은 후 이 토양을 포트에 재투입하고 적당한 양의 물을 주었다.

각 식물에 대하여 시비 토양에서 3 종의 핵종 흡수 반복실험, 시비하지 않은 토양에서 핵종 흡수실험, 시비토양에서 핵종 미처리 실험(control)에 필요한 총 15개의 재배포트를 실험온실에 배치하여 작물을 재배하였다. 식물 재배동안 시료 채취는 토양에 한하여 수행하였다.

실험 재배 작물은 2015년 10월8일 수확하였다. 수확한 작물은 줄기와 잎, 열매부분으로 분류하여 절단 가위를 이용하여 잘게 썬 후 각각 계량하고, 사각 알루미늄 호일에 담아 2 달 동안 자연 건조시켰다. 건조된 시료는 절단된 절단가위를 이용하여 다시 균일하고 보다 미세하게 절단되었고, HPGe detector를 이용한 감마선 분광분석을 통하여 각 건조시료의 세슘농도를 측정하였다.

최종적으로 평균 ^{137}Cs 농도를 이용하여 각 식물의 전이계수를 비교하였다. 전이계수는 토양중 방사성핵종농도 (Bq/kg dry wt.) 에 대한 식물 내 방사성핵종의 농도 (Bq/kg dry wt.) 비로 표시된다.

3. 실험결과

3.1 토양

수목생장에 적당한 토양은 모래함량이 50~ 60%인 사양토 혹은 양토로서 배수성과 통기성이 양호한 토성을 가지고 있어야 하며, 토양산도는 pH 5.5~6.5의 약산성성 토양이 작물 생장에 좋은 것으로 알려져 있다. 유기물(OM) 토양의 물리화학적 성질을 개선하고, 식물과 미생물의 영양원이 되는 유기물이 토양 중에 3%이상 함유되어야 한다.

본 연구에서는 상기 식물 생장에 적당한 토양의 물리화학적 특성을 고려하여 건조된 토양에 혼합유박비료를 혼합(건조토양 20 kg + 혼합유박비료 90 g)하였다. 본 연구에 사용된 혼합유박비료는 질소 4.0%, 인산 2.0%, 칼리 1.0%, 유기물 70% 이상을 함유하고 있다.

3.2 식물 생장 및 ^{137}Cs 흡수

옥수수, 수수, 토마토에 식물에 대하여 생장실험을 수행한 결과 옥수수와 수수의 경우, 시비한 토양과 그렇지 않은 토양에서 자란 식물에 따라 생장의 뚜렷한 차이가 목격되었으나, 토마토의 경우에는 그 차이가 다소 작은 것으로 나타났으며, 각 식물의 ^{137}Cs 처리의 유무에 따른 생장차이는 목격되지 않았다.

우리나라에서 대표적으로 성장하는 옥수수, 수수, 토마토에 대하여 ^{137}Cs 흡수실험을 수행하여, 토양으로부터 식물체로 방사성 핵종이 전이하는 특성을 조사하였다. 식물의 생장시기별로 토양에서 ^{137}Cs의 농도변화를 알아보기 위하여 토양 채취기에 의하여 포트의 반경방향으로 50 mm, 100 mm 떨어진 부분에서 150 mm 깊이까지 축방향으로 토양을 채취하였다. 채취한 튜브는 50 mm 간격으로 절단하여, 깊이별, 즉 표층에서 50 mm, 50 mm에서 100 mm, 100 mm에서 150 mm 구간에서의 토양중 방사성핵종 농도 분석을 수행 중에 있다. 표층에서 축방향 150 mm까지 국한하는 이유는 후쿠시마 주변 오염지역의 밀과 벼 토양 표면으로부터 60 mm이내 깊이에서 약 90% 이상의 ^{137}Cs이 분포하는 것에 기인한다[1]. 이와 같이 토양내외부에서 방사성핵종 분포를 분석함으로써 식물정화기술에 의한 사고 후 중장기적 환경오염대책을 수립하기 위한 기본 자료를 확보할 수 있다,

Fig. 1은 옥수수, 수수, 토마토를 수확한 후 건조하여 잎과 줄기부분을 분리하여 측정한 전이계수를 보여주고 있다. 비료를 살포한 경우, 옥수수, 수수, 토마토의 전이계수는 각각 $3.0x10^{-1}$, $8.1x10^{-1}$, $1.6x10^{0}$으로서 토마토가 옥수수, 수수에 비하여 약 2배에서 5배 이상 높은 전이계수를 가지는 것으로 나타났다. 비료를 살포하지 않은 경우, 옥수수, 수수, 토마토의 전이계수는 각각 $1.7x10^{-1}$, $0.1x10^{-3}$, $2.1x10^{-1}$으로서 비료를 살포한 경우보다 비교적 낮은 전이계수를 보여주고 있으며, 토마토의 전이계수가 가장 높은 것으로 나타났다.

4. 결론 및 향후계획

현재 토양과 각 작물의 열매부분에 대하여 방사능 핵종 농도분석을 수행 중에 있으며, 이러한 분석 결과를 바탕으로 보다 상세한 연구결과를 확보할 것으로 기대된다. 또한 본 연구에서 생산된 자료는 오염 환경을 중장기적으로 평가하고, 대책을 수립하기 위한 전산코드의 입력 자료로 활용될 것이다.

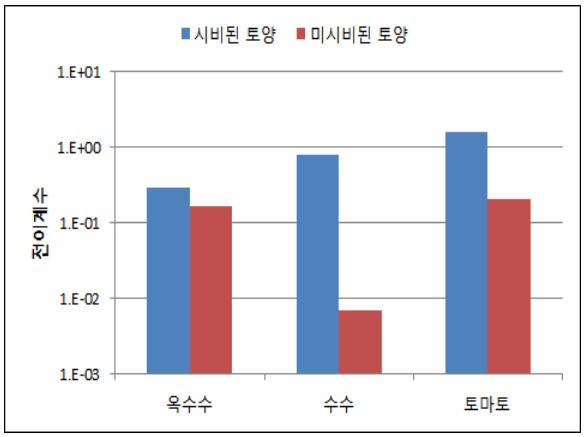


Fig. 1. TF of corn, sorghum, and tomato.

5. 참고문헌

[1] T.Ohno, Y.Muramatsu, Y.Miura, K.Oda, N.Inagawa, H.Ogawa, A.Yamazaki, C.Toyama, and M.Sato. Depth Profiles of Radioactive Cesium and Iodine Released from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant in Different Agricultural Fields and Forests. Geochemical Journal.46, 287-295, 2012.

6. 감사의 글

이 논문은 미래창조과학부가 시행한 원자력중장기연구개발사업의 결과물입니다.

한빛 5,6호기 격납건물 수소제어계통 개선 연구

송정석[1], 이경진[2*]
[1]한수원㈜한빛본부, 전라남도 영광군 홍농읍 홍농로 846
[2]조선대학교, 광주광역시 동구 필문대로 309번지
suttonboy@naver.com

1. 서론

일본 대지진(2011.3.11.)으로 인한 후쿠시마 원전 사고 이후 우리정부에서 일본 원전사고에서와 같이 설계기준을 초과하는 자연재해 상황에서도 원전 안전성을 확보할 수 있도록 46개의 장·단기 개선사항을 요구하였다. 이 중 한 가지가 발전소 정전사고 시에도 격납건물내의 수소를 제거할 수 있는 수소 제어설비의 설치이다. 한빛 5,6호기는 설계기준사고(DBA)용으로 수소열재결합기를, 중대사고 대비용으로 수소 점화기를 설치 운영해왔다. 그러나 두 설비 모두 발전소 정전시에는 이용 할 수 없다. 이에 전원이 불필요한 피동형수소재결합기(PAR : Passive Autocatalytic Recombiner) 24개를 격납건물 안에 설치하였다. 본 연구는 중대사고시 피동형수소재결합기(PAR) 작동에 의한 격납건물 내에서 수소 제어 능력 평가 결과를 기술하였다.

2. 본론

2.1 격납건물 수소제어설비

2.1.1 수소열재결합기(Thermal Reconbiner)

한빛원전본부에 설치된 2개의 수소재결합기는 한빛본부 6개 호기에서 공용으로 사용하고 있다. 사고시 격납건물 수소 농도가 3.5 v/o 에 도달하기 전에 한 대의 수소재결합기를 운전하여 격납건물 내의 수소농도를 4 v/o 이하로 유지 할 수 있도록 설계되있다. 산소, 질소, 기타 습분과 5v/o 정도까지의 수소를 포함하는 70 scfm(1.98 m^3/min) 유량을 처리할 수 있는데, 가열기를 이용 약 650℃에서 재결합반응을 통해 수소를 제거하는 방식이다.

2.1.2 수소점화기(Ignitor)

수소 점화기는 격납건물내 20여개가 설치되며 설계기준사고를 초과 하는 중대사고시 격납건물 내 평균 및 국부 수소농도를 10 v/o 이내로 유지 하는 기능을 한다. 격납건물 내부의 수소가 4 v/o를 초과하면 미리 수소를 연소켜 높은 농도에서 발생하는 수소의 폭발 또는 연소천이현상(DDT) 등에 격납건물의 건전성이 저해되지 않도록 하는 목적을 갖고 있다. 수소 점화기는 가연성 기체 혼합물에 충분한 열이나 화학반응 물질을 공급함으로써 연소를 자활적으로 유발 시킨다.

2.1.3 피동형수소재결합기(PAR)

PAR는 금속상자안의 하단부에촉매재로 코팅된 카트리지가 수직으로 장착되어 있다. 카트리지에서 생성된 반응열의 온도구배에 의한 부력으로 하단부로부터 원활한 기체유입이 이루어지며, 유입된 기체는 PAR의 카트리지를 통과하여 상단부로 배출된다. 한빛5,6호기는 격납건물안 24개의 중대사고용 PAR가 설치되어 있다.

Table 1. Hydrogen control system(Korea NPP)

개선	종류 \ 호기	고리 1	고리 2,3,4	월성 1	월성 2,3,4	한빛 1~4	한빛 5,6	울진 1,2	울진 3~6	신고리 1~4 신월성 1,2
개선 이전	PAR	○								○
	IG				○		○		○	○
	TR		○			○	○	○	○	
개선후 설치	PAR		○	○	○	○	○	○	○	

* IG:수소점화기, TR:수소열재결합기

2.2 중대사고시 피동형수소재결합기 성능 분석

2.2.1 수소 분석 방법론

가연성기체제어계통 관련 규제요건인 10 CFR 50.34(f) 및 10 CFR 50.44의 수소생성량 관련 요건을 준용하되, 요건에서 제시하는 유효 핵연료피복재 75% 및 100%에 상응하는 수소발생량보다 더 보수적으로 총 150% 금속-물 반응(MWR, Metal-Water Reaction)에 상응하는 수소발생량을 고려하였다. 한편 PAR의 수소제거율 관점에서는 PAR 성능특성의 불확실성을 고려함과 동시에 공급자별로 제시하는 PAR의 수소제거율을 포괄적으로 대표할 수 있는 NUKEM PAR 상관식을 적용하였다. 또한, PAR 성능의 75%만을 적용하여 25%의 성능저하를 기본적으로 적용하였다.

2.2.2 격납건물 노드화

본 분석에서는 총 26개의 제어체적, 58개의 유로 그리고 70개의 열침원으로 격납건물을 모델링하였다. 격납건물 일반 배치 도면에 MAAP 노드 모델을 표기하여 Fig. 1에 제시하였다.

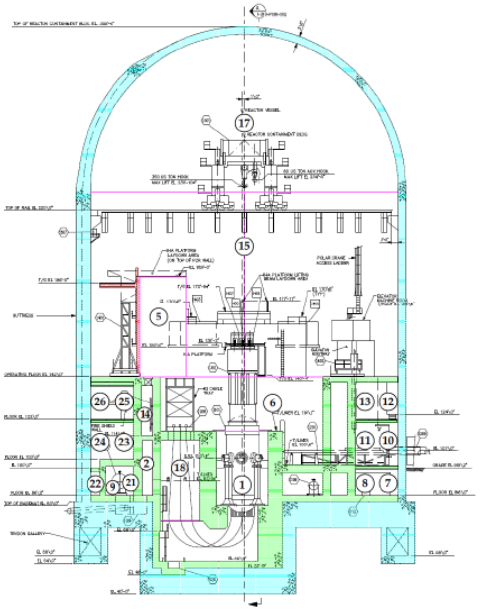


Fig. 1. Containment node model.

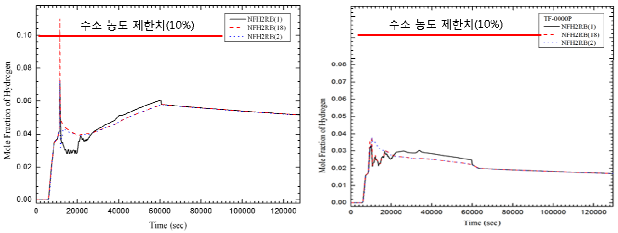
2.2.3 분석대상 중대사고 사고경위

사고경위는 1단계 확률론적 안전성 평가에서의 사고경위별노심손상빈도 및 2단계 내부사건에 기초하여 다음의 6개 대표 사고경위를 선정하였다. 또한, 각 사고경위에 대해 살수계통의 작동 여부, PAR 작동 여부, 안전주입탱크 작동 여부, 안전감압계통(SDS)의PORV 수동 개방 여부 등을 고려하여 분석대상을 선정하였다.

- Large Break LOCA, LBLOCA
- Medium Break LOCA, MBLOCA
- Small Break LOCA, SBLOCA
- Total Loss of Feedwater, TLOFW
- Station Blackout, SBO
- Steam Generator Tube Rupture, SGTR

2.2.4 수소 농도 분석

중대사고 수소분석 결과 모든 사고경위에서 방출격실을 포함한 전 격실의 평균수소농도가 원자로용기 파손 이전에는 최대 6 v/o를 넘지 않으며, 원자로용기 파손 이후 150% MWR에 상응하는 수소 발생량 시점까지는 2.5 v/o 이하이고, 사고 후 1 일 시점의 격납건물 평균 수소농도는 2.0 v/o 미만으로서 장기적으로 점차 수소농도는 감소하는 것으로 나타났다. 한편, 수소 방출 격실 중 원자로공동과 원자로배수탱크격실, 그리고 원자로배수탱크격실과 인접한 환형구역의 경우, SBO 및 TLOFW와 같은 고압 과도사고경위에서 가압기안전밸브 개방 시점에 순간적으로 10 v/o를 넘는 수소 농도가 나타났다. 그러나 이러한 격실에는 수소뿐만 아니라 함께 방출되는 다량의 수증기로 인해 산소가 매우 희박하여 수소연소가 불가능한 불활성화 상태가 된다. 또한 수소방출격실을 포함한 인접 격실들에 대해 OECD 최신기술보고서의 방법론에 근거한 화염가속 및 연소폭발천이 지수 평가를 수행한 결과, 모든 사고경위, 모든 격실에서 화염가속 및 연소폭발천이 발생 가능성이 없음을 확인하였다.



<PAR 미작동시 수소농도> <PAR 작동시 수소농도>

Fig. 2. Mole fraction of hydrogen : TLOFW.

상기의 TLOFW와 같은 과도사건의 중대사고 사고경위에 대하여 안전감압계통(SDS)의 PORV 수동개방운전조치가 이루어지는 경우에 대하여 분석한 결과, 원자로배수탱크격실(RDT)로 방출되는 경우와는 달리, 가압기격실 상단 외부벽면에 위치한 SDS 파열판을 통해 원자로건물 상부격실로 직접 방출되어, 국부적인 높은 수소농도는 전혀 나타나지 않고 상대적으로 낮은 안전한 상태의 원자로건물내 수소농도를 보여주었다.

3. 결론

결과적으로 피동안전특성을 확보한 가연성기체 제어를 위한 PAR를 설치함에 따라, 한빛 5,6호기의 중대사고시 격납건물 내 수소농도를 규제요건인 10 v/o 미만으로 유지하고 국부 지역에서의 화염가속 및 연소폭발천이가 일어나지 않도록 하여 격납건물의 건전성을 유지하기 위한 수소제어능력을 충분히 확보한 것으로 나타났다.

4. 참고문헌

[1] 국내 원전 안전점검 결과 보고서, 한국원자력안전기술원, 안전점검단, (2011).
[2] 김봉건, 중대사고에서의 격납건물 수소 제어에 관한 연구, 한국전력공사(2000).
[3] 중대사고 수소분석 안전성평가 보고서(영광5,6호기) 한수원,한전기술(2012).

6분과

방사선환경 및 안전 (Poster)

원자력공급자그룹 가이드라인의 등장과 대응

이대성*, 이기복, 정익, 이종희, 노승국, 김수은
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*dslee@kaeri.re.kr

1. 서론

지난 2011년 5월 벨기에 브뤼셀에서 주요 글로벌 원자력 발전소 공급회사(vendor)들이 카네기평화재단의 주도로 "원자력공급자 그룹 가이드라인(Nuclear Power Plant and Reactor Exporters' Principles of Conduct)"을 처음으로 확정한 후 여러차례 업데이트를 거치면서 2014년 10월 서울에서 최종 검토 및 가이드라인으로 천명되었다.
이 가이드라인은 무분별한 경쟁으로 인한 글로벌 원전공급계약이 자칫 원전도입국들의 적절한 수준의 안전, 환경보호, 핵비확산을 제도적으로 마련치 못하게 될 우려가 대두되어 등장하게 되었다.
본론에서는 이 가이드라인의 내용과 영향을 분석하고, 이에 대한 원전수출국으로서의 우리의 대응방향을 모색해 보고자 한다.

2. 본론

2.1 가이드라인의 등장배경과 참가사(社)

글로벌 주요 원자력공급자 (Vendor)들은 원자력발전소 공급계약체결을 위해 경쟁이 치열해지는 분위기에서 2011년 3월 후쿠시마 원전사고를 맞이하게 되었다. 그리하여 지나친 국제경쟁으로 인해 원전도입국들의 원자력안전과 방호, 핵비확산적 측면에서의 준비가 미흡함에도 원전이 공급되는 우려에 대한 자성의 계기로서 등장하게 되었다.

본 가이드라인을 준수할 것을 선언한 원자력공급자로는 한국전력을 비롯하여, GE 히타치, 도시바, 미쓰비시 원자력시스템, ATMEA, 미쓰비시 중공업, JSC 로사톰, 웨스팅하우스, GE 히타치 원자력에너지, 아레바, 인밥, 카네기 국제평화재단 등 총 12개사가 참여하였다.

2.2 가이드라인 구성과 준수의무

가이드라인은 총 6개의 원칙(Principle)과 2편의 부록으로 구성되어 있다. 원자력공급계약을 체결할 경우 원전도입국들에게 공급계약에 앞서 이러한 주요 원자력 안전, 방호, 원자력손해배상, 환경보호, 핵비확산을 위한 원전도입에 따른 국가의무준수를 확인할 것을 요청하고 있다.

이를 통해 참여사들은 원전도입국과 하도급사 및 원전운영자에게 가이드라인의 목적, 내용, 적용의무에 대해 알려주어야 한다.

2.3 기본원칙과 의미

6개의 원칙은 다음과 같다.

Table 1. 6 Principles of Conduct

No	Principles
1	Safety, Health, and Radiological Protection
2	Physical and Cyber Security
3	Environmental Protection and the Handing of Spent Fuel and Nuclear Waste
4	Compensation for Nuclear Damage
5	Nonproliferation and Safeguards
6	Ethics

- 원칙1은 안전, 보건 및 방사선방호에 대해 원전 공급체결전에 원전도입국들이 IAEA 원자력안전조약의 가입과 이를 구체적으로 달성할 산업기반이 갖추어져 있음을 확인해야 하며, 부지선정의 안전성을 포함하여, 원자력표준에 부합하는 기기의 공급을 하도급업체를 포함한 관련자 모두 준수토록 해야 한다.
- 원칙2는 물리적보안으로서 사이버보안을 포함하여 보안능력을 갖추어야 하며, 국제원자력안전성그룹의 요건에 부합하는 설계기준을 달성해야 하며, 원전도입국은 IAEA 원자력물질의 물리적방호 협약과 UN핵테러 억제협약에 가입해야 함을 의무로 요청해야 한다.
- 원칙3은 환경보호 및 사용후핵연료와 방사성폐기물취급에 있어서 원전도입국의 법규를 마련해야 함을 의무로 요구하며, IAEA 관련협약에 가입토록 해야 하며, 원전공급자들은 원전건설에서 폐로까지 전반에 있어서 환경보호와

방폐물질의 책임있는 관리가 가능한 시스템을 수출해야 한다.

- ◦ 원칙4는 원자력손해배상의무로서 원전도입국들이 국제적 수준의 원자력손해배상체제를 구축하고, 원자력손해배상협약에서 요청하는 원전운영자의 엄격책임과 배상준비금을 갖추도록 해야 한다.
- ◦ 원칙5는 핵비확산 및 세이프가드에 있어서 평화적목적의 원전공급이여야 하며, UN안전보장이사회 결의안에 부합되는 국가에 한하여 원전을 공급해야 하며, 이중용도의 민감기술과 물질에 특별한 주의를 기울일 것을 요청하고 있다.
- ◦ 원칙6은 윤리적 책무로서 최고의 윤리적 표준을 원전도입국과 규제기관과의 관계에 적용하며, UN반부패협약과 OECD 국제거래에서의 부패와의 전쟁협약을 준수하며, 세계인권선언과 아동강제노역금지, 고용차별금지, 노동권보장의 높은 윤리적 기준을 하도급사 및 기타참여자가 동일하게 보장토록 함을 독려하도록 하고 있다.
- ◦ 부속서 A는 핵비확산 및 세이프가드원칙에 보충하여 구체적인 핵비확산에 반하는 행동과 사건의 예를 들어놓고 있으며, 부속서 B는 본 가이드라인에서 언급한 국제협약의 명칭을 나열해 두었다.

2.4 법적 분석

본 가이드라인은 서문에서 명시적으로 참여사들의 자발적인 준수의무이지 법적 의무를 창출하지 않음을 밝혀두었으나, 원전수출 주요회사들이 모두 참여하여 상호 윤리적인 감시기능을 할 기본 틀로서 기능할 것이다.

더구나 본 가이드라인이 선언된 이후 각국의 원자력안전기관과 주요 정부당국자들은 지지성명을 내는 등의 정치적 행위가 이루어진 바, 원전수출 및 도입국가 간의 원자력협력협정과 원전수출계약에 중요한 계약내용으로서 포함되게 될 것이며, 원전수출 전에 당연확인 사항으로서 의무 되어 졌다고 볼 수 있다. 나아가 국제법의 법원(法源)으로서 관습법적 관행으로 자리 잡을 것으로 판단된다.

2.4.1 IAEA와 가이드라인 관계

본 가이드라인이 IAEA의 주요 협약들과 설계,건설, 운영, 폐로에 대한 주요원칙과 높은 기준을 다 포괄하여 준수하도록 의무되지만, 이 가이드라인은 정부나 IAEA의 개입이 없는 민간차원의 자발적 기준이고, IAEA의 여러 제도와 협약의 발전에 따라 그 가이드라인도 계속 순응하여 강화될 것으로 판단된다.

2.4.2 대응방향

대한민국은 UAE원전(한국전력)과 요르단 연구용원자로(한국원자력연구원)를 모두 수출한 경험이 있는 새롭게 등장한 원자력공급자로서 본 가이드라인에 포섭되는 주요행위자임에 따라, 기존 공급사들의 많은 견제를 실제 부닥치고 있다.
그리하여 원전 도입국과의 사전협상에서 이 가이드라인이 원전도입국의 국내법으로 입법되어야 함을 명확하게 공지하고, 그에 대한 입법스케줄의 대강을 확인해 두어야 이 가이드라인 준수의무를 이행했다고 볼 수 있으며, 이에 대한 선명성을 강화해 둘 필요가 있다.

3. 결론

원자력공급자그룹 가이드라인은 글로벌 원전수출 경쟁이 치열하던 와중에 후쿠시마 원전사고의 발생에 대한 자성의 일환으로서 카네기재단의 주도로 마련되었다. 주요 원전공급사가 다 참여하여 원전 건설, 운영, 폐로에 이르는 모든 과정에서 높은 수준의 기준을 적용하고, 그 과정에 관련되는 원전공급자와 하청회사의 엄격한 품질기준의 준수를 넘어서서 원전도입국 정부의 입법 및 IAEA협약 가입의무, 원전운영자의 관리 및 원자력손해배상 대비까지 포괄하고 있다.

이 가이드라인이 법적의무로 명시되지 않았음에도 윤리적 기준으로서 엄격하게 원전공급자와 그 공급국가에게 사전에 확인, 준수해야할 국제법상의 관습법 또는 관례로서 작동할 것이 분명하며, 이에 대한 인식이 필요하다.

4. 참고문헌

[1] Nuclear Principles (2016) Nuclear Power Plant and Reactor Exporters' Principles of Conduct Retrieved March 13, 2016, from http://nuclearprinciples.org/.
[2] 정인섭, 국제법입문, 박영사, (2014).

환경방사능 측정결과 방사선원항 재평가 방법론

김주열[1*], 이현하[2], 이영민[2], 박상현[2], 진소범[2], 정승영[2]
[1]㈜미래와도전, 경기도 용인시 기흥구 흥덕1로 13
[2]한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
*gracemi@fnctech.com

1. 서론

후쿠시마 원전사고 이후 환경방사선/능 측정결과를 활용한 방사선원항 재평가의 중요성이 부각되어 방사성물질 방출정보를 추정하기 위하여 다양한 방법론에 관한 연구가 수행되었다[1,2]. 본 연구에서는 가우시안 플룸 해석해를 유도한 후 환경방사능 측정값을 안다고 가정하고 구속조건하 선형최소자승법(constrained linear least squares)에 의해 방사선원항을 재평가하는 방법론을 도출하였다.

2. 본론

일반적으로 atmospheric advection-diffusion equation은 다음과 같은 과정을 거쳐 gaussian plume solution으로 유도된다.

$$\frac{\partial C}{\partial t} + \vec{u} \cdot \nabla C = \nabla \cdot (K \nabla C) + Q \qquad (1)$$

$C(\vec{x}, t)$ = unknown concentration (kg/m^3)
$\vec{u}(\vec{x}, t)$ = given wind velocity (m/s)
K = turbulent eddy diffusivity (m^2/s)
$Q(\vec{x}, t)$ = emission source term (kg/m^{3}s)

상기 이류-확산 식은 다음과 같이 유도된다.

$$U\frac{\partial C}{\partial x} - W_{set}\frac{\partial C}{\partial z} = \frac{\partial}{\partial y}(K_y\frac{\partial C}{\partial y}) + \frac{\partial}{\partial z}(K_z\frac{\partial C}{\partial z}) + Q\delta(x)\delta(y)\delta(z-H) \qquad (2)$$

$U\frac{\partial C}{\partial x}$: wind, $W_{set}\frac{\partial C}{\partial z}$: settling

$\frac{\partial}{\partial y}(K_y\frac{\partial C}{\partial y}) + \frac{\partial}{\partial z}(K_z\frac{\partial C}{\partial z})$: cross wind and vertical diffusion

$Q\delta(x)\delta(y)\delta(z-H)$: point source

$W_{set} = W_{dep} = 0$으로 가정하고 라플라스 변환을 적용하여 가우시안 플룸 해석해를 유도할 수 있다.

$$C(x,y,z) = \frac{Q}{2\pi U\sigma_y\sigma_z} exp(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}) \left[\exp(-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}) + \exp(-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2})\right] \qquad (3)$$

여기서 $\sigma_{y,z}^2(x) = 2xK_{y,z}/U$

침적(deposition) 및 침강(settling)을 고려한 가우시안 플룸 해는 다음과 같이 유도된다.

$$C(x,y,z) = \frac{Q}{2\pi U\sigma_y\sigma_z}\exp(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2})\exp(-\frac{W_{set}(z-H)}{2K_z} - \frac{W_{set}^2\sigma_z^2}{8K_z^2}) \times [\exp(-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}) + \exp(-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}) - \sqrt{2\pi}\frac{W_0\sigma_z}{K_z}\exp(\frac{W_o(z+H)}{K_z} + \frac{W_o^2\sigma_z^2}{2K_z^2})erfc(\frac{W_o\sigma_z}{\sqrt{2}K_z} + \frac{z+H}{\sqrt{2}\sigma_z})]$$

여기서 $W_o = W_{dep} - \frac{1}{2}W_{set}$ (4)

측정된 농도값을 알 때 미지의 방출율을 구하는 역산문제(inverse problem)는 다음과 같은 matrix-vector 형태이며 구속조건하 선형최소자승법으로 풀 수 있다.

$$\overrightarrow{C_r} = P_{rs}\overrightarrow{Q_s} \qquad (5)$$

여기서 s은 선원항의 개수이고, r은 측정지점의 개수, P는 r×s 행렬이다.

본 연구에서는 다음과 같은 가정 및 절차로 선원항의 방출율을 계산하였다.

- 8개 다수호기(고리1호기~신고리4호기) 동시사고 가정(K1~K8)
- 방출높이 58 m, 방출율은 각각 10, 20, 30, 40, 50, 60, 70, 80 MBq/s
- 가우시안 플룸모델 이용 Cs-137 지표농도 계산 (forward problem)
- 임의의 9개 지점(P1~P9)에서의 농도는 각각 363.9, 474.6, 323.9, 1056.1, 570.9, 157.5, 205.2, 198.5, 269.1 Bq/m^3
- 9개 지점의 계산농도를 측정값이라 가정하고 역으로 방출율 재계산

8개 방출원의 Cs-137 방출율(Bq/s)은 Table 1,

Fig. 1 및 Fig. 2와 같이 평가되었다. 각각의 서로 다른 방출율을 가지며 농도분포가 중첩된 선원항을 상관계수 0.9997로 잘 모사함을 알 수 있다.

Table 1. Estimated Emission Rate at Sources

K1 : 10036954.9	
K2 : 19943902.9	
K3 : 29988158.9	총합 = 360035792.6 Bq/s
K4 : 40023682.7	잔차 = 1.573062e-04
K5 : 51216460.0	상관계수 = 0.9997
K6 : 58843470.5	
K7 : 69894377.4	
K8 : 80088785.2	

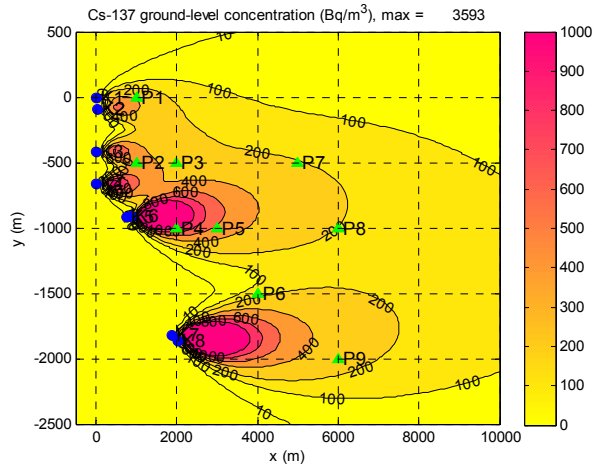


Fig. 1. Concentration Distribution by Multiple Sources.

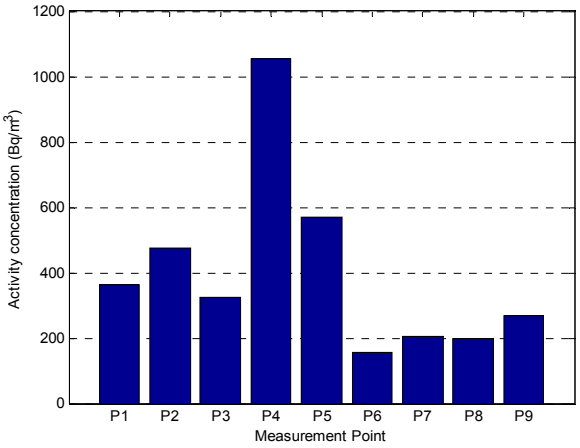


Fig. 2. Calculated Concentration at Nine Points.

3. 결론

후쿠시마 사고 교훈 중 하나는 환경방사능 측정 자료에 기반한 선원항 재평가 방법론 개발이다. 이를 위해 가우시안 플룸 해석해를 유도한 후 환경방사능 측정값으로 역산모델링에 의한 방사선원항 재평가 방법론을 개발하였다. 본 연구에서는 선원항이 시간에 따라 일정하다고 가정하였지만 실제로는 방출율이 시간에 따라 변하고 방출시점 또한 상이할 것이므로 향후 이를 반영한 방법론 개선이 필요하리라 사료된다.

4. 참고문헌

[1] Stohl et al., "Xenon-133 and caesium-137 releases into the atmosphere from the Fukushima Dai-ichi nuclear power plant determination of the source term, atmospheric dispersion and deposition", Atmospheric Chemistry and Physics, 12, 2313-2343, (2012).

[2] Chino et al., "Preliminary estimation of release amounts of ^{131}I and ^{137}Cs accidentally discharged from the Fukushima Daiichi nuclear power plant into the atmosphere", Journal of Nuclear Science and Technology, 48(7), 1129-1134, (2011).

하나로 원자로건물 누설률 측정법 고찰

최영산*, 김경철, 송재하, 이민우, 두승규, 임윤택
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yschoe@kaeri.re.kr

1. 서론

하나로 원자로건물은 준격납계통(Confinement) 개념을 채택하여 6 개월 주기로 기밀 상태를 시험하고 있다. 하나로 첫임계 이후 1999 년까지 국부 누설률 측정법을 적용하였고 2000년부터 현재까지 풍량조절장치를 이용한 새로운 시험방법을 적용해 오고 있다. 실시한 시험결과를 분석하여 시험방법의 타당성을 고찰하고 개선 방법을 도출하였다.

2. 본론

2.1 목적

하나로는 비정상 사고로 인하여 고 방사선이 감지되면 비상환기계통이 작동되어 25 mmWG 이상의 부압을 유지한다. 비상환기계통의 고장이나 정전으로 작동이 멈추게 되면 건물에 불어오는 바람으로 인해 정압이 발생하고 원자로 실내 공기가 외부로 누설될 수 있다[2]. 이때 외부로의 누설률이 사고해석과 환경영향평가에 의해 결정된 허용값 570 m^3/h 이하로 유지되고 있는지를 평가하고 있다[1].

2.2 시험 방법

2.2.1 원자로실의 가압 및 측정

원자로실 환기계통을 정지시키고 출입구 및 격리댐퍼를 모두 닫은 후, 별도의 풍량조절장치를 통해서 일정량의 공기를 원자로실로 공급한다. 원자로실 압력이 시험압력인 25 mmWG 이상의 어떤 값에 안정되도록 공급 팬의 회전수를 미세 조정한 후 그 때의 주입 풍량을 측정한다. 즉, 시험압력으로 안정되어있는 원자로실의 누설량은 곧 주입풍량을 의미한다. 원자로실 압력은 약 39000 m^3의 큰 체적이므로 주입풍량의 변화에 민감하게 반응할 수 없다. 풍량조절장치의 구성은 아래 Fig. 1과 같다.

2.2.2 누설률 계측기의 구성

누설률 측정값의 정확도와 신뢰도를 향상시키기 위해 원자로실 내외부의 차압은 차압계(Differential Pressure Transmitter) 2 개, 원자로실 내부 온도는 RTD(Resistance Temperature Detector) 4 개를 사용하였고 각 측정치의 평균값을 누설률 계산에 사용한다. 이를 위한 차압 측정점은 원자로실 동쪽과 서쪽 벽면 두 곳에, 온도 측정 점은 원자로실 지하 바닥, 수조 상부, 크레인 레일 부근, 새연료 저장고 상부 등의 네 곳에 위치한다. 계측기 구성은 아래 Fig. 2와 같다.

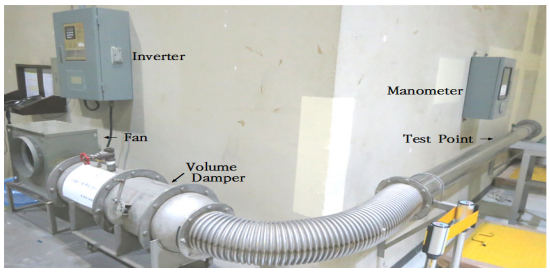


Fig. 1. Configuration of Flow Control Sys.

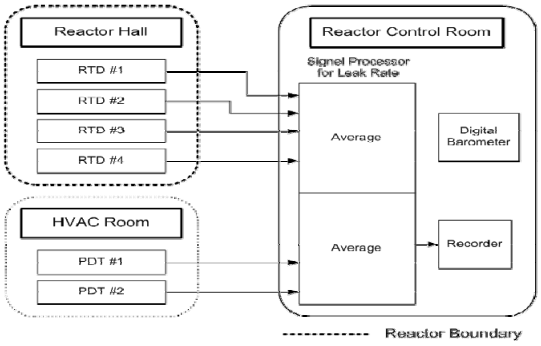


Fig. 2. Composition of Instruments.

차압계 는 0~50 mmWG를 측정하여 4 ~ 20 mA의 출력신호를 제어실의 신호처리기로 전송한다. 이 계측기의 선형성, 반복성 등을 포함한 총 오차는 ± 0.5% 이고 응답시간은 최대 250 msec인 특성을 가지고 있다. RTD는 원자로 실내의 공기 온도를 측정하여 저항 출력신호를 제어실 신호처리기로 전송한다. 측정 범위는 0~100^{0}C이며 정확도는 ± 1^{0}C 이다. 대기압계(Digital Barometer)는 Vaisala 사의 PA11A 모델로서 내부에 3개의 초정밀 대기압 변환기를 내장한 ± 0.2 mbar의 정밀급 계측기다.

2.2.3 누설률의 측정 및 계산

풍량조절장치의 닥트에 설치된 SPT(Standard Pitot Tube)는 마노미터와 함께 특수 제작된 것으로서 풍속을 직접 측정할 수 있는 계측기이다. 닥트 직경인 150 mm 의 0.9D, 0.7D, 0.5D, 0.3D, 0.1D의 다섯 지점에서 풍속을 측정하고 이 값들을 평균한 평균 풍속값을 덕트 단면적으로 곱하면 주입 풍량이 된다. 이는 아래 식 (1)과 같다.

$$L = Va \times Ad \times 3600 \ (1/hr) \qquad (1)$$

여기서 L: 주입 풍량, 누설률(m^3/hr), Va: 평균 풍속(m/sec), Ad: 덕트 단면적 (m^2)

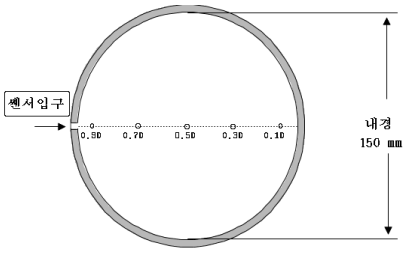


Fig. 3. Test Points in Flow Duct.

2.3 시험 결과 및 분석

하나로 시운전부터 1999년까지 적용했던 국부누설률 측정 방식은 환기계통 공급 팬을 이용하여 원자로실을 가압한 후 압력이 일정구간에서 떨어지는데 걸리는 시간, 온도 및 대기압 등을 측정하여 계산하는 방식이였다. 측정 중 대기압의 미세한 변화가 측정 시간에 영향을 주고, 온도 또한 계측기 교정 오차 보다 작은 값이 변화해도 누설률 측정값이 영향을 받는 문제점이 있었다.

2000년부터 독립적인 풍량조절장치를 개발하여 원자로건물 내부를 기준 압력인 25 mmWG 이상으로 유지시키고 이때 풍량조절장치를 통해 원자로실내로 유입되는 주입풍량이 허용기준치인 570 m^3/hr 이하가 되는지를 확인하고 있다.

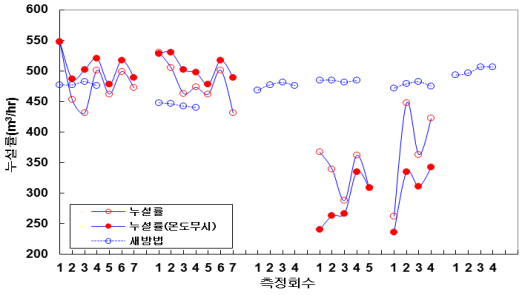


Fig. 4. Analysis of Temp effects.

국부누설률 측정법 에서는 0.01^{0}C의 온도 변화가 약 20 m^3/hr의 누설률에 영향을 주는 단점이 있었다. 온도차가 심한 겨울철과 여름철에는 0~100 m^3/hr 까지 누설률이 증감하여 측정에 어려움이 있었다. 독립 풍량조절방식으로 측정된 누설률의 변화폭은 5~10 m^3/hr 정도로 안정적인 결과를 얻었고 온도 변화에 대한 의존도는 완전히 배제할 수 있는 수준으로 낮췄다. 이는 Fig. 4와 같다.

전반적인 누설률의 경향은 국부누설률 측정방식이 평균 478 m^3/hr 이고 300~560 m^3/hr 정도로 변화폭이 매우 컸으며, 풍량조절방식은 평균 462 m^3/hr 이고 400~500 m^3/hr 정도로 변화폭도 100 m^3/hr 이내로 기존 측정값에 비해 상대적으로 매우 안정적이다.

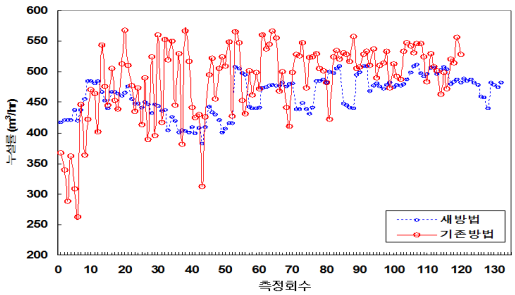


Fig. 5. Overall Leak-rate Trend.

3. 결론

독립 풍량조절장치를 이용한 누설률 측정 방식은 온도 변화에 대한 의존도를 배재할 수 있었고 측정치의 표준편차도 과거 60 m^3/h에서 10 m^3/h 정도로 낮출 수 있었으며 허용기준인 570 m^3/h를 충분히 만족시키고 있다. 측정 계측기를 정밀급으로 교체하고 온라인 방식의 측정 시스템을 도입하여 보다 정확하고 신뢰성 있는 측정으로 하나로 안전운영에 기여할 것이다.

4. 참고문헌

[1] 한국원자력연구소, “하나로 안전성 분석 보고서”, KAERI/TR-710/96, 1996.

[2] E.Simiu and R.H Scanlan, "Wind Effects on Structures", John Wiley & Sons, 1986.

[3] “Containment System Leakage Testing Requirements", ANSI/ANS-56.8, 1995.

표준형 원전 2차계통 수격현상 분석 및 방지방안 연구

조동기[1], 이경진[2*]
[1]한수원㈜한빛본부, 전라남도 영광군 홍농읍 홍농로 846
[2]조선대학교, 광주광역시 동구 필문대로 309번지
dongpal71@gmail.com

1. 서론

원자력 발전소에서 수격작용 현상은 주로 2차계통에서 다양한 원인으로 발생하고 있으며, 원자로 안전을 직접적으로 위협하지는 않지만 장기적으로 배관, 지지대 및 용접이음부 등 설비 손상을 유발하여 발전소 운전에 지장을 초래 할 수 있다. 열수력학적 불안정성의 하나인 수격작용은 언제라도 발생할 수 있고, 원자력 발전소의 안전성과 설비의 신뢰성을 저해하는 요인이 될 수 있으므로 세심한 주의를 필요로 한다. 본 연구는 표준형 원전 2차계통에서 발전소 기동, 정지 및 정상운전 중 빈번히 발생되는 수격현상 사례를 수집하고 발생원인 및 방지 대책을 수립하여 원전의 안전성과 설비의 신뢰성을 확보 하고자 한다.

2. 본론

2.1 표준형 원전 수격현상 사례 분석

표준형 원전 2차측에서 발생한 수격현상은 대부분 발전소 기동/정지 운전 중에 발생 되었고, 고압급수가열기 연결 배관, 증기발생기 취출(SGBD) 계통 연결배관, 탈기기 연결배관 등 고온 고압의 증기와 응축에 의한 2상 유체 유동 환경에서 발생 되었다. 발전소에서 경험한 수격작용 사례를 발생 개소별로 발생 당시의 운전조건 및 설비 설계자료 등을 토대로 원인분석 및 방지방안을 수립하여 적용하였다.

2.2 SGBD 재생열교환기 후단과 탈기기 입구배관

2.2.1 원인분석

터빈이 정지되면 급수가열기의 추기증기가 모두 자동 격리되어 탈기기로 유입되는 복수 온도는 빠르게 감소하나, 증기발생기 수질유지를 위해 최대유량으로 운전되고 있는 SGBD 재생열교환기 냉각용 복수인 고온수(약 130℃)가 탈기기로 유입되는 저온(약 40℃)의 복수와 접촉하는 과정에서 수격현상이

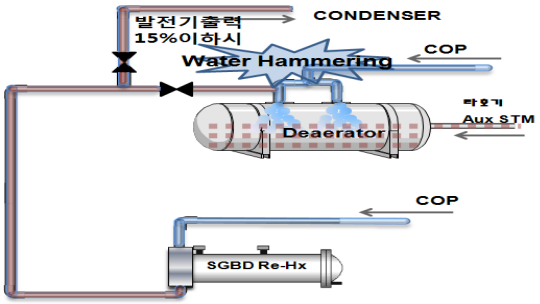


Fig. 1. Piping Schematic diagram of SGBD REG Hx.

발생 되었다.

2.2.2 방지방안

두 유로의 복수온도 편차가 있을 경우 SGBD 재생열교환기를 통과한 복수유로를 복수기로 전환하여 운전하고, 저압급수가열기를 거친 복수온도가 추기증기에 의해 가열되어 두 유로의 온도편차가 적어지는 시점(터빈출력 약 15% 이상)에서 정상유로인 탈기기로 전환하도록 운전 절차를 변경 적용한 결과 수격현상을 현저하게 저감 할 수 있었다.

2.3 고압급수가열기 5A/B에서 탈기기 배수 배관

2.3.1 원인분석

발전소 정지 및 재기동 중 저출력에서 터빈 추기증기가 고압급수가열기 5A, 5B로 유입된 후 응축되어 탈기기로 배수 되어야 하나, 고압급수가열기 5A, 5B에서 탈기기까지의 배관은 Loop Seal 배관을 포함한 90 ft 높이의 수직/수평 배관으로 구성되어 있어 기동 전후 이미 응축 정체되어 있던 저온의 유체가 존재한다. 터빈 기동/정지시 고압급수가열기 5A, 5B 쉘측 압력이 4.5 kg/㎠(터빈출력 50%) 이상으로 형성될 때 급수가열기 압력에 의해 응축수가 정상유로인 탈기기로 배수되며, 이때 정상배수관의 Loop Seal 배관 응축수와 급수가열기에서 가열된 고온의 계통수가 접촉하여 수격현상이 발생 되었다.

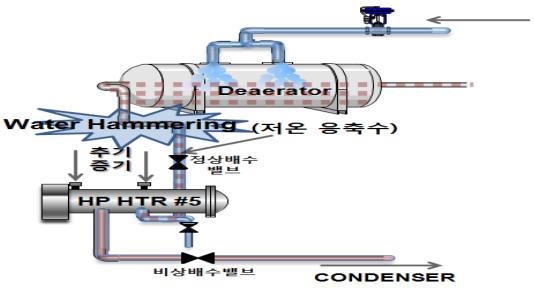


Fig. 2. Piping Schematic diagram of HP HTR 5A/B→Deaerator.

2.3.2 방지방안

급수가열기 압력이 4.5 kg/㎠(터빈출력 50% 이하) 이하에서는 정상유로를 수동 차단상태로 유지한 상태에서 비상배수관으로 유로 형성 및 저온의 응축수를 주기적으로 배수하고, 급수가열기 압력이 4.5 kg/㎠(터빈출력 50% 이상) 이상 증가하여 유체의 구동력이 형성되는 시점에서 탈기기로 정상 유로를 형성하도록 절차서 변경을 통한 운전방법 개선 조치를 수행한 결과 수격현상을 방지 할 수 있었다.

2.4 SGBD CBD TK 및 입구 배관

2.4.1 원인분석

증기발생기 취출계통(SGBD) 초기 Inservice 과정에서 고온의 증기발생기 취출유량이 CBD 탱크내의 저온의 응축수로 유입되어 응축과 Flashing 현상으로 수격현상이 발생 되었다.

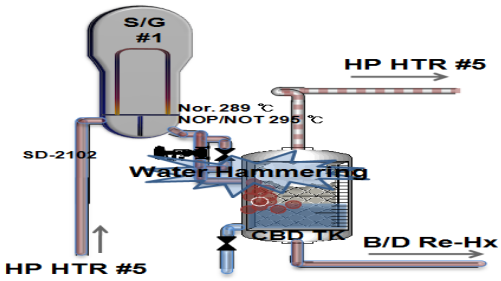


Fig. 3. Piping Schematic diagram of SGBD CBD TK.

2.4.2 방지방안

탱크내 저온의 응축수 배수 및 고온의 취출수를 최소유량으로 주입하면서 운전온도(100℃ 이상)까지 충분한 예열운전을 수행함으로써 Flashing 현상에 의한 수격작용을 방지 할 수 있었다.

2.5 주급수 격리밸브(V105/V106) 후단 배관

2.5.1 원인분석

주급수 계통 정화운전을 위해 계통 충수 시 이코노마이저/다운콤머 배관이 미충수된 상태에서 증기발생기 이코노마이저 배관의 급수공급을 위해 전단 격리밸브(V105/V106) 개방 시 고온, 고압의 급수가 급수 제어밸브에 충격을 가하여 압력파가 발생되었다.

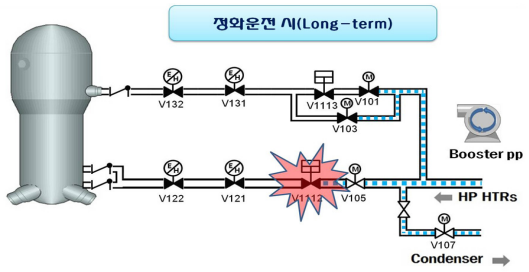


Fig. 4. Piping Schematic diagram of Feedwater Isolation V/V.

2.5.2 방지방안

급수계통 충수 시 이코노마이저/다운콤마 배관을 MFIV 후단 배기밸브 이용하여 충수상태로 유지하고, 급수온도가 상승하기전(기동용 급수펌프 기동 전) 격리밸브(V105/V106)를 개방상태로 유지함으로써 수격현상을 방지 하였다.

3. 결론

원자력 발전소에서 발생하는 수격작용은 거의 모든계통에서 발생하는 것으로 보고되고 있다. 이러한 수격작용을 방지하기 위해 발전소 설계단계에서부터 이것을 충분히 고려하여 반영하였다 하더라도 고온 고압의 유체가 가지는 불안정성으로 인하여 조금만 부주의하면 어떠한 형식의 수격작용 이라도 발생할 가능성이 상존한다. 본 연구에서는 표준형 원전 2차계통에서 설비 특성상 가장 빈번하게 공통적으로 발생하고 있는 수격작용 각각의 메커니즘에 대해 물리적인 현상과 발생과정, 근본원인을 확인하였고, 수격작용 방지를 위해 발전소 계통과 연계하여 운전방법상 개선 필요사항을 도출하여 적용함으로써 수격현상을 방지 할 수 있었다. 본 연구내용을 통해 향후 비슷한 운전환경의 산업시설에서 수격현상을 예방하는데 유용하게 활용될 것으로 확신한다.

4. 참고문헌

[1] EPRI TR-106438[Water Hammer Handbook for Nuclear Plant Engineers and Operators].
[2] EPRI NP-6766[Water Hammer Prevention].
[3] 권갑주, 수격작용의 Mechanism에 대한 고찰.
[4] 한국수력원자력㈜, 운전경험보고서(KONIS-원자력 기술정보 활용).

구황작물의 ^{137}Cs 흡수실험

전 인*, 임광묵, 최용호, 금동권, 김병호
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ijun@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력을 이용하는 가장 중요한 목적은 인간이 필요한 에너지 생산 및 인간의 생활에 도움을 주는 각종 기술의 이용이지만, 최근 들어 수명이 다한 원자력 시설의 안전한 해체 및 사고 후 환경에 미치는 부정적인 영향을 최소화 하고 원래의 자연상태로 되돌리려는 기술도 확보하려는 방향으로 급격히 부상하고 있다. 이는 과거 수십 년 동안 방사선방호 분야의 주된 중심은 인간방호였으나 리오에서 개최된 유엔환경개발회의에서 "지속 가능한 개발"에 대한 국제적 원칙이 수립된 이후 방사선방호 분야의 전리방사선에 의한 환경방호(Environmental Protection)가 주요 이슈로 부각되고 있는 것으로 확인할 수 있다[1].

이런 이슈이후 원자력 사고 대응 기술 중 방사능에 오염된 환경의 완화 기술은 주민의 경제활동을 촉진하고 장기간 방사선에 오염된 환경에 노출되는 방사능 위해로부터 주민의 건강을 지키기 위해 확보해야하는 중요한 기술이라고 볼 수 있다.

이런 오염된 환경을 완화하는 방법 중 동물을 이용한 환경정화 방법[2] 및 식물을 이용한 환경오염 완화기술[3]이 외에도 다양한 방법이 시도 되었으나 이는 장기간이 요구되고, 오염 수준이 낮은 환경에서 가장 효율적이고 환경 친화적이며 경제적인 방법이다. 하지만 현재 기술 수준에서 적용의 가장 큰 장애 요인은 식물의 핵종 흡수량과 속도이다. 이는 핵종 흡수량이 환경복구기간과 직결되기 때문이다. 따라서 특정식물이 특정 핵종을 잘 흡수할 수 있도록 하는 다양한 보조 방법이 개발되고 있다. 본 논문에서는 구황작물인 메밀을 이용하여 방사성동위원소에 오염된 토양에서의 동위원소 흡수 및 변화를 실험하고 그 결과를 기술하고자 한다.

2. 본론

2.1 토양 제조 및 식물

실험 작물로는 성장 속도가 빠르고 1년에 다모작을 할 수 있는 메밀[Table 1]을 선택하였고 동위원소 흡수 실험을 위해 방사성동위원소 ^{137}Cs을 사용하였다. 재배 용기의 크기는 가로, 세로 높이가 각각 90 cm, 60 cm, 40 cm 크기의 프라스틱 용기를 사용하였고 용기 하부 30 cm는 오염되지 않은 토양을 넣은 다음 상부 10 cm는 오염된 토양을 넣어 사고 후 방사성 물질이 자연 낙하하여 토양에 오염된 현상을 모사하였으며, 실험포트의 토양 오염 농도는 각각 15, 30, 45(Bq/g-dry)로 하여 오염도에 따른 식물의 흡수경향을 실험하였다.

Table 1. Fagopyum esculentum[4]

학명	Fagopyum esculentum
계	식물
문	속씨식물
강	쌍떡잎식물
목	마디풀목
분포	동부,중앙아시아
크기	60~90 cm

2.2 재배

실제로 실험 작물은 생육기간이 짧아 기상재해 때는 대파 작물로 이용되었는데 특히 강원도 산간 같은 지역에 많이 재배되어왔다. 본 실험을 위해서는 앞서 언급한 포트에 오염토양을 채우고 식물을 식재하여 온실에서 재배하였다. 파종은 8월 27일 하였고 약 1 cm 깊이의 고랑에 메밀 씨앗을 5 cm 간격으로 2~3두 파종하였다. 메밀은 발아율이 높아 대부분 발아 하였으며 성장기간 동안 물은 주 1 ~ 2회 흙이 고루 물에 적실 수 있도록 주었고 오염 방지를 위하여 사방이 유리로 막혀있는 온실에서 재배하였다.

2.3 실험 작물 수확 및 분석

실험 작물은 파종 후 2 개월이 지난 10월 28일에 수확하였고 수확할 때 오염 토양이 작물에 남아 있지 않도록 토양으로부터 2 cm 정도 상부를 절단하였으며 열매와 기타부분으로 구분하여 수확하였다.

수확 후 작물을 자연 상태에서 일정시간 자연 건조한 후 완전건조를 위해 건조기에 넣고 80℃에서 24시간 이상 건조하였다. 작물은 채취한 후 건조 전, 후의 무게를 기록하고 분말로 만들어 HPGe 감마선 계측기를 이용하여 계측하였다.

2.4 결과 및 고찰

작물의 건조 전 무게는 열매가 55.9 ~ 60.0 g 이었고 기타부분은 218.8 ~ 226.2 g 이었으며, 건조 후 무게는 열매가 33.8 ~ 38.8 g이었고, 기타 부분은 17.4 ~ 19.2 g이었다. 이에 따른 건조비율은 열매가 60% 내외였고, 기타부분은 8% 내외로 나타났다[Table 2]. 이는 작물이 방사성동위원소를 흡수한 후 이를 처리하는 과정에서 씨앗이 맺기 전에 처리하면 일반적인 다른 작물과 마찬가지로 많은 양의 부피 및 무게를 줄일 수 있음을 시사한다.

Table 2. Wight of Plant(g) and Dry Rate

	Port 1		Port 2		Port 3	
	S	L	S	L	S	L
F. Weight	59.9	218	55.9	220	60.0	226
D. Weight	38.8	17.7	33.8	19.2	36.5	17.4
Dry Rate	64.8	8.1	60.5	8.7	60.8	7.7

실험 작물의 방사성동위원소 계측결과 seed는 port 1, 2, 3가 각각 0.23, 0.27 및 3.36 Bq/g-dry 이었고 기타부분은 1.18, 0.47 및 7.05 Bq/g-dry임을 보였다. 이는 seed보다 기타부분의 방사성동위원소 흡수율이 약 2배 이상 높음을 보이고 이는 열매가 맺히기 전 작물을 수확하면 재배기간이 보다 더 단축되고 그에 따라 다모작을 실시할 수 있음을 의미한다. 토양의 방사성동위원소 농도는 각각 1.47, 2.51 및 4.72 Bq/g-dry로 계측되었다[Fig. 1].

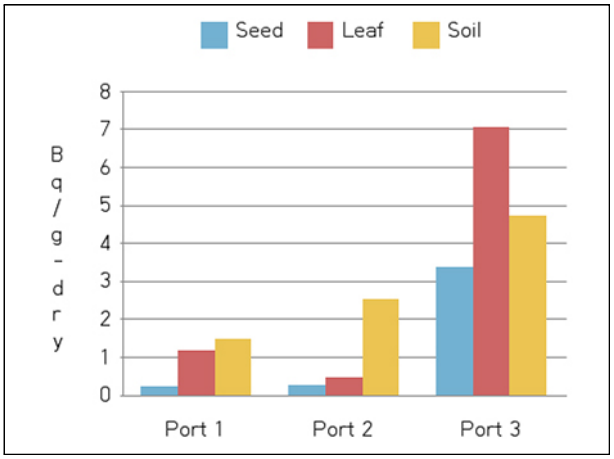


Fig. 1. Radionuclides in Seed, Leaf and Soil.

실험 초기와 비교하면 현저히 감소하였는데 일부는 작물이 흡수하였으나 대부분은 작물의 성장을 위해 주 1 ~ 2회 수분을 보충하는 과정에서 상부의 방사성동위원소가 물의 흐름과 함께 하부로 이동되었을 것으로 추측할 수 있다.

3. 결론

메밀은 일반적으로 발아율이 좋아 씨앗 대부분이 발아하여 실제 작물 재배에도 특별히 관리가 필요치 않는 점이 오염지역에서 재배하는데 가장 큰 강점을 보인다. 또한 성장기간이 60여일로 수확을 목적으로 하지 않으면 2모작 이상도 가능한 작물이다. 실험에서도 식재한 대부분의 씨앗이 발아하였고 별다른 병해 없이 잘 자랐음을 확인하였다. 또한, 토양별로 오염도를 다르게 하여 재배하였으나 수확량을 보면 작물의 성장에 큰 영향은 없는 것을 알 수 있다. 다만, 토양의 오염도에 따라 작물이 흡수한 동위원소의 양은 열매나 기타 부분 모두 차이를 보였으며 실험토양 중 가장 농도가 높은 작물이 가장 많은 방사성동위원소를 흡수하였음을 확인하였다. 본 실험의 결과로 보면 비교적 오염도가 높은 지역에서 동위원소를 많이 흡수함을 보였으나 정확한 경향 파악을 위하여 보다 다양한 환경에서의 추가 실험이 필요한 것으로 사료된다.

4. 참고문헌

[1] ICRP, "The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection," ICRP publication 103, 2007.

[2] 전인, 임광묵, 최용호, 금동권, 박두원, "지중동물의 방사성동위원소 전이계수 측정", 한국방사성폐기물학회, 2011년 춘계학술발표회 논문요약집, pp.399-400, 2011, 문경.

[3] 김병호, 최용호, 임광묵, 금동권, 서강욱, "수생식물이용 방사능 흡수연구", 한국방사성폐기물학회, 2014년 춘계학술발표회 논문요약집, pp. 409-410, 2014, 평창.

[4] 안완식, "우리 땅 우리 종자 한국토종작물자원도감," 도서출판 이유, 2009.

원자력발전소 2차계통 열성능시험을 통한 터빈출력 개선 연구

강경훈[1], 이경진[2*]
[1]한수원㈜ 한빛본부, 전라남도 영광군 홍농읍 홍농로 846
[2]조선대학교, 광주광역시 동구 필문대로 309번지
kangkyunghun@khnp.co.kr

1. 서론

H 원자력발전소 5호기 5차 계획예방정비 이후 100%원자로 열출력에서의 발전단 전기 출력 및 터빈 사이클 열소비율 진단을 통해 인수성능시험 대비 열성능 변화 추이을 분석하고 2차계통 주요 설비별 성능 분석을 통해 향후 효율적인 발전소 설비 운영 및 성능 이력관리를 위한 기준 성능지표(Baseline Performance)를 확보하여 설비의 최적운영을 위한 계통분석과 방법을 제시하고 발전소 이용률 향상에 기여하고자 본 연구를 시작하게 되었다.

2. 2차계통 정밀 열성능 진단 시험

2.1 2차계통 정밀 열성능 진단 개요

2.1.1 성능진단 항목

2차계통 정밀 열성능 진단시험 항목으로 100% 원자로 열출력 및 정격 증기조건에서 발전단 전기 출력 및 터빈 사이클 열소비율 진단, 터빈사이클 Heat Balance 분석을 통한 2차계통 주요설비별(터빈, MSR, 급수가열기, 복수기 등) 성능분석 및 기준 성능지표 확보, 발전소 주요 성능변수에 대한 PMS 데이터 대비 성능 진단용 특설 계측기 데이터 비교 분석, 2차계통 내 밸브누설 등에 의한 에너지 손실 요인 점검을 수행하였다.

2.1.2 특설계측기 설치 및 데이터 취득

본 진단시험을 위해 특설된 모든 계측기는 현장 데이터 전송장치(Data Acquisition System)로부터 10 초 간격으로 데이터를 취득하여 PC 전자파일로 저장되었고 전산실 서버로 저장되는 발전소 운전용 데이터는 1 분 간격으로 취득하였다. 정확한 전기 출력 측정을 위해 <Fig. 1>과 같이 Wye Generator 3 Phase, 4 Wire 방법을 이용한 회로결선을 사용하였다.

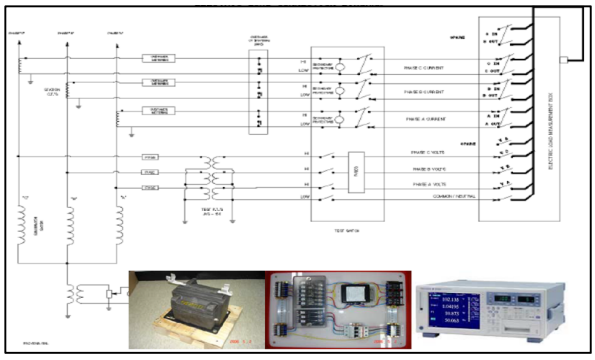


Fig. 1. Generator Power Measuring Instrument Wiring Diagram.

2.1.3 성능시험조건

원자로 감시장치(NIS) 출력영역 지시계는 진단시험전에 교정을 완료하고, 진단시험 중 전기 출력은 <Fig. 2>와 같이 100% 안정된 상태로 유지하였다. 증기터빈의 경우 동일한 Governing 밸브 개도 기준으로 수행되어야 하나 원자력발전소 운전특성을 고려하여 유사한 밸브개도를 유지하였다. 발전소 운전상태가 시험 결과에 영향을 미치지 않도록 발전소 설비들이 정상상태에서 열적평형상태가 유지되었으며 주요성능변수는 시험결과에 대해 보정을 최소화 할 수 있도록 가능한 시험조건에 가깝게 운전되었다.

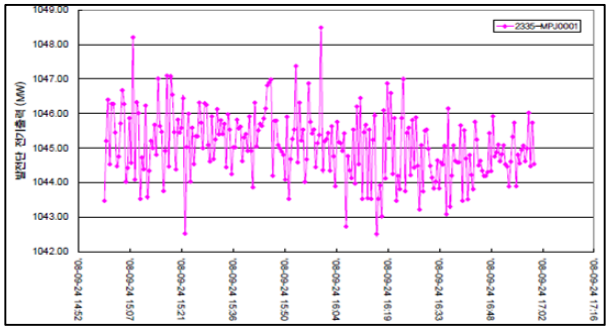


Fig. 2. Test Condition (100% Turbin Power).

2.2 성능진단 결과 분석

2.2.1 발전단 전기출력 및 터빈사이클 열소비율 분석

H 원자력발전소 5호기 2차계통 정밀 열성능 진단은 원자로 열출력 평균 100.44%에서 진행되었으며 진단시험기간 중 측정된 전기출력은 1,045,609 kW이다. 측정된 시험조건 발전단 전기출력을 100% 원자로 열출력, 설계기준 터빈 입구 주증기 압력(72.768 kg/㎠), 발전기 역률(0.9) 및 복수기 진공도(38.1 mmHg)등으로 보정한 정격조건 발전단 전기출력은 1,043.517 kW로 2002년 인수성능 대비 4,290 kW 저하 되었다.

2.2.2 인수성능대비 발전단 전기출력 저하 원인분석

본 성능진단 프로그램에서 측정된 고압터빈 첫단 출구 증기 압력은 평균 54.939 kg/㎠으로 인수성능 시험 결과 55.18 kg/㎠대비 0.437% 감소한 반면 측정된 주급수 유량은 0.061% 감소하였다. 동일 조건에서 Heat Balance 시뮬레이션을 통해 분석한 주급수 유량 증가는 약 0.411%이며 이를 통해 성능진단 기간중 주급수 유량이 과다하다 측정되고 있었음을 간접적으로 확인 할 수 있다. <Fig. 3>과 같이 H 원자력발전소 5호기 인수성능대비 발전단 전기출력 저하 4,330 kW중 BOP계통(580 kW) 및 MSR 'B'(50 kW)성능저하에 따른 영향을 제외한 나머지 3,000 kW를 벤츄리 노즐에 발생한 파울링에 기인한 것으로 데이터 분석결과로 알수 있었다.

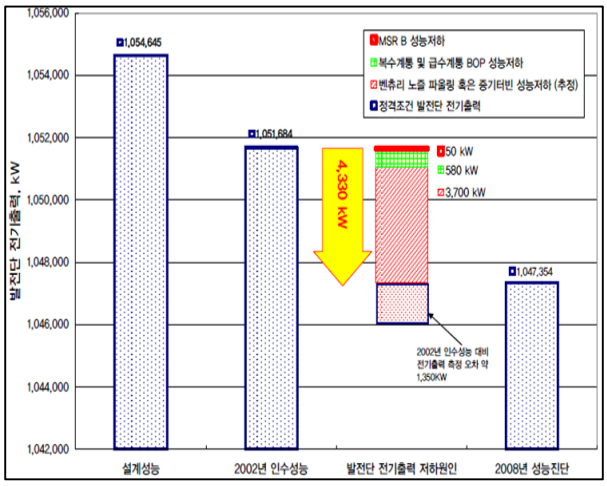


Fig. 3. Turbin Power analysis Result.

2.3 점검 및 개선 방안

2.3.1 주급수 유량 측정 신뢰성 개선

증기발생기 B 입구측에 설치된 주급수 벤츄리 노즐 유량계 중 FE1122 'Y' TAP SET은 ASME 19.5CODE의 요구조건을 만족하지 못하고 'X' TAP SET과 과다한 유량편차로 인해 주급수유량 측정용으로 부적합하여 설비 개선을 통해 설비신뢰성을 확보 할수 있을 것으로 보인다.

2.3.2 파울링 방지를 위한 2차계통 수질 개선

H 원자력발전소 5호기 벤츄리 노즐 파울링에 의한 유량계수 변화 메커니즘 및 유량측정오차는 벤츄리 노즐 내부 표면 조도 증가에 따른 경계층 두께 증가 및 탭 주위 이물질 침적에 압력 탭 오류가 동시에 유량 계수 변화에 영향을 준 것으로 판단된다. 계획예방정비 기간 중 벤츄리 노즐 탭 부위 세정을 통해 침적된 이물질을 제거하고 있으나 한 주기 도래 이전에 재 침적이 발생하여 원자로 열출력 과다 지시 및 발전단 전기 출력저하를 초래하고 있다. 따라서 2차 계통내 이물질 생성원인 및 제거 방안이 우선적으로 검토되어야 할 것 으로 보인다.

3. 결론

성능진단 결과 보정된 정격조건 발전단 전기출력은 1,047,345 kW로 인수성능대비 4,300 kW 저하된 것으로 분석되었으며, 성능저하의 주요요인은 MSR 및 급수계통/복수계통 BOP 성능저하와 벤츄리 노즐 파울링으로 분석되었다. 파울링 방지를 위해 주급수 유량 측정계 개선과 2차계통 수질 개선을 통해 전기출력 저하문제를 해결 방안을 도출하였다. 또한, 2차계통 주요 설비별 성능 분석을 통해 설비별 성능이력 관리를 위한 기준 성능지표를 확보하였다.

4. 참고문헌

[1] "Turbin Cycle Performance Diagnostic Test Report" : EN-P-RPT-007, Enesco(2009).
[2] 한빛3발전소 OM Manual.
[3] 한빛3발전소 System Manual.
[4] ASME PTC 6.0 : Steam Turbines.
[5] ASME PTC 12.1 : Closed Feed Water Heaters.
[6] ASME PTC 12.4 : Moisture SeparatorReheaters.
[7] ASME PTC 19.5 : Flow Measurement.

원자력 시설물 안전을 위한 지반함몰 위험성 평가 기초연구

임명혁[1*], 박진영[2], 장유진[1]
[1]대전대학교, 대전광역시 동구 대학로 62
[2]한국석유공사, 울산광역시 중구 종가로 305
*mhihm61@dju.kr

1. 서론

원자력 시설물이 위치하는 곳은 안전성, 경제성, 시공성 및 편의성 등의 이유로 한국의 경우는 대부분 연안지반 상이다. 원자력 발전소와 방사성 폐기물처분장처럼 중요한 시설물은 지내력이 충분한 암반 내에 기초를 두거나 대심도 결정질 암반 속에 건설한다. 하지만 중요 시설물에 수반한 부속 시설물과 플랜트들은 암반과 토사층의 복합지반상에 존재하는 경우가 많다. 최근 한국의 도심지 내 대형 구조물과 교통인프라 시설물의 시공 중 혹은 완공 단계에서 지반의 급작스런 함몰(Sink-hole)이나 지속적인 침하(Subsidence)가 다수 발생하여 국가적인 문제가 되었다. 따라서 연안의 복합지반상에 기초를 둔 원자력 시설물 또한 돌발적이든 지속적이든 지반함몰 위험성이 없다고 말할 수 없는 형편이다. 이에 본 연구는 한국의 지질특성에 따른 지반함몰 위험성을 사전에 예측 및 평가 할 수 있는 도구를 개발하고자 지반함몰 위험성에 영향을 미치는 중요한 요소 인자를 도출하여 지반함몰 위험성을 등급화 및 정량화한 지반함몰 위험산정 시트(Ground Subsidence Risk Ratings: GSR) 개발의 기초연구이다.

2. 본론

2.1 연구 동향

지반함몰 위험성 예측과 평가 기술 개발을 위해 지반굴착의 유형, 굴착 심도와 지질구조 및 굴착공법을 고려한 지반거동분석 기법 연구가 여러 기관에서 수행 중에 있다. 국내 지반특성을 고려한 토사 대수층과 암반 대수층의 변화를 3차원 모델링 프로그램 기술로 개발하기 위해 기초연구에 착수한 연구팀도 있으며, 지반함몰의 중요 원인 중 하나인 지하수위 급변과 단기적 지반변형을 연계해석하는 기법도 연구 중에 있다. 더불어 지반 굴착을 위한 설계단계에서 사전에 지반함몰 위험성을 평가할 수 있는 도구 개발 연구 및 지반굴착 시공단계에서 지반함몰 위험도를 평가하는 기술도 연구를 시작한 상태이다. 또한 국내 지반특성에 맞도록 원심모형과 축소모형실험을 이용한 지반함몰 유형별 평가 기법을 개발 중에 있으며, 지반함몰 예방을 위한 지반굴착 매뉴얼과 정책 개발도 연구를 시작하였다. 그리고 국내 지반특성별 지반굴착의 설계 가이드라인과 시공 가이드라인 개발도 연구 중에 있다.

2.2 문헌 사례 연구

국내외 지반함몰 관련 연구 사례가 최근 십여년 동안 수십건 학회지에 보고되고 있어 그 핵심 내용을 정리하면 Table 1과 같다.

Table 1. Case study for ground suvsidence/sink-hole risk

	Type-Ⅰ	Type-Ⅱ	Type-Ⅲ
region	Busan, Korea	Oeleans, France	Son Mahanadi Master, India
soil	clay+sand+pebble	sand+clay	sandy alluvium
rock	volcanics	limestone+marl	sandstone
ground type	soil	soil+rock	sandy soil+rock
major factors	• discontinuity between soil and rock : depth, strike/dip	•rock : fracture density, lithology •soil : thickness, permeability •groundwater: fluctuations	• shallow depth • overburden : thick, saturation, weakness • geological discountinuities : RQD
conclusions	• ground subsidence on the discontinuity between soil and rock • information for ground structure is very important	•geological mapping → decision of possible geological factors → susceptibility map	• thickness of rock overburden is important • fault played an important role in the formation of the pot-hole • risk of subsidence can be predicted in pot-hole potential ratings

3. 결론

지반함몰 관련 연구동향 분석과 국내외 문헌 사례 연구 등을 통해 지반함몰 위험성을 예측·평가할 수 있는 중요한 기초자료로 지반함몰에 중요한 영향을 미치는 인자 요소를 도출 하여 실내시험 및 현장시험의 입력인자로 사용해야 하며, 국내 지반 특성에 맞는 지반함몰 위험성 평가를 객관화·등급화 하여 정량적으로 산출해야 한다.
현재까지의 기초연구를 통해 개략적으로 도출한 지반함몰에 크게 영향을 미치는 중요인자는 크게 5개 범주로 요약할 수 있다.

1) overburden(토사 혹은 암반 혹은 토사+암반) 특성 : 심도, 두께
2) 지반(토사층과 암반) 경계면 특성 : 심도, 배향(주향/경사), 경사각의 변화
3) 토사 특성 : 토질 종류, 물성
4) 암반 특성 : 암석 종류, 단열(fracture) 밀도, 주단열(단층대)과 거리, soft rock/hard rock의 비율
5) 수리 특성 : 강수량, 강수 일시, 지표수 유입량, 하천과 거리, 지하수위변동(fluctuations)

4. 감사의 글

본 연구는 국토교통부 국토교통과학기술진흥원의 건설기술연구사업(지반함몰 발생 및 피해저감을 위한 지반 안정성 평가 및 굴착·보강 기술개발, 15SCIP-B108153-01)의 지원으로 수행되었으며 이에 깊은 감사를 드립니다.

5. 참고문헌

[1] 김중열, 장현삼, 김유성, 한혜자, 김기석, “구포기차 전복사고 지역의 지반상태 파악을 위한 탄성파토모그래피 응용”, 지질공학, 5(1), 1-20 (1995).
[2] 박인준, “싱크홀 현황과 그 대책”, 한국방재협회 방재저널, 17, 2-63(2015).
[3] 조성하, 이경수, “도심지에서의 지반침하 발생원인과 사례분석 그리고 대응방안(해외사례를 중심으로)”, 한국방재협회 방재저널, 16, 3-60 (2014).
[4] A,P.S. Selvadurai, Jueun Kim, "Ground subsidence due to uniform fluid extraction over a circular region within an aquifer", Advances in Water Resources, 78, 50-59(2015).
[5] Ilse kleinhans, J.Louis Van Rooy, "Guidelines for sinkhole and subsidence rehabilitation based on genetic geological mod디s of a dolomite environment on the East Rand, South Africa", Journal of African Earth Sciences, 117, 86-101(2016).
[6] Irwan Gumilar, Hasanuddin Z. Abidin, Lambok M. Hutasoit, Dudung M. Hakim, Teguh P. Sidig, Heri Andreas, "Land subsidence in Bandung Basin and its possible caused factors", Procedia Earth and Planetary Science, 12, 47-62(2015).
[7] J. Perrin, C. Cartannaz, G. Noury, E. Vanoudheusden, "A multicriteria approach to karst subsidence hazard mapping supported by weights-of-evidence analysis", Engineering Geology, 197, 296-305(2015).
[8] K.B. Singh, "Pot-hole subsidence in Son-Mahanadi Master Coal Basin", Engineering Geology, 89, 88-97(2007).
[9] Takashi Sasaoka, Hiroshi Takamoto, Hideki shimada, Jiro Oya, Akihiro Hamanaka, "Surface subsidence due to underground mining operation under weak geological condition in Indonesia", Journal of Rock Mechanics and Geotechnical Engineering, 7, 337-344, (2015).
[10] Thinh Hong Phi, Ludmila Aleksandrvna Strokova, "Prediction maps of land subsidence caused by groundwater exploitation in Hanoi, Vietnam", Resource - Efficient Technologies, 1, 80-89(2015).
[11] T.T. Thoang, P.H. Giao, "Subsurface characterization and prediction of land subsidence for HCM city, Vietnam", Engineering Geology, 199, 107-124(2015).

원자력전용품목 관련 전략기술 이전 사례 분석을 통한 효율적 수출통제 이행방안 연구

윤성호*, 서하나, 이찬서, 최선도, 신동훈
한국원자력통제기술원, 대전광역시 유성구 유성대로 1534
*shyoon@kinac.re.kr

1. 서론

미국과 영국을 비롯한 수출통제 선진국은 전략기술의 유형이전 외에 무형이전 통제를 위한 법령을 수립하고 이행 중이다. 우리나라도 최근 대외무역법 및 시행령을 개정하여 전략기술의 이전 통제 범위를 확대 적용하였다[1].

기존의 법령에 따르면 전략기술 이전의 통제는 특정 용역, 특허권의 양도 등과 같이 기술이 종이, 메모리 등의 기록매체를 통해 유형이전되는 경우에만 적용되었다. 그러나 법령 개정에 따라 전화, 팩스와 같은 정보통신망을 통한 이전과 교육, 훈련과 같은 구두나 행위를 통한 이전의 경우에도 수출자는 이전하고자 하는 기술이 전략기술인지 여부를 판별하고, 전략기술에 해당할 경우 정부로부터 수출허가를 발급받아야 한다. 해당 기술이 원자력전용품목과 관련한 기술일 경우, 원자력안전위원회는 전략물자수출입고시에 따라 수입국이 평화적 이용을 담보하도록 노력하겠다는 내용의 정부보증 수령을 전제로 수출을 허가할 수 있다[2].

무형이전되는 기술의 대부분이 기업보다는 개인에 초점이 맞춰져 있고 통제 및 관리 실체가 없는 점을 감안할 때, 수입국 정부의 평화적 이용 보증은 전략기술의 확산 방지 측면에서 실효성을 기대하기 어렵다. 또한 기술이전 활동 모두에 정부보증을 요구할 경우, 정부와 사업자간의 행정부담으로 인해 수출활동이 경직될 우려가 있다. 따라서 원자력전용품목 관련 전략기술의 무형이전 시 수출통제 이행방안에 대한 심도있는 연구가 필요한 것으로 판단된다.

이에 본 논문은 그간 수출허가 신청사례 분석을 통해 원자력전용품목 생산·연구개발 기관이 외국인을 고용하거나 외국인을 대상으로 한 교육훈련을 통해 외국인에게 전략기술 이전시 효율적인 수출통제 이행 방안을 도출하였다.

2. 본론

2.1 외국인 고용

우리나라 기업에 고용된 외국인에게 기술을 이전하는 경우 또는 외국 기업에 고용된 외국인에게 기술을 이전하는 경우는 일반적으로 내국인이 외국인에게 기술을 이전하는 경우와 다르게 통제되어야 한다.

원자력전용품목을 취급하는 우리나라 기업이 고용하는 외국인은 채용에 앞서 신원을 조회하고, 회사와 개인 간에 기밀유지각서 등의 계약을 체결한다는 가정 하에 어느 국가의 국적을 가지느냐에 따라 통제 방안이 달라질 것으로 판단된다. 핵보유국 또는 핵공급국그룹(Nuclear Supplier Group, NSG)의 회원국의 핵비확산 정책은 신뢰 가능하다. 이에 핵확산 우려가 낮은 점을 고려하여 해당 국가 국적인을 대상으로 한 허가를 생략하는 것이 가능하다. 다만 이 경우에 수출자 및 수입자가 이전된 기술을 불법적으로 전용하는 것을 방지하고 지속적으로 수출통제 인식을 제고할 수 있도록 국내 수출자의 통제 교육 이수가 전제되어야 한다. 한편, 외국인의 국적이 핵보유국 또는 NSG의 회원국에 해당하지 않는다면 고용기간 전체를 포괄하여 허가를 발급하고, 수입국 정부의 평화적 이용 보증 수령 대신 이전된 기술 목록의 주기적 확인 등 사후 관리를 통해 수출통제 근본 목적을 지향 할 수 있을 것이다. 한국 기업이 외국 기업에 수출한 원자력전용품목의 품질관리 또는 검증을 위해 제3국 국적의 외국인을 고용하는 경우가 발생하기도 한다. 이 경우, 최종사용자는 제3국으로의 수출이 아니라 최초 수입한 외국기업이므로 제3국의 정부보증은 사실상 무의미하다. 따라서 최초 수출 시, 한국기업의 수출허가서에 수입 기업이 최종사용자로 명기된 경우, 제3국의 정부 보증은 불필요하다. 다만, 사후보고를 전제하여 수출허가의 발급하면, 최종사용자가 기술이전 이력을 관리 하여 수출통제의 궁극적인 목적인 핵비확산 노력을 기울이도록 보완 가능한 것으로 판단된다.

2.2 외국인 대상 교육훈련 활동

국내 대다수의 기관이 신흥 원자력발전 도입국을 대상으로 원자력 발전 원리 및 운영 절차, 원자로 설계 등의 교육을 실시하고 있다. 원전 운영 및 원

자로 설계와 관련된 교육훈련의 경우 원자력전용품목의 개발·생산·사용 등에 필요한 세부기술, 즉 전략기술에 해당하며 수출허가가 필요하다. 교육 교재에 세부기술이 포함되지 않더라도 강의자가 구두나 행위를 통하여 전략기술을 이전할 가능성을 전적으로 배제할 수 없으므로, 전략기술이 무형적 수단으로 이전되는 것을 방지하기 위해 교육교재가 전략기술 포함하는지 여부와 무관하게 강사를 대상으로 한 수출통제 교육이 필요하다.

수출허가의 지침은 대상 국가의 핵비확산 정책에 따라 다르게 적용할 수 있다. 정부보증의 경우, 핵국을 대상으로는 무의미하다. 또한 정부보증 상 요구사항을 동등한 수준으로 기재하고 있는 NSG 지침 및 양자간 원자력협력협정은 정부보증을 갈음할 수 있으므로, NSG 회원국 또는 원자력협력협정 체결국가의 피교육자는 정부보증 면제가 가능하다. 같은 이유로 이들을 대상으로 한 수출통제 교육이 면제되어도 무방하다. 그러나 그 외 국가의 피교육자를 대상으로 한 교육의 경우, 정부보증 수령하기 위한 행정부담과 수입국의 통제 노력에 비해 핵비확산 효과가 미미하므로, 피교육자 개개인을 대상으로 한 수출통제 교육을 전제하여 수출을 허가할 수 있다.

다만, 국적을 불문하고 사전에 모든 외국인의 신상정보서를 거래부적격자와 대차하여 검증하는 절차가 선행되어야 한다.

2.3 외국인 대상 자문

외국인 대상 자문은 교육훈련과 성격이 유사하나, 단발성으로 이루어지며 유형기술이 없이 기술지원의 방식으로 무형이전 되는 경우가 대다수이다. 이에 수출자를 대상으로 한 핵비확산 및 수출입통제 교육 후에 수입국 정부보증을 사후보고로 갈음할 수 있다.

3. 결론

기술이전 통제 범위가 확대됨에 따라 이중용도품목 관련 전략기술의 이전과는 달리 원자력전용품목 관련 전략기술의 이전 시, 수입국 정부의 평화적 이용을 보증하는 문서 수령에 따른 소요시간 및 행정 부담 등의 제약사항이 발생하고 있다. 이에 본 논문은 그간의 원자력 수출사업에서 근거하여 국내에서 예상되는 기술의 무형이전 형태를 분석하여 핵비확산의 목적을 만족하면서, 행정 부담을 최소화할 수 있는 효율적인 제도의 도입 방안을 연구하였다.

본 논문에 기재된 사항 외에도 국내 원자력 관련 기술은 외국인 학생의 유치, 계약 체결전의 기술이전 등 다양한 형태와 방식으로 이전되고 있다. 향후 이와 같이 다양한 기술이전 사례를 확대 분석하여 무형기술 이전에 대한 수출통제 이행방안을 수립하는데 활용하고자 한다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회 재원으로 한국원자력안전재단의 지원을 받아 수행한 원자력안전연구사업의 연구결과입니다.

5. 참고문헌

[1] 대외무역법 및 동법 시행령.
[2] 전략물자수출입고시, 산업통상자원부 고시 제 2016-43호, 2016.

원자력수출통제 이행체제 개선을 위한 국가별 평가지표 분석 연구

윤성호*, 이찬서, 서하나, 최선도, 신동훈
한국원자력통제기술원, 대전광역시 유성구 유성대로 1534
*shyoon@kinac.re.kr

1. 서론

우리나라는 국제사회의 대량살상무기(WMD) 관련 품목의 수출통제 강화 요구에 부응하여, 국제수출통제 체제에서 요구하는 통제 지침을 국내법에 반영하고 이를 이행 중에 있다. 우리나라를 포함하여 미국, 일본, 영국 등 총 48개 국가가 회원국으로 구성되어 있는 원자력공급국그룹(NSG)은 원자력 관련 통제 품목 및 통제 지침을 제시하고 있으며, 최근에는 기술의 무형적 이전(전화, fax, 기술지원 등)에 대한 통제가 강화되었으나 이를 기존의 통제품목 및 기술문서와 동일하게 통제하는 것이 어려워졌다.
이에 아국은 국제사회의 통제 강화 흐름에 동참하면서도 효율적·효과적인 수출통제 이행체제 개선을 추진 중에 있으며, 본 연구를 통해 국가별 통제 개선을 위한 국가별 수출통제 평가지표를 분석하였다.

2. 본론

2.1 수출통제 이행 현황

우리나라는 NSG에서 규정하고 있는 원자력 관련 통제품목과 지침을 대외무역법 및 시행령, 전략물자 수출입고시에 반영하여 이행하고 있다. 원자력 관련 통제품목은 원자력전용품목과 이중용도품목으로 구분되며 통제품목의 개발, 생산 또는 사용과 관련된 세부적인 기술 및 소프트웨어도 전략기술로서 통제 대상이 된다. 원자력전용품목 및 관련 전략기술은 원자력안전위원회에서 수출통제 이행을 담당하고 있다. 원자력전용품목에는 원자로 및 주요 기기, 농축·핵연료 가공 등과 관련된 시험, 검사 및 생산장비, 핵물질 및 비핵물질, 소프트웨어 및 기술이 해당되며, 대표적인 물품으로 원자로, 증기발생기, 원자로제어봉 등이 있다. 이러한 원자력전용품목 및 전략기술을 수출하고자 하는 업체는 원자력안전위원회로부터 수출허가를 받아야 하며, 수출허가 발급을 위해 수입국 정부로부터 "평화적인 목적으로만 사용" 한다는 내용의 정부명의의 보증서 수령이 필수적이다.

2.2 수출통제 이행 문제점

현재 원자력전용품목 관련 기술의 통제 이행은 유형의 기술과 무형의 기술이 구분되어 있지 않기 때문에 무형의 기술 수출허가시 물품 또는 유형의 기술문서와 동일한 기준 및 지침으로 심사하고 있다. 또한, 핵국을 제외하고 캐나다, 독일, 일본, 파키스탄 등 모든 국가를 대상으로 동일한 기준 및 지침이 적용되며 국가 구분 없이 수입국 정부의 평화적 보증 이용서 수령이 필요하다.

2.3 수출통제 이행체제 개선 방안

기술의 유무형 여부와 상관없이 수출입 또는 지원할 경우, 앞서 언급한 수입국 정부의 평화적 이용 보증서 수령이 필요하다. 하지만, 실체가 없는 기술 이전에 대하여 수입국 정부의 보증 수령은 현실적으로 불가능하다. 이런 제약을 고려하여, 수입국의 핵확산 우려정도에 따라 수출허가 심사 기준을 차등적하고 이를 이행시 적용하면 우려국에 대한 기술 이전 통제를 이행하는 동시에 국내 원자력 산학연의 평화적 수출활동을 지원하고 심사에 필요한 행정부담을 완화할 수 있다.

2.4 통제체제 개선을 위한 국가별 평가지표 분석

NSG 지침 및 국내 수출통제 법령에서는 수입국의 평화적 원자력 활동 여부, 수출통제 체제 구축 여부, IAEA 안전조치 적용 여부 등을 수출허가 심사 기준으로 제시하고 있다. 본 연구에서는 국가별 평가지표로서 다음의 Table 1과 같이 총7개 항목으로 평가 항목을 구분하였다.

Table 1. Evaluation items for importing country

No	구 분
1	국가의 평화적 목적의 원자력 활동
2	수출통제 체제 구축 여부
3	핵비확산 및 핵안보 이행 의지
4	한국 또는 미국과 원자력협력협정 체결 여부
5	미국 일반허가 대상 및 일본 화이트국가
6	원자력(상용로, 연구로, R&D) 활용 정도
7	불법거래 등 적발건수

국가의 원자력 활동이 평화적인지에 대한 판단은 각국별 핵확산금지조약(NPT) 회원 여부, 포괄적핵실험금지조약(CTBT) 가입 여부, 확산방지구상(PSI) 가입 여부 등으로 판단할 수 있다. 수출통제 체제 구축의 경우 국제 4대 수출통제체제인 NSG, AG, WA, MTCR 가입 여부로 판단할 수 있다. 핵비확산 및 핵안보 이행 의지수출통제에서는 핵위협방지구상(NTI) 국가지표, 전면안전조치(CSA)와 추가의정서(AP) 발효 여부로 평가할 수 있다. 또한 이 외에도 원자력협력협정(NCA) 체결 여부, 미국의 경우 수출허가시 국가 수준에 따라 일반허가와 특별허가로 구분되며, 미국의 종합적인 판단에 따라 일반허가 대상 국가로 규정하며 이는 총 51개국이다. 일본의 화이트국가는 총 30개국이며 이들 둘 또한 중요지표로 사용하였다.

2.4.1 NTI 국가 지표

NTI는 2001년 미국에 설립된 무소속 비영리 조직으로, 핵과 생화학 무기의 확산을 감소시킴으로써 글로벌 안보를 강화하는데 기여하고 있다. NTI에서는 국가별로 핵위협성에 따라 국가별로 정량화하였으며, 무기용 핵물질(Materials), 무기용핵물질無(No Materials), 사보타주(Sabotage)로 구분하였다. 0~100점까지 점수화하였으며, 100에 가까울수록 보안조건이 좋다. 무기용 핵물질의 경우, 1. 양과 현장 2. 보안과 통제 대책 3. 글로벌 규범 4. 국내 약정 및 능력 5. 위험 환경 등으로 점수화하였다. 무기용핵물질이 없는 국가의 경우 상기조건에서 3~5번 항목으로 점수화하였다. 사보타주의 경우 1~5번 항목으로 점수화하였다. 상위권 국가는 다음 Table 2와 같다.

Table 2. NTI ranking of each country

	Materials		No Materials		Sabotage	
No	국가	점수	국가	점수	국가	점수
1	호주	93	스웨덴	98	핀란드	95
2	스위스	91	핀란드	97	호주	92
3	캐나다	87	덴마크	95	캐나다	90
4	폴란드	84	헝가리	91	영국	90
5	벨기에	83	슬로베니아	91	일본	89
6	독일	83	체코	90	스위스	88
7	노르웨이	83	리투아니아	90	미국	87
8	벨라루스	81	뉴질랜드	90	헝가리	87
9	프랑스	81	포르투갈	90	스웨덴	86
10	미국	80	대한민국	90	프랑스	86

2.4.2 원자력전용품목 관련 국가별 정량화

NTI에서 관리되는 정량화 지표를 수출통제에 그대로 적용하기가 쉽지 않다. 따라서 상부의 Table 1의 내용을 아래 Table 3과 같이 구체화하였다.

Table 3. Quantification for nuclear export control

No	구 분				점수
1	NPT	CTBT	PSI	CWC/BWC	20
2	NSG(10)	MTCR	WA	AG	25
3	CSA(6)	AP(4)		NTI(15)	25
4	아국과 NCA(13)		미국과 NCA(7)		20
5	美 일반허가(7)		日 화이트국(3)		10

Table 3을 적용하여 국가를 분석한 결과는 Table 4와 같다.

Table 4. Total ranking of each country

No	국가	점수	No	국가	점수
1	독일	90	11	아르헨티나	85
2	미국	90	12	체코	82
3	프랑스	90	13	헝가리	82
4	호주	90	14	덴마크	77
5	캐나다	90	15	남아공	76
6	대한민국	90	16	이탈리아	76
7	영국	89	17	네덜란드	76
8	일본	89	18	루마니아	74
9	터키	89	19	벨기에	74
10	우크라이나	86	20	스위스	74

69~60점 평가를 받은 국가로는 불가리아, 브라질, 뉴질랜드 등이며, 59~50점은 UAE, 베트남, 인도네시아 등이며, 49~40점에는 요르단, 이집트, 사우디아라비아 등이다. 기타국 점수로 미얀마 21점, 이스라엘 16점, 소말리아 10점, 파키스탄 5점이다.

3. 결론

본문에서 국가별 평가지표에 대해 분석하고 이를 정량화하였다. Table 4 결과를 활용하여 국가 신뢰도가 높은 경우 수출허가시 요구되는 첨부 서류를 일부 면제하거나 정부보증을 면제하는 등의 조치를 취할 수 있을 것이다. 국제체제 또는 원자력협력협정 체결시 점수가 바뀔 수 있기 때문에, 지속적인 보완 및 개정이 가능하다. 국제 정세에 따라 Table 3의 가중치를 변화시킨다면 가변적이고 효율적이고 효과적인 수출통제 체제를 구축할 수 있을 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회 재원으로 한국원자력안전재단의 지원을 받아 수행한 원자력안전연구사업의 연구결과입니다.

5. 참고문헌

[1] INFCIRC/254/Part1/Rev 12, IAEA 2015.
[2] 전략물자수출입고시, 산업통상자원부 2015.
[3] 10CFR 810, 미국 DOE 2015.
[4] 외국환및외국무역법, 일본 경제산업성 2015.
[5] www.ntiindex.org.

원자력연구원 비상상황전파시스템 구축 및 이용

김봉석*, 이관엽
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kbs@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설에서 사고가 발생하였을 때 사고 상황에 대한 신속한 전파는 비상대응관점에서 매우 중요한 부분이다. 이에 따라 원자력시설에는 사고 상황에 대한 비상연락체계가 구축되어 있으며, 비상연락체계에는 사고가 발생한 원자력시설의 책임자 및 관련자와 해당 원자력시설과 관련된 외부기관이 비상연락체계의 통보처로 수록되어 있다.

그러나 비상연락체계상에서는 통보해야하는 곳이 많고 이를 사람이 직접 통보하게 되면 비상연락체계에서 시간이 지연되고 몇몇 기관은 통보를 누락할 가능성도 있다. 이는 신속한 상황전파를 해야하는 사고 상황에서 적절하지 못한 조치이다.

이에 따라 원자력연구원에서는 다수의 비상연락 통보처에 동시에 비상연락을 할 수 있는 상황전파 시스템을 구축하여 운영하고 있으며 이를 소개하고자 한다.

2. 본론

2.1 비상연락체계

원자력시설 방사선비상시 연락체계는 최초 상황 전파자부터 보고통보를 시작하여 시설책임자 및 상위부서장에게 순서대로 보고통보가 이루어진다. 또한 '원자력시설 등의 방호 및 방사능 방재 대책법'과 IAEA - TECDOC - 955 'Generic assessment procedures for determining protective actions during a reactor accident' 에 따르면 원자력사업자는 방사선비상이 발령되었을 경우에는 15분 이내에 원외관계자에게 통보하여야 한다. 한국원자력연구원의 경우 원외 관계기관은 대전방사능방재센터(원자력안전위원회), 미래창조과학부, 한국원자력안전기술원, 대전광역시청, 유성구청 등이 있다. 이는 필수적으로 보고 · 통보해야 하는 기관에 해당하며 이외에도 필요시 연락할 수 있는 소방서, 경찰서, 군부대, 병원 등이 수록되어 있다.

또한 방사선비상이 발령되었을 경우에는 시설 관계자 및 부서장과 비상대응을 위한 방사능방재요원을 소집해야 한다. 원자력연구원의 방사능방재요원은 약 200여명이 지정되어 있으며 200여명의 방재요원들을 소집하기 위해서는 동시에 다수의 사람에게 연락 할 수 있는 시스템이 필수적이다.

2.2 상황전파시스템 구성

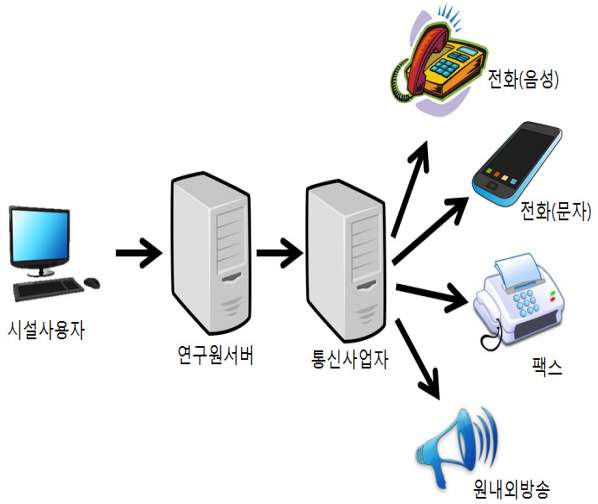


Fig. 1. Situation Notice System Architecture.

원자력연구원에 구축되어 있는 상황전파시스템은 방사선비상시에 통보해야 하는 모든 관계자에게 다양한 수단을 통하여 상황전파를 할 수 있도록 구축되어 있다. 상황전파시스템은 음성전화를 이용한 안내, 문자(SMS)를 통한 안내, FAX를 통한 안내, 원내외방송을 통한 안내 다중의 통신수단을 통하여 상황전파를 할 수 있다.

음성방송의 경우 사전에 녹음한 음성파일을 이용하여 일반적인 안내를 하며 추가적인 사항은 문자의 내용을 음성으로 바꿔주는 TTS(Text to Speech)엔진을 이용하여 안내한다. 또한 SMS 및 FAX의 경우 사전에 작성되어 있는 양식과 상황전파시 추가적인 내용을 함께 발송하는 시스템이다. 또한 비상방송의 경우 원내방송은 기존의 연구원에 구축되어 있는 방송시스템을 이용하며 원외방송은 별도로 설치된 방송설비를 이용한다. 두가지 장비

역시 모두 서버에서 발송된 음성을 수신하여 방송 장비를 통하여 방송하는 형식으로 구성되어 있다.

상황전파는 시설사용자가 등록되어 있는 PC를 이용하여 상황전파시스템 서버에 접속하여 방송을 수행할 수 있다. 상황전파시스템 서버에서는 시설 사용자에서 온 요청을 통신사업자에게 전송하여 전화(VMS), 문자(SMS), FAX등으로 상황전파가 이루어진다.

2.3 전파메시지 및 사용자화면 구성

Fig. 2. Situation Notice System.

상황전파시스템은 사고상황에 따라 전파내용을 달리 구성할 수 있도록 구축되어 있다. 위의 <Fig. 2>는 상황전파시스템에서 전파메시지를 구성하는 메인화면이다.

메인화면에서는 원내사고시설의 위치, 원외보고 및 통보기관 선택, 비상방송위치의 선택 및 비상방송의 내용을 선택할 수 있다. 원내사고시설의 위치를 선택하는 것은 해당 원자력시설의 책임자 및 관계자들을 소집하기 위한 것이며 원외보고 및 통보기관은 원자력 시설에 유관기관에 즉시 보고하기 위한 것이다. 또한 비상방송의 경우 원내 및 원외 방송과 한국원자력연구원 부지 및 주변에 위치한 주변기관의 방송범위까지 선택 할 수있으며 방송내용은 사고정도에 따라 옥내대피 및 소개조치에 대한 안내를 할 수 있다.

또한 메시지내용에 사고원인을 간단히 기술하고 비상발령 시각을 입력하여 메시지를 발송할 수 있는데 단순히 비상발령내용만을 발송하기 보다는 많은 정보를 통보처에 전달 할 수 있다.

위의 메시지내용을 모두 구성한 뒤에는 아래에 있는 백색비상, 청색비상, 적색비상 버튼이 있으며 해당하는 비상발령의 버튼을 누르면 관계자 및 관계기관에 모두 상황전파가 이루어진다.

이와 같은 상황전파를 위해서는 각 시설별 방재요원 및 관련 외부기관의 비상연락처를 입력해야 하며 이 연락처는 수시로 업데이트하고 있다.

2.4 상황전파시스템 훈련모듈

현재 상황전파시스템은 주로 훈련시에 사용되고 있다. 방재훈련 시에는 실제상황이 아니므로 비상방송의 내용에 훈련상황임을 주지할 수 있도록 구성해야 한다. 이에 따라 상황전파시스템에는 훈련상황과 실제상황을 각각 구축하여 연구원의 구성원의 혼란을 최소화하였다.

3. 결론

원자력연구원의 상황전파시스템은 원자력시설 사고 상황에서 효과적인 비상대응을 위하여 구축하고 운영하는 시스템이다. 이 시스템은 방재요원과 외부기관에 동시에 상황전파를 함으로써 사고상황의 신속한 공유 및 대응을 가능토록 할 수 있다. 이를 통해 방사선비상시 법적요건 충족 및 신속하고 효율적인 비상대응능력 향상을 이룰 수 있다.

4. 참고문헌

[1] 김봉석, 이관엽, "방사선비상계획 수행절차서 EPIP-2.1 비상 보고·통보"(Rev 13), 한국원자력연구원 (2016).

[2] 김봉석, 이관엽, "방사선비상계획 수행절차서 EPIP-2.2 비상경보·방송 및 방사능방재요원 소집"(Rev 6) , 한국원자력연구원 (2015).

[3] 원자력안전위원회 , "원자력시설 등의 방호 및 방사능 방재 대책법), http://www. law.go.kr/lsInfoP.do?lsiSeq=172334&efYd=20160101#0000, (2016).

[4] IAEA-TECDOC-955, "Generic assessment procedures for determining protective actions during a reactor accident", IAEA , (pp17) (1997).

영구정지 원전 방사선비상계획서 개발을 위한 해외지침 검토

김정미*, 이갑복, 양양희
한수원㈜중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*jeongmi00@khnp.co.kr

1. 서론

국내 원전의 최초 영구정지 결정에 따라 원전 해체를 위한 준비가 다각도로 진행되고 있다. 한수원 중앙연구원은 영구정지를 위한 운영변경 인허가 문서를 개발하고 있으며, '방사선 비상계획서' 개발도 이에 포함된다. 현재 국내 원전 방사선 비상발령은 발전소 운전 시 사고의 정도와 상황에 따라 백색(Alert), 청색(Site Area Emergency) 및 적색 비상(General Emergency)단계로 구분하여 운영하고 있으나, 영구정지 시 비상발령에 대해서는 별도로 제시하지 않고 있다.

영구정지 시에는 계통 운전이 정지·격리되고, 원자로 노심의 연료는 사용후연료저장조(SFP: Spent Fuel Pool)에 이동 보관되기 때문에 비상발령 요건이 완전히 달라져야한다. 따라서 원전 영구정지 시 방사선비상계획서는 운영 시 기준의 과도한 비상계획 요건을 제거하고 영구정지 요건을 반영하여 방사선 안전을 확보하도록 합리적으로 변경 운영할 필요가 있다.

2. 본론

2.1 국내원전 비상계획서 운영 현황

현재 국내 원전의 방사선 비상계획은 원전 부지별로 '방사선 비상계획서'에 근거하여 운영하고 있다. 방사선 비상계획서의 주요 내용은 '조직 및 임무', '방사선비상계획구역', '비상발령기준', '비상대응 활동 및 시설', '사고복구' 등이다.

이 중 원전의 영구정지에 따른 주요 검토 부분은 발전소 운전 조건 변화에 따른 '비상발령기준'이다. 국내 비상발령단계(Emergency Level)는 사고의 정도와 상황에 따라 백색, 청색, 적색비상으로 구분하여 발전소 운전 조건 하에서 Table 1과 같이 총 50개 기준을 운영하고 있다. 그러나 현재 기준은 영구정지 시의 비상 발령을 포함하고 있지 않기 때문에 이를 반영하고 있는 국제기준 등을 참조하여 영구정지 시 효율적 비상계획 운영을 위한 운영전략 검토가 필요하다.

Table 1. EAL of KHNP NPPs in Operation

	Description
Emergency Level	Alert : 20 Cases
	Site Area Emergency (SAE) : 17 Cases
	General Emergency : 13 Cases
Remarks	◆ No Consideration of Permanently Defueled Condition ◆ None Recognition Condition Classification ◆ Excluded Unusual Event Emergency Level

2.2 비상발령기준 해외 지침 검토

방사선 비상발령기준과 관련하여 IAEA, 미국 NRC 및 NEI 등에서 다양한 지침을 제공하고 있다. 이 중 NEI 99-01 "Methodology for Development of Emergency Action Levels" (Rev.6)는 NRC가 최종 공인한 비상발령기준 지침서로, 비상발령 상황을 운전모드 및 원인에 따라 7개 카테고리로 분류하고, 영구정지 원전에 대한 비상발령 카테고리 'PD(Permanently Defueled Station)'를 포함하고 있다.
이 지침의 사고 유형 분류는 Table 2와 같다.

Table 2. Recognition Categories for EALs on NEI 99-01

Category	Description
A	Abnormal Radiation Levels/Radiological Effluent
C	Cold Shutdown/Refueling System Malfunction
E	Independent Spent Fuel Storage Installation(ISFSI)
F	Fission Product Barrier
H	Hazards and Other Conditions Affecting Plant Safety
PD	Permanently Defueled Station
S	System Malfunction

영구정지 원전의 비상발령 기준은 Table 2의 사고 유형과 4단계 비상발령단계에 대해 '사용후연료

저장조 운영' 측면에서 재검토하여 분류하였다.

먼저 영구정지 조건에서 가능한 사고 유형은 3가지로 A (방사능준위상승), S (계통결함), H (외부위협)이다.

또한 NEI 99-01의 비상발령 단계에 대한 검토는 사용후연료 저장조에 대한 '선원항 분석', '연료냉각 기능' 및 '방사능 차폐기능'에 대한 사고 위험 분석을 통해 결정한다. 사고 분석결과 심각한 사고 시에도 방사능 준위가 부지제한조건을 충분히 만족시킬 수 있음을 입증하고 이를 통해 청색(부지비상) 및 적색(지역비상) 발령 가능성을 배제하였다. 이에 따라 영구정지 원전에 대한 발령기준을 예비단계(UE: Unusual Event)와 경고단계(Alert: 국내 백색비상에 해당)로 간략화 하였다.

결론적으로 위와 같이 도출된 사고유형별 비상단계에 따라 총 10개의 비상발령 기준을 Table 2와 같이 매트릭스형으로 제시하였다.

Table 3. Permanently Defueled Station EALs on NEI 99-01

Recognition Category / Emergency Level	A (Abnormal Rad Levels)	S (System Malfunc.)	H (Hazards)
Unusual Event	AU (2 Cases)	SU (1 Case)	HU (3 Cases)
Alert	AA (2 Cases)	-	HA (2 Cases)

2.3 해외 해체 원전 사례 검토

해외 해체 원전의 사례로 Zion 원전의 영구정지 비상발령계획서를 검토하였다. 사례 원전의 비상계획은 별도문서인 DSEP(Defueled Station Emergency Plan)에 따라 수행된다. 검토 결과 해당 원전은 NEI 99-01 지침을 그대로 준용하여 10개의 비상발령기준을 운영하고 있음을 확인하였다.

2.4 영구정지 방사선비상계획서 개발 방향

국내원전의 비상발령에는 NEI 99-01과 같은 사고유형 구분이 없고, 예비단계 발령이 없기 때문에 이 지침 유형을 직접 적용하는 데 한계가 있다. 따라서 영구정지 비상발령 기준 개발의 기본 방향은 현행 3단계 50개 비상발령기준에 대해, 해외 지침 등을 참조하여 사용후연료저장조 운영에 대한 선원항 및 방재요건을 분석하고 운영원전 대비 불필요한 항목을 삭제하는 것으로 방향을 설정하였다.

고려할 수 있는 사고유형은 NEI-99-01과 같이 사용후연료저장조에서의 방사선 농도상승, 계통결함, 외부위협으로 분류된다. 현재 이러한 사고유형별로 비상발령 기준에 대한 검토가 진행되고 있으며, 사용후연료저장조의 선원항 분석, 냉각기능 상실 및 연료취급사고 해석결과, SSC (System, Structure, Component) 재분류 결과를 활용하여 최종 비상발령 기준(안)을 도출할 계획이다.

3. 결론

원전 영구정지 시 운전조건과 다른 특성을 반영하여 효율적인 비상발령기준을 운영할 필요가 있다. 이를 위해 해외 원전에서 주요 지침으로 적용하고 있는 NEI 99-01의 영구정지 조건 비상발령 기준을 검토하였다. 그러나 국내 원전의 비상발령 체계가 상기 지침과 상이함으로 직접 적용에 한계가 있다. 따라서 국내 여건을 반영한 영구정지 비상발령기준 개발을 위해서는 해외 지침 등을 참조하여, 운영 원전 기준으로 설정된 50여개 비상발령 기준 변경에 대한 기술적 검토를 진행하여야 한다. 이를 위해 영구정지 상태의 발전소 운전조건, 선원항 분석 및 사고해석, 방재요건을 분석하고 이에 근거하여 합리적이고 효율적인 비상발령기준을 수립할 계획이다.

4. 참고문헌

[1] NEI 99-01, "Emergency Action Levels for Non-Passive Reactors", Rev.6, (2012).

[2] Zion Station, "Defueled Station Emergency Plan(DSEP)", Rev.13, (2010).

먹는물 수처리 공정 중 필터 내 천연방사성물질의 잠재적 농축

전소담[1], 박미희[1], 신우식[1,2], 한정희[1], 류종식[1], 정성욱[1*], 장병욱[3]
[1]한국기초과학지원연구원 지구환경연구부, 충북 청주시 청원구 오창읍 연구단지로 162
[2]연세대학교 지구시스템과학과, 서울 서대문구 연세로 50
[2]한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
jsd0305@kbsi.re.kr, *schoung@kbsi.re.kr

1. 서론

천연 기원 방사성핵종만을 함유한 물질을 "천연방사성물질(NORM)" 이라 한다[1]. 천연방사성물질 중 특히 U-238은 자연계에 많이 존재하는 우라늄 동위원소로, 그의 딸핵종인 Th-234, Pb-210, Rn-222 등의 방사성 물질을 생성한다. 지하수는 이러한 천연 기원으로 생성되는 방사성 물질 (Natural Occurring Radioactive Materials [NORMs])을 함유하고 있다.

우리나라 먹는 샘물 업체들은 대부분 지하수를 원수로 사용하여 상업용 먹는 샘물을 제조하고 있다[2]. 각각의 먹는 샘물 수처리 공정은 필터를 통해 지하수를 여과시키면서 필터에 상당량의 천연방사성물질을 축적시킬 수 있다. 하지만 지하수 내 천연방사성물질의 함유량이 비교적 낮아 지하수를 원수로 이용하는 먹는 샘물 제조 공정에서의 잠재적 농축에 대한 연구는 미미한 실정이다. 본 연구는 먹는 샘물 제조 공정에서 발생하는 부산물에 축적되는 천연방사성물질의 분포에 대한 연구를 수행하였다.

2. 연구방법

2.1 시료채취

본 연구를 위해 우리나라 먹는 샘물 수처리 업체 중 13곳을 조사했다. 우리나라의 먹는 샘물 제조 업체의 처리 공정은 일반적으로 [원수 취수 - 전처리 필터 - 원수 저장조 - 마이크로 필터 여과 - 자외선 살균 - 처리수 저장조 - 최종 여과 및 소독 - 제품수] 로 구성되어 있었다. 각 업체마다 원수와 원수 저장조 및 처리수 저장조에서 시료를 채취하였다. 각 업체에서 원수 생산을 위해 설치한 펌프를 이용하였으며, 채수 전 5~10분 정도 사전 양수를 통해 배관에 고여 있는 물을 제거한 후 채수하였다. 폐필터의 경우 현장 조사 시 수거하거나 우편으로 수취하였다.

2.2 현장조사

현장 조사 시 채취한 원수 및 처리수는 현장에서 휴대용 측정기 (Thermo Orion A325, A326)를 이용하여 온도, 전기전도도, 산화환원전위, pH, 용존산소 등 수질 인자를 측정하였다. 또한, 휴대용 표면방사선량률 측정기 (LUDLUM SURVEY METER, 44-10 gamma Scintillation)를 이용해 원수 저장조와 각각의 필터 하우징, 처리수 저장조에서의 표면방사선량률을 측정하였다.

2.3 천연방사성 핵종 분석

원수와 처리수에서 우라늄, 토륨, 라돈, 라듐, 전알파, 전베타 등의 천연방사성핵종 분석을 수행하였다. 우라늄과 토륨 분석을 위해 질산을 첨가해 pH2로 산화시킨 시료는 ICP-MS (Thermo, X5)를 이용해 분석하였다. 라돈의 경우 채수 시 라돈의 손실이 없도록 공기와 접촉을 최소화하였으며 미네랄 오일과 시료를 혼합 (5:15 mL)한 후, Liquid Scintillation Counter (Perkin Elmer, Quantulus 1220)을 이용하여 분석하였다.

수거된 폐필터 내 천연방사성핵종 분석을 위해 1 L 용량의 마리넬리 비이커 (Marinelli beaker)에 해체된 필터를 담아 원반형 BEGe 검출기 (Canberra, 747)를 이용해 분석하였다. 특히 Pb-210과 Th-234와 같이 낮은 에너지대에 존재하는 감마방사선에 대한 측정 효율은 다른 검출기보다 높다.

3. 연구결과

3.1 천연방사성핵종: 원수와 처리수

대부분 업체의 지하수 중 라돈과 라듐, 우라늄 농도는 WHO와 US EPA의 권고치 이하로 일부 업체를 제외하곤 비교적 낮았다. 원수인 지하수에 분포하는 천연 방사성 핵종들은 먹는 샘물 처리 공정에 위치한 필터들을 거치면서 감소하는 경향을 나타냈다. 예를 들어, 라돈의 경우 현장 조사한 업체

들의 공정 순서 따라 농도를 조사한 결과 원수에 비해 최종 처리수에서 라돈이 약 37-99% 감소하였다 (Table 1).

Table 1. Comparison of radon concentrations between groundwater and treated water storage tanks

	Ground water storage tank (Bq/L)	Treated water storage tank (Bq/L)	Reduction rate (%)	Filter Types
A	8.21	0.10	98.8	carbon micro
B	46.8	20.4	56.4	carbon micro
C	28.0	12.7	54.6	micro
D	38.2	4.02	89.5	carbon micro
E	89.5	27.9	68.8	micro
F	16.6	10.4	37.3	ceramic
G	64.7	33.7	47.9	bag carbon micro

3.2 표면방사선량률: 원수 저장조와 필터 하우징

현장 조사한 8개 수처리 업체들 중 4개 업체들은 원수 저장조의 방사선량률이 비교적 낮음에도 불구하고 (0.09~0.27 μSv/hr) 필터 하우징에서는 0.29~2.87 μSv/hr의 높은 표면방사선률량을 보였다. 이는 방사성 핵종들이 필터에 축적되어 표면방사선량률이 증가시킬 가능성을 제시한다.

3.3 폐필터 내 천연 방사성 핵종

수거한 폐필터 내 천연방사성핵종 분석 결과, 총 3개의 업체의 전처리나 1차 여과에 해당하는 필터에서 Pb-210와 Th-234이 검출되었다. 특히, 일부 업체들의 전처리 필터인 활성탄 필터에서 Pb-210와 Th-234의 값은 각각 20.1, 1.73 Bq/g 및 12.47, 1.7 Bq/g으로 나타나 생활주변방사선안전관리법 상 규제 수준인 1 Bq/g을 초과하였다. 이들 업체들에 대한 연간 폐필터 발생량을 추정하여 연간 취급 방사능량을 예측한 결과, 생활주변방사선안전관리법 연간 기준치인 1000 kBq을 초과할 수 있음을 제시하였다.

4. 결론

지하수 중 원수 내 우라늄, 토륨, 라돈, 라듐 등의 천연방사성물질의 함량은 대부분 낮게 나타났다. 하지만 지하수 내 NORM의 농도가 낮을지라도 필터의 사용 기간이나 필터의 공정상 위치에 따라 필터에 천연방사성핵종이 축적될 수 있다. 향후 추가적인 연구가 더 수행되어야 하겠지만, 본 연구 결과는 먹는 샘물 공장에서 사용한 필터들의 폐기 시 적절한 처리 및 관리가 필요할 수 있음을 암시한다.

5. 감사의 글

이 논문은 한국원자력안전기술원(KINS)의 "생활주변방사선 안전관리 이행 기술기반 구축" 사업의 지원을 통해 수행 연구결과물입니다.

6. 참고문헌

[1] 대한방사선방어학회 "방사선방호 관리수단의 범위", 국제방사선방호위원회 간행물 104, 8, (2007).

[2] 이수재, 최상기, 문현주, 강상인, 맹준호, 이영수, 이관규, 이정호, 이순우 "먹는샘물관리 중장기 제도개선 정책방안 연구", 환경부, 2-3 (2005).

한빛 원자력발전소 주변 환경방사선(능) 장기적 경향성 평가

이갑복*, 양양희, 김정미
한수원㈜중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*gblee5421@khnp.co.kr

1. 서론

원자력발전소에서는 주변 환경과 주민을 방사선으로부터 안전하게 보호하기 위해 환경방사선(능)을 연속 또는 주기적으로 감시하고 있다.

원자력안전위원회고시 제2014-12호 제7조 제2항에서는 환경조사 결과를 근거로 방사선(능)의 단기적 변동과 장기적인 축적경향을 평가하도록 규정하고 있다.

원자력발전소에서는 매년 방사선 환경감시 결과에 대해 단기적 변동을 분석하고, 그 보고서를 대중에 공개하고 있다. 그러나 연간보고서에 장기적인 축적경향을 평가하여 수록하기에는 한계가 있기 때문에 10년 주기로 수행하는 주기적안전성평가(PSR) 시 해당사항을 평가하고 있다.

본 연구에서는 한빛 5,6호기 PSR 일환으로 최근 10년(2005 ~ 2014년)간 측정된 환경감시 자료를 토대로 장기적인 추세분석을 통해 방사능 축적경향을 평가하였다.

추세분석 결과는 '증가', '감소' 또는 '추세 없음'으로 나타나는데, '감소' 및 '추세 없음'일 경우에는 해당 방사성 핵종이 장기적으로 축적되지 않는다고 쉽게 판단할 수 있을 것이다.

그러나 '증가' 추세로 분석되는 경우에는 증가원인이 원전 가동에 의한 것인지를 판단하여야하는데, 과학적 근거가 충분치 않은 경우가 있다. 이는 원자력발전소 주변 환경에서 검출되는 방사선(능)이 원전에서 배출되는 방사능과의 상관성을 확인하기 어려울 정도로 매우 낮게 나타나기 때문이다. 이런 경우에는 우리나라 전국토 환경방사선 조사결과, 그리고 측정된 농도로 추정한 선량평가 결과와 비교하여 환경영향에 대한 유의성을 검토하였다.

2. 본론

2.1 분석방법 및 항목

우선 한빛원전 주변 환경매질별 방사선(능)의 연간 평균값에 대한 10 년간의 그래프를 통해 변화추이를 정성적으로 살펴보았다. 최소검출가능농도 이상의 농도가 지속적으로 검출되는 핵종에 대해 수행하였다.

그리고 방사능 축적경향 파악이 감시목적의 하나인 표층토양, 하천토양, 해수, 해저퇴적물, 해조류에 대하여 비모수적 통계분석기법 Mann-Kendall 검정법[1,2]을 이용하여 정량적인 추세분석을 수행하였다. 분석핵종은 환경시료 중에서 지속적으로 검출되면서 반감기가 상대적으로 긴 ^{137}Cs을 선정하였다.

Mann-Kendall 검정법은 관측값을 직접 사용하는 것이 아니라 관측값의 서열 혹은 변동 기울기 등을 이용하기 때문에 결측값과 이상값(abnormal data)을 적절히 다룰 수 있고 그 영향에도 민감하지 않다.

2.2 분석결과

2.2.1 공간선량율 및 공간집적선량

공간선량율의 범위는 85 ~ 124 nGy/h이며, 한국원자력안전기술원이 전국 128개 간이방사능측정소에서 측정한 최근 5 년간(2004 ~ 2013년) 연평균 변동 범위(33 ~ 212 nGy/h) 이내인 자연방사선량 수준으로 장기적인 증가추세는 보이지 않았다.

공간집적선량도 152 ~ 298 μGy/분기 범위로, 한국원자력안전기술원이 최근 5 년간 전국 53개소에서 측정한 연평균 범위(117 ~ 336 μGy/분기) 이내로 원전 영향에 의해 방사선량이 장기적으로 증가하는 추세는 보이지 않았다.

2.2.2 공기중 미립자 방사능

부지 내·외부 10개 지점(2개 비교지점 포함)에서 10 년 동안 측정된 공기 중 미립자의 지점별 연평균 전베타 방사능은 1.01 ~ 1.66 mBq/㎥ 범위였다. 이는 한국원자력안전기술원이 측정한 최근 5 년간 전국 공기 중 미립자 전베타 방사능 연평균 범위(4.19 ~ 8.81 mBq/㎥)와 비교해 볼 때 낮은 수준임을 알 수 있다. 한국원자력안전기술원에서 측정한 값이 상대적으로 높게 나타나는 것은 라돈과 같은 자연방사능을 배제하기 위해 채취시료를 보관하는 기간(한국원자력안전기술원 1일, 원자력발전소 3일)이 다르기 때문이다. 미립자 감마동위원소 및 방사성옥소도 장기적인 증가 추세를 보이지 않는 것으로 분석되었다.

2.2.3 육상 물시료(빗물, 지표수, 식수, 지하수)

빗물, 지표수, 식수 및 지하수의 감마동위원소는 연도에 따라 일시적으로 검출되는 경우가 있었으나 2012년도 이후에는 감소되거나 검출되지 않았다. 따라서 발전소 영향에 의해 장기적으로 증가하는 추세는 아닌 것으로 분석되었다.

삼중수소 농도는 빗물에서 1.96 ~ 45.8 Bq/L 범위로, 2012 년도 이후 감소하는 추세를 보이고 있다. 지표수, 지하수, 식수에서의 삼중수소 농도도 일정한 수준을 유지하고 있어, 장기적인 축적경향은 나타나지 않았다. 빗물에서 나타난 최대 농도 45.8 Bq/L의 식수를 성인이 매일 2ℓ씩 음용한다면 연간 6.02E-4 mSv의 선량을 받게 되는데, 이는 일반인 연간 선량제한치 1 mSv의 0.06%에 해당되는 매우 적은 양이다.

2.2.4 육상 식품시료 및 지표시료

육상 식품시료 및 지표시료에서 측정된 인공 방사능은 전국적으로 검출되고 있는 ^{137}Cs과 ^{90}Sr을 제외하고 거의 검출되지 않았다. ^{137}Cs과 ^{90}Sr도 후쿠시마 사고가 발생한 2011년과 같이 일부 연도에 일시 증가하는 경우가 있었으나, 장기적인 증가 추세를 보이지는 않았다.

2.2.5 표층토양 및 하천토양

표층토양 및 하천토양에서 측정된 감마동위원소 및 ^{90}Sr도 전국에서 검출되고 있는 ^{137}Cs과 ^{90}Sr을 제외하고 거의 검출되지 않았다.

표층토양 및 하천토양에서의 ^{137}Cs 추세분석 결과,연우교의 하천토양의 경우를 제외하고 모든 지점에서 추세없음을 보여주고 있다. 연우교의 하천토양에서 증가추세를 보이기는 하였으나 원전으로부터 멀리 떨어진 광주지역 임곡교 하천토양 측정값의 변동범위 내에서의 추세이다(Fig. 1). 또한 한빛원전으로부터 ^{137}C가 최소검출하한치 이상으로 배출되지 않으므로, 증가추세가 원전 운영과 상관성을 갖는 것으로 보기 어렵다.

2.2.6 해양시료(해수, 해저퇴적물, 어패류, 해조류, 저서생물)

해양시료에서 측정된 감마동위원소 및 ^{90}Sr도 전국에서 검출되고 있는 ^{137}Cs과 ^{90}Sr을 제외하고 거의 검출되지 않았다.

부지주변의 해수의 연평균 삼중수소 농도는 <2.08 ~ 14.4 Bq/L 범위로서 비교지점인 함평(<2.08 ~3.36)보다는 약간 높은 것으로 나타났으나, 일정한 수준을 유지하고 있어 장기적인 축적경향을 보이지는 않고 있다.

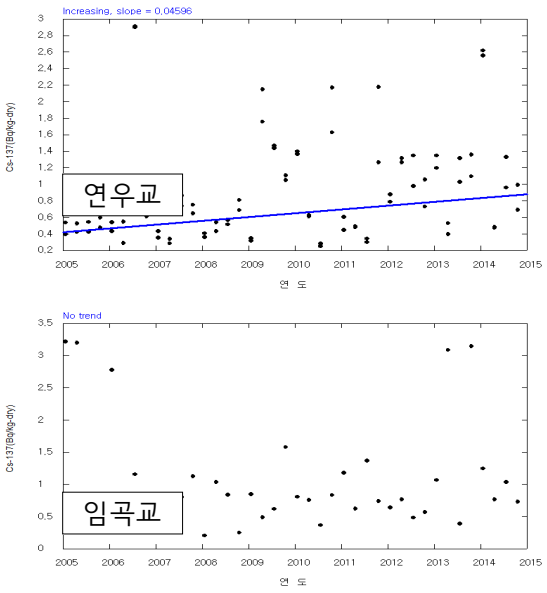


Fig. 1. ^{137}Cs Concentration Trend in River Sediment.

3. 결론

지난 10 년간 한빛본부 부지 내외의 환경방사선(능) 변화추이와 방사성물질 축적경향을 조사한 결과 ^{131}I 및 ^{137}Cs 등 일부 핵종이 일시적으로 증가되거나 검출되었으나, 이는 전국적인 수준과 비슷한 수치로서 발전소 가동으로 인한 환경 축적경향은 나타나지 않았다.

4. 참고문헌

[1] 이진용 등, "국가 지하수관측소 지하수위, 전기전도도 및 수온자료에 대한 모수적 및 비모수적 변동 경향성 분석," 한국지하수토양환경학회지, 11(2), pp. 56-67, (2006).

[2] Coen, M.C., E. Weingartner, S. Nyeki, J. Cozic, S. Henning, B. Verheggen, R. Gehrig, U. Baltensperger, "Long-term trend analysis of aerosol variables at the high-alpine site Jungfraujoch," *Journal of Geophysical Research*, Vol. 112, (2007).

원자로 하부에서 발견된 이물질 방사화 평가

김기영*, 정성환
한수원㈜중앙연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1312번길 70
*kiyoungkim@khnp.co.kr

1. 서론

현재 국내에서 가동되고 있는 원자력발전소는 가압경수로형 20기 , 가압중수로형 4기로서 한국수력원자력은 전 세계적으로 5위권의 원전운영사이다. 특히 국내 원전의 경우 연료손상율이 낮아 국제적으로도 그 우수성을 인정받고 있으나 아직도 이물질에 의한 연료손상은 지속적으로 발생되고 있는 실정이다. 이와 관련하여 본 연구에서는 최근 국내 발전소사례로서 원자로 냉각재 계통내 원자로 하부에서 발견된 이물질이 주기초부터 존재했을 경우를 가정하여 방사선량을 평가하였다. 본 연구의 목적은 평가된 이물질의 방사선량과 실제 측정값을 비교함으로서 이물질의 유입시점이 현재주기임을 확인하기 위한 것으로, 본 해석을 위하여 MCNP, SCALE 및 ORIGEN 코드를 이용하였다[1][2][3].

2. 본론

2.1 해석코드 및 방법론

원자로 냉각재 계통내 원자로 하부에서 발견된 이물질에 대한 방사화 평가를 수행하기 위하여 국제적으로 가장 많이 활용되고 있는 MCNP 코드를 사용하여 중성자속을 계산하였으며, 이를 입력으로 사용하여 SCALE 코드를 통해 중성자 스펙트럼을 구하고 최종적으로 ORIGEN 코드를 통해 방사선량을 계산하였다. MCNP(Monte Carlo N-Particle Transport Code) 코드는 방사선 수송해석 분야에서 가장 널리 사용되는 코드로서 미국 로스알라모스 국립 연구소에서 개발되었다. 그리고 핵분열과 같은 핵반응 뿐만 아니라 최근에는 중성자, 광자, 전자를 포함한 다양한 입자의 반응에 대하여 해석능력을 가지고 있다. 일반적으로 몬테칼로 방법은 확률적 분포를 가지는 방사선 거동현상에 대해 Random Number를 사용하여 통계적으로 입자의 거동을 시뮬레이션 하는 계산 알고리즘이다. 따라서 결정론적 해석방법이 방정식의 해를 직접 구하기 때문에 빠른 시간 내에 해를 구할 수 있는 장점이 있는 반면, 통계적 해석 방법의 경우 충분한 신뢰도 확보를 위하여 많은 전산시간이 소요되는 단점이 있다. 하지만 몬테칼로 해석 방법은 방사화 대상 구조물을 모델링함에 있어 복잡한 형태의 모델링도 수행가능한 통계적 해석 기반의 코드이므로, 본 연구에서 목표로 하는 원자로 하부 이물질에 대한 중성자속 계산에 적합한 것으로 판단된다. SCLALE 코드는 기본적으로 특정 시스템의 핵임계해석을 수행하는 코드이다. SCALE 코드는 임계해석을 위해 CSAS라고 불리는 control sequence에 의해 해석을 수행하며, 단일 입력자료를 통해 control sequence의 모든 모듈이 사용자의 추가적인 지시 없이 순차적으로 수행됨으로써 사용자 편의성이 매우 높다는 특징이 있다. 본 연구에서는 SCALE 코드를 이용하여 원자로 하부에서 발견된 이물질의 구성성분 및 질량을 기반으로 중성자 스펙트럼을 구하였다. 그리고 중성자 스펙트럼을 입력으로 사용하여 이물질이 갖는 방사선량을 계산하기 위해 ORIGEN 코드를 이용하였다. ORIGEN 코드는 기본적으로 동위원소 함량, 붕괴열, 선원항 등 다양한 사용후핵연료 특성정보를 생산하는 코드로서, 사용자의 편의성이 향상된 GUI 환경으로 구축되어 있어 국내에서도 널리 사용되고 있는 코드라고 할 수 있다.

2.2 해석 및 평가

원자로 하부에서 발견된 이물질에 대한 중성자속을 계산하기 앞서 먼저 노심에서 발생하는 선원항을 계산하였으며 그 결과는 다음과 같다.

Table 1. Assessment Result of Source Term

항 목	입력값
노심열출력	2,815 MW_{th}
1/8 노심열출력	351.875 MW_{th}
U-235의 핵분열 1회당 발생하는 평균 중성자 수	2.43개
핵분열시 발생하는 에너지	약 200 MeV
계산결과	
$351.875[MWt]\times\frac{1[MeV]}{1.609\times10^{-19}[MW\cdot s]}\times\frac{1[fission]}{200[MeV]}\times\frac{2.43}{[fission]}=2.657\times10^{19}/\sec$	
1/8 노심모델에서 방출되는 중성자의 세기	2.657×10^{19}#/sec

Table 1에서 도출된 결과를 기반으로 표준형 원전의 1/8 평형노심을 모델링 하여 선원분포를 적용하였으며 이것은 Fig. 1과 같다. 원자로 하부에서 발견된 이물질 재원 및 위치는 Table 2에 나와 있다.

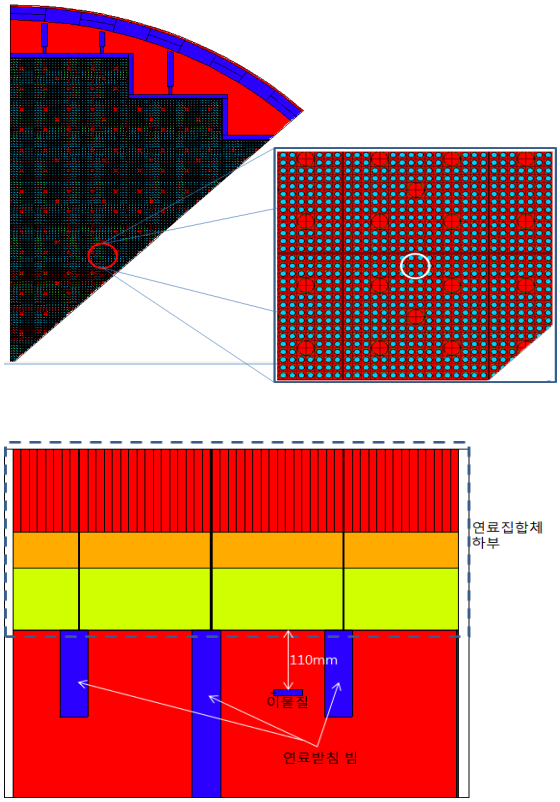


Fig. 1. 1/8 Core Model & the Position of Debris (Horigental/Vertical View).

Table 2. Material Property & Position of Debris

항 목	재원
크기	45 mm(H) × 5 mm(Φ)
체적	3.5343 cm^3
재질	SUS 304
위치	연료집합체 하부에서 110 mm 지점

이때 고려된 사항은 발견된 이물질은 한주기 동안 원자로하부(연료집합체 하부로부터 약 10 cm 지점)에서 방사능에 노출되었으며, 원자로 정지 후 약 30 일 후에 발견되었다고 가정하였다. 원자로 하부에서 발견된 이물질이 받는 중성자속을 계산하기 위하여 MCNP6코드를 이용하였으며, F4 tally를 이용한 이물질 체적내에 입사된 중성자속 계산결과는 다음과 같다.

계산결과 [neutron/sec]	상대오차
8.430E+12	7%

계산된 중성자속, 이물질 구성성분 및 질량을 기반으로 SCLAE 코드를 이용하여 원자로 하부에서 발견된 이물질의 중성자 스펙트럼을 구하였다. 여기서 구한 중성자 스펙트럼은 ORIGEN 코드의 입력으로 사용하고 최종적으로 이물질이 갖는 핵종별 방사선량을 계산하였다. 평가결과 원자로 하부에서 발견된 이물질의 방사선량율은 약 59 mSv/h로 평가되었다. 참고로 방사선 계측기를 이용하여 이물질로부터 나오는 방사선량 측정값은 약 20 mSv/h 이었다. 따라서 해석결과(59 mSv/h)가 측정값(20 mSv/h)보다 높으므로 이물질은 현재주기에 유입되었다고 할 수 있다.

3. 결론

본 연구는 원자로 하부에서 발견된 이물질에 대한 방사선량을 해석코드를 이용하여 평가하였고, 그 결과를 실제 측정값과 비교함으로써 이물질 유입시점을 간접적으로 확인하기 위하여 수행되었다. 평가결과 원자로 하부에서 발견된 이물질은 원자로 정지 후 약 30 일 지난 시점에서 그때의 방사선량율이 약 59 mSv/h 이었으며, 이것은 실제 측정값(20 mSv/h)보다 높은 값이었다. 따라서 측정된 방사선량율(20 mSv/h)은 한주기 기간 이내에 방사능에 노출되더라도 나올 수 있는 값이므로, 이물질은 현재주기에 유입되었다고 평가 할 수 있다.

4. 참고문헌

[1] SCALE : A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design, ORNL/TM-2005/39, Version 6.1, (2011).

[2] A Primer for Criticality Calculations with SCALE/KENO-VI Using GeeWiz. ORNL/TM-2008/069, (2008).

[3] MCNP : A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, LA-CP-03-0245, US, (2003).

[4] M. J. Bell, ORIGEN B-The ORNL Isotope Generation and Depletion Code, ORNL-4628(CCC-217), Union Carbide Corporation, Oak Ridge National Laboratory, US, (1973).

OTDR을 이용한 분포형 다채널 광섬유 온도센서 시스템의 개발을 위한 기초연구

이동은[1], 유욱재[1], 신상훈[1], 김혜진[2], 김민건[2], 송영범[2], 장경원[1], 이봉수[2]*
[1]건국대학교 의료생명대학 의학공학부, 충북 충주시 충원대로 268, 대한민국
[2]중앙대학교 공과대학 에너지시스템공학부, 서울특별시 동작구 흑석로 84, 대한민국
*bslee@cau.ac.kr

1. 서론

원자로 내의 냉각재계통(coolant system)은 핵연료의 핵분열 시 발생되는 막대한 열을 냉각재로 순환시켜 증기발생기로 전달하는 역할을 한다. 또한 원자로 냉각재계통은 배관의 파단(break)으로 인해 발생하는 냉각재상실사고(loss of coolant accident, LOCA)에 의한 비정상 운전 시, 원자로 노심 손상을 방지하기 위해 노심 냉각 기능을 수행한다[1]. 최근 냉각재계통 배관에서 마모, 침식, 부식 등으로 인한 균열 및 결함에 의해 냉각재 누설 사고가 발생하고 있다. 냉각재의 감소는 사고 시 노심으로부터 열을 제거하지 못하여 핵연료의 건전성을 보장하지 못하며, 2차적으로 방사선까지 누출될 수 있는 원인을 제공한다. 따라서 원자로 냉각재계통 배관에서의 냉각재 누설을 예방하고 냉각재상실사고로의 진행을 완화시키기 위해서 냉각재의 미세누설을 실시간 모니터링 하는 것은 매우 중요하다.

본 연구에서는 냉각재의 미세누설로 의한 온도차이를 이용하여 냉각재 배관의 미세누설 위치를 감지 할 수 있는 실리콘 오일(silicone oil) 기반의 분포형 다채널 광섬유 온도센서(distributed multi-channel fiber-optic temperature sensor)를 제작하였다. 제작된 분포형 다채널 광섬유 온도센서는 OTDR(optical time-domain reflectometer)을 사용하기 때문에 실시간으로 측정이 가능하고, 배관의 크기에 제한을 받지 않으며 원거리에서 넓은 누설 범위의 감시가 가능하다는 장점을 가지고 있다. 본 연구에서는 제작된 분포형 다채널 광섬유 온도센서의 성능평가를 위하여 온도 변화에 따른 광 파워를 측정하고 분석하였다.

2. 본론

2.1 실험 재료 및 방법

본 연구에서 사용된 온도 감지물질인 실리콘 오일(KF-54, Shin-Etsu)은 내열성이 뛰어난 무색투명의 액체로, 25℃의 온도에서 1.505의 굴절률을 가진다. 실리콘 오일을 감지물질로 사용할 경우, -35 ~ 250℃의 온도 범위에서 계측이 가능하다. 광 계측기로 사용된 OTDR(AQ7280, Yokogawa)은 온도 변화에 따라 감지프로브(sensing probe)에서 발생한 광 파워의 변화 및 위치정보의 실시간 확인이 가능하고, 측정 가능한 거리 범위는 최대 400 km 이다[2].

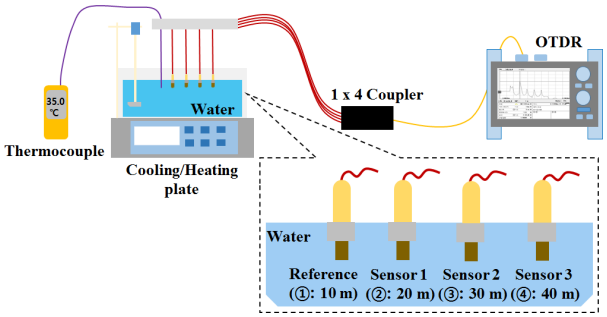


Fig. 1. Experimental setup using a distributed multichannel fiber-optic temperature sensor.

Fig. 1은 실리콘 오일 기반의 분포형 다채널 광섬유 온도센서와 냉온 플레이트(Heating/cooling plate)를 이용한 실험구성을 보여준다. 감지프로브는 실리콘 오일, FC 터미네이터, 황동관 및 광섬유로 구성되고, 기준프로브(reference probe)에는 실리콘 오일을 제외한 나머지 부품으로 구성된다. 각각의 프로브에 연결된 싱글모드 광섬유는 서로 다른 길이(①: 10 m, ②: 20 m, ③: 30 m, ④: 40 m)를 가지며, 1 X 4 광섬유 커플러를 통해 OTDR로 연결된다. 수조에 설치된 각 프로브 간의 간격 차이는 1 cm 이며, 냉온 플레이트(CP-7200GT, Intec)를 사용하여 수조에 채워진 물의 온도를 조절하였다. 또한 열전대(thermocouple: 54 II thermometer, Fluke)를 기준 온도센서로 사용하여 물의 온도를 실시간으로 측정하였고, 분포형 다채널 광섬유 온도센서의 출력 광 파워(dB)와 비교, 분석하였다.

2.2 실험 결과

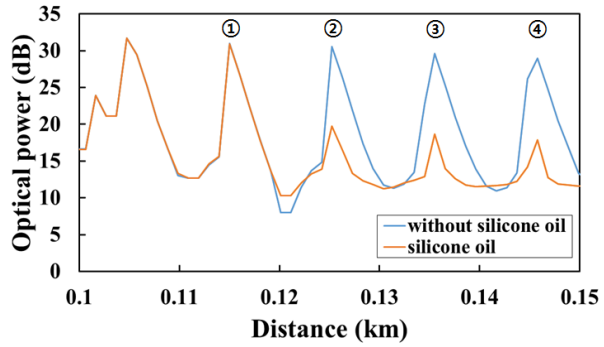


Fig. 2. Difference of the output signals with or without silicone oil.

Fig. 2는 서로 다른 길이를 가지는 1개의 기준프로브와 3개의 감지프로브를 1 X 4 커플러에 연결한 후, 25℃의 온도에서 측정한 다채널 광섬유 온도센서의 출력 광 파워의 차이를 보여준다. 감지프로브 또는 기준프로브의 내부에 위치한 광섬유의 끝단이 실리콘 오일과 접촉했을 경우, 공기와 접촉했을 때보다 프레넬 반사(Fresnel reflection)가 작아지므로 반사되는 광 신호의 광 파워가 감소하는 것을 확인할 수 있다. 또한 각각의 광 신호가 온도에 의해 개별적으로 변하므로, 실시간 온도 측정 및 위치정보의 확인이 가능함을 확인할 수 있다.

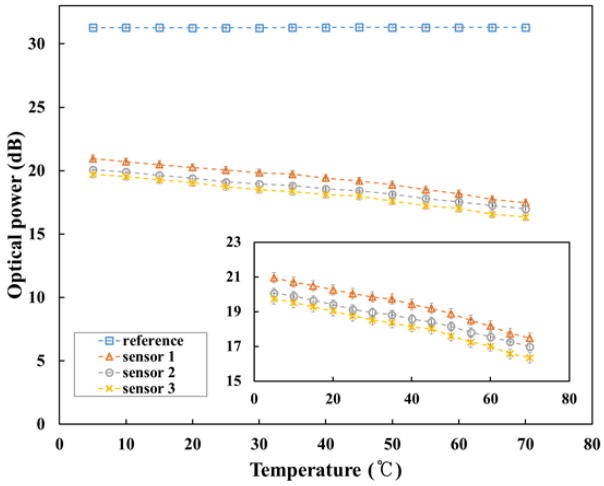


Fig. 3. Comparison of the output signals between three sensing probes and a reference probe according to the temperature.

Fig. 3은 물의 온도를 5 ~ 70℃의 온도 범위에서 5℃ 간격으로 변화시키면서 측정한 광 파워의 변화를 보여준다. 실험결과, 온도가 올라감에 따라 감지프로브 내에 주입된 실리콘 오일의 굴절률이 작아지므로 반사광의 광 파워가 작아지지만, 실리콘 오일이 주입되지 않은 기준프로브의 경우에는 굴절률의 변화가 없으므로 광 신호가 일정한 값을 가지는 것을 확인하였다. 또한 광섬유 온도센서는 전송용 광섬유의 길이가 길어짐에 따라 전반적으로 광 신호가 감소하는 것을 확인할 수 있다.

3. 결론

본 연구에서는 감지물질로 실리콘 오일을, 광 계측기로는 OTDR을 사용하여 분포형 다채널 광섬유 온도센서를 제작하였으며, 온도 변화에 따른 반사광을 측정 및 분석하여 광섬유 온도센서의 성능을 평가하였다. 실험결과, 실리콘 오일의 유무에 따라 프레넬 반사가 달라지므로 반사광의 광 파워가 차이를 보였다. 또한 물의 온도가 올라감에 따라 감지프로브에 주입한 실리콘 오일의 굴절률이 감소하여 반사광의 광 파워가 작아지는 반면, 실리콘 오일을 주입하지 않은 기준프로브의 경우에는 온도변화에 무관하게 일정한 광 신호를 가지는 것을 확인하였다.

앞으로의 연구방향은 냉각재계통 배관이 설치된 환경과 유사한 고온환경에서도 온도 측정이 가능하도록 분포형 다채널 광섬유 온도센서의 감지프로브를 설계하고, 성능을 평가하는 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 2015년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 원자력연구사업(No. 2014M2B2A9031841) 및 기초연구사업(No. 2015R1C1A1A02036364)의 연구결과입니다.

5. 참고문헌

[1] 강한옥, 한훈식, 김영인, "일체형원자로 인쇄기판형 증기발생기 열수력학적 설계", 한국유체기계학회 논문집, 17(6), 77-83 (2014).

[2] 장재석, 유욱재, 신상훈, 이동은, 김민건, 김혜진, 송영범, 장경원, 조승현, 이봉수, "OTDR을 이용한 실리콘 오일 기반의 광섬유 온도 센서", 전기학회논문지, 64(11), 1592-1597 (2015).

몬테카를로 시뮬레이션을 이용한 광섬유 기반 검출 센서의 응답 특성 연구

한화정, 김범규, 박병기*
순천향대학교, 충청남도 아산시 순천향로 22
withan@sch.ac.kr

1. 서론

방사선원을 안전하게 다루고 보관하기 위해서는 방사선원의 세기와 방출되는 방사선량을 정확히 파악하고 있어야 한다. 이론적으로 주요 방사성 동위원소에서 방출되는 방사선의 에너지와 방출확률이 잘 알려져 있지만, 감마선을 방출하는 선원의 경우 감마선의 에너지 범위에 따라 검출 매질과의 상호작용이 구분될 뿐만 아니라 상호작용으로 인한 이차반응이 발생하여 정확하게 예측하기 어렵다[1].

주로 관찰되는 감마선의 상호작용은 컴프턴 산란으로 감마선이 검출매질과 반응하여 이차전자를 생성시킨다. 이차전자가 물이나 광섬유와 같은 투명한 매질 속을 빛의 위상속도보다 빠르게 진행하면 체렌코프 방사선이 발생한다.

체렌코프 방사선을 이용하여 IAEA에서는 안전조치를 위해 체렌코프 방사선 촬영 장치로 사용후핵연료 집합체의 연료봉 존재 유무를 판별하고 있으며, 일본이나 벨기에 등은 체렌코프 원리를 응용하여 원자로 출력 측정 기술을 사용하고 있다[2]. 국내에서는 핵연료의 유무를 감지하기 위해 섬광체 기반의 감마선 측정 광섬유 센서를 개발하였고, 최근에는 사용후핵연료의 연소도 및 결함 판별을 위한 광섬유 기반 방사선 센서 기술개발 연구도 진행되었다[3-4].

체렌코프 방사선 검출 실험은 고 선량 선원을 취급하므로 다루는 데 제약이 많고 접근이 어렵다. 그러므로 방사선원의 변화나 검출 과정마다 일어나는 반응을 상세히 확인하고자 할 때 몬테카를로 기반의 컴퓨터 프로그램을 이용하여 구현할 수 있다.

본 연구는 방사선원으로부터 감마선을 측정하기 위한 이전 연구에서 개발된 몬테카를로 기반 프로그램을 이용한다. 방사선원의 세기에 따라 이차반응으로 생성되는 체렌코프 방사선의 양을 측정하여 체렌코프 방사선과 방사선원의 세기와의 관계를 파악하고자 한다.

2. 시뮬레이션

본 연구에서는 몬테카를로 기반의 GEANT4 (ver.10.02) 프로그램을 사용한다. GEANT4 내 라이브러리를 이용하여 필요한 프로세스를 구성하고, 가상 실험 공간을 조성하여 시뮬레이션 한다.

2.1 물리적 프로세스

방사선원으로부터 붕괴에 의해 방출되는 감마선이 매질과의 상호작용을 하여 체렌코프 현상이 발생하는 과정을 모사하기 위해 주요한 프로세스를 크게 세 가지로 나누어 구성하였다.

- 붕괴프로세스: 방사선원이 붕괴되어 감마선을 방출하는 과정을 모사하며, 선원의 원자번호, 원자질량 및 선원형태 같은 입력 자료를 필요로 한다.
- 전자기방사선프로세스: 방출된 감마선이 검출매질과의 상호작용에 의해 이차전자가 생성되는 과정으로 감마선의 에너지 범위에 따라 일어나는 광전효과, 컴프턴산란, 전자쌍생성 등의 상호작용이 포함되어 있다.
- 광학프로세스: 상호작용으로 생성된 이차전자가 매질 내에서 일으키는 반응을 다루며 반사, 굴절 같은 경계 반응 및 섬광, 제동복사, 체렌코프 현상 등이 포함되어 있다.

2.2 기하학적 형상 구조

본 연구에서 구성한 가상의 실험 공간을 Fig. 1에 나타내었다. 납 벽으로 차폐된 공간 안에 점 형태의 방사선원을 원점에 위치시키고, 5 m의 길이를 가지는 실리카 광섬유 검출 센서가 선원과 0.3 m의 간격을 가지고 위치한다. 검출 센서는 한 쪽 벽을 관통하여 나오는 형태로, 공간 내 위치한 센서의 끝에는 반사체를 부착하였고 공간 외 위치한 센서의 끝에는 광 음극을 부착하였다.

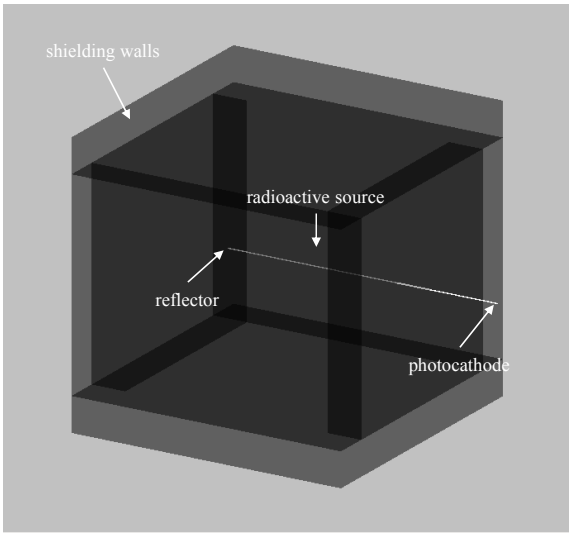


Fig. 1. Geometrical view of Cerenkov Radiation Detection Modeling in GEANT4.

2.3 시뮬레이션 결과

시뮬레이션에서 방사선원으로 Co-60를 이용하였다. Co-60은 매 붕괴마다 1.17 MeV와 1.33 MeV의 에너지를 가지는 두 개의 감마선을 동일한 비율로 방출하며, 5.27 년의 반감기를 가지는 방사성 동위원소이다. Co-60 방사선원의 세기에 따른 체렌코프 광자의 발생량을 검출하기 위해, Co-60 방사선원의 세기를 1000Ci(37TBq)부터 5000Ci(185TBq) 까지 1000Ci(37TBq) 씩 증가시켜 시뮬레이션 하였다. 시뮬레이션이 진행되면 Co-60 방사선원이 붕괴되면서 감마선이 방출된다. 방출되는 감마선은 광섬유와 상호작용에 의해 이차전자를 생성한다. 이차전자는 광섬유 내를 빠르게 진행하면서 체렌코프 방사선을 발생시키고, 최종적으로 광 음극에 부딪쳐 흡수된 체렌코프 광자의 정보를 기록한다.

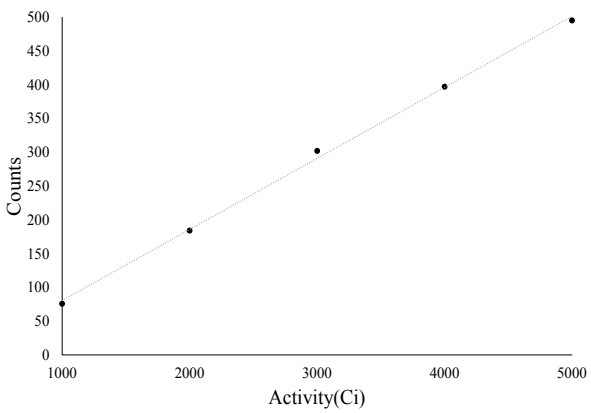


Fig. 2. Relationship between activity of Co-60 radiation source and Cerenkov photon counts.

기록된 데이터를 토대로 방사선원의 세기에 대한 광 음극에 수집된 체렌코프 광자의 발생량의 결과 그래프를 Fig. 2에 도시하였다. 방사선원의 세기가 증가할수록 센서에 검출되는 체렌코프 광자의 수도 선형적으로 증가하는 특성을 나타냈다.

3. 결론

본 연구에서는 방사선원의 붕괴로 방출되는 감마선이 검출 매질과 상호작용하여 이차전자를 생성하고, 이차반응으로 생성된 체렌코프 광자가 광 음극에 흡수되는 일련의 과정을 모사하였다. 개발한 몬테카를로 프로그램을 이용하여 감마선을 방출하는 방사선원의 세기변화에 대한 체렌코프 광자의 발생량을 측정하여 비교하였고, 체렌코프 광자의 발생량은 방사선원의 세기가 높을수록 증가하는 특성을 확인했다. 앞으로의 연구방향은 개발한 프로그램을 이용하여 Co-60 이외 다른 방사성 동위원소에 대해서도 체렌코프 광자를 검출하여 각 동위원소 별로 가지는 특성을 파악하는 것이다.

4. 참고문헌

[1] 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.

[2] International Nuclear Verification, *Series No. 1*, IAEA, Vienna, (2003).

[3] 신상훈, 유욱재, 장경원, 조승현, 박병기, 이봉수, 사용후핵연료 집합체 모사장치를 이용한 광섬유 체렌코프 방사선 센서 시스템의 성능평가, Journal of Sensor Science and Technology 23(4), (2014)

[4] 장경원, 조동현, 유욱재, 서정기, 허지연, 이봉수, 신상훈, 박병기, 김신, 광섬유 방사선량계를 이용한 Co-60 방사선원으로부터 조사되는 상대선량측정, Journal of the Korean Sensors Society, 19(1), (2010), 52-57.

제주도 고산지역 PM_{10} 에어로졸 중의 ^{40}K, ^{232}Th, ^{238}U 조성 특성

박연현, 박재우, 한충훈*
제주대학교, 제주도 제주시 제주대학로 102
mtc0252@jejunu.ac.kr

1. 서론

본 연구는 제주도 고산측정소에서 채취한 PM_{10} 시료중 ^{40}K, ^{232}Th, ^{238}U를 ICP-DRC-MS를 이용하여 방사능 농도를 구하고 radium equivalent (Ra_{eq})를 계산하여 제주지역 에어로졸 조성 특성을 분석한 결과이다.

2. 본론

2.1 연구방법

2.1.1 PM_{10} 미세먼지 시료 채취

PM_{10} 미세먼지 시료를 제주도 서쪽에 위치한 고산측정소(33º17′N, 126º10′E)에서 PM_{10} Sequential Air Sampler (APM Engineering, PMS-103, Korea)를 사용하여 2014년 1월부터 12월까지 24시간 단위로 총 115개를 채취하였다. 이때 흡입 공기의 유속은 초기속도가 대략 16.7 L/min이 되도록 조절하였다.

2.1.2 시료의 전처리

채집한 PM_{10} 시료를 US EPA방법(Method IO-3)에 근거하여 마이크로파 분해법으로 전처리 하였다. 시료가 채취된 필터를 테프론 용기에 넣고 5.55% HNO_3/16.75% HCl 혼합산 10 mL를 가한 후 마이크로파를 조사(1,000 W)하였다. 마이크로파 분해를 거친 시료를 주사기 필터에 통과 후 3% HNO_3/8% HCl 혼합산 5 mL를 넣고 초순수로 25 mL가 되도록 희석하였다[1]. 전처리를 거친 PM_{10}의 금속 성분들은 ICP-MS(Perkin Elmer, model ELAN DRC-II, USA)로 성분들을 분석하였다. 측정 전 7회에 걸쳐 분석한 각 성분들의 평균 기기검출한계(IDL)는 Table 1와 같다.

Table 1. Instrumental detection limit (IDL) and variation of coefficient (CV) for ICP-MS (n=7)

Species	K (ng/ml)	U (pg/ml)	Th (pg/ml)
IDL	2.900	4.145	5.369
CV (%)	0.920	1.165	1.552

2.1.3 동위원소의 방사능 농도

ICP-MS로 측정한 각 핵종^{39}K, ^{232}Th, ^{238}U 농도를 계산에 적합한 농도(g/m^3)로 산출한 다음 (1)식에 대입하여 각 핵종의 방사능 농도를 계산하였다[2,3].

$$A_i = \frac{\ln 2}{T_{1/2}} \times \frac{\rho_i \times m_e}{M_i} \times N \quad (1)$$

A_i : 핵종(^{40}K, ^{232}Th, ^{238}U)의 방사능 농도(Bq/m^3)
$T_{1/2}$: 반감기(s)
ρ_i, : 자연존재비율
m_e : 핵종(^{39}K, ^{232}Th, ^{238}U)의 농도(g/m^3)
M_i : 몰 질량(g/mol)
N : 아보가드로 수(6.023×10^{23} mol^{-1})

2.1.4 Radium equivalent activity

라듐 등가지수(Radium equivalent index)는 널리 사용되는 방사선 위험 지수이다. 다음 라듐 등가지수 계산식(2)으로 지수(Ra_{eq})를 구하였다[4].

$$Ra_{eq} = \left(\frac{A_U}{370} + \frac{A_{Th}}{259} + \frac{A_K}{4810}\right) \times 370 \quad (2)$$

여기서, A_K, A_{Th}, A_U은 각각 ^{40}K, ^{232}Th, ^{238}U핵종의 방사능 농도(Bq/m^3)이다.

2.2 결과

2.2.1 대기현상별 PM_{10}시료 중 핵종 농도변화

대기에어로졸 조성에 황사(Asian Dust), 연무(haze), 박무 및 안개(fog-mist) 등의 기상인자는 중요한 역할을 한다. 따라서 본 연구에서는 제주도 고산지역의 각 대기현상에 따라 PM_{10} 에어로졸 중 ^{40}K, ^{232}Th, ^{238}U 농도변화를 연구하였다. 다음 연구를 위해 PM_{10} Sequential Air Sampler가 설치되어있는 고산측정소에서 시료를 채집하고 기상청의 자료를 이용하여 각 기상인자에 대한 자료를 수집하였다. 기상인자는 황사, 연무, 박무 및 안개, 비현상일(Non-event)로 구분하였다. 그리고 제주도 고산지역에서 측정한 PM_{10}의 각 핵종별 농도를 기상현상에 따라 평균하여 Table 2에 나타내었다.

Table 2. Each nuclide ^{40}K, ^{238}U, ^{232}Th activity concentrations in Airborne PM_{10}, and the Radium equivalent index (Ra_{eq}) at the Gosan location in Jeju Island

		All (115)	AD (5)	HA (6)	FM (57)	NE (47)
PM10(μg/m^3)		46.311	127.822	105.467	36.599	41.867
^{40}K	μg/g	0.555	1.239	0.614	0.529	0.506
	Bq/kg	146.900	328.047	162.556	140.079	133.903
	μBq/m^3	7.894	40.894	18.295	5.582	5.859
^{232}Th	μg/g	1.025	2.807	1.246	0.942	0.908
	Bq/kg	4.157	11.381	5.052	3.821	3.681
	μBq/m^3	0.296	1.466	0.504	0.173	0.171
^{238}U	μg/g	0.527	0.870	0.649	0.615	0.367
	Bq/kg	6.484	10.712	7.991	7.578	4.515
	μBq/m^3	0.246	1.367	0.504	0.242	0.194
Ra_{eq}	Bq/kg	30.606	52.235	27.727	22.726	19.738
	μBq/m^3	8.308	42.960	19.354	5.911	6.067

AD(Asian Dust), HA(Haze), FM(Fog-Mist), NE(Non-Event)

측정결과 기상인자는 황사가 각 핵종의 방사능 농도 및 라돈 등가지수가 다른 기상인자와 비교하여 연무의 2배, 박무와 비현상일의 7 ~ 8배 높게 측정되고 그 다음 연무가 비현상과 박무보다 높게 측정되었다. 박무와 비현상은 비슷한 농도로 측정되었다.

2.2.2 연간 PM_{10} 중 라듐 지수 및 핵중 농도변화

연간 라듐 등가지수의 변화를 알아보기 위해 1~12월까지 115개의 PM_{10} 에어로졸의 농도를 식(2)로 구한 지수(Ra_{eq})를 다음 아래의 Fig. 1에 나타냈었다.

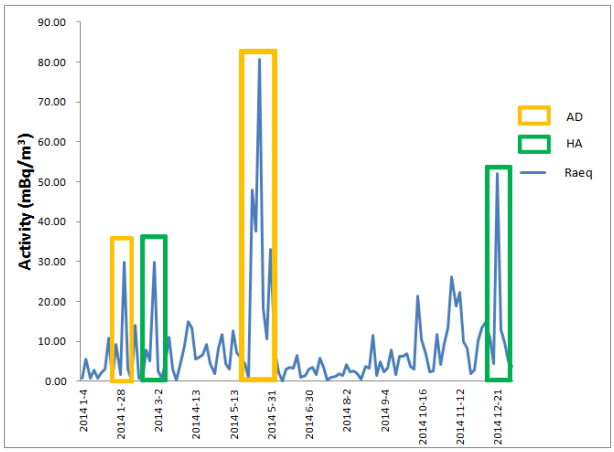


Fig. 1. the Radium equivalent index Ra_{eq} of the Gosan location in Jeju Island.

다음 1 ~ 12월 중 황사가 집중되어있는 5월에 라듐 등가지수가 가장 높은 농도로 확인할 수 있었고 황사 기간 제외한 기간 중 높은 농도의 등가지수는 연무현상으로 인한 증가로 확인 할 수 있었다.

3. 결론

국내 배경지역 중 제주도 고산지역 연간 PM_{10}의 에어로졸의 ^{40}K, ^{232}Th, ^{238}U 핵종별 평균방사능은 각각 146.900, 4.157, 6.484 Bq/kg로 측정되었다. 기상인자에 따른 가장 높은 평균 방사능 농도는 황사인자 52.727 Bq/kg로 이는 OECD가 제한한 기준치 360 Bq/kg 아래로 확인 할 수 있었다.[4] 각 기상인자 별 평균 라돈등가지수(Ra_{eq}) 를 비교한 결과 황사 42.960 μBq/m^{3}와 비교하여 연무가 약 2배 박무, 비현상 비교하여 약 7배 높은 지수로 나타났다. 연간 Ra_{eq}농도의 거동을 살펴본 결과 황사가 집중되어있는 5월에 가장 높은 농도로 측정되었다.

4. 감사의 글

이 연구는 교육과학기술부 한국연구재단 중점연구사업(NRF-2010-0020077)지원을 받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Main, A., William, T., Compendiom of methods for determination of inorganic compounds in ambiemt air(Method IO-3. 1;Selection, Preparation and Exraction of Filter Material). US Environmental Protection Agency EPA/625/R-96 /010a, 1-27 (1999)

[2] Magill, J., Galy, J., Radioactivity, Radionuclides, Radiation. Springer, Berlin (2005).

[3] Al-Sulaiti, H., Nasir, T., AlMugren, K.S., *et al.*, Determination of the natural radioactivity levels in north west of Dukhan, Qatar using high-resolution gamma-ray spectrometry. Appl. Radiat. Isot. 70, 1344-1 (2012).

[4] NEA-OECD, Nuclear Energy Agency. Exposure to radiation from natural radioactivity in building materials, Report by NEA Group of Experts, OECD, Paris.1979.

세슘(^{133}Cs)과 일라이트의 비가역적 흡착 기작 연구

이제신, 박상민, 전은기, 백기태*
전북대학교, 전북 전주시 덕진구 백제대로 567
*kbaek@jbnu.ac.kr

1. 서론

원자력 발전이 국내 발전량에서 차지하는 비중이 세대를 거듭할수록 증가하는 가운데 방사성 핵종의 유출은 다양한 경로를 통해 발생한다. 특히, 방사성 물질 중에서도 감마선을 내뿜으며 인간에게 위협적인 방사성 세슘(^{134}Cs, ^{137}Cs)은 반감기가 약 30 년으로 긴 편이며, 수중에서 높은 이동성과 토양에서 강한 결합력을 보이며 제거가 쉽지 않으므로 다른 방사성 물질에 비해 주의해야 할 물질이다. 세슘은 대기 중으로 확산이 된 이후 입자 상태나 혹은 빗방울과 함께 토양 중으로 낙진이 된다. 토양 중에 낙진이 된 세슘은 그 중 무려 85%가 토양에 강하게 결합하여 그 이동성을 잃고, 나머지 15% 만이 토양 입자와 함께 하천이나 강을 따라 수계에서 퇴적토가 된다[1]. 후쿠시마 원전사고가 있은 후 일본에서는 원전주변 부지에서 세슘의 깊이 별 분포를 연구하였다. 그 결과 세슘은 깊이 10 cm 이내, 특히 2 cm 이내에서 강한 결합을 통해 이동성을 잃는 것을 보여주었다[2]. 토양 중에서도 점토광물과 강한 결합을 하고 있고, 점토광물 중에서도 일라이트(Illite)에서 비가역 반응을 보이는 세슘의 흡착기작을 파악하기에 앞서 세슘이 결합하고 있는 일라이트에 대해 먼저 연구할 필요가 있다. 세슘과 강한 결합력을 통해 비가역 반응을 보이는 일라이트는 사면체면과 팔면체면이 2:1로 결합하고 있는 2:1 격자층 점토광물로서, 격자 층간에는 포타슘(K^+)이 산소원자와 공유결합을 하고 있어 습윤상태가 되어도 팽윤되지 않는 비팽창형 광물에 속한다. 또한 격자 층간이 포타슘으로 꽉 차있는 바이오타이트(Biotite)와 달리 바이오타이트가 여러 풍화과정을 겪으면서 끝부분의 포타슘을 잃고 벌어진 부분이 존재하는데 이 곳을 Frayed Edge Site (FES)라고 부른다. 약 1.4 nm의 사이즈로 알려진 FES는 세슘의 비가역적 흡착기작의 주요원인으로 알려져 있지만[3] 명백한 증거와 이유가 제시되지 못하고 있으며, 이 곳에서 탈착 역시 힘들기 때문에 많은 연구가 집중되는 곳이다. 따라서 본 실험의 목적은 세슘으로 오염된 토양을 정화하기 위해서 역으로 세슘이 점토광물과 어떻게 결합을 하는지 그 기작을 규명하고, 특히 일라이트의 FES에서 세슘에 대한 선택성과 비가역적 흡착 기작 원인에 대한 추가적인 증거를 제시하고자 한다.

2. 본론

몬모릴로나이트의 경우 건조 상태에서 1.2 nm의 층간 간격을 보이고 있지만 습윤 상태가 조성이 되면 1.4 nm 까지 팽윤되는 것을 확인하였다. 이는 습윤 상태가 조성이 되면 층간 간격이 충분히 팽윤되고, 세슘을 비롯한 여러 양이온이 점토광물의 표면과 같이 이온교환 경쟁을 할 수 있다. 이에 반면 일라이트의 경우 건조 상태와 습윤 상태에서 모두 0.93 nm의 층간 간격을 보이고 있어 습윤 상태가 되어도 팽윤되지 못하고 끝부분만 풍화되면서 FES가 발생하게 되며, 세슘이 층간 간격으로 쉽게 진입하지 못하게 된다. 일라이트의 FES를 RIP분석을 통해 계산한 결과 0.06 mol/kg의 함유량을 보였으며, 이렇게 존재하는 FES에서 세슘이 선택적이고 집중적으로 흡착이 되는 것을 살펴보기 위한 TEM-EDS 결과이다. (Fig. 1) 일라이트 입자의 투과 이미지에서 하얗게 주름 잡힌 부분이 Edge site로 추정이 되고 있다. 초록색의 세슘이 온 분포도를 통해 기대와 같이 Edge site 부근에 더 집중적으로 흡착되어 있는 것을 확인할 수 있다.

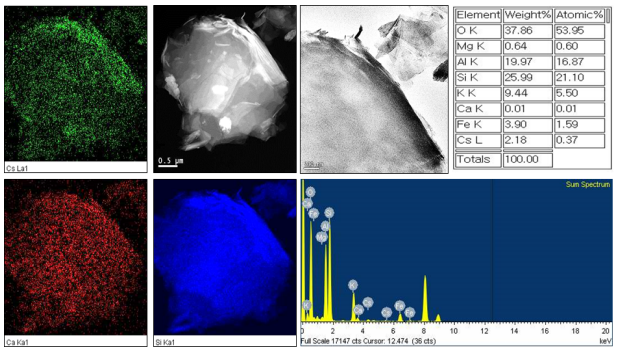


Fig. 1. TEM-EDS mapping as distribution of Cs(green), Ca(red), Si(blue) on the y-Illite.

점토광물 중에서 일라이트가 세슘을 선택적으로

흡착 시키듯이 세슘 역시 양이온 중에서 선택적으로 FES에 흡착되는 인자가 존재한다. 먼저, 양이온은 수화상태에서 이동성을 갖게 되는데, 따라서 제한된 사이즈의 층간 간격으로 진입하기 위해서는 양이온의 수화반경이 큰 영향을 미치게 된다. 점토광물의 층간 간격과 양이온의 수화반경은 많은 연구를 통해 문헌에 발표된 바 있다[4]. 일라이트의 FES에 자유롭게 드나들기로 잘 알려진 포타슘의 수화반경은 0.33 nm로 이와 비슷한 암모늄이온과 세슘이온 역시 다른 양이온에 비해 쉽게 FES에 들어갈 찬스를 얻을 수 있음을 말해준다. 이렇게 수화반경을 통해 선택받은 양이온은 흡착 부위를 두고 경쟁을 하게 되는데, 체적 대비 전하량이 클수록, 즉 전하밀도가 클수록 흡착 부위에서 우위를 점할 수 있다. 문헌에 제시 된 수화반경과 전하 값을 토대로 포타슘을 기준으로 한 양이온들의 상대적 전하밀도를 계산하였다. (Table 1)

Table 1. Relative charge density of cations as standard by potassium (K^+)

Cations	Hydrated radius (nm)	Relative charge density (K, e/nm3)
K^+	0.331	**1**
NH_4^+	0.331	1
Ca^{2+}	0.412	1.03
Mg^{2+}	0.428	0.91
Cs^+	**0.329**	**1.02**

세슘의 전하밀도 값은 수화반경이 비슷한 포타슘, 암모늄 보다 크기 때문에 흡착부위에서 경쟁했을 때, 상대적으로 우위를 점할 수 있음을 말해준다. 세슘은 FES로 진입한 후에 기존의 비수화상태로 존재하는 포타슘과 치환이 되는데, 포타슘이 세슘에 비해 수화에너지가 크기 때문에 상대적으로 수화세슘의 물분자를 빼앗고 수화상태로 되기 쉽다. 이에 반면 세슘은 자신의 수화기를 포타슘에게 내어주고 FES에 흡착이 된다.

3. 결론

일라이트는 습윤 상태에서 팽윤되는 몬모릴로나이트와 달리 2:1 격자층 비팽창형 점토광물로서 포타슘의 유실로 가장자리가 풍화되어 벌어진 Frayed Edge Site(FES)가 존재하며, 1.4 nm 사이즈의 FES는 세슘의 비가역 흡착반응을 유도한다. 세슘은 한정된 사이즈 (1.4 nm)의 FES 혹은 격자층간으로 진입하기 위해서 수화반경을 통해 선택받은 양이온들 (K^+, NH_4^+) 보다 상대적으로 전하밀도가 크기 때문에 흡착부위에서 우위를 점할 수 있다. FES에 진입한 수화 세슘이온은 비수화상태로 존재하는 포타슘과 자리바꿈을 하는데, 포타슘은 세슘보다 수화에너지가 크기 때문에 상대적으로 세슘의 물분자를 빼앗고, 수화상태로 되기가 쉽다. 이에 반해 세슘은 자신의 수화기를 포타슘에게 내어주고 FES에 비가역적으로 흡착이 된다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국원자력연구원의 원자력연구개발사업의 지원으로 수행되었다.

5. 참고문헌

[1] R.M.Cornell, “Adsorption of cesium on minerals: A review”, Journal of radioanalytical and nuclear chemistry, 171(2), 483-500, 1993.

[2] Takeshi Ohno, Yasuyuki Muramatsu, Yoshinori Miura, Kazumasa Oda, Naoya Inagawa, Hiromu Ogawa, Atsuko Yamazaki, Chiaki Toyama, Mutsuto Sato, “Depth profiles of radioactive cesium and iodine released from the Fukushima Daiichi nuclear power plant in different agricultural fields and forests”, Geochemical Journal, 46, 287-295, 2012.

[3] Masahiko Okumura, Hiroki Nakamura, Masahiko Machida, “Mechanism of strong affinity of clay minerals to radioactive cesium; First-principles calculation study for adsorption of cesium at frayed edge site in muscovite”, Journal of the physical society of japan, 82(2), 2013.

[4] Berrin Tansel, “Significance of thermodynamic and physical characteristics on permeation of ions during membrane separation: Hydrated radius, hydration free energy and viscous effects”, Separation and purification technology, 86, 119-126, 2012.

2016 **춘계**학술논문요약집

발행인 송기찬

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 **SPRING 2016**

www.krs.or.kr

사단 한국방사성폐기물학회
법인 Korean Radioactive Waste Society