ISSN 1738-1142

Volume 12(2) **2014**

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

2014 **추계**학술논문요약집

Abstracts of Proceedings of the
Korean Radioactive Waste Society **AUTUMN 2014**

일 시

2014. **10.15**(수) – **10.17**(금)

장 소

여수 MVL 호텔

후 원

㈜두산중공업
한국필터시험원
㈜산하이앤씨

사단법인 한국방사성폐기물학회
Korean Radioactive Waste Society

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

2014
추계학술논문요약집

Abstracts of Proceedings of the
Korean Radioactive Waste Society **AUTUMN 2014**

일 시

2014. **10.15**(수) – **10.17**(금)

장 소

여수 MVL 호텔

후 원

㈜두산중공업
한국필터시험원
㈜산하이앤씨

사단 법인 한국방사성폐기물학회
Korean Radioactive Waste Society

목 차

1분과 후행핵연료주기기술 및 정책 (Oral)

09:00~09:20 모의사용후핵연료집합체를 이용한 열전달 시험 및 해석 ····· 19
유승환, 이주찬, 방경식[한국원자력연구원]

09:20~09:40 사용후핵연료 저장용기의 구조성능 평가 ····· 21
이상훈, 조상순, 서기석[한국원자력연구원]

09:40~10:00 사용후핵연료 중간저장시설 설계기준초과사고 발생시의 주민 피폭선량에 대한 민감도 분석 ····· 23
이동진, 최광순, 박정수[한국전력기술㈜]

10:00~10:20 파이로 공정폐기물의 특성 및 저장관리 방안분석 ····· 25
이주찬, 방경식, 서중석, 서기석, 박근일[한국원자력연구원]

10:40~11:00 LiCl-KCl 용융염 기반 지르칼로이-4 피복관 전해정련 ····· 27
박재영, 손성준, 황일순[서울대학교], 김광락[한국원자력연구원]

11:00~11:20 관 내부압력 측정에 의한 액체 수위 측정 원리 및 기술 ····· 29
김종윤, 이진홍, 배상은, 박태홍[한국원자력연구원]

11:20~11:40 Fabrication of ZrO_2-based Nanocomposites for TRU-burning Inert Matrix Fuel ····· 31
Qusai Mistarihi, Malik A. Umer, Joon Hui Kim, Bin Lee, Ho Jin Ryu[KAIST], Malik Shukeir[Grenoble INP]

11:40~12:00 Quantitative Analysis of a Mixture of Lanthanides by Deconvolution of Absorption/Fluorescence Spectra Using MATLAB Code ····· 33
Young Taek Jee, Jong-il Yun[KAIST]

1분과 후행핵연료주기기술 및 정책 (Poster)

P0101 100 g 규모 폐 피복관 염소화 처리장치 개발 ····· 37
전민구, 최용택, 이창화, 강권호, 박근일[한국원자력연구원]

P0102 PRIDE 염이송장치 설계 개선 및 특성 ····· 39
이성호, 박근일, 박성빈[한국원자력연구원]

P0103 다공성 도가니를 이용한 우라늄전착물 함유염 분리 ····· 41
권상운, 박시우, 장준혁, 김정국, 박성빈[한국원자력연구원]

P0104 UCl_3 제조 장치를 이용한 염화물 제조 실험 ····· 43
우문식, 진형주, 박근일, 박성빈[한국원자력연구원]

P0105 핵연료주기 평가기준에 대한 전문가와 일반인 인식 차이 분석 ····· 45
윤새롬[UST], 김성기, 고원일[한국원자력연구원]

P0106 Dynamic Model for Nuclear Power Deployment of Fuel Cycle Scenarios in China ··· 47
Ruxing Gao[UST], Sungyeol Choi, Won Il Ko[KAERI]

P0107 파이로 시설의 운영유지비 산정 모델 개발 ····· 49
이선희, 이효직, 김성기, 고원일[한국원자력연구원]

P0108 혼합 알카리 및 알카리토 금속 염화물 감압 증류 조성 변화 모사 ····· 51
박병흥, 김청[한국교통대학교]

P0109 사용후핵연료 관리에 필요한 인수기준(안) 도출 ····· 53
성기열, 도일우, 이상진[한국원자력환경공단], 박상훈, 전관식[㈜라드웍스]

P0110 사용후핵연료 건식저장 감시시스템 국내외 현황 고찰 ····· 55
박경우, 이상진, 선승호, 김진경, 도일우[한국원자력환경공단]

P0111 사용후핵연료 금속용기 차폐케이싱부 레진 충진 제작성 평가 ····· 57
문태철, 백창열, 윤시태[한국원자력환경공단], 이상동[두산중공업]

P0112 사용후핵연료 운반용기의 낙하사고해석 타당성 확인을 위한 단순화 안전성평가 프로그램 개발 ····· 59
백창열, 문태철, 윤시태[한국원자력환경공단], 신태명[한국교통대학교]

P0113 사용후핵연료 건식저장시설 방벽(안) 및 평가 ····· 61
정성환, 정윤창, 이희환, 김용배[한수원중앙연구원]

P0114 사용후핵연료 건식저장시설의 콘크리트 잔존강도 예측 ····· 63
박재우, 성낙훈[㈜코네스코퍼레이션], 정성환[한수원중앙연구원]

P0115 중수로 사용후핵연료의 장기건식저장에 대한 산화율 평가 ····· 65
이동규, 박제호, 성낙훈[㈜코네스코퍼레이션], 정성환[한수원중앙연구원]

P0116 350MWth VHTR 사용후핵연료 선원항 평가 ····· 67
박제호, 김윤식[㈜코네스코퍼레이션], 조창근, 이원재[한국원자력연구원]

P0117 사용후 UO_2 소결체와 DU 및 SIMFUEL의 고온산화특성 ····· 69
김대호, 김동주, 방제건, 전태현, 김선기, 구양현[한국원자력연구원]

P0118 하이브리드 리그를 이용한 이종 핵연료 하나로 조사시험 ····· 71
김대호, 양용식, 방제건, 김선기, 김효찬, 구양현, 이충성, 임경환[한국원자력연구원]

P0119 사용후핵연료 저장조 냉각재 상실사고시 Zircaloy-4 피복관의 고온산화거동 ····· 73
방제건, 전태현, 김선기, 구양현[한국원자력연구원]

P0120 절개 탈피복 시험을 위한 모의 사용후 핵연료봉 제조 ····· 75
전상채, 이정원, 이재원, 강상준, 이주호, 조광훈[한국원자력연구원]

P0121 PRIDE 운반용기의 낙하 가상사고 조건하에서의 안전성 평가 ····· 77
최우석, 유승환, 이상훈, 이주찬, 서기석[한국원자력연구원]

P0122 정상, 비정상 및 사고조건에서 콘크리트 저장용기의 열 유동 성능시험 ····· 79
방경식, 유승환, 이주찬, 서기석, 이상훈[한국원자력연구원]

P0123 사용후핵연료 저장조 지진조건에서의 핵연료 평가 방법 ····· 81
김동학, 박영섭[한수원중앙연구원]

P0124 사용후핵연료 저장조의 붕소회석평가 방안 ····· 83
김동학, 박영섭[한수원중앙연구원]

P0125 소체적 연료봉의 내압측정시험에 대한 성능평가 ····· 85
이형권, 김도식, 전용범, 서항석, 권형문, 장정남, 김성근[한국원자력연구원]

P0126 큰결정립 조사후 핵연료의 금속조직시험시편 제작기술 ····· 87
서항석, 전용범, 김도식, 이형권, 권형문, 장정남, 권인찬[한국원자력연구원]

P0127 조사 피복관 내압 크립시험 시스템 구축 및 성능평가 ····· 89
김성근, 장정남, 권형문, 서항석, 정상희, 김도식, 전용범[한국원자력연구원]

P0128 Lab-scale 전해환원 음극처리장치를 이용한 금속전환체-염 분리 ····· 91
오승철, 박우신, 홍순석, 김성욱, 임현숙, 권선길, 허진목, 최은영[한국원자력연구원]

P0129 고온리튬용융염계에서 용접된 구조재료의 열처리 효과 ····· 93
조수행, 차주선, 오승철, 홍순석, 김성욱, 임현숙, 박우신, 최은영[한국원자력연구원]

P0130 파이로공정 전해환원 공정시료의 악틴, 란탄족 환원율 동시 측정법 및 공정에 따른 고려사항 ····· 95
조영환, 김종윤, 최은영, 연제원[한국원자력연구원]

P0131 다전극 구조의 전해환원 효율 특성에 미치는 영향 ····· 97
임현숙, 최은영[한국원자력연구원]

P0132 GIF PR&PP 평가방법론을 이용한 파이로시설의 전용경로 분석 ····· 99
김현민, 안성규, 이호희, 김봉영, 권은하, 김호동[한국원자력연구원]

P0133 파이로 안전조치 시스템의 모델링 및 시뮬레이션을 위한 기법개발 ····· 101
원병희, 한보영, 안성규, 신희성, 박세환, 김호동[한국원자력연구원]

P0134 다변량분석(Multivariate Data Analysis)를 이용한 LIBS 스펙트럼 정량분석 ····· 103
한보영, 최대웅, 박세환, 김호동[한국원자력연구원], 이용훈[국립목포대학교]

P0135 PRIDE 통합비파괴장치를 이용한 DU pellet 의 중성자 측정 ····· 105
이채훈, 서희, 박세환, 송대용, 나상호, 이승규, 원병희, 신희성, 안성규, 김호동[한국원자력연구원]

P0136 동위원소 분석용 광섬유레이저 기반 RIMS 기술 ····· 107
고광훈, 박현민, 이경현, 김택수, 차용호, 임권, 이림, 한보영, 박세환, 정도영[한국원자력연구원]

P0137 MCNP 코드를 이용한 파이로 공정 생성물질의 감마선 측정시 Compton suppression 적용성 평가 ····· 109
이승규, 서희, 원병희, 박세환, 신희성, 송대용, 나상호, 김호동[한국원자력연구원]

P0138 PRIDE 핵물질 재고관리 시스템 설계 ····· 111
송대용, 노선호, 장영국, 조일제, 박세환, 박근일[한국원자력연구원]

P0139 PRIDE 공정장치 소모전력 측정 및 통합 모니터링 연동 ····· 113
류동석, 조일제[한국원자력연구원]

P0140 PRIDE 아르곤셀 내 구동부품의 내구성 평가 및 원격 진단 장치 개발 ····· 115
한종희, 이종광, 조일제[한국원자력연구원]

P0141 PRIDE 시설 Argon cell 실험환경조건 조성 ····· 117
노선호, 장영국, 홍동희, 조일제[한국원자력연구원]

P0142 공학규모 파이로 시험 시설(PRIDE) 배기시스템 보완 ····· 119
장영국, 노선호, 홍동희, 조일제[한국원자력연구원]

P0143 공학규모 파이로 일관공정 시험시설 성능시험 및 개선 ····· 121
조일제, 장영국, 노선호, 이원경, 홍동희, 한종희, 박근일[한국원자력연구원]

P0144 ACPF 핫셀 아르곤 컴파트먼트 원격조종기 ····· 123
김기호, 김성현, 박병석, 이종광, 류동석, 유승남, 한종희, 조일제[한국원자력연구원]

P0145 파이로 종합시험 시설에서 기계식 마스터-슬레이브 매니퓰레이터의 유지보수 ····· 125
김성현, 김기호, 한종희, 조일제[한국원자력연구원]

P0146 ACPF 핫셀 아르곤 컴파트먼트 시스템 구축 ····· 127
박병석, 이종광, 유승남, 김기호, 조일제[한국원자력연구원]

P0147 파이로 핫셀시설에 대한 우리나라와 일본의 안전성 평가체계 비교/분석 ····· 129
유길성, 문성인, 정원명, 구정회 서석준, 김호동[한국원자력연구원], 전관식[㈜라드웍스]

P0148 파이로시설을 위한 미국의 통합안전성분석(ISA) 적용성 평가 ····· 131
유길성, 문성인, 정원명, 구정회 서석준, 김호동[한국원자력연구원], 전관식[㈜라드웍스]

P0149 모듈형 구획을 이용한 파이로 핫셀시설 안전성 향상 ····· 133
서석준, 문성인, 정원명, 유길성, 구정회, 김호동[한국원자력연구원]

P0150 Hazard Analysis Procedure for Pyroprocess Facility ····· 135
Seong-In Moon, Gil-Sung You, Seok-Jun Seo, Won-Myung Chong, Jeong-Hoe Ku, and Ho-Dong Kim[KAERI]

P0151 파이로 핫셀시설의 화재안전성 평가모델에 대한 연구 ····· 137
김지현, 서현석, 한경원, 박상훈[㈜라드웍스], 유길성, 구정회[한국원자력연구원]

P0152 조사 핵연료봉의 비파괴 검사를 위한 450 kV X-ray 장비 핫셀내 구축 ····· 139
김희문, 유병옥, 김길수, 백승제, 허기수, 백상열, 안상복[한국원자력연구원]

P0153 금속핵연료 EPMA 시편제작용 펀칭 장치 개발 ····· 141
허기수, 유병옥, 정양홍, 김길수, 백승제, 진영관, 안상복, 박종만, 이규홍[한국원자력연구원]

P0154 국내 조사후시험시설의 시험현황 및 활용계획 ····· 143
안상복, 주용선, 정양홍, 김희문, 백상열, 진영관, 허기수, 김도식, 전용범[한국원자력연구원]

P0155 Metallic Precipitates Analysis in an Irradiated Simulated Fuel ····· 145
Y.H. Jung, H.M. Kim, S.B. Ahn, Y.B. Jun[KAERI]

P0156 PRIDE 카드뮴 증류장치의 운전 조건에 따른 카드뮴 증류 실험 ····· 147
정재후, 김광락, 백승우, 안도희, 심준보, 김택진, 김가영, 김시형[한국원자력연구원]

P0157 LiCl-KCl 용융염 장입된 PRIDE 전해제련 장치의 원격운전 및 전기화학 기초시험 ····· 149
김시형, 김가영, 김택진, 심준보, 신정식, 심지형, 백승우, 김광락, 정재후, 안도희[한국원자력연구원]

P0158 희토류 금속을 이용한 파이로공정 용융염에서 악티늄족 원소의 공회수 특성 ····· 151
심준보, 신정식, 김택진, 김시형, 김가영, 김광락, 정재후, 안도희, 백승우[한국원자력연구원]

P0159 일체형 LCC 전극모듈 시험장치의 구조에 따른 분극영향 ····· 153
김광락, 김택진, 김가영, 김시형, 심준보, 정재후, 안도희, 백승우[한국원자력연구원]

P0160 U-Mo 금속핵연료 용해 및 성분 U, Mo 및 동위원소 동시정량 ····· 155
김정석, 전영신, 박양순, 탁영욱, 박재일, 박용준[한국원자력연구원]

P0161 회수성 관점에서의 사용후핵연료 저장방식 비교 ····· 157
이동진, 박정수, 최광순[한국전력기술㈜]

P0162 동북아 지역 핵연료주기 다자협력 기반 연구 ····· 159
노현엽, 황일순[서울대학교]

P0163 사용후핵연료 저장 수조에서의 흡수체 물질별 핵적 성능 분석 ····· 161
김미진, 손동성[울산과학기술대학교], 이현철, 장종화[한국원자력연구원]

2분과 방사성폐기물 처분 및 부지특성 (Oral)

09:00~09:20 The Fate of Iodide in the Oxidizing Process of Ferrous Hydroxide ····· 165
J.H. Min[KARA], M.H. Baik and J.T. Jeong[KAERI]

09:20~09:40 방사성폐기물 처분시설 설계-평가 연계 방안에 대한 고찰 ····· 167
윤정현, 김민수, 이승현, 하창용, 김지연, 이길남[한국원자력환경공단]

09:40~10:00 TOUGH-UDEC 시뮬레이터 ····· 169
이재원[한국원자력연구원], 민기복[서울대학교], Jonny Rutqvist[LBNL]

10:00~10:20 Transport Behavior of ^{238}U and ^{99}Tc for Rrepository Site Selection ····· 171
Seho Choi, Won-Seok Kim, and Wooyong Um[POSTECH]

10:40~11:00 환경관리센터 단층상시감시시스템 구축 현황 ····· 173
주병찬, 김효일[한국전력기술], 김수정, 하창용, 이승현[한국원자력환경공단], 조현문[산하이앤씨], 한병원[이앤비그룹]

11:00~11:20 벤토나이트 완충재 장기 열적 거동 분석 ····· 175
최영철, 윤찬훈, 김진섭, 최희주[한국원자력연구원]

11:20~11:40 WIPP 처분장 사고사례를 통해 본 방사성폐기물처분장의 안전을 위한 제언 ····· 177
이재민, 연유진[경희대학교]

11:40~12:00 월성원자력환경관리센터 실증실험실 운영 현황 ····· 179
정해룡, 박진백, 박주완[한국원자력환경공단]

2분과 방사성폐기물 처분 및 부지특성 (Poster)

P0201 **방사성폐기물 대표드럼 선정 방안에 대한 연구** ····· 183
박지은, 김학수, 김정주[한수원중앙연구원]

P0202 **원전 금속방사성폐기물 자체처분현황과 폐기물의 처분에 대한 고찰** ····· 185
나경원, 김영남, 윤태형, 이지영[에코리서치그룹㈜]

P0203 **고압 및 동결/융해 하에서의 암석 균열 생성 및 성장 분석** ····· 187
김혜진, 최정해, 채병곤[한국지질자원연구원], 김교원[경북대학교]

P0204 **방사성폐기물 처분 관점의 장기 방사능 변화 예측** ····· 189
신성규, 이상훈, 김수진, 권민철, 성석현[한국원자력환경공단]

P0205 **중저준위 방사성폐기물 처분시설의 안전성평가를 위한 생태계 모델링 적용** ····· 191
김민성, 정미선, 박진백[한국원자력환경공단]

P0206 **중저준위 방사성폐기물 처분시설 폐쇄 후 안전성평가의 불확실성 분석** ····· 193
정강일, 박진백[한국원자력환경공단]

P0207 **중·저준위폐기물 복합처분시설 설계요건 도출 방안** ····· 195
방제헌, 박진백, 박주완[한국원자력환경공단]

P0208 **천부 및 심부 지하수의 수리지구화학적 특성 분석** ····· 197
이정환, 정해룡, 정재열[한국원자력환경공단]

P0209 **국내 화강암질 암반 내 장심도 지하수의 수리지구화학 특성 예비 평가** ····· 199
김지연, 권장순, 오승주, 고용권[한국원자력연구원]

P0210 **월성 방폐장 부지 다중패커 감시공 지하수압 온라인 자동계측 시스템 구축** ····· 201
권장순, 김대희,고용권[한국원자력연구원], 김지연, 옥순일[한국원자력환경공단], 박성민[㈜모움과나눔]

P0211 **화강암반 지하수의 산화환원전위 고찰** ····· 203
오승주, 류지훈, 권장순, 고용권[한국원자력연구원]

P0212 **KURT 확장 중 수리간섭 영향 예비 평가** ····· 205
김대희, 고용권, 박경우, 권장순[한국원자력연구원]

P0213 **KURT 지역 단열충전광물의 지구화학적 연구** ····· 207
류지훈, 고용권, 권장순, 오승주, 김지연, 정홍윤[한국원자력연구원]

P0214 **LIBD를 이용한 KURT 주변 화강암반 지하수콜로이드의 심도별 특성 분석** ····· 209
신주도, 백민훈, 권장순, 정종태[한국원자력연구원]

P0215 **A-KRS 파이로 처분 시스템 완충재 손실도의 확률론적 영향** ····· 211
이연명, 정종태[한국원자력연구원]

P0216 **벤토나이트 자연유사연구 해외동향과 국내 벤토나이트 특성 분석** ····· 213
백민훈, 김건영, 이승엽, 박태진[한국원자력연구원], 윤종일[한국과학기술원]

P0217 **벤토나이트 완충재에서의 구리 장기부식거동** ····· 215
이민수, 최희주[한국원자력연구원]

P0218 완충재 내 THM 센서 최적 설치방안 분석 및 완충재 수리 실험 ····· 217
김진섭, 이창수, 최영철, 최희주[한국원자력연구원], 이항복[한국지질자원연구원]

P0219 처분시스템 현장실증을 위한 KURT-LOT 연구현황 ····· 219
김진섭, 이창수, 최영철, 최희주[한국원자력연구원], 이항복[한국지질자원연구원]

P0220 CIEMAT Column Test에 대한 수치해석적 연구 ····· 221
이창수, 최희주, 김진섭, 조원진, 김경수[한국원자력연구원]

P0221 공학적방벽 갭채움 펠렛의 수화 및 팽윤거동 ····· 223
이재완, 최영철, 김진섭, 최희주[한국원자력연구원]

P0222 연료봉을 밀집한 사용후핵연료 심지층시스템 개념 분석 ····· 225
이종열, 김현아, 배대석, 이민수, 김건영[한국원자력연구원]

P0223 건조 간극을 고려한 고준위폐기물 처분시스템 주변의 열 해석 ····· 227
최희주, 김인영, 김현아[한국원자력연구원]

P0224 사용후핵연료 복층 심지층처분장 개념의 열 해석 ····· 229
조원진, 최희주[한국원자력연구원]

P0225 Goldsim을 이용한 PyroGreen 사용후핵연료 폐기물의 환경 영향 평가 ····· 231
김지학, 주희재, 황일순[서울대학교]

P0226 심지층 처분시스템의 안전성평가를 위한 비정상 사건 특성 분석 ····· 233
김정우, 조동건, 고낙열, 정종태[한국원자력연구원]

P0227 지하처분환경의 생지화학적 반응특성 연구 ····· 235
이승엽, 이지영, 이재광, 류지훈, 정종태[한국원자력연구원]

P0228 침철석의 우라늄 수착에 대한 방사선과 S. putrefaciens의 영향 ····· 237
이재광, 이승엽, 민제호, 이지영, 정종태[한국원자력연구원]

P0229 방사성폐기물 처분연구 관련 우라늄 고체용액 연구 동향 및 역할 ····· 239
박태진, 민제호, 백민훈, 정종태[한국원자력연구원]

P0230 처분 심도의 지하수 유량 분포를 이용한 처분공 위치 선정 방안 ····· 241
고낙열, 정종태, 김경수[한국원자력연구원]

P0231 천층처분시설의 침출수 수집계통 사례연구 ····· 243
장근백, 이동재[한국전력기술㈜]

P0232 신 분류체계에 따른 한국원자력연구원 가연·압축성 방사성폐기물의 분류 ····· 245
장원혁, 강일식, 신기백, 홍대석[한국원자력연구원]

P0233 유산소 분위기에서 UO_2 용해거동 평가 ····· 247
이창헌, 김종구, 안홍주, 하영경, 송규석[한국원자력연구원]

P0234 무산소 분위기에서 UO_2 용해에 미치는 탄산이온의 영향 ····· 249
이창헌, 윤영상, 안홍주, 하영경, 송규석[한국원자력연구원]

P0235 금속연료 조성에 따른 전처리 및 성분분석 고찰 ····· 251
박용준, 손세철, 송규석[한국원자력연구원]

P0236 Xylenol Orange을 이용 H_2O_2 정량에서 Colored complex Xylenol orange-Fe^{3+} 스펙트럼 특성 ····· 253
김종구, 장은실, 윤영상, 하영경, 송규석[한국원자력연구원]

P0237 중성자 발생용 표적 물질에 대한 방사화 비교 평가 ····· 255
김정동, 안상준, 김영국, 이용덕, 김호동[한국원자력연구원], 박창제[세종대학교]

3분과 제염해체 및 방사성폐기물 처리 (Oral-1)

09:00~09:20 계통제염 공정 평가를 위한 화학세정용 부식감시장치 활용성 평가 ····· 259
성기방, 권혁철[한수원중앙연구원]

09:20~09:40 후쿠시마 원전사고와 같은 원전 중대사고 시 발생하는 방사성폐액 처리 대응개념 ··· 261
김광욱, 이근영, 백예지, 박민성, 이일희, 정동용, 문제권[한국원자력연구원]

09:40~10:00 HYBRID 제염용액의 Magnetite 고온 용해 거동 ····· 263
이우성, 원휘준, 김선병, 박상윤, 최왕규, 문제권[한국원자력연구원]

10:00~10:20 Bench 규모 거품제염제 제조장치를 통한 실리카 나노입자의 첨가에 따른 거품제염제의 안정성 평가 ····· 265
윤인호, 정종헌, 양한범, 김초롱, 문제권, 최왕규[한국원자력연구원], 윤석본[한수원중앙연구원]

10:40~11:00 파이로 공정에서 발생하는 휘발성 핵분열 생성물 ^{129}I 폐기물 담지체 개발 ····· 267
이청원, 허종[포항공과대학교]

11:00~11:20 방사성 세슘 제거용 자성나노클러스터 제조 및 특성 분석 ····· 269
양희만, 장성찬, 최용석, 이근우, 서범경, 문제권[한국원자력연구원]

11:20~11:40 방사성폐액 내 Sr 제거를 위한 4A-Ba 제올라이트의 합성 및 특성 평가 연구 ····· 271
이근영, 이일희, 김광욱, 정동용, 문제권[한국원자력연구원]

11:40~12:00 파이로 공정에서 발생하는 희토류산화물 담지용 vitusite 결정 함유 결정화유리 고화체 ····· 273
김미애, 허종[포항공과대학교], 송재혁[삼성SDI]

3분과 제염해체 및 방사성폐기물 처리 (Oral-2)

09:00~09:20 파괴적 및 비파괴적 방법에 의한 원전해체 대비 중저준위 방사성폐기물 내 핵종분석 ··· 277
안홍주, 최광순, 서경원, 이창헌, 김영복, 송병철, 지광용, 송규석[한국원자력연구원], 최영구[선광원자력안전㈜]

09:20~09:40 CRUDTRAN을 이용한 국내원전의 부식생성물 거동 예측 및 메커니즘 연구 ····· 279
윤태빈, 송종순[조선대학교]

09:40~10:00 폐 증기발생기 해체를 위한 하부 Shell 절단 장치 개발 ····· 281
박광용, 박광수, 이선호[두산중공업㈜], 배병종[이엠코리아]

10:00~10:20 Systematic Approach to Training (SAT) for the Design of Nuclear Power Plant (NPP) Decommissioning Training ····· 283
Jeong keun Kwak and Bae Joo Kim[KHNP]

10:40~11:00 Ultra-High Pressure Water Jet 제염장치 Cold Test 수행에 대한 고찰 ····· 285
안승건, 최영구, 김대환, 유석준[선광원자력안전㈜]

11:00~11:20 Development of Chemical Decontamination Process for CRUD ····· 287
Seongsik Nam, Won-Seok Kim, and Wooyong Um[POSTECH]

11:20~11:40 MW 플라즈마를 이용한 소형 금속방사성폐기물 일괄 제염 처리 장치 개발 ····· 289
최영구, 안승건, 김대환[선광원자력안전㈜], 구동진, 구민, 이봉주[그린사이언스㈜],
나경원[에코리서치그룹㈜]

11:40~12:00 원자력시설의 해체계획서 작성지침 등에 관한 기술기준(안) 개발 ····· 291
안상면, 이정준, 육대식, 정찬우, 이병수[한국원자력안전기술원]

3분과 제염해체 및 방사성폐기물 처리 (Poster)

P0301 해체활동 경험 데이터에 기반한 해체작업 생산성 산출을 위한 프로그램 ····· 295
송찬호, 박승국, 박희성, 문제권[한국원자력연구원]

P0302 원전시설 해체정보 활성화를 위한 시설코드와 WBS 코드 응용 ····· 297
박희성, 송찬호, 박승국, 문제권[한국원자력연구원]

P0303 표준원전 해체 물량산정을 위한 방법론 개발 ····· 299
전종선, 한병섭[㈜에네시스], 손정희[TUV 라인란드코리아]

P0304 원전해체 시 Spent Fuel Pool Island 개념을 적용한 사용후연료 관리방안 검토 ··· 301
김효정, 김창락[한국전력국제원자력대학원대학교]

P0305 원전 해체폐기물 처리기술 데이터베이스 항목 개발 ····· 303
정재훈, 최광순, 나한정, 이병식[한국전력기술㈜]

P0306 국내 원자력발전소 해체사업 Work Breakdown Structure 개발 ····· 305
정완일, 조영혁, 권용범[한국전력기술㈜]

P0307 국내 해체산업 기반 현황과 육성 방안 ····· 307
박진호, 김화섭, 김현우[한국원자력기술기업협회]

P0308 미국 Oconee 원전 해체 비용 평가 사례 분석 ····· 309
이재민, 신상화[TUV 라인란드코리아]

P0309 미국 Wolf Creek 원전 해체 비용 평가 사례 분석 ····· 311
이재민, 신상화[TUV 라인란드코리아]

P0310 원전해체 비용평가에서의 단위비용인자 산출 사례분석 ····· 313
이재민, 손정희[TUV 라인란드코리아]

P0311 원전해체 비용평가에서의 작업난이도 인자 적용 사례분석 ····· 315
이재민, 손정희[TUV 라인란드코리아]

P0312 고방사성 구조물 해체 및 절단 기술 분석 ····· 317
김학수[한수원중앙연구원]

P0313 감마핵종분석기를 통한 용융제염 인고트의 교차분석 ····· 319
설증군, 조남찬, 박정만, 유창현[한전원자력연료㈜]

P0314 HYBRID와 옥살산 제염제의 crevice 부식특성 비교 ····· 321
정준영, 박상윤, 원휘준, 최왕규, 문제권[한국원자력연구원], 박소진[충남대학교]

P0315 HYBRID-D ($Cu^{+}/N_2H_4/H_2SO_4$계) 화학제염제에 의한 마그네타이트 용해 평가 ····· 323
김선병, 원휘준, 문제권, 최왕규[한국원자력연구원]

P0316 방사성금속폐기물 제염시 발생하는 2차폐기물의 분석 및 기술개발 현황 ····· 325
나경원, 윤태형, 김영남, 이지영[에코리서치그룹㈜]

P0317 제염모사도표를 이용한 제염계수 및 방사능 오염경로 추적 ····· 327
한상욱, 박수리, 김병직[숭실대학교], 홍용호, 박형민[㈜액트]

P0318 마이크로버블 제염장치를 이용한 활성탄 제염 ····· 329
전종선, 김위수, 한병섭[㈜에네시스]

P0319 우라늄으로 오염된 콘크리트 제염시설 운영 ····· 331
한규성, 김승수, 박욱량 김계남[한국원자력연구원]

P0320 실제규모 동전기토양제염장치 가동 시 문제점 및 해결방안 ····· 333
김계남, 김승수, 박욱량, 한규성, 문제권[한국원자력연구원]

P0321 우라늄 오염 토양 제염으로부터 2차 폐기물 감소방법 ····· 335
김승수, 한규성, 박욱량, 김계남[한국원자력연구원]

P0322 방사성 토양침전물 체분리 실험 ····· 337
박욱량, 김계남, 김승수, 한규성, 문제권[한국원자력연구원]

P0323 동전기 제염에 의한 방사성 토양 우라늄 방사능 측정 ····· 339
구대서, 김계남, 김승수, 김근호, 박욱량, 한규성, 문제권[한국원자력연구원]

P0324 고정화 토양에서의 고분자전해질 복합체와 토양의 분리 ····· 341
최용석, 양희만, 서범경, 이근우, 문제권[한국원자력연구원]

P0325 복합유체 제염에 의한 스테인리스강 제염에 미치는 산화제 첨가 영향 ····· 343
양한범, 윤인호, 정종헌, 박상윤, 김선병, 원휘준, 김초롱, 최왕규[한국원자력연구원]

P0326 실리카 나노입자와 무기흡착제의 혼합비율에 따른 나노복합유체의 거품안전성 평가 ·· 345
김초롱, 윤인호, 정종헌, 양한범, 최왕규, 문제권[한국원자력연구원], 윤석본[한수원중앙연구원]

P0327 원자력발전소 공기정화계통 폐활성탄 내 $^{14}C/^{3}H$ 처리방안 분석 ····· 347
김정주, 박지은[한수원중앙연구원]

P0328 이동식 컨테이너에 농축폐액 증발건조기 배치방법에 대한 고찰 ····· 349
조항래, 백석민, 이지훈, 박승철[한수원중앙연구원]

P0329 코발트 제거 신수지의 국내 PWR 원전 적용성 실증 시험 ····· 351
박승철, 백석민, 박지은, 김정주, 조항래, 이지훈[한수원중앙연구원]

P0330 고농도 Na_3PO_4함유 모의 방사성폐액에 대한 실리코티타네이트의 Cs, Sr 흡착특성 평가 ····· 353
이지훈, 백석민, 조항래, 박승철[한수원중앙연구원], 양다솜[경북대학교]

P0331 실리코티타네이트 신합성매질의 흡착컬럼 적용성 평가 ····· 355
이지훈, 박지은, 백석민, 조항래, 박승철[한수원중앙연구원]

P0332 이미다졸리움 계열의 이온성 액체를 이용한 Am(III)과 Eu(III)의 추출 거동 ····· 357
김익수, 박민성, 이일희, 정동용, 문제권[한국원자력연구원]

P0333 예열처리가 방사성 소각재의 특성에 미치는 영향 ····· 359
이윤지, 나상호, 이기원, 문제권[한국원자력연구원], 최영구[선광원자력안전㈜]

P0334 코어-쉘 실리카 나노입자를 주형으로 이용한 다공성 TiO_2 hollow capsule의 제조 ··· 361
윤석본[한수원중앙연구원], 윤완수[성균관대학교]

P0335 Ultra-fine 메조다공성 실리카 나노입자의 합성 ····· 363
윤석본[한수원중앙연구원], 윤인호, 김초롱, 정종헌, 최왕규, 문제권[한국원자력연구원]

P0336 철인산염 유리(Iron Phosphate Glass) 특성 평가 ····· 365
조현준, 이혜현, 김천우[한수원중앙연구원]

P0337 파이로그린 공정 발생 희토류 폐기물 유리화 연구 ····· 367
이병관, 이혜현, 김천우[한수원중앙연구원]

P0338 유리화설비 세정염 특성 분석 ····· 369
장인선, 이혜현, 김천우[한수원중앙연구원]

P0339 비가연성 방사성폐기물의 용융고화체 특성 연구 ····· 371
장인선, 이혜현, 조현제[한수원중앙연구원]

P0340 한울유리화설비의 선택적촉매환원기(SCR) 최적화 방안 ····· 373
이혜현, 김영일, 김천우[한수원중앙연구원]

P0341 저방사성폐수지 유리화 타당성 연구 ····· 375
이혜현, 조현준, 김천우[한수원중앙연구원]

P0342 캐스크 설계를 위한 사용후핵연료 방사선원 특성 분석 ····· 377
안준기, 이여종, 황해룡[한국전력기술㈜]

P0343 이온성 액체를 이용한 스트론튬 추출 기작 ····· 379
권수민, 오원진, 이현규, 최상준[경북대학교]

P0344 세슘의 선택적 분리를 위한 다중벽 탄소나노튜브 흡착제 개발 ····· 381
양다솜, 이현규, 오원진, 최상준[경북대학교]

P0345 CST에 의한 고염/고방사성핵종의 흡착속도 ····· 383
이일희, 소지양, 백예지, 박민성, 이근영, 김광욱, 김익수, 정동용, 문제권[한국원자력연구원]

P0346 폐기시설을 이용한 가연성폐기물 감용시험 결과 ····· 385
윤경수, 이기원, 민병연, 이윤지, 문제권[한국원자력연구원], 최영구[선광원자력안전㈜]

P0347 가연성 방사성폐기물 소각재 고화체 제조연구 ····· 387
안병길, 이기원, 민병연, 윤경수, 이윤지, 나상호, 문제권[한국원자력연구원]

P0348 해체용 유압 매니퓰레이터의 유압 구동 모듈 개발 ····· 389
이성욱, 정경민, 서용철, 최병선, 문제권[한국원자력연구원]

P0349 Measurement of Exposure dose to Human Model for Decommissioning of Nuclear Facilities ····· 391
KwanSeong Jeong, JeiKwon Moon, ByungSeon Choi, Dongjun Hyun, JongHwan Lee, IkJune Kim, GeunHo Kim, and JaeSeok Seo[KAERI]

P0350 U-SAP 고화매질을 활용한 방사성 LiCl 염폐기물 고화체 특성 연구 ····· 393
이기락, 박환서, 조인학, 은희철, 최정훈[한국원자력연구원]

P0351 U-SAP을 이용한 LiCl-KCl 염폐기물의 고형화 특성 ····· 395
조인학, 이영석[충남대학교], 박환서, 이기락, 은희철, 박근일[한국원자력연구원]

P0352 사용후핵연료 파이로공정 발생 LiCl 염폐기물 처리를 위한 경막 용융결정화 공정에서 결정 내 불순물 핵종의 분포 특성 ····· 397
이태교, 조용준, 최정훈, 은희철, 박환서, 박근일[한국원자력연구원]

P0353 인산화/증류를 이용한 사용후핵연료 파이로공정 발생 공융염폐기물의 재생성 평가 ·· 399
은희철, 최정훈, 이태교, 조용준, 이기락, 박환서[한국원자력연구원], 조인학[충남대학교]

P0354 중성자흡수능 시험용 희토류 소결체의 제조 및 특성 분석 ····· 401
최정훈, 은희철, 이기락, 박환서, 박근일[한국원자력연구원], 조인학[충남대학교]

P0355 혼합 용융염에서 Zirlo 피복관으로부터 Zr 회수 연구 ····· 403
이창화, 전민구, 강덕윤, 강권호, 박근일[한국원자력연구원]

P0356 Synthesis of New Adsorbent for the Capture of Iodine Gas ····· 405
Jae Hwan Yang, Jin Myeong Shin, Jang Jin Park, and Geun-il Park[KAERI], Man-Sung Yim[KAIST]

P0357 Ar 분위기하 매질에 따른 Kr/Xe 포집 특성 ····· 407
백영희, 박장진, 신진명, 양재환, 유재욱, 박근일[한국원자력연구원]

P0358 세슘, 레늄 휘발형태에 따른 포집특성 ····· 409
박장진, 신진명, 양재환, 백영희, 유재욱, 박근일[한국원자력연구원]

P0359 방사성 핵종 원소 측정을 위한 HEPA 필터 용액화 ····· 411
최광순, 김소희, 김영복, 이창헌, 안홍주, 송규석[한국원자력연구원]

P0360 ^{134}Cs 및 ^{137}Cs 측정을 위한 고방사성 석탄회 필터 전처리 ····· 413
최광순, 김정석, 김영복, 박용준, 송규석[한국원자력연구원]

P0361 가압경수로형 핵연료의 연소이력에 따른 핵분열생성기체의 방출특성 ····· 415
윤영상, 박순달, 하영경, 송규석[한국원자력연구원]

P0362 Heating에 의한 UO_2-Zr system의 화학적 변화 ····· 417
윤영상, 김종구, 박순달, 하영경, 송규석[한국원자력연구원]

P0363 고분자 레진을 이용한 세슘의 흡착 및 분리 : 질산용액 농도 효과 ····· 419
박재일, 권혜정, 김정석, 박용준[한국원자력연구원]

P0364 조사재시험시설 공기조화 배기용 팬 개조 ····· 421
백상열, 백승제, 유병옥, 김길수, 안상복, 전용범[한국원자력연구원]

P0365 원격운전 대형핫셀의 이송설비 ····· 423
홍권표, 오완호, 안상복, 전용범[한국원자력연구원], 이현곤, 정기정[국가핵융합연구소]

P0366 연구로 1호기 수조콘크리트 방사화 분포 및 폐기물량 평가 ····· 425
홍상범, 정경환, 서범경, 문제권[한국원자력연구원]

P0367 Origen-S를 이용한 원자로압력용기 방사화재고량 평가 ····· 427
김근호, 현동준, 송재훈, 최병선, 정관성, 이종환, 서재석, 문제권[한국원자력연구원]

P0368 원전 증기발생기 화학세정 폐액처리설비의 질소산화물 저감 방안의 고찰 ····· 429
강희주, 박병목, 채경선, 신경욱, 강석철, 윤상정, 정정남, 장희곤[세안기술㈜]

4분과 방사선환경 및 안전 (Oral)

09:00~09:20 Preliminary Conceptual Design of a Laboratory for Measring the Ultra Low-Level Radioactivity ····· 433
Seung-gy Ro, In-suk Suh, Jae-hyung Yoo, Kun-Joong Yoo, Eun-ka Kim, and Sung-soo Cho[Daedeok Nuclear Forum]

09:20~09:40 원료물질에서 분리한 우라늄이 전기전착된 디스크 분석 ····· 435
고영건, 장미, 임종명, 정근호, 강문자, 최근식[한국원자력연구원]

09:40~10:00 월성원전 주변 환경중의 삼중수소 방사능 현황 ····· 437
정진욱, 국성도, 정성일[경주시월성원전환경감시센터]

10:00~10:20 자동 분리 장치를 사용한 Sr Resin의 스트론튬 분리 방법 최적화 ····· 439
정윤희[UST], 정근호, 강문자, 김현철[한국원자력연구원]

10:40~11:00 방사성폐기물 자체처분 오염감시기 설계요건 ····· 441
강기두, 이영주, 원유호[한수원중앙연구원]

11:00~11:20 원자력사고 시 방사성 플륨의 감손이 공기 중 방사능에 미치는 영향 – 건침적을 중심으로 ····· 443
정효준, 정해선, 황원태, 김은한, 한문희[한국원자력연구원]

11:20~11:40 중·저준위 방사성폐기물 운반선박 침몰사고 시 방사선영향평가방법 ····· 445
박은상, 정노겸, 곽상수, 정명섭[한국원자력환경공단]

11:40~12:00 발전소 정지 시 크러드 방출에 미치는 운전변수 영향 예비평가 ····· 447
이두호, 권혁철[한수원중앙연구원]

4분과 방사선환경 및 안전 (Poster)

P0401 유성밀을 사용한 활성탄의 라돈가스 저감 측정분석 ····· 451
주명훈, 송미숙, 임성규, 김현도, 안창석, 장동철, 서승범[한일원자력㈜]

P0402 합성제올라이트와 야자활성탄을 이용한 라돈가스 저감 측정분석 ····· 453
주명훈, 송미숙, 임성규, 김현도, 안창석, 장동철, 서승범[한일원자력㈜]

P0403 ^{14}C 방사능농도 분석 방법 비교 ····· 455
손중권, 고종현[한국수력원자력㈜], 김완[경북대학교]

P0404 해체폐기물 중 Fe-55, Ni-63의 방사능 분석법 확립 ····· 457
임종명, 임아름, 이훈, 김현철, 강문자, 최근식[한국원자력연구원]

P0405 해체폐기물 중 전처리법에 따른 Fe, Ni 회수율 비교 ····· 459
이훈, 임종명, 강문자, 최근식[한국원자력연구원], 이진홍[충남대학교]

P0406 제주지역 감태[*Ecklonia cava*] 중의 ^{90}Sr 분석 연구 ····· 461
한충훈, 김덕우, 이영규, 박재우[제주대학교]

P0407 의료용 방사성동위원소 발생기 내 $^{99}Mo/^{99m}Tc$의 방사능 측정 ····· 463
송병철, 김영복, 김준혁, 박종호, 송규석[한국원자력연구원], 박영재[㈜엔바이로코리아]

P0408 자동 축차 방사성핵종 분리시스템 개발 ····· 465
정근호, 최상도, 김현철, 조영현, 최근식, 강문자[한국원자력연구원]

P0409 MCNP 코드를 이용한 선원 물질에 따른 HPGe 검출기 전에너지 피크 효율 계산 ··· 467
김준혁[서울대학교], 송병철, 김승수[한국원자력연구원]

P0410 애기부들과 미나리의 세슘 흡수 연구 ····· 469
김병호, 최용호, 임광묵, 전인, 금동권[한국원자력연구원]

P0411 전국토 환경방사능조사 프로그램 고찰을 통한 감시강화 방안 연구 ····· 471
유동한, 박지영, 김희령[울산과학기술대학교]

P0412 환경방사능감시프로그램 중 강수 전베타 방사능농도에 관한 고찰 ····· 473
박지영, 유동한[울산과학기술대학교], 이해영[경북대학교]

P0413 선량률 분광분석법의 소개 및 현장분석 적용에 관한 연구 ····· 475
지영용, 정근호, 김창종, 장미, 강문자, 최상도, 최근식[한국원자력연구원]

P0414 토양 중 방사성핵종밀도와 공간감마선량 경향 분석 ····· 477
황호경, 맹성진, 이상훈[경북대학교]

P0415 월성원전 주변 삼중수소 농도 측정값을 이용한 XOQDOQ 전산코드의 부지 적용성 검토 ····· 479
이갑복, 양양희, 손욱[한수원중앙연구원], 김주열[㈜미래와도전]

P0416 원자력연구시설 환경평가코드용 방사선원항 산출방안 검토 ····· 481
이관엽, 이해초, 김봉석, 최평규[한국원자력연구원]

P0417 후쿠시마 사고 시 비상대응의 교훈 – 주민소개를 중심으로 ····· 483
손욱, 이갑복, 양양희, 김일형[한수원중앙연구원]

P0418 원전 외부피폭선량계 판독시스템 비교시험 결과 ····· 485
조문형, 원유호, 강기두[한수원중앙연구원]

P0419 KAERI 안전조치 이행을 위한 국제협력 ····· 487
김인철, 이성호, 이병두, 김현조, 정주앙[한국원자력연구원]

P0420 KAERI 핵물질 원산지 관리 시스템 구축방안 ····· 489
김현조, 이성호, 이병두, 김인철, 정주앙[한국원자력연구원]

P0421 사용후핵연료 지식관리시스템 기본 구성체계 개선방안 도출 ····· 491
김석훈, 김주열, 김주엽, 이승희[㈜미래와도전], 김진경[한국원자력환경공단]

P0422 붕소(B) 농도를 이용한 PWR SG 세관 누설률 계산 알고리즘 도출 ····· 493
강덕원, 이세반, 김승일, 박종석, 김현기, 허준, 조영수[한국정수공업㈜]

P0423 SG 세관 On-line 감시를 위한 Capillary IC 누설감시시스템 ····· 495
이세반, 김승일, 박종석, 김현기, 허준, 조영수, 강덕원[한국정수공업㈜]

P0424 월성 사용후핵연료 건식저장시설 누설방지 및 장기모니터링 방안 ····· 497
성낙훈, 최규섭[㈜코네스코퍼레이션], 정성환[한수원중앙연구원]

P0425 원전 비상노심 냉각계통 인산삼나트륨 용해도시험 표준화 방안 검토 ····· 499
김정미, 손순환[한수원중앙연구원]

P0426 한빛6호기 2차계통 부식생성물 저감을 위한 복합아민 수처리법 적용에 관한 연구 ···· 501
홍진표[한국수력원자력㈜], 송종순[조선대학교]

P0427 한울3호기 증기발생기 교체 및 아연주입 운전에 따른 BOA 평가 ····· 503
이두호[한수원중앙연구원], 우해석[한전원자력연료㈜]

P0428 PWR 원전의 방사화 핵종 생성 평가 ····· 505
이두호, 박지은[한수원중앙연구원], 박창제[한국원자력연구원]

P0429 탄소강 배관 감육검증을 통한 감육관리방법 개선에 관한 연구 ····· 507
김정민[한국수력원자력㈜], 송종순[조선대학교]

P0430 ITER 삼중수소 저장공급시스템 헬륨-3 회수공정개발을 위한 게터실험장치 설계 ··· 509
송규민, 이정민, 고병욱, 김정미, 손순환[한수원중앙연구원], 윤세훈, 장민호, 강현구[국가핵융합연구소]

1분과

후행핵연료주기기술 및 정책(Oral)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

모의사용후핵연료집합체를 이용한 열전달 시험 및 해석

유승환*, 이주찬, 방경식
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*shyu80@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 수송.저장용기의 설계 및 인허가를 위하여 열안전성 평가가 필수적이며, 열평가의 목적은 저장용기 내부의 핵연료집합체를 포함한 각 부품의 최대온도가 제한치 이내를 유지함을 입증하는데 있다. 본 연구에서는 PWR 16x16 연료봉 배열을 갖는 한국 표준형 원전연료인 PLUS7을 모사한 시험모델을 제작하고, 시험 및 해석을 수행하여 집합체 내부의 열유동 특성을 분석하였다.

2. 본론

2.1 모의사용후핵연료집합체 시험장치 구축

PWR 사용후핵연료 운반용기는 수평 상태로 이송되며, 본 연구에서는 운반 시나리오는 가정하여 수평형 모의사용후핵연료집합체에 대한 시험방안을 분석하였다. 시험모델은 Fig. 1과 같이 모의연료, 바스켓, 캐니스터 및 disk 등으로 구성된다. 시험모델은 1개의 연료집합체(16 x 16 array)를 고려하였으며, 길이 방향으로는 실제 캐니스터 크기로 설계하여 수직 방향에 대한 유동 효과를 모사할 수 있도록 하였다. 캐니스터의 길이는 약 4.7 m이고 직경은 0.46 m, shell의 두께는 10 mm이며, 바스켓은 내부 폭이 223 x 223 mm이며, 두께는 9.5 mm, 길이는 4.55 m이다. 캐니스터와 바스켓 사이에는 20 mm 두께의 disk 22개가 설치된다. 저장용기에 장전되는 PWR 핵연료집합체의 붕괴열은 약 800 W이며, 시험 모델 히터의 최대 용량을 3 kW로 설계하였다.

2.2 계측 시스템

모의연료집합체의 연료봉, 바스켓, disk hole 및 캐니스터 표면의 동일 높이에 17개의 열전대를 설치하여 모의 연료집합체 단면의 중심으로부터 외각으로 단면방향에 대한 온도분포를 측정할 수 있도록 하였고, 높이 방향으로 온도구배를 확인하기 위해 높이별로 (1000, 2000, 2600, 3200 mm)열전대를 설치하였다. 특히, 열전대는 직경 1 mm 내외의

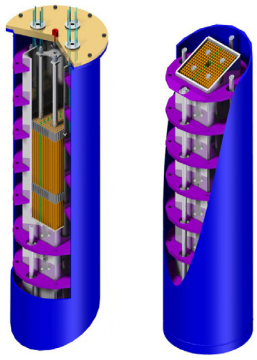


Fig. 1. Experimental system modeling.



Fig. 2. Experimental system.

K-type을 사용하여 열전대 설치로 인한 캐니스터 내부의 유동 현상이 왜곡되지 않도록 하였다.

2.3 시험결과

유효열전도도 시험 시 히터의 용량은 400, 800, 1200 W로 진행하였다. 히터에 전원을 공급하고 정상상태까지 도달하기에는 평균 2일 정도가 소요되었다. Fig. 3은 800 W, 내부의 온도분포를 도시하였다. 중심부에 위치하는 모의핵연료집합체의 온도분포를 보면, 하단에서 상단으로 올라갈수록 온도가 상승한다. 이는 자연대류의 효과로 나타난 결과이며, 상대적으로 좌우의 온도구배는 작게 나타난다. 내부의 자연대류 유동은 가운데에서 상승하며, 바스켓으로 갈수록 온도가 낮아지기 때문에 바스켓 주변에서는 수직방향의 유동이 형성된다. 따라서 가운데를 기준으로 좌측에는 시계 반대방향, 우측에는 시계방향으로 자연대류 유동이 발생한다.

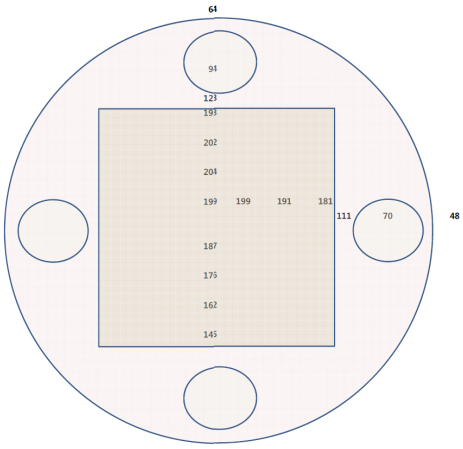


Fig. 3. Test results at h=2000 mm (800 W).

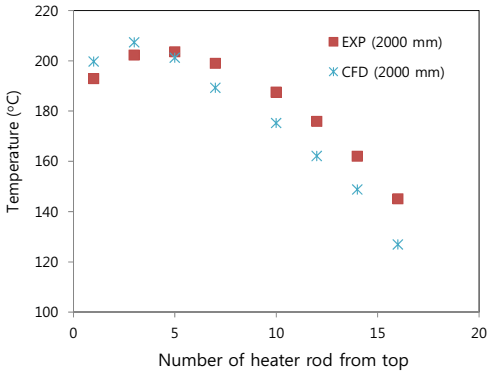


Fig. 4. Comparison between experimental and CFD results at h=2000 mm (800 W).

2.4 CFD 해석결과 검증 및 열유동 특성 분석

CFD 해석결과가 타당한지 검토하기 위해 시험 결과와 비교하였고, 그 결과는 Fig. 4와 같다. 비교한 온도 위치는 중심부 히터의 상부에서 하단으로 수직방향을 기준으로 하였다. 하단으로부터 높이가 2000 mm일 때의 온도를 비교하였고, 시험 결과와 해석결과의 경향성이 유사하게 나타났지만, 온도차이는 최대 약 20°C정도 차이가 발생하였다. 이는 해석 비교 모델을 2d로 모델링하였기 때문에 축방향의 유동효과를 무시하였기 때문에 생긴 오차라 판단된다.

Fig. 5는 바스켓 내부의 온도분포 해석결과이다. 캐니스터 표면의 온도를 고정하지 않고, 외기온도를 20°C로 가정하고, 대류열전달을 고려하여 해석한 결과를 나타낸 것이다. 전체적으로 자연대류의 영향으로 하단부는 상대적으로 저온영역, 하단부는 고온영역으로 나타났다. 핵연료봉 내부의 유동은

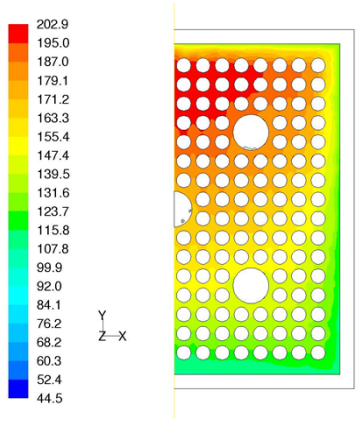


Fig. 5. CFD results in interior of the basket (800 W).

시험 결과에서 예측한 것과 같이 좌측면에서는 반시계방향, 우측면에서는 시계방향으로 자연대류 유동이 발생하였다. 핵연료봉의 가장 높은 온도는 는 수직단면을 기준으로 가운데 상단부분에서 나타났다.

3. 결론

국내에서 발생되는 대표적인 PWR 핵연료는 16x16 연료봉 배열을 갖는 한국표준형 원전연료인 PLUS7 연료로서, 모의사용후핵연료집합체를 제작하였으며, 시험 및 해석을 통하여 열유동 특징을 분석하였다. 단면방향 및 축방향으로 시계방향/반시계방향의 자연대류 유동이 발생하고 이로 인하여 온도구배도 상부에서 가장 높은 온도가 발생한다. 실제 건식저장 시 내부는 헬륨 분위기이기 때문에 현재 연구 결과와 상이한 온도분포를 보일 수 있기 때문에 추후 이와 같은 연구를 진행할 예정이다. 본 연구결과는 수평형 사용후핵연료의 균질화 모델를 활용한 유효열전도도의 해석을 위한 자료로 활용될 것이다.

4. 감사의 글

이 논문은 2014년 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행한 연구임(원자력연구개발사업, 2012M2A8A5025804)

5. 참고문헌

[1] R.H. Bahney and T.L. Lotz, Spent nuclear fuel effective thermal conductivity report, DI-BBA000000-01717-5705-00010, USA DOE, 1996

사용후핵연료 저장용기의 구조성능평가

이상훈*, 조상순, 서기석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*shlee1222@kaeri.re.kr

1. 서론

2024년 한빛원전부터 시작되는 사용후핵연료 저장조의 포화를 대비하여 한국원자력환경공단 주관으로 한국형 사용후핵연료 수송저장시스템의 개발이 진행 중이다. 개발 중인 시스템에는 콘크리트 저장용기도 포함되어 있으며 이 용기는 사용후핵연료를 장전한 후 용접으로 밀봉하여 저장하는 금속 캐니스터와 이를 외부로부터 보호하고 방사선 차폐 기능을 제공하는 콘크리트 오버팩으로 구성된다. 콘크리트 저장용기의 안전요건은 NUREG-1536과 같은 미국의 규제지침서에 잘 정리되어 있는데, 구조 측면에서는 내진성능평가, 취급사고로 인한 전도 시 안전성 평가 등이 매우 중요한 평가항목으로 제시되어 있다. 한국원자력연구원은 콘크리트 저장용기의 안전성 입증을 위한 시험을 다년간 수행해 왔으며 본 논문에서는 상기 시험 중 구조시험에 해당하는 전도시험, 내진시험에 대한 내용을 다루고자 한다.

2. KORAD21C 콘크리트 캐스크

KORAD21C로 잠정 명명된 콘크리트 저장용기는 총 21다발의 경수로 사용후핵연료를 저장할 수 있다. 상세한 사양은 다음 Table 1과 같다.

Table 1. Specifications of KORAD21C

Capacity	21 PWR F/A(WH & CE)
Design basis fuel	- Burn-up : 45,000 MWD/MTU - Enrichment:4.5wt%U235 - Cooling time:10yrs - Decay heat:16.8kW/canister
Dimension (OD X L)	- Overpack: 3,266 mm X 6,030 mm - Canister: 1,686 mm X 4,880 mm
Weight	- 143.8 t (loaded canister: 33.0 t)
Material	- Canister : Stainless steel, BORAL(B4C+Al) or METAMIC - Overpack: carbon steel, concrete
Cooling	Natural convection (4 inlets, 4 outlets)

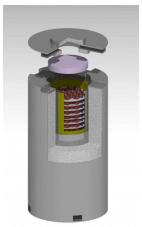


Fig. 1. KORAD21C.

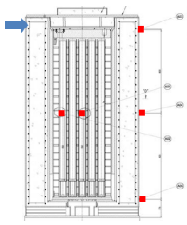
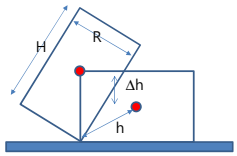


Fig. 2. Tip-over test model.

3. KORAD21C 전도시험

3.1 전도시험모델 및 시험내용

취급 부주의로 인한 저장용기의 전도는 매우 중요하게 고려되는 사고시나리오로서 반드시 평가되어야할 항목이다. 본 연구에서는 KORAD21C의 1/3 스케일 축소모델을 활용하여 시험적으로 전도 시 안전성을 평가하였다.



$$mg\Delta h = \frac{1}{2} I\omega^2 \quad \therefore \omega^2 = \frac{2mg\Delta h}{I}$$

$$I = I_{COG} + mh^2 \quad I_{COG} = \frac{m}{12}\left(3R^2 + H\right)$$

$$\therefore \omega^2 = \frac{2mg\Delta h}{\frac{m}{12}\left(3R^2 + H^2\right) + mh^2}, \quad v = \omega$$

Fig. 3. Scaling analysis for a tip-over event.

상사성 검토 결과 전도는 낙하현상과 같이 스케일법칙이 적용이 불가하기 때문에 본 연구에서는 원형용기 전도의 경우와 등가의 충격에너지를 가지는 수평낙하로 대체하여 시험을 수행하였으며 해석 검증 차원에서 스케일 모델을 이용한 전도시험도 별도로 수행하였다. 전도 시 충격가속도와 용기 내, 외부의 변형률을 측정하기 위하여 5개의 가속도계와 32개의 변형률계가 설치되었다. 이 중 2개의 가속도계와 12개의 변형률계는 캐니스터 내부의 구조물에 설치되었다. 안전성 평가는 시험 전, 후 캐니스터의 누설율을 비교하여 전도사고로 인하여 격납경계의 건전성이 침해되었는지의 여부로써 판단하였다.

3.2 전도시험 결과



Fig. 4. Drop test from tip-over condition.

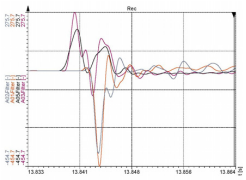


Fig. 5. Acceleration history during drop test.

전도시험은 2014년 1월 20일 한국원자력연구원의 수송용기 시험시설에서 수행되었다. 시험전 캐니스터의 누설율은 2.4E-5 atm.cc/sec이었으며 시험 후 누설율은 3.4E-5 atm.cc/sec으로 측정되어 실질적으로 시험 당시의 background 누설율과 동일하게 측정되었다. 따라서 시험 전, 후로 누설율의 실질적 증가가 없다는 것이 확인되었으며 전도 사고시 용기의 격납건전성이 유지됨을 확인하였다. 용기 본체에서 측정된 최대 충격가속도는 500 Hz의 LPF를 적용한 결과 275 g로 측정되었으며 캐니스터 내 더미 연료에서 측정된 가속도는 454 g로 측정되었다. 연료 측에서 더 높은 가속도가 측정된 이유는 연료 자체의 강성이 더 낮아 진동의 영향이 더 크게 반영된 결과로 사료된다.

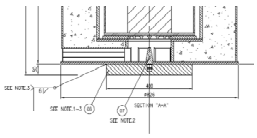
4. KORAD21C 내진시험

4.1 내진시험 모델 및 시험방법

지진이 발생하였을 때 용기의 동적거동을 평가하고 전도가 발생하는지 여부를 평가하기 위하여 1/4 축소모델을 이용하여 내진성능 평가를 수행하였다. 2가지의 가진을 사용하였으며 총 4 종류의 시험모델을 활용하여 108개의 setting에 대하여 시험을 수행하였다. 전도상사성을 위하여 disc를 설치한 모델과 그렇지 않은 모델이 고려되었다.

Table 2. KORAD21C seismic test setting

Model	Direction	Magnitude (g)
w/ Disc w/o Disc 27*4=108	Pre-test	0.1, 0.2, 0.3
	Vertical	ATH 0.1, 0.3
		SRTH 0.1, 0.3, 0.4
	Horizontal (N-S)	ATH 0.1, 0.3
		SRTH 0.1,0.3,0.4,0.8,1.0
	Horizontal (E-W)	SRTH 0.1,0.3,0.4,0.8,1.0
	Vertical + Horizontal (N-S)	SRTH 0.1,0.3,0.4,0.8,1.0
	Vertical + Horizontal (E-W)	SRTH 0.1,0.3,0.4,0.8,1.0



$$\varphi_L^2 = \varphi_m = \left(\frac{1}{4}\right)^3 = \frac{1}{64}$$

$$\varphi_L = \sqrt{\frac{1}{64}} = \frac{1}{8}$$

$$D = \frac{0.3216}{8} = 0.402m$$

Fig. 6. Seismic test model with disc.

4.2 내진시험 결과

KORAD21C의 내진시험은 2014년 1월 13일부터 17일까지 기계연구원 구조시험실의 10톤 진동대 시험설비를 이용하여 수행되었다. 시험모델의 동적거동에 하부 패드가 미치는 영향을 평가하기 위하여 두 종류의 패드가 사용되었다.



(a) On concrete pad (b) On steel plate

Fig. 7. Seismic test of KORAD21C.

상사성 유지를 위하여 ATH, SRTH 두 종류의 지진파를 시간 축으로 1/2로 압축하여 사용하였으며 전도 상사성을 맞추기 위해 디스크를 부착하고 시험 한 경우, 콘크리트 패드 위에서 0.8 g까지는 전도가 발생하지 않으나 1 g부터는 전도가 발생함을 확인하였다. 따라서 KORAD21C는 본 시험에서 고려된 두 종류의 가진이력에 대하여 0.8 g의 크기까지는 내진성능이 유지된다고 할 수 있으며 이 가진의 크기는 실제로 일본 후쿠시마에서 발생한 지진보다 훨씬 큰 크기이다.

5. 결론

이상과 같이 개발 중인 한국형 사용후핵연료 저장용기의 전도안전성 및 내진안전성이 시험적으로 입증되었다. 내진현상과 전도현상 모두 엄밀한 상사성 적용이 쉽지 않은 현상이나 효과적인 방법을 도출하여 시험에 적용하였고, 두 경우 모두 저장용기의 안전성이 확인되었다.

6. 참고문헌

[1] NUREG-1536, Standard Review Plan for Dry Cask Storage Systems, Revision 1A, US NRC, 2009.

사용후핵연료 중간저장시설 설계기준초과사고 발생시의 주민 피폭선량에 대한 민감도 분석

이동진*, 최광순, 박정수,
한국전력기술(주), 경기도 용인시 기흥구 용구대로 2354
*djlee@kepco-enc.com

1. 서론

2014년 현재 월성을 제외한 각 발전소별 소내 습식저장시설은 향후 10년 이내에 대부분 저장용량을 초과할 것으로 예상되므로 사용후핵연료 중간저장시설의 건설은 시급하다고 할 수 있다. 또한 2011년 발생한 후쿠시마 원전사고 이후 원자력관련시설에 설계기준 초과사고 발생 가능성에 대한 국민적 관심이 높아지고 있다. 그러나 이와 같이 도입이 시급한 사용후핵연료 중간저장시설에 대한 설계기준 초과사고 발생시 방사선적 영향 평가 사례는 국내는 물론이고 해외에서도 전무한 실정이다. 이에 따라 본 논문에서는 설계기준초과사고 발생시 사용후핵연료 중간저장시설에 대한 주민 피폭선량 평가를 주요 인자들에 대한 민감도 분석을 통해 수행함으로써 사용후핵연료 중간저장시설의 안전성을 확인하고 주요 민감도 인자들이 피폭선량에 미치는 영향을 분석하였다.

2. 본론

2.1 평가 대상 시설

사용후핵연료 중간저장시설은 크게 건식 방식과 습식 방식이 있으며 현재 한국전력기술(주)에서는 다양한 유형의 건식과 습식방식에 대한 피폭선량 평가를 수행 중에 있다. 본 논문에서는 그 중 국내 원전에서 임시저장시설로 가장 많이 사용되고 있고 후쿠시마 사고로 미루어 건식저장시설보다 좀더 안전성 측면에서 면밀한 검증이 필요하다고 판단되는 중앙집중식 습식저장시설에 대해 우선적으로 평가를 수행하였다.

2.2 평가 방법

2.2.1 평가 도구

중앙집중식 사용후핵연료 습식저장시설이 주민에게 미치는 피폭선량 계산은 저장시설의 핵연료, 인공구조물, 자연환경을 모두 포함하여 동적(Dynamic)으로 계산되어야 한다. 이에 따라 계산 모듈은 이러한 모든 구성요소를 수학적으로 모델링하여 평가가 가능하도록 하는 동적 시뮬레이션 개발 도구인 GoldSim을 사용하여 개발하였다.

2.2.2 평가대상 사고

본 평가에서는 후쿠시마 사고에 준하는 지진과 쓰나미의 영향으로 저장시설 내의 사용후핵연료 저장조 냉각계통이 고장나는 사고를 가정하였다.

2.2.3 평가 시나리오

본 평가에서 사용한 시나리오에서는 저장시설 정상운전 중에 핵연료봉에 붙어있던 방사성 Crud가 누출되고 핵연료봉의 Cladding 결함 및 Cladding 미세공극을 통한 핵연료 및 핵분열생성물이 냉각수로 이동함으로써 저장조 냉각수 내에 방사성 핵종이 고르게 분포하고 있다. 이 후 설계기준초과사고가 발생하여 중간저장시설 내 냉각계통 기능이 상실됨에 따라 더 이상 저장조 내 사용후핵연료의 열을 제거할 수가 없게 되고, 이에 따라 사용후핵연료의 열부하로 인해 저장조 내의 냉각수가 증발하게 된다. 냉각계통의 복구 기간동안 냉각수 내의 방사성 핵종은 증발과정을 거쳐 기체 형태로 저장시설 주변으로 퍼져나가게 된다. 본 시나리오의 피폭 대상 집단은 저장시설 주변에 거주하는 주민으로 가정하였으며, 지역주민은 공기 중 방사성핵종의 흡입을 통한 내부피폭 및 외부피폭을 받게 된다.

2.2.4 민감도 인자 선정

민감도 분석 인자는 실제 시설 건설시 변경 가능성이 높은 인자, 불확실성이 높아 추가 연구가 필요한 인자를 기준으로 다음과 같이 선정하였다.

● 거주 제한구역 거리(Controlled Area)

거주제한구역의 경우 향후 사용후핵연료 저장시설의 경계 및 선량제한치에 대한 규제요건이 구체화되면 변경될 가능성이 높은 인자 중에 하나이다.

본 평가에서는 미국 10CFR72.106에 명시된 사용후핵연료 저장시설의 관리구역 거리인 100m를 기준으로 하여 민감도 분석을 수행하였다.

● 사고 복구 기간

사고 후 복구까지 소요되는 시간은 핵종 누출 시간과 직결되므로 피폭선량에 큰 영향을 미친다고 할 수 있다. 이러한 사고 복구 기간은 향후 시설의 세부 설계 및 사고 정도에 따른 분석을 통해 좀 더 정밀하게 도출해낼 필요가 있다. 본 논문에서는 후쿠시마 1원전 중 수소폭발이 일어나지 않은 2호기가 사용후핵연료 습식저장시설이 가장 유사하다고 판단하여 2호기의 사고 복구 기간인 20일을 기준으로 민감도 분석을 수행하였다.

● 대기중 핵종 외부 소멸률

주민 피폭 영향권으로부터 비영향권으로의 대기중 방사성 핵종의 소멸률을 의미하는 대기중 핵종 외부 소멸률은 실제 건설 지역의 기후를 사용하여 별도의 코드를 통해 도출해 내야 하는 인자이다. 대기중 핵종 외부 소멸률은 실제 건설지역의 기후에 크게 좌우가 되므로 본 평가에서는 임의로 50%를 기준으로 민감도 분석을 수행하였다.

2.3 평가 결과

거주제한구역거리가 100m, 사고 복구 기간이 20일, 대기중 핵종 외부 소멸률이 50%인 Case를 기준으로 각 인자의 값을 0.1배, 0.55배, 1배, 5.5배, 10배로 변경시켰을때의 각 민감도 인자별 평가 결과는 Fig. 1 및 Table 1과 같다.

Table 1에서 기준 Case의 결과가 1일때 거주제한구역 거리를 기준 입력값의 0.1배(10m)로 변경했을 경우 결과는 기준 Case의 10.75배가 되고, 10배(1000m)로 변경했을때는 기준 Case의 0.02배가 되어 3가지 민감도 분석 인자들 중 가장 큰 영향을 미침을 확인하였다. 대기중 핵종 외부 소멸률 역시 기준 입력값을 0.1배~10배로 변경했을 경우 그 결과는 8.52배~0.1배로 크게 변동하였다. 이에 반해 사고 복구 기간의 경우에는 기준입력값의 0.1배~10배로 변경했을 경우 그 결과가 0.1배~1.83배 정도로만 변동하여 상대적으로 피폭선량에 미치는 영향이 낮음을 확인하였다.

이 중 거주제한구역 거리는 제도적/법적 인자에, 사고 복구 기간은 시설 설비 인자에, 대기중 핵종 외부 소멸률은 부지 위치 인자에 해당이 되므로 향후 부지 선정 및 시설 상세 설계시 거주제한구역 거리는 조건이 허락하는 한 길게 고려하고 대기중 핵종외부 소멸률이 큰 부지를 선정해야 할 것으로 판단된다.

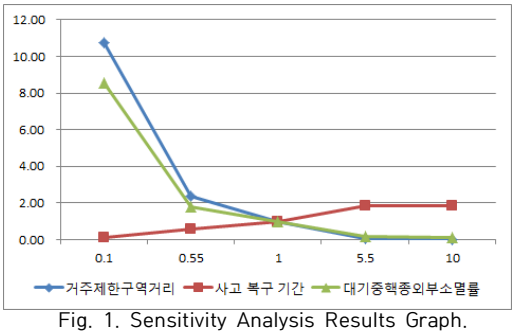


Fig. 1. Sensitivity Analysis Results Graph.

Table 1. Sensitivity Analysis Results

거주제한구역 거리 (기준 : 100 m)		사고 복구 기간 (기준 : 20일)		대기중 핵종 외부 소멸률 (기준 : 50 %)	
입력값	결과	입력값	결과	입력값	결과
X 0.1	10.75	X 0.1	0.10	X 0.1	8.52
X 0.55	2.35	X 0.55	0.60	X 0.55	1.82
X 1	1	X 1	1	X 1	1
X 5.5	0.05	X 5.5	1.83	X 5.5	0.18
X 10	0.02	X 10	1.83	X 10	0.1

3. 결론

사용후핵연료 중간저장시설의 경우 건설의 시급성과 사전 준비의 중요성은 관련 기관 모두가 공감을 하고 있으나, 방식 및 부지 선정에 기초가 되는 피폭선량 연구는 아직 걸음마단계라고 할 수 있다. 향후 본 평가의 민감도 분석을 통해 확인된 관리구역 거리, 사고 복구 기간, Plume 외부 소멸률 등의 인자들의 역할을 좀 더 면밀히 검토하여 사용후핵연료 중간저장시설에 대한 피폭선량 연구를 발전시켜나가야 한다고 생각된다.

4. 참고문헌

[1] 한국원자력학회 후쿠시마위원회, 후쿠시마 원전 사고분석 최종보고서 - 사고내용, 결과, 원인 및 교훈, 2013.

[2] US NRC, 사용후핵연료저장시설로부터 직접피폭 혹은 누출에 대한 요건, 10CFR72.104 Subpart E.

파이로 공정폐기물의 특성 및 저장관리 방안분석

이주찬*, 방경식, 서중석, 서기석, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sjclee@kaeri.re.kr

1. 서 론

파이로 공정에서는 금속폐기물, 기체폐기물 및 염폐기물 등 다양한 종류의 폐기물이 발생하며, 본 연구에서는 이들 폐기물의 방사능/발열량 특성 및 고화체에 대한 붕괴저장/통합저장 관리 방안분석을 평가하였다. 폐기물의 붕괴저장을 통하여 방사능/붕괴열을 감소시킴으로서 효율적인 폐기물 관리와 고준위폐기물의 최소화에 기여할 수 있다. 또한, 유사한 폐기물을 통합하여 waste stream을 최소화함으로서 운반저장 및 처분효율성을 증대시킬 수 있다.

2. 본 론

2.1 파이로 폐기물의 특성 및 저장관리 방안

연소도 55,000 MWd/tU, 농축도 4.5wt%, 냉각기간 10년인 PWR 사용후핵연료를 처리할 때 발생되는 파이로폐기물의 특성 및 저장관리 방안을 평가하였다. 사용후핵연료집합체의 해체 단계에서 발생되는 구조재 폐기물의 주요 핵종은 Co-60, Ni-59, Ni-63, Nb-94 등이며, 초기 방사능은 4.28E5 Ci/㎥, 초기 발열량은 4.86E3 W/㎥ 이다. 총 방사능/발열량은 냉각기간에 따라 급격히 감소하지만 장반감기 핵종인 Ni-59과 Nb-94의 방사능 농도가 경주처분장 인수기준[1]을 초과하므로 중준위폐기물로의 처분이 적절한 것으로 분석되었다.

파이로 원료물질 제조공정인 고온열처리 공정에서는 필터를 통하여 H-3, C-14 등의 휘발성 핵종과 Cs, Tc, I 등의 준휘발성 핵종이 포집되며, 이들 배기체 처리 필터는 안정된 고화체 형태로 제조하여 저장 관리되어야 한다. Cs-137을 포함하는 Fly ash filter 고화체는 초기방사능이 7.78E6 Ci/㎥, 초기발열량이 2.14E4 W/㎥으로 매우 크지만 반감기 20년 이상의 알파핵종을 포함하지 않으므로 중준위폐기물로 분류된다. Cs 고화체는 약 470년 붕괴저장 이후에 경주처분장 인수기준을 만족하는 것으로 분석되었다. 삼중수소가 포함된 Zeolite-5A 고화체는 초기 방사능이 3.75E12 Bq/g으로 경주처분장의 인수기준(1.11E6 Bq/g)을 크게 초과하지만 삼중수소의 반감기가 약 12.3년으로 비교적 짧아서 약 260년 붕괴저장하면 경주처분장의 인수기준을 충족하는 것으로 분석되었다.

전해환원 공정에서 발생되는 LiCl 염폐기물 고화체인 Sr 고화체는 알파핵종을 포함하지 않고 초기방사능이 6.40E6 Ci/㎥, 초기발열량이 2.15E4 W/㎥으로 중준위 폐기물로 분류되지만 535년 붕괴저장 이후에 경주처분장 인수기준을 충족하는 것으로 분석되었다.

2.2 파이로 폐기물의 통합저장 관리방안

파이로 공정에서 발생되는 폐기물을 효율적으로 저장관리하기 위하여 폐기물 통합화 방안을 검토하였다. 폐기물 통합화 방안은 Table 1과 같이 3종(구조재, 폐피복관, Anode sludge)의 금속폐기물을 용융하여 metal waste form으로 통합화하는 방안과, Fly ash filter와 Ca-filter를 glass waste form으로 통합화하는 방안, 그리고 I-29, H-3, C-14의 3종 폐기물을 grout waste form으로 통합화하는 방안을 검토하였다.

3종의 금속폐기물이 통합된 combined metal waste form에는 알파핵종이 포함되고 발열량이 2 kW/㎥을 초과하여 초기에는 고준위폐기물로 분류되지만 100년 붕괴저장 이후 중준위폐기물로의 처분이 가능한 것으로 분석되었다. Fly ash filter와 Ca filter를 통합한 combined glass waste form은 고방사성/고방열성 핵종이 포함되지만 알파핵종을 포함하지 않아 초기에 중준위폐기물로 분류되지만 100년 정도 붕괴저장하면, 방사능/발열량을 1/10 이내로 줄일 수 있으므로 붕괴저장 후 중준위폐기물로의 처분이 유리한 것으로 분석되었다.

I-129, H-3, C-14의 3종 폐기물을 통합한 combined grout waste form은 초기 방사능 및 발열량이 각각 9.18E4 Ci/㎥, 3.49 W/㎥으로 비교적 적은 값을 가지므로 임시저장 후 바로 처분이 적절한 것으로 분석되었다. 파이로 폐기물에서 고방사성/고방열성 핵종은 주로 단반감기 핵종이므로 100년 정도 붕괴저장을 통하여 방사능/발열량을

1/10에서 수백분의 까지 줄일 수 있다. 또한, 유사한 폐기물을 통합화하여 waste strem을 최소화함으로서 효율적인 폐기물 관리가 가능할 것으로 판단된다.

3. 결 론

파이로 공정폐기물의 방사능/발열량 특성 및 효율적인 폐기물 관리를 위한 붕괴저장/통합저장 관리 방안을 분석하였다. 파이로 폐기물은 대부분 중준위폐기물로 분류되고, 일부 폐기물의 경우 수백년 붕괴저장 할 경우 경주처분장의 인수조건을 만족하지만 수백년 장기저장 기간동안 안전성이 입증되지 않았으므로 현실적으로 100년 정도 붕괴저장 후 중준위폐기물로의 처분이 바람직한 것으로 분석되었다. 또한, 유사한 폐기물을 서로 통합하여 저장 관리함으로서 waste stream 최소화를 통한 폐기물의 운반저장 및 처분 효율성 증대에도 기여할 수 있을 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 "원자력 연구개발 사업"의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 원자력안전위원회고시 제2012-53호, "중저준위 폐사성폐기물 인도규정", 원자력안전위원회, 2012.

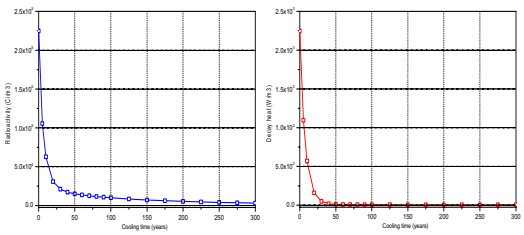


Fig. 1. Radioactivity and decay heat for combined metal waste form.

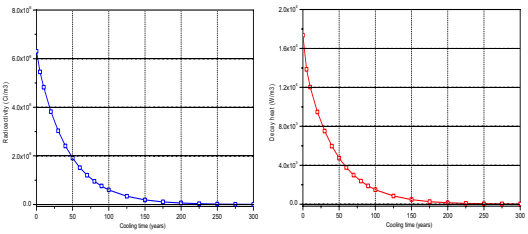


Fig. 2. Radioactivity and decay heat for combined glass waste form.

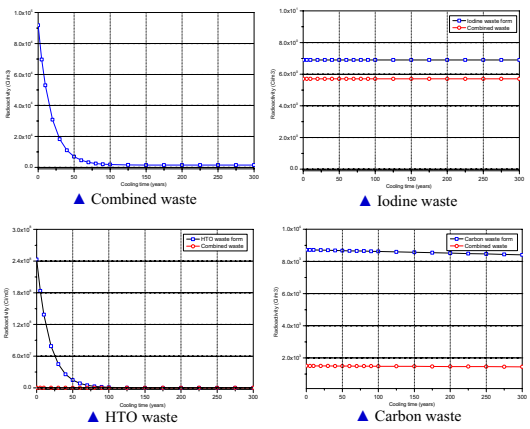


Fig. 3. Radioactivity for combined grout waste form.

Table 1. Summary of PYRO waste form storage management option

Waste Stream	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩
	Hard-ware	Hull	정련 Anode	Fly ash (Cs-137)	Ca-filter (Tc-99)	AgX-Filter (I-129)	Zeolite-5A (H-3)	NAOH (C-14)	LiCl (Sr-90)	LiCl-KCl

Waste Stream No.		①+②+③	④+⑤	⑥+⑦+⑧	⑨	⑩
Waste Form Type		Metal Alloy	Glass	Grout	Ceramic	
Mass (kg) [10 tHM]		3.69E+03	1.14E+03	2.68E+02	6.36E+02	5.60E+02
Volume (m^3) [10 tHM]		5.26E-01	4.38E-01	7.86E-02	2.65E-01	1.51E-01
Decay storage period (yr)		100	100	0*(100)*	100	100
Radioactivity (Ci/m^3)	Initial	2.25E+05	6.30E+06	9.18E+04	6.40E+06	7.56E+05
	Final	9.98E+03	6.02E+05	*(1.82E+03)*	5.46E+05	1.68E+04
Decay heat (W/m^3)	Initial	2.25E+03	1.74E+04	3.49E+00	2.15E+04	3.84E+02
	Final	5.75E+00	1.49E+03	*(4.51E-01)*	1.82E+03	1.26E+01
Disposal option		ILW	ILW	ILW	ILW	ILW
Number of canister(87 liter) [600 tHM]		363	302	54	183	104
Storage options		Storage-2	Storage-1	Storage-3	Storage-1	Storage-2

LiCl-KCl 용융염 기반 지르칼로이-4 피복관 전해정련

박재영[1*], 손성준[1], 김광락[2], 황일순[1]
[1]서울대학교, 서울특별시 관악구 관악로 1
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*d486916@snu.ac.kr

1. 서론

방사성 지르코늄 합금 폐기물 중 사용후핵연료 피복관은 사용후핵연료 집합체 질량의 약 25%를 차지하여 발생량이 가장 많다 [1]. 또한 핵연료와 직접 맞닿아 있어 원전 운영 중 악티나이드 원소와 핵분열생성물이 침투하여 IAEA 방사성폐기물 분류체계의 중준위폐기물로 분류된다 [2]. 그러나 피복관의 대부분은 비방사성 지르코늄으로 이루어져 있어 사용후핵연료 피복관으로부터 지르코늄을 분리해낼 수 있다면, 사용후핵연료 집합체로부터 발생하는 방사성폐기물 처분량을 크게 감소시킬 수 있을 것으로 예상된다. 본 논문에서는 전해정련을 통한 방사화 지르칼로이-4 피복관을 제염 공정 개발을 위해 다양한 농도의 LiCl-KCl-$ZrCl_4$ 용융염 환경에서 비방사화 지르칼로이-4 시편을 사용한 전해정련 실험을 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험 조건

지르칼로이-4 전해정련 실험은 산소 및 수분 농도가 0.1 ppm 이하로 유지되는 아르곤 불활성 분위기의 글로브박스 내에서 수행되었다. 글로브박스 내에 설치된 전기로를 통해 전해정련셀 내부의 온도를 500±1°C 수준으로 유지하였다. 전해정련셀은 Fig. 1과 같이 내경 27 mm의 쿼츠 튜브 내에 316SS 양극 바스켓, 직경 2 mm의 순도 99.95% 텅스텐 음극 (알파에이사), 1wt% Ag/AgCl 기준전극, K-type 열전대를 사용해 구성하였다. 양극 바스켓에는 10 X 5 X 2 mm 정도 크기의 비방사화 지르칼로이-4 시편 6개를 채웠다. LiCl-KCl 용융염 및 $ZrCl_4$는 99.99% 순도의 씨그마알드리치 제품을 사용하였다.

$ZrCl_4$ 농도에 따른 음극 전착물의 화학적 형태 파악을 위해 총 다섯 가지 $ZrCl_4$ 농도 (0.1, 0.5, 1.0, 2.0, 4.0wt.%)의 용융염에서 전해정련이 진행되었다. 또한 지르칼로이-4 주요 합금원소들(Sn, Cr, Fe)이 지르코늄보다 환원경향성이 크므로 양극전위를 일정하게 유지함으로써 이들 원소가 양극에서 용해되는 것을 방지하고자 하였다. 양극전위는 Sn, Cr, Fe 중 가장 Zr과 환원경향성이 비슷한 Cr이 99.99% 순도의 LiCl-KCl 내에 있는 농도 (약 10 ppm)의 평형전위인 약 -0.9 V (vs. Ag/AgCl) 수준으로 유지하였다. 음극 전착물에 대한 화학적 형태는 X-선 회절법(XRD)를 통해 분석하였으며, 물질 조성은 ICP-MS를 통해 분석하였다.

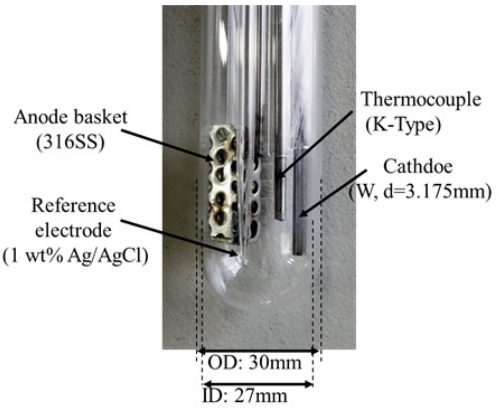


Fig. 1. Lab-scale Zircaloy-4 electrorefining cell.

2.2 결과 및 토의

$ZrCl_4$ 농도에 따른 음극전착물의 조성은 Table 1에 나타난 바와 같다. 양극전위를 조절함으로써 지르코늄 이외의 원소의 전해를 억제하면서 전해정련을 진행함에 따라 모든 $ZrCl_4$ 농도에서 음극에는 지르코늄만 전착되었다. 지르코늄 이외의 원소는 ICP-MS의 검출한계 이하로 나타났다. 농도에 따른 음극전착물의 화학적 형태는 Table 2에 나타난 바와 같다. $ZrCl_4$ 의 농도가 낮은 경우(0.1, 0.5wt%)에는 Zr이 금속형태로 음극에 전착이 되었으며, 농도가 높은 경우 (2.0, 4.0wt%)에는 ZrCl가 전착이 되었다. 중간정도의 농도 (1.0wt%)에서는 Zr 금속과 ZrCl이 함께 전착되었다.

Table 1. Composition of cathode deposits according to $ZrCl_4$ concentration (ICP-MS analysis)

원소	0.1 wt%	0.5 wt%	1.0 wt%	2.0 wt%	4.0 wt%
Zr	over 99.999 wt%				
Sn	N/D				
Cr	N/D				
Fe	N/D				

Table 2. Chemical form of cathode deposits according to $ZrCl_4$ concentration (XRD analysis)

$ZrCl_4$ 농도 [wt%]	음극 전착물 형태
0.1	Zr 금속
0.5	Zr 금속
1.0	Zr 금속 + ZrCl
2.0	ZrCl
4.0	ZrCl

농도에 따라 다른 음극 전착물의 형태는 LiCl-KCl 용융염에서 Zr(IV)의 환원 반응으로 설명될 수 있다. Zr(IV)은 다음과 같은 두 단계에 걸쳐 Zr 금속을 환원되는 것으로 알려져 있다 [3].

$$Zr(IV) + 3e^- + Cl^- \rightarrow ZrCl \quad (1)$$

$$ZrCl + e^- \rightarrow Zr + Cl^- \quad (2)$$

위 두 반응 중, ZrCl을 형성하는 첫 번째 반응은 수식 (3), Butler-Volmer 식에 따라 Zr(IV)의 농도에 비례하여 반응속도가 빨라진다.

$$i = -i_0\left[\frac{C_{O,surface}}{C_{O,bulk}} exp(-\alpha\frac{nF}{RT}\eta) - \frac{C_{R,surface}}{C_{R,bulk}} exp((1-\alpha)\frac{nF}{RT}\eta)\right] \quad (3)$$

반면, 두 번째 반응인 Zr 금속 형성 반응은 용융염 내 이온이 참여하는 반응이 아닌 전착물 사이의 반응이므로 Zr(IV) 농도에 관계없이 주어진 과전압에 따라 반응속도가 결정된다. 따라서 음극 전위가 ZrCl을 Zr금속으로 환원시킬 수 있는 수준에서 일정하게 유지된다고 가정할 때, $ZrCl_4$의 농도가 낮은 경우에는 상대적으로 ZrCl을 형성하는 반응의 속도가 느려 형성되는 ZrCl가 Zr 금속으로 모두 환원될 수 있다. 반면, $ZrCl_4$의 농도가 높은 경우에는 ZrCl을 형성하는 반응의 반응속도가 ZrCl를 Zr 금속으로 환원시키는 반응속도보다 빠르기 때문에 Zr금속이 ZrCl 금속과 함께 음극에 전착될 수 있다.

따라서 지르칼로이-4의 전해정련을 통해 지르코늄 금속을 회수하기 위해서는 낮은 농도의 $ZrCl_4$ 용융염을 사용하는 것이 좋을 것으로 보인다. 그러나 전해정련로의 단위시간당 처리량을 높이기 위해서는 높은 농도의 용융염을 사용하는 것이 일반적으로 바람직하다. 본 지르칼로이-4 전해정련 연구에서는 0.1, 0.5wt.%의 $ZrCl_4$ 농도에서 Zr 금속을 회수하는 것이 가능했으므로 0.5wt.%가 가장 바람직한 농도라고 할 수 있다.

3. 결론

지르칼로이-4 피복관으로부터 지르코늄을 회수하기 위해 다양한 $ZrCl_4$ 농도조건에서 양극전위를 조절하며 전해정련을 수행하였다. 양극전위 조절을 통해 양극에서 지르코늄만을 선택적으로 용해시키는 것이 가능함을 확인하였으며, 이에 따라 음극에서 지르코늄만을 회수할 수 있었다. 또한 낮은 $ZrCl_4$ 농도에서는 Zr 금속이 형성되기 쉽고, 높은 $ZrCl_4$ 농도에서는 ZrCl이 상대적으로 형성되기 쉬움을 확인하였다.

4. 감사의 글

이 논문은 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (NRF-2011-0031839).

5. 참고문헌

[1] E. D. Collins et al., Procedia Chemistry, vol. 7, pp. 72-76, 2012.

[2] T. S. Rudisill et al., Journal of Nuclear Materials, Vol. 385(1), pp. 193-195, 2009.

[3] J. Park et al., Journal of The Electrochemical Society, Vol. 161(3), pp. H97-H104, 2014.

관 내부압력 측정에 의한 액체 수위 측정 원리 및 기술

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

1. 서론

사용후핵연료의 재활용을 위한 파이로공정에서는 주로 고온의 부식성이 강한 용융염 액체를 다룬다 [1]. 여러 단계의 단위공정으로 이루어져 있는 파이로공정 중에서 환원, 정련, 제련 등의 공정에서는 각 반응기 내에 존재하는 액체의 양을 정확히 측정해야 한다. 액체의 양을 결정하기 위해서는 액체의 높이를 측정함으로써 액체의 부피를 결정한다. 액체의 높이를 결정하기 위한 여러 가지 방법이 있다. 액체의 표면을 직접 감지함으로써 반응기 바닥에서 액체의 표면까지의 거리를 결정하는 방법, 도관을 액체 내에 삽입하여 도관 내의 압력을 측정하여 높이를 계산에 의해 결정하는 방법, 전자기파를 액체 표면에 조사하여 반사되어 돌아오는 거리를 측정하는 방법 등이 알려져 있다 [2-3]. 이상의 모든 방법들은 각각 장단점들을 갖고 있다. 도관을 액체 내에 삽입하여 측정하는 경우, 고온의 부식성의 액체에 대해 사용하기 어려운 경우가 많다. 또한, 액체 내의 상태가 균일하지 못하고, 시간이나 액체 조성에 따라 밀도 등의 변화가 발생하는 경우, 측정에 큰 오차가 발생할 수 있다. 전자기파를 사용하는 경우에는 액체 표면의 물리적 혹은 화학적 상태 변화에 따라 측정 오차가 클 수가 있다. 액체의 표면을 직접 감지하는 방법은 탐침자의 극히 일부만 짧은 시간동안 액체에 접촉하기 때문에 비접촉식 방법의 단점과 접촉식 방법의 단점을 상당히 보완할 수 있다. 하지만, 액체 표면에 접근하기 위한 시간 때문에 측정에 소요되는 시간이 다른 방법들에 비하여 상대적으로 길다는 단점이 있다. 따라서, 액체의 수위가 동적으로 변화하는 공정에 대해 실시간 모니터링을 수행하기는 어렵다. 하지만, 적절한 방법을 도입하면 준실시간 모니터링이 가능할 것이다.

액체의 표면을 직접 감지하는 방법에는 전기접촉식 등의 방법이 있다 [2-3]. 본 연구에서는 압력의 변화를 측정하여 액체의 표면을 감지함으로써 반응기 내 액체의 수위를 결정하는 방법을 새롭게 제안하고, 실험조건에 따른 측정정밀도를 조사하였다. 압력변화에 의해 액체의 표면을 감지하기 위하여 얇은 관을 아래로 내리면서 압력의 변화를 측정함으로써 액체의 표면을 감지하고 이때의 상대적 위치를 기록하여 액체의 수위를 결정하는 방법에 대해 기술적 타당성을 검증하였다.

2. 본론

2.1 재료 및 실험 방법

압력법의 기술적 타당성 검증을 위한 선행 연구 차원에서 고온의 용융염 대신 물을 사용하여 실험하였다. 다양한 직경의 관을 사용하여 압력 변화를 측정함으로써 관 직경에 대한 의존성을 조사하였다. Fig. 1에 나타낸 것과 같이 마이크로미터를 장착하여 실제 이동 거리를 측정하였다. 대기 중의 기준 압력이 안정화될 때까지 압력을 측정하고, 이때의 관의 위치를 영점으로 조정한다. 관을 아래로 내려 액체의 표면 쪽으로 이동시키면서 압력의 변화를 관찰한다. 기준 압력 대비 일정 범위 이상의 압력이 변화하는 지점이 액체의 표면이라고 가정하고, 이때의 위치를 기록한다. 이 지점이 영점 지점에서 표면까지의 거리이므로, 이 거리를 영점 지점에서 반응기의 바닥까지의 거리에서 빼주어 액체의 높이를 결정한다.

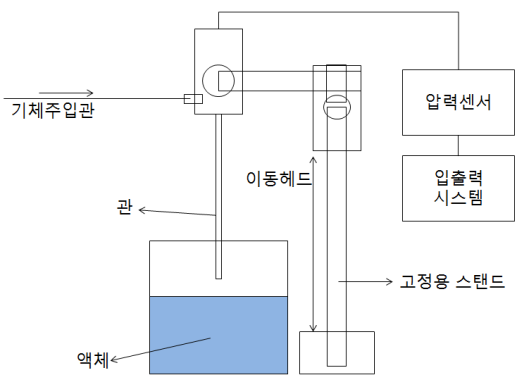


Fig. 1. Design of the liquid level measurement system.

액체가 저장된 용기의 상단에 관을 배치하고, 급기관의 내부에 아르곤 기체를 주입하고, 압력센서가 급기관의 내부 기압을 10kS/s의 간격으로 측정하게 하여 기압 데이터를 수집하였다. 또한, 급기관을 20 ~ 30초

정도 방치하여, 기압 데이터의 수치가 일정하게 유지되는 수치 유지 시점에 급기관이 용기의 아래쪽으로 이동하게 하였다. 기압 데이터의 수치 유지 시점에서 기압 데이터의 수치가 변동 한계치까지 변동하는 수치 변동 한계 시점까지 급기관이 용기의 상단에서 아래쪽으로 이동한 거리를 측정하였다. 이 때, 압력의 변동 한계치는 18.75 Pa로 설정하였다.

2.2 실험 결과

Table 1에는 A, B, C, D, 네 개의 직경이 서로 다른 급기관을 사용하였을 때의 결과를 나타내었다. A는 0.26 mm의 모세관이고, B는 0.83 mm, C는 1.5 mm, D는 4.57 mm의 내경을 갖는 관을 사용하였다. 급기관이 하측으로 이동하는 속도를 0.25 mm/s로 하였을 때, 측정 결과, 급기관의 내경이 작을수록 액체의 액면 높이의 측정 정확도가 높은 것으로 나타났다. 그러나 급기관의 내경이 0.26 mm에서 4.57 mm까지 크게 증가하여도 측정 정밀도에 큰 차이는 없었다.

Table 1. Result of the distance measurements using the tube pressure method.

No	Tube A (mm)	Tube B (mm)	Tube C (mm)	Tube D (mm)
1	99.95	100.67	100.74	100.2
2	100.01	100.68	100.86	100.22
3	99.97	100.68	100.9	100.21
4	99.97	100.71	100.84	100.19
5	99.97	100.71	100.86	100.19
6	99.99	100.72	100.9	100.24
7	99.99	100.72	100.93	100.27
8	99.99	100.72	100.92	100.26
9	99.98	100.75	100.92	100.29
10	100	100.74	100.93	100.29
평균 ± 표준편차	99.98± 0.018	100.71± 0.026	100.88± 0.059	100.24± 0.039

3. 결론

파이로공정에서 액체의 수위 측정은 매우 중요하다. 액체의 수위를 알면, 액체의 부피를 알 수 있고, 액체의 밀도를 측정함으로써 액체 부피로부터 반응기 내 액체의 무게를 결정할 수 있게 된다. 본 연구에서는 압력 변화 감지에 의한 액체의 수위를 측정하는 방법에 대한 기술적 타당성을 조사하였다. 이를 위하여 고온의 부식성이 높은 액체에 대해 적용하기에 앞서 실온의 물에 대한 실험을 수행한 결과, 매우 정밀한 측정 결과를 얻었다. 향후, 추가 연구를 통하여 고온의 용융염에 대하여 알곤기체 분위기의 글러브박스에서 실험할 것이다.

4. 감사의 글

이 논문은 미래창조과학부와 한국연구재단의 원자력연구개발사업으로 지원한 (No. 2014000288)의 결과물입니다.

5. 참고문헌

[1] H. Lee, G.-I. Park. K.-H. Kang, J.-M. Hur, J.-G. Kim, D.-H. Ahn, Y.-Z. Cho, E. H. Kim, Nuclear Engineering and Technology, Vol. 43, No. 4, pp.317-328, 2011.

[2] J. G. Webster, The Measurement, Instrumentation and Sensors, CRC Press LLC, Boca Raton, 1999.

[3] P. Ripka, A. Tipek, Modern Sensors Handbook, ISTE Ltd., London, UK, 2007.

Fabrication of ZrO_2-based Nanocomposites for TRU-burning Inert Matrix Fuel

Qusai Mistarihi[1], Malik A. Umer[1], Joon Hui Kim[1], Bin Lee[1], Malik Shukeir[2], Ho Jin Ryu[1*]
[1]Korea Advanced Institute of Science and Technology, 291 Daehakro, Yuseong-gu, Daejeon
[2]Institut Polytechnique de Grenoble, Grenoble, France
[*]hojinryu@kaist.ac.kr

1. Introduction

Transuranic elements (TRU) including plutonium is produced as a result of the use of uranium-bearing fuel. The increasing stockpile of TRU in the spent fuel can be managed by incineration them in fission reactors. One way to burning TRU has been proposed as the inert matrix fuel concept, where a U-free matrix is used to eliminate the additional TRU generation [1].

Among many candiate matrix materials, zirconia has been considered a good inert matrix because of its outstanding radiation resistance, chemical stability and a low neutron absorption cross section [2]. However, its low thermal conductivity has a negative impact on its general performance, causing high centerline temperatures, large temperature gradient and thermal stress, high fission gas release, ect [3]. Therefore, it is beneficial to enhance the thermal conductivity of ZrO_2 for the performance improvement of future inert matrix fuels. By improving the thermal conductivity of ZrO_2, the temperature gradient, centerline temperature, and the thermal stresses in the IMF can be reduced.

In this study, ZrO_2 based composite pellets were fabricated by using various reinforcements such as Mo wire, carbon foam, carbon fiber and boron nitride nanosheets. The ZrO_2 based composite pellets were fabricated by Spark Plasma Sintering (SPS).

2. Experimental

Molybdenum wire (Good Fellow, UK), reticulated vitreous carbon foam (Good Fellow, UK) with an open porosity of 96.5%, carbon fibers (T700, provided by Toray) and boron nitride nanosheets were used as reinforcements in the ZrO_2 matrix. After mixing ZrO_2 powder and the reinforcements, the mixed powder were added to graphite mold (13 mm in diameter) sprayed with BN to prevent the powder from reacting with mold. The samples were sintered using SPS at a heating rate of 100°C/min at temperature of 1500-1700°C for 10 min. The microstructures of the samples were observed by using Scanning Electron Microscope (SEM) and the crystal structures of sintered pellets were identified by X-ray diffraction. The effects of the reinforcements on the thermal conductivity of ZrO_2 based composite pellets were measured by laser flash method. Finally, an mechanical properties of the sintered pellets were characterized by the flexural fracture test.

3. Results

Fig. 1 presents the microstructure of the Mo-wired ZrO_2 composite pellet after sintering. The spark plasma sintered Mo-wired ZrO_2 composite pellet is composed of grains with diameters of 20–30 ㎛ as shown in the Fig. 1.

Fig. 2 shows the sintered densities of carbon foam added ZrO_2 with the varying sintering temperature. Almost full densification could be achieved when sintered at 1700°C with SPS.

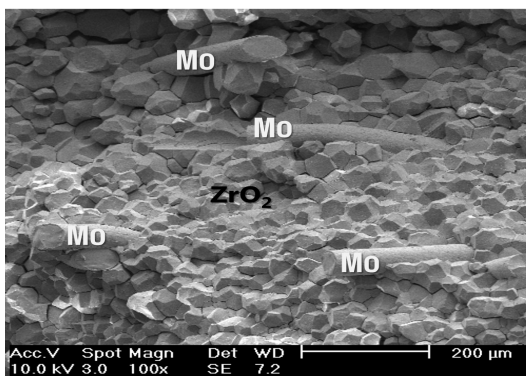


Fig. 1. An SEM image of a Mo wire reinforced ZrO_2.

The flexural strengths of sintered pellets changed slightly with the addition of reinforcements. Composite reinforced with carbon foam showed increased values when compared pure ZrO_2.

The thermal conductivities of the pure ZrO_2 and Mo-wire added ZrO_2 composite pellets at 1100°C were 2.8 W/m-K and 3.5 W/m-K respectively. The thermal conductivity of carbon foam reinforced ZrO_2 composites pellets are shown in Fig. 3. The thermal conductivity was enhanced by the addition of carbon reinforcements. The carbon foam reinforced composites showed the thermal conductivity of 3.4 W/m-K at 1100°C. The carbon fiber reinforced composites, due to the formation of ZrC, showed relatively lower values of thermal conductivity than carbon foam reinforced. The boron nitride nanosheet-reinforced composites showed lower thermal conductivities due to the lower sintered densities, which were considered affected by the addition of boron nitride nanosheets.

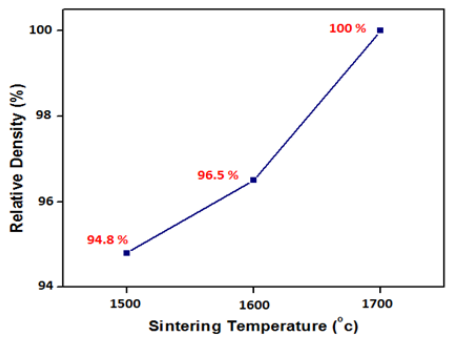


Fig. 2. Sintered densities of carbon foam-added ZrO_2.

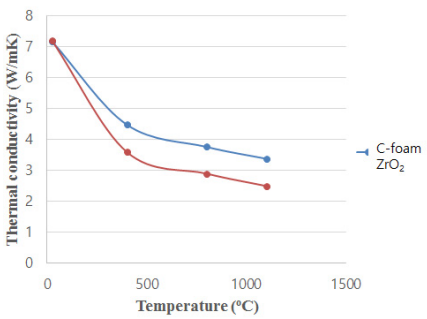


Fig. 3. Thermal conductivities of carbon foam-added ZrO_2.

4. Results

Molybdenum wire, carbon foam, carbon fiber and boron nitride nanosheet reinforced ZrO_2-based composite pellets were fabricated using spark plasma sintering at 1500-1700°C. The results indicated a general improvement in the thermal conductivities of ZrO_2 based composites and a little increase in the mechanical properties. The 3D network structure of the molybdenum wire and carbon foam had a positive effect on the improvement of the thermal properties of the reinforced ZrO_2 composites because it provides effective heat transfer and homogenous distribution of thermal-conducting reinforcements.

5. References

[1] Degueldre et al. Journal of Nuclear Materials, Vol.274, No. 1, pp.1-6, 1999.

[2] Medvedev et al. Journal of Nuclear Materials, Vol.349, No.1-2, pp.167-177, 2006.

[3] Degueldre et al. Journal of Nuclear Materials, Vol.319, pp.6-14, 2003.

Quantitative Analysis of a Mixture of Lanthanides by Deconvolution of Absorption/fluorescence Spectra Using MATLAB Code

Young Taek Jee and Jong-Il Yun*
KAIST, 291 Daehak-ro, Yuseong-gu, Daejeon, Korea
*jiyun@kaist.ac.kr

1. Introduction

Currently, a pyro-reprocessing process using molten alkaline chlorides is under vigorous development.[1] For the accountability of material stream and the performance assessment of pyrochemical separation process, the allocation of online monitoring with a rapid and precise analysis is very crucial. A computer code, which enables to deconvolute a spectrum of mixed lanthanides and to compile the quantitative analysis of absorption spectra and the qualitative analysis of fluorescence spectra in LiCl-KCl molten salt at 773 K, has been developed with MATLAB. Throughout this code, the absorption and fluorescence spectra are automatically refined by background subtraction and complied with an output array of concentrations of input lanthanide elements.

2. Experimental

2.1 Sample preparation

The sample was prepared in a glove box under high-purity argon gas atmosphere (99.9999% Ar, H_2O and O_2 < 1 ppm) in order to avoid unintended chemical reactions. Three major lanthanides, such as Nd, Pr, and Sm, which may give a neutron toxic influence on pyroprocessing, were chosen and mixed in a quartz cuvette cell containing LiCl-KCl molten salt at 773 K.[2] The ratio of three lanthanides was defined close to 1:1:1 and the total concentration was controlled to be less than 1 wt.% to prevent the saturated signal in absorbance.

2.2 Measurement of absorption spectrum

Absorption spectra were obtained with a spectrometer (Carl Zeiss) which covers a wide UV/visible wavelength range with deuterium and tungsten lamp. Across the central axis of furnace with small optical quartz windows containing chloride samples, an excitation UV/Vis lamp and a combined collimator were placed; the collimator collects the light beam which penetrates through the sample. Both lamp and collimator have been optically optimized, and the transmitted light was delivered to the spectrophotometer via an optical fiber.

2.3 Measurement of fluorescence spectrum

Fluorescence spectra could be measured by exciting the sample with incident laser beam. The excitation source was a 435 nm wavelength generated from a Nd-YAG tunable laser (OPOTEK). Spectra were recorded with an intensified charge coupled device (ICCD, Andor Technology) connected with a Czerny-Turner spectrometer (Andor Technology).

3. Results

3.1 Computation process

Firstly, a numerical data of spectrum is required. After the input, the range and intervals of input data are modified. Then, by identifying reasonable local minima, the code is utilized to connect those minima and subtracts them as a background. After that, graphical features, like peaks and shapes, of the input spectra are analyzed, and elements of interest in the sample are identified. Finally, based on the spectral database of lanthanides obtained from experiments performed with a single lanthanide sample,[3] the combination of the reference curves is calculated and adjusted as precise as possible.

3.2 Deconvolution of absorption spectrum

Absorption spectrum is measured in terms of the absorbance. Since the absorbance is linearly proportional to the actual elemental concentration, with the reference data of extinction coefficients of lantha-

nides,[3] the numerical result of this code is able to provides an actual concentration.

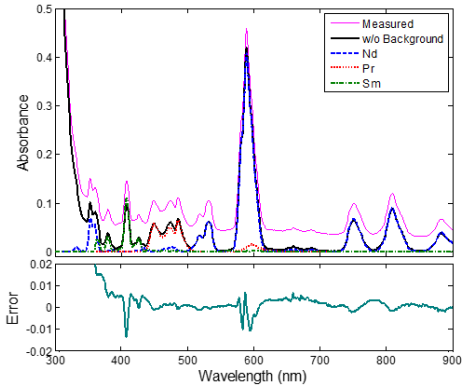


Fig. 1. Deconvoluted absorption spectrum.

Table 1. Experimental concentration inputs of each lanthanides in comparison with output concentration results calculated by the home-made MATLAB code

	Input weight percent in wt.% (Concentration in mol/L)	Weight percent in wt.% by code (Concentration in mol/L)	Error [%]
Nd(III)	0.343 ± 0.015 (0.036 ± 0.002)	0.325 ± 0.008 (0.037 ± 0.001)	5.5
Pr(III)	0.356 ± 0.010 (0.038 ± 0.001)	0.374 ± 0.011 (0.043 ± 0.001)	4.8
Sm(III)	0.398 ± 0.004 (0.042 ± 0.001)	0.399 ± 0.044 (0.044 ± 0.004)	0.3

The error of deconvoluted spectra compared to the measured spectrum remains within the range of 0.01 absorbance unit, except for the first part which has extraordinarily large extinction coefficient. Relative error of calculated lanthanide concentrations derived from the spectral deconvolution do not exceed 6%.

3.2 Deconvolution of fluorescence spectrum

Compared to the data obtained from absorption measurement, those from fluorescence experiment show high susceptibility to experimental conditions. (i.e. gate delay, gate width, and etc.) Therefore, it is hardly possible to reproduce the exactly same shape of spectra due to the differences in peak ratio. This is the reason for the large error of deconvoluted spectra compared to that of absorption case. The code, however, still well deconvolutes and identifies lanthanides in the sample as shown in Table 2.

Table 2. Code output of fluorescence spectrum

	1	2	3	4	5
1	Ce	Dy	Er	Eu	Ho
2	X	X	X	X	X
1	Nd	Pr	Sm	Tb	Tm
2	O	O	O	X	X

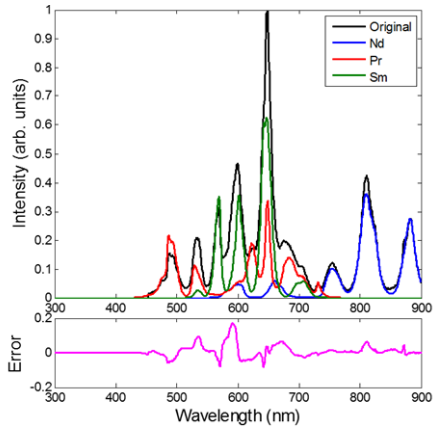


Fig. 2. Deconvoluted fluorescence spectrum.

4. Conclusion

In this work, we have demonstrated a computational code with MATLAB which successfully provides a precise and reliable deconvolution of both absorption and fluorescence spectra for an arbitrary mixed lanthanide samples in high temperature LiCl-KCl eutectic salt. Using the linear relationship between the concentration and the absorbance, the home-made code is capable of calculating the actual input concentrations with the relative errors less than 6%. Moreover, even if the fluorescence spectral shape can be distorted because of its susceptibility to experimental conditions, the code effectively delivered the elemental composition of lanthanides simply by fitting the overall spectral shape of the reference spectrum.

5. References

[1] T. Fujii, T. Uda, K. Fukasawa, A. Uehara, N. Sato, T. Nagai, K. Kinoshita, T. Koyama, H. Yamana, Quantitative analysis of trivalent uranium and lanthanides in a molten chloride by absorption spectrophotometry, Journal of radioanalytical and nuclear chemistry, Vol. 296, pp. 255-259, 2014.

[2] B.Y. Kim and J.I. Yun, Temperature effect on fluorescence and UV-vis absorption spectroscopic properties of Dy(III) in molten LiCl-KCl eutectic salt, Journal of luminescence, Vol. 132, pp. 3066-3071, 2012.

[3] B.Y. Kim, Quantitative and structural analysis of lanthanide elements in molten salt LiCl-KCl eutectic by laser spectroscopy, Ph.D. Thesis, KAIST, 2014.

1분과

후행핵연료주기기술 및 정책(Poster)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

100 g 규모 폐 피복관 염소화 처리장치 개발

전민구*, 최용택, 이창화, 강권호, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*minku@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 사용후핵연료 폐 피복관의 감용/감량 연구를 수행해왔다. 폐 피복관 폐기물은 높은 방사능 농도를 가지고 있기 때문에, 파이로프로세싱 수행 후 발생하는 폐 피복관을 직접 처분할 경우 막대한 비용 소요가 예상된다. 따라서, 폐 피복관의 97wt.% 이상을 차지하고 있는 Zr을 선택적으로 회수하기 위한 연구를 수행해왔으며, 후보 기술 중 하나로 염소화 반응을 통한 Zr의 선택적 회수 연구를 수행하고 있다.

염소화 공정은 금속 Zr과 염소 기체간의 반응을 통해 반응 생성물로 사염화지르코늄을 생성하는 공정으로, 사염화지르코늄은 331°C에서 기화되기 때문에 잔류 사용후핵연료 물질로부터 고순도의 Zr을 회수하기에 유리하다는 장점이 있다. 그동안 한국원자력연구원에서는 10 g/batch 실험 및 TGA 실험 등을 통해 염소화 공정의 가능성을 타진하였으며, 최근에는 scale-up을 위한 첫 시도로 100 g/batch 폐 피복관 처리장치를 제작하였다. 또한, 본 장치에는 회수된 $ZrCl_4$의 순도를 향상시키기 위한 정제 장치가 포함되어 있어 빠른 속도로 고순도의 $ZrCl_4$를 얻을 수 있도록 하였다.

2. 실험방법

본 장치는 부식성이 강한 염소기체를 사용하기 때문에 소재의 선정이 중요하였다. 반응 예상 온도인 350 ~ 450°C 영역에서 염소기체에 대한 부식저항성이 있는 소재를 선택하기위한 기초 실험을 수행하였다 (Fig. 1). 그림에서 볼 수 있듯이 Inconel이 우수한 부식 저항성을 나타내었으며, 이를 토대로 100 g/batch 장치에서 가장 높은 온도에 놓이게 되는 폐 피복관 basket은 inconel을 이용하여 제작하였다.

Basket을 제외한 반응기 부분은 stainless steel을 이용하여 제작하였으며, 제작한 반응기의 개요도를 Fig. 2에 나타내었다 [1]. 그림에서 볼 수 있듯이, 피복관 시료는 반응기(S2)의 하부에 장입할 수 있도록 하였으며, 반응을 통해 생성된 $ZrCl_4$는 기화되어 제1냉각용기로 이동하게 되는데 (S5), 여기서 온도조절을 통해 $ZrCl_4$만 선택적으로 회수되고 Sn, Nb 등의 피복관 합금 원소의 염화물은 계속 이동하여 제2냉각용기(S9)로 이동 및 회수되게 된다.



Fig. 1. Pictures of basket candidate materials after exposed under 20 mL/min Ar + 10 mL/min Cl_2 condition for 2 h at 380°C. Left: Stainless steel 316, Middle: Inconel X-750, Right: Hastelloy C276.

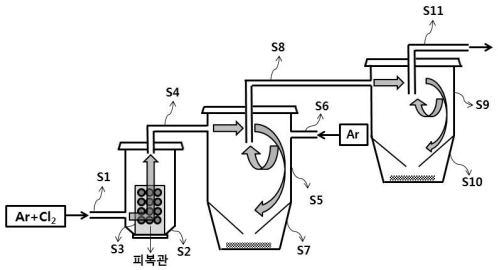


Fig. 2. Schematic diagram of 100 g/batch cladding hull waste chlorination system [1].

3. 결과 및 논의

아래 Fig. 3에는 95 g의 Zircaloy-4 피복관을 이용한 실험결과를 나타내었다. 본 실험은 Zircaloy-4 피복관을 5 cm 길이로 절단하여 장입하여 수행하였으며, 반응 온도는 370°C, 아르곤 기체의 유속은 500 mL/min, 염소 기체의 유속은 200 mL/min 이었다. 또한, 제1냉각용기에서 회수 효율을 높이기 위해 아르곤 기체를 200 mL/min의 속도로 주입하였다. 반응은 총 6 시간에 걸쳐 수행하였다.

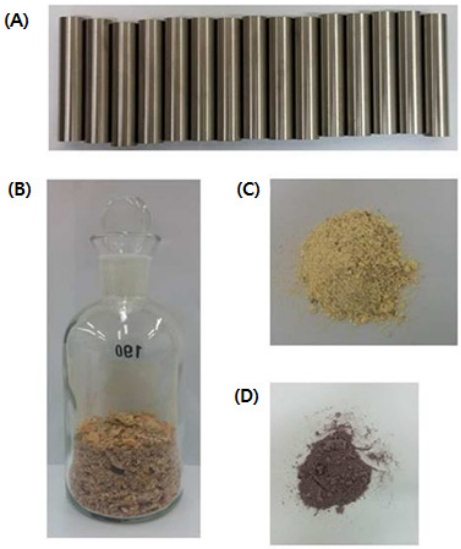


Fig. 3. Pictures of reactant (A), recovered $ZrCl_4$ (B), purification by-product (C), and reaction residue (D).

실험결과, 반응 후 잔류물의 양은 5.0 g으로, 장입된 피복관 대비 5.3wt% 임을 확인하였고, 정제 공정에서 제거된 합금원소 염화물의 양은 2.0 g으로, 전체 무게의 2.1wt%임을 확인하였다. 또한, 회수된 $ZrCl_4$의 순도는 99.98wt%로, 염소화 공정을 통해 반응 및 정제 공정이 효율적으로 이루어졌음을 확인할 수 있었다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발사업을 통해 수행되었습니다 (NRF No. 2012M2A8A5025802).

5. 참고문헌

[1] 전민구, 최용택, 이창화, 강권호, 박근일, 대한민국특허, 출원번호 10-2014-0077477, 2014.

PRIDE 염이송장치 설계 개선 및 특성

이성호*, 박근일, 박성빈
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번지 111
*shlee6@kaeri.re.kr

1. 서 론

전해정련 반응후 전해정련반응기내 LiCl-KCl 공용융염은 전해제련 반응기로 이송되어져야한다 고온에서의 염이송방법은 염이송 펌프에의한 방법, 중력(gravity)에 의한 방법, 감압식에의한 방법등이 있다. 이러한 염이송 방법중 염이송펌프에의한 방법이 다른 방법에 비해, Impeller 회전속도를 조절함으로 염이송 유량 및 펌프 head 조절이 용이하고, 또한 재현성이 우수하여 가장 좋은 염이송방법으로 분석되어 졌다[1,2]. 그러나 고온에서의 고온펌프 재질의 부식성등 국내외 고온 염이송펌프의 제작이 불가하여 전해정련-제련 연계 염이송방법으로 감압식 염이송 방법을 선정하였다.

PRIDE 염이송장치는 고온의 LiCl-KCl 공용융염계에서 전해정련반응기에서 U을 전해정련하는 전기화학적 반응을 종료한 후 전해정련반응기내 300kg, LiCl-KCl 공용융염을 감압 염이송한 후 전해제련조로 이송하기 위한 장치로 Fig. 1에서와 같이 염잉곳 제조장치, 염잉곳 분리장치 및 염잉곳 장입 후 및 전해제련조로 이송하는 염잉곳 장입 및 이송 장치로 구성되어있다. 본 연구에서는 ER 장치와의 연계성 및 장치의 원격 운전/운지 보수 특성을 고려하여 기제작된 PRIDE 염이송장치의 설계를 일부 수정하여 개선된 염이송장치를 제작 하였고, 제작된 염이송장치의 Blank 시험 및 성능시험을 수행하여 그 성능을 확인하였다.

2. 본 론

2.1 염이송 장치 특성 및 설계 개선

본 PRIDE 염이송장치의 설계 기준은 전해 제련 반응기의 용량이 60 kg 임을 고려하여 1cycle 당 염이송 처리용량을 60 kg로 설계하였고 10kg 용량의 염잉곳 몰드 6개를 이용하여 turn-table 방식으로 이동하여 연속적으로 감압 염이송된 염을 받아 일정 중량의 염 잉곳을 제조하도록 설계 및 제작하였다. 개선된 장치는 Fig. 1에서와 같이 Ar cell 내에 반입 및 설치하였다. PRIDE 염이송장치는 염잉곳 제조장치, 염잉곳 분리 장치, 염잉곳 이송 장치 및 제어판으로 구성되어있다.

그러나, 연계 장치인 ER 장치의 운전의 효율성을 위하여 Ar cell 내 퍼네스와 전극 취급장치 리프트 프레임의 layout가 변경됨으로서 염이송을 위해 ER 반응기 상단에 염이송관 체결 방법이 Fig. 2 에서와 같이 변경됨으로 염이송장치의 설계 변경이 불가피하게 되었다.



Fig. 1. PRIDE salt transport system.

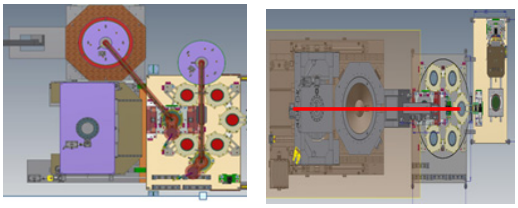


Fig. 2. Layout change of PRIDE salt transport system in Ar cell.

2.2 염이송 장치 Mock 시험

개선된 PRIDE 염이송 장치는 PRIDE Ar 셀내 반입전 원격 목업시설에서 장치의 원격성 시험을 수행하였다. 원격 목업시설에서 Ar cell 내와 동일한 장치 layout에 장치를 세팅하여 Fig. 3에서와 같이 목업시설내 원격 장치인 MSM 및 BDSM 등을 이용하여 염이송장치내 잉곳제조 프레임 및 장치내 설치된 Motor등 구성품들에 대한 원격 분리 및 재 결합 시험을 수행함으로 개선된 염이송 장치를 PRIDE 시설 Ar cell내 반입 및 설치전 개선 제작된 염이송장치의 원격 운전 및 유지보수 시험

을 수행하여, 원격 운전 및 운지보수가 가능함을 확인하였다.



Fig. 3. Remote test for PRIDE salt transporter installed in Mock facility.

2.3 염이송 장치 반입 및 염이송관 체결

개선된 PRIDE 시설내 Ar cell 내 장치 반입은 Large transfer rock을 이용하여 반입되었고, Fig. 4 에서와 같이 Ar cell내 설치된 Crane을 이용하여 셀내 염이송 장치 설치 위치로 이동되었다. 염이송 장치 반입 후, Fig. 5에서와 같이 Ar cell 내 원격 취급장치인 MSM과 Crane을 이용하여 ER 반응기상단에 염이송관의 원격 체결 시험을 수행하여 원격 체결됨을 확인하였다.

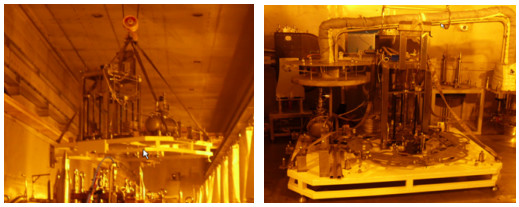


Fig. 4. Carrying in and installation of apparatus in Ar cell.



Fig. 5. Salt transport tube connection on the upper flange in ER reactor.

3. 결 론

본 연구에서는 고온의 LiCl-KCl 용융염계에서 전해정련반응기에서 U을 전해정련하는 전기화학적 반응을 종료한 후, 후속 공정인 전해 제련 반응기로 용융염을 이송하기 위해 기제작된 PRIDE 감압식 염이송 실험 장치에 대해 설계를 수정 및 보완하여 개선된 염이송장치를 제작하였다. 또한, 제작된 염이송장치를 원격 목업시설에서 개선 제작된 염이송장치의 원격 운전 및 유지보수 시험을 수행하여, 원격 운전 및 운지보수가 가능함을 확인한 후, PRIDE 시설내 설치된 Large transfer rock을 이용하여 Ar cell 내로 개선된 염이송장치를 반입 및 설치하였다. 또한 Ar cell 내 원격 취급장치인 MSM과 Crane을 이용하여 ER 반응기상단에 염이송관의 원격 체결 시험을 수행하여 원격 체결됨을 확인하였다. 앞으로, PRIDE 염이송 장치를 이용한 공학규모 염이송 실험을 수행함으로 전해정련-제련간 감압식 고온 염이송 기술을 개발하여, 연계 염이송 운전 체계를 구축할 예정이다.

4. 참고문헌

[1] T. Hijikata and T.Koyama., J. of Engineering for Gas Turbine and Power, Vo131 JULY 2009.

[2] B. Hanson et al.,"Pyrochemistry:A Program for Industrialization" Proceeding of GLOBAL, 2003, New Orleans, Nov.

다공성 도가니를 이용한 우라늄전착물 함유염 분리

권상운*, 박시우, 장준혁, 김정국, 박성빈
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*swkwon@kaeri.re.kr

1. 서론

전해정련 공정에서는 고체음극을 이용하여 순수한 우라늄을 분리하며, 회수된 우라늄 전착물은 덴드라이트 형상의 작은 크기이며, 많은 양의 공융염이 함유되어 있다. 회수된 우라늄은 우라늄 잉곳으로 제조하여 핵연료의 성분 조정 등의 목적으로 재사용시까지 보관한다. 따라서 잉곳제조 전에 우라늄 전착물에 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]. 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 우라늄전착물에 잔류하는 공융염을 진공증류에 의해 분리하는 염증류공정의 효율 향상을 위해 다단 다공성 도가니 시스템을 개발하고, 타당성을 조사하였다.

2. 본론

염 증류의 과정은 보통 증발, 증발 증기의 이동(물질전달) 및 응축의 3 단계로 이루어진다. 도가니 내에서 증발한 염 증기는 표면으로 빠져 나오기 위해 전착물의 영향으로 저항이 커서 물질전달의 단계가 가장 중요하다. 본 연구에서는 증류장치의 효율을 높이기 위해 다단 다공성 도가니를 사용하는 개념을 개발하였고, 이 기술에 대한 타당성을 조사하였다. Fig. 1에는 본 연구에서 사용한 개발한 다단 다공성 도가니의 개념을 나타내었다.

다단 다공성 도가니의 다단 다공성 도가니를 채택하면 다음과 같은 이점이 있다.

- 다단으로 증발 면적 확대
- 기공을 통한 증기 배출로 증발속도 증가
- 기공을 통한 액체 염의 배출 가능

도가니는 2 단 혹은 3단으로 설치하고 (Φ:150, H:(2 layer 55, 3 layer 93)), 그물망은 100 mesh stainless steel 재질로 제작하였다. 도가니와 도가니 사이에는 상부 도가니에서 흘러내리는 염 액체가 하부 도가니로 흘러가는 것을 차단하기 위해 Fig. 2에서처럼 액체염 흐름판을 경사지게 설치하였다.

비다공성 도가니와 다공성 도가니 시스템을 채택하여 염분리 실험을 수행하였다. 증류탑은 분당 5℃의 속도로 승온하고 4 개의 제어 영역에서 각각 다르게 설정하였다. Fig. 2에서처럼 증발영역은 증류탑 내부 온도가 820℃이상 유지되고, 방열판 아래쪽의 응축 영역은 400℃ 이상 유지될 수 있도록 히터의 설정온도를 변화 시켰다.

비다공성 도가니시스템을 채택한 염분리실험에서는 시료의 감량이 약 650℃에 해당하는 onset temperature에 도달해야 시작되었다. 따라서 고온에서만 염분리가 이루어져 동일한 양의 염을 분리하는데 더 많은 시간이 소요됨을 알 수 있다.

다공성 도가니시스템을 채택한 염분리 실험에서는 시료의 감량이 약 450℃에서 시작되어 절반 정도의 염이 분리되고 일정 양을 유지하다가 염증발의 onset temperature에 도달해서 다시 염분리가 이루어졌다. 다공성 도가니시스템에서는 증류온도에 이르기 전 액체염의 분리가 이루어져 고온에서만 염분리가 이루어진 경우보다 약 두 배의 처리량을 가질 수 있었다.

도가니에서 증발된 염은 방열판 옆의 틈을 지나 응축영역 바닥에 있는 염회수 용기에 모여 고화된다. Fig. 4는 염회수용기의 모습이며, 대부분의 염이 여기에 잘 모여 있다. 다공성도가니에서 흘러 나온 염은 경사지게 설치된 액체염 흐름판을 따라 흐르다 염회수 도가니로 직접 떨어지며 이를 Fig. 4의 기둥처럼 위로 성장한 모습에서 확인 할 수 있다.

이로부터 증류전 액체염으로 잘 분리되는 것을 확인할 수 있다. 무게 측정 결과 염 회수율은 98%를 상회하였다.

3. 결론

전해정련공정에서 발생한 우라늄전착물에 잔류하는 공융염을 진공증류에 의해 분리하는 염증류공정의 효율 향상을 위하여 다단다공성 도가니 시스템을 개발하고, 이의 성능을 조사하였다. 다공성 도가니 시스템을 도입하면 기존의 비다공성 도가니 시스템에 비해 약 2배의 처리가 가능함을 확인하였다.

4. 감사의 글

이 연구는 미래창조과학부 원자력연구개발사업의 지원으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] S. W. Kwon, K. M. Park, H. S. Lee, and J. G. Kim, J Radioanal Nucl Chem, 288, 789 (2011).
[2] B. R. Westphal, Distillation Modelling for a Uranium Refining Process, Report ANL/TD/CP-87031, INL, ID, USA (1996).
[3] S. W. Kwon, K. M. Park, H. S. Lee, and J. G. Kim, 방사성폐기물학회 2011 추계학술 발표회 논문요약집 pp.187-188 (2011).

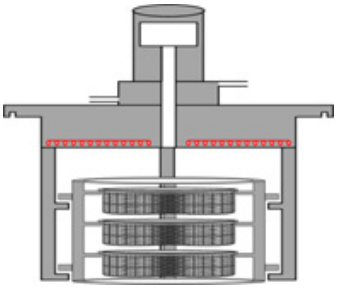


Fig. 1. Concept of porous crucible system.

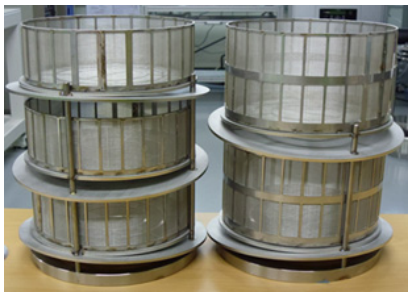


Fig. 2. Porous crucible systems for the salt separation experiments.

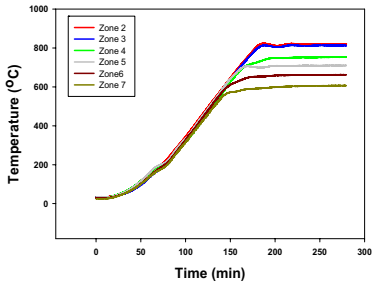


Fig. 3. Temperature profiles during heating of salt distiller.



Fig. 4. Photograph of recovered salt in salt recovering vessel.

UCl_3 제조 장치를 이용한 염화물 제조 실험

우문식*, 진형주, 박근일, 박성빈
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*mswoo@kaeri.re.kr

1. 서 론

삼염화우라늄(UCl_3)은 LiCl-KCl 용융염계에서 전기화학적으로 우라늄 전해정련 실시한다. 이때 두 전극 간 전위안정화 및 순수한 우라늄 금속을 전착시키기 위하여 전해정련조 전해질에 약 9wt%정도의 UCl_3가 필요하다. 지금 까지 UCl_3 제조방법 중 폐기물을 최소화하는 UCl_3 제조방법은 다음 반응식과 같다.

- Cd 염소화반응 : $Cd + Cl_2 \rightarrow CdCl_2$
- U 염소화반응 : $3CdCl_2 + 2U \rightarrow 3Cd + 2UCl_3$

상기 반응식에서 1차적으로 카드뮴(Cd) 금속을 염소가스(Cl_2)와 반응시켜 제조된 이염화 카드뮴($CdCl_2$)를 다시 LiCl-KCl salt에 위치하는 우라늄금속과 반응시켜 UCl_3을 제조한다.[1] 상기 반응은 반응기에서 동시에 일어나며, 우라늄 금속과 반응 후 우라늄 염소화 반응 후 발생되는 카드뮴 금속은 비중차에 의해 반응기 하단으로 이동하여 다시 염소화반응을 거치게 된다. 반응후 UCl_3 salt에 잔존하는 미반응 Cd 금속 및 Cd금속 화합물은 전해정련 장치에 공급시 고온에서 전기적 문제점을 발생시킬 수 있다. 그리고 UCl_3 salt에 잔존Cd 물질을 제거한 다음 salt의 정량화 및 이송의 용이성을 향상시키기 위하여 pellet을 제조하는 장치에 salt를 이송하고 pellet를 제조하여야한다. 본 실험은 새롭게 장치를 제작하여 UCl_3를 제조하기 이전에 salt의 공급 및 용해 그리고 pellet제조 시험을 통한 장치의 예비 성능 시험을 수행하였다.

2. 본 론

2.1 실험 장치 및 실험

삼염화 우라늄 제조장치의 구성은 UCl_3 제조 반응기, 잔존 Cd금속 증류 반응기, Pellet 제조 반응장치로 구성되어 있다. 반응기에 LiCl-KCl 공융염을 공급하고 아르곤 분위기에서 반응기의 내부 온도를 5℃/min의 승온 속도로 600℃까지 가열하였다. 3개의 반응기 사이에 salt 이송을 위하여 전기 제어식의 salt 이송관(직경 3/8")을 설치하여 500℃로 가열된 상태에서 용융된 salt를 감압법으로 잔존 Cd 증류 반응기로 이송하였다. 그리고 CD 증류 장치에서 다시 pellet 제조장치로 용융 salt를 이송하였다. pellet 제조 장치는 200℃로 예열 된 상태에서 mould에 salt를 주입하였고, 주입된 salt는 상온으로 냉각 시킨 다음 pellet 형태의 salt를 mould에서 제거하는 실험을 수행하였다.

2.2 실험 결과

실험 결과 salt의 이송은 이송관의 막힘이 없이 이송이 원활하였고, 이송관 내부에 설치된 온도 측정용 열전대를 통하여 염이송의 전후를 확인 할 수 있었다. 이때 온도의 변화는 salt의 이송 전후 100℃온도 차를 보여 주었다. 이때 salt의 이송을 위한 감압법은 압력 및 salt 이송유량을 조절하는데 어려움이 있으며, 가압법의 경우 유량 조절이 용이하였다. pellet 제조의 경우 mould 및 mould의 내부 온도를 200℃로 유지시 mould에서 용융 salt의 응고시간이 길어져 mould사이에서 leak가 발생하였다. 따라서 내부 온도를 90~100℃이하로 운전할 필요가 있었다. 아래의 Fig. 1은 pellet으로 제조된 salt의 사진으로 mould에서 분리가 매우 양호하게 분리됨을 확인하였다.

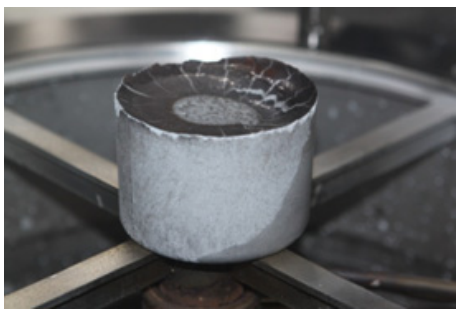


Fig. 1. Salt pellet fabricated by pelletizer.

3. 결 론

UCl3 제조를 위하여 제작된 장치의 주요 반응기의 성능 시험을 위하여 UCl_3 제조 반응기와 잔존 Cd 금속 증류기 및 pellet 제조기 사이에 salt의 이송시험 및 pellet 제조 시험을 수행하였다. 실험 결과 LiCl-KCl-UCl_3 salt을 600℃에서 용융시켜 500℃로 예열된 염이송관을 통하여 감압법으로 이송한 결과 이송관의 막힘이 없이 이송되었으나 이송유량을 원활하게 제어하기 위하여 가압법이 양호할 것으로 판단된다. 그리고 pellet 제조를 위하여 mould의 내부 온도는 90℃~100정도로 예열 되는 것이 타당 할 것으로 판단되었다.

4. 참고문헌

[1] Miller et al , "Method for Making a Uranium Chloride Salt Product", Patent No.: US 6,800, 262B1, Date of Patent: Oct.5,2004.

핵연료주기 평가기준에 대한 전문가와 일반인 인식 차이 분석

윤새롬[1,2*], 김성기[2], 고원일[2]
[1]과학기술연합대학원대학교, 대전광역시 유성구 가정로 217
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[*]saerom88@kaeri.re.kr

1. 서론

일본 후쿠시마 원전사고의 영향으로 원자력발전 국들은 원자력 선호와 비선호 노선으로 나뉘는 현상이 나타나고 있다. 원자력 기술개발 선호국들은 환경적 가치를 중시하는 가운데, 지속가능한 원자력 에너지 확충을 위하여 국민 수용성 확보와 사용후핵연료 관리 정책수립을 위해 노력하고 있다. 사용후핵연료 처리 및 처분 문제는 원자력의 지속성을 결정하는 중요 인자이다 [1]. 우리나라는 사용후핵연료 관리 문제를 다루는 후행핵연료주기 정책이 결정되지 않은 실정이므로 사용후핵연료를 획기적으로 줄일 수 있는 파이로-고속로 핵주기 같은 선진 핵연료주기를 개발하기 위해 먼저 여러 가지 평가기준 측면에서 타당성을 평가해야 한다. 즉, 우리나라의 정치·경제·사회적 환경에 최적합한 핵주기를 선정하고 후행핵주기 정책을 마련해야 한다. 이를 위해서는 객관적인 평가기준과 평가지표로 정치.경제.사회 등의 여러 측면에서 핵주기를 평가해야 한다. 본 논문에서는 원자력분야 전문가 및 일반인을 포함한 다양한 계층으로부터 이러한 핵주기 평가기준에 대한 의견을 수렴한 설문조사 결과를 이용하여 원자력 전문가와 일반인의 핵주기 평가기준에 대한 인식차이를 SPSS 21.0 통계패키지를 사용하여 분석하였다.

2. 본론

2.1 핵주기 평가기준 도출 방법

일반적으로 국내외 사례 및 정책을 참고하고, 다양한 계층의 의견을 수집하여 평가기준이 결정된다. 평가기준 도출 방법은 크게 세 가지가 있다. 첫째, 문헌조사를 통하여 이미 개발된 평가지표를 사용하는 방법 둘째, 전문가의 의견을 조사하여 평가기준 목록을 작성 후 Top-down 방식으로 평가지표를 설정하는 방법 셋째, 하향식과 상향식 방법이 혼합된 혼합방식이다. 즉, 선행연구에서 도출된 평가지표 목록에 전문가와 일반인 의견을 조사하여 수집된 평가지표를 Bottom-up 방법으로 추가한 후, 이 자료로 요인분석 하는 방식이다 [2]. 본 연구에서는 혼합방식에서 필요한 설문조사결과를 이용하였다. 후행핵주기 정책을 결정하는데 있어서 국민 수용성이 중요한 요인이므로 원자력 전문가와 일반인을 포함하는 다양한 계층으로부터 인터뷰 방식의 설문조사로 의견을 수렴하여 평가기준에 대한 인식을 분석하였다.

2.2 주요 핵주기 평가기준

2012년 한국원자력연구원은 국내 원자력 전문가와 일반인들을 대상으로 핵주기 평가기준의 중요도에 대한 설문조사를 인터뷰 형식으로 진행하였다. 설문조사는 6가지의 선정된 핵연료주기 평가기준(①경제성, ②환경영향, ③안전성(기술성), ④사회성(사회적 수용성 및 핵확산저항성 등), ⑤위험관리(연구개발 비용 등), ⑥제도(다자간(MNA: Multilateral Nuclear Approach) 협력 등))들에 중요하다고 생각하는 순서대로 1부터 6까지 순위를 매기는 형식으로 진행되었다. 무작위(random sampling)로 추출된 설문응답자 표본 총94명 중 전문가 그룹은 국내 대학의 원자력 관련학과 교수 21명, 원자력 관련기관에 근무하는 원자력 전문가 9명, 그리고 일반인 그룹은 국내 대학의 일반학과 교수 24명, 발전소 지역주민 40명으로 구성하였다. 발전소 지역주민을 일반인 표본으로 선정한 이유는 다른 지역 주민에 비해 핵주기에 대한 관심이 높아 적극적인 응답이 기대되어 통계결과의 신뢰성을 제고시킬 수 있기 때문이다.

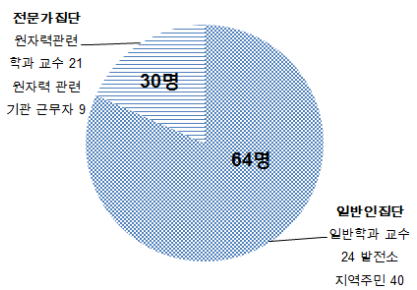


Fig. 1. Survey sample distribution.

2.3 독립t검정을 이용한 핵주기 평가기준 인식차이 분석

전문가와 일반인 집단 간의 차이가 통계적으로 유의 한지 알아보고자 SPSS 21.0을 사용하여 평가기준에 대해 집단 간 독립 2표본 t검정을 실시하여, 5% 유의수준에서 (1)과 같은 통계적 가설을 검정 하였다.

H_1 : 원자력전문가와 일반인은 핵주기 평가기준에 대한 인식차이가 있다. ..... (1)

독립표본 t검정이란 각기 다른 두 모집단의 속성인 평균을 비교하기 위하여 두 모집단을 대표하는 표본들을 독립적으로 추출하여 표본 평균들의 비교를 통하여 모집단 간의 유사성을 검정하는 방법이다 [3]. 서로 대응 관계가 없는 독립된 전문가 집단과 일반인 집단의 평가기준에 대한 인식 평가결과를 독립 2표본 t검정으로 유의수준 .05에서 비교 분석한 결과는 Table 1에 제시되었다.

Table 1. Results on two independent samples *t*-test

	집단	*M*	*SD*	*t*	P
경제성	전문가	2.27	1.31	-1.770	.080
	일반인	2.83	1.49		
환경영향	전문가	3.80	1.35	-1.853	.071
	일반인	4.31	1.01		
안전성	전문가	5.03	1.45	-1.280	.207
	일반인	5.41	0.97		
사회성	전문가	4.23	1.41	5.186	.000
	일반인	2.72	1.28		
위험관리	전문가	2.80	1.32	-4.681	.000
	일반인	4.11	1.24		
제도	전문가	2.87	1.78	3.559	.001
	일반인	1.63	1.03		

*M: 평균 *SD: 표준편차
*t: t 값 *P: P-value

경제성, 환경영향, 안전성, 사회성, 위험관리, 제도에서의 두 집단의 모분산의 동질성을 나타내는 F값이 각각 0.123, 6.972, 4.448, 0.777, 0.032, 22.646으로 나타났고, 안전성의 평균값이 가장 높은 것으로 나타나 가장 중요한 평가기준으로 분석되었다. 또한 Table 1에서와 같이 경제성, 환경영향 및 안전성은 p 값이 0.05보다 크므로 가설이 기각되어 전문가와 일반인의 인식차이가 없는 반면 사회성, 위험관리 및 제도에 대한 인식차이는 통계적으로 유의한 것으로 분석되었다. 결과적으로 사회성(t=5.186, p<0.05), 위험관리(t=-4.681, p<0.05), 제도(t=3.559, p<0.05)의 경우에 집단 간 통계적으로 유의한 차이가 있는 것으로 나타났다. Fig. 2는 전문가와 일반인 집단 사이의 평가기준에 대한 중요도 인식 평균값을 비교한 표이다. Fig. 2에서와 같이 상대적으로 전문가는 국민수용성을 포함하는 사회성과 제도를, 일반인은 위험관리를 중요한 평가기준으로 인식하는 경향을 보였다.

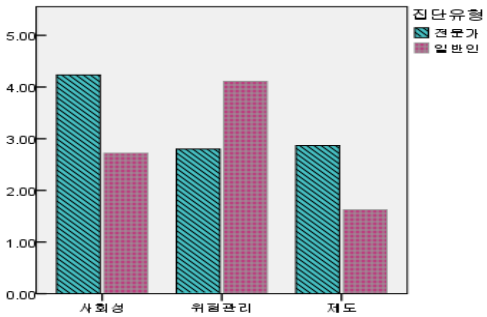


Fig. 2. Mean comparison of nuclear fuel cycle evaluation criteria.

3. 결론

핵연료주기 평가기준 수립은 우리나라에 적합한 최적 핵연료주기 선정과 후행핵주기 정책 결정 및 국민 수용성 확보를 위한 중요한 단계이다. 전문가뿐만 아니라 일반인들의 의견을 수집하여 핵주기 평가기준의 중요도를 평가하여 집단 간 의견차이가 있는지 여부를 통계적으로 검정한 결과, 6가지 평가기준 중에서 안전성이 가장 중요한 평가기준으로 나타났으며, 경제성, 환경영향, 안전성은 두 집단(원자력전문가와 일반인) 간의 의견차이가 없고, 사회성, 위험관리, 제도 면에서 통계적으로 집단 간 유의한 차이가 있는 것으로 나타났다. 향후 후행핵주기 정책이 이러한 차이를 반영하여 수립된다면 우리나라 원자력 정책수립의 투명성 증진과 국민과의 신뢰관계를 제고할 수 있을 것으로 기대된다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발사업비의 지원으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

[1] OECD/NEA, 2006, "Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management", pp 23-33

[2] S. K. Kim et al., 2013, The Derivation Method of Nuclear Fuel Evaluation Criteria Using a Factor Analysis, KAERI, pp. 1-11.

[3] S. T. Jae, 2013, Understanding of Modern Basic Statistics, Hakjisa, pp. 322-400.

Dynamic Model for Nuclear Power Deployment of Fuel Cycle Scenarios in China

Ruxing Gao[1,2*], Sungyeol Choi[2], Won Il Ko[2]
[1]Korea University of Science and Technology, Daejeon, Korea
[2]Korea Atomic Energy Research Institute, 989-111 Daedeok-daero, Yuseongkgu, Daejeon, Korea
[*]grxing@kaeri.re.kr

1. Introduction

Since China has not decided its long-term roadmap of spent fuel management, the results or consequences of failure and delay in back-end nuclear fuel cycle program are significant for an informed national decision on future spent fuel management [1]. This study assumed the nuclear power growth in China by 2050 firstly. And then symbiotic fuel cycles associated with current reactor types such as PWR, PHWR and advanced generation reactor types such as PWR-MOX, FR are modeled and analyzed. This model can simulate the future deployment of installed nuclear power capacity by different reactors based on combination of multiple potential fuel cycle options in a nuclear fuel cycle system.

2. Model Description

2.1 Nuclear Energy Demand

Based on national energy plan, we assumed the reference nuclear power until 2050 as shown in Fig. 1 which including four different development phases.

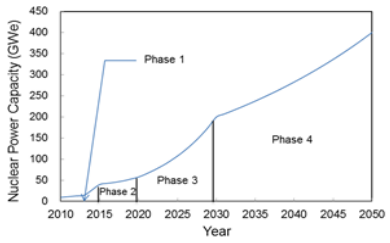


Fig. 1. Assumption of Nuclear Power by 2050.

The nuclear installed capacity at certain year could be expressed as which follows the growth of exponential function:

$$P(t) = P(t_o)(1+r)^{(t-t_o)} \quad (1)$$

Where t is time, the basic time step of one year as unit. $P(t_o)$ is the nuclear power in the reference year.

2.2 Reactor Deployment and Mass Flow

We defined the annual fuel amount to be charged into reactors which are divided into three parts: initial fuel for newly start-up reactors, refueling amount for reactors in operation, discharged fuel from newly shut-down reactors. So the annual fresh fuel mass to be charged in reactors is expressed as:

$$AC(t) = \sum_{i}^{I}\sum_{j}^{J} AO_{ij}(t-1) + AN_{ij}(t) - AS_{ij}(t) \quad (2)$$

Where I: total number of reactor types, J: total number of fuel types considered in relative nuclear systems. $AC_{ij}(t)$: annual amount of j-th type fuel to be loaded into the i-th type reactor at the time t, $AO_{ij}(t)$: annual refueling fuel amount of j-th type and the i-th type reactor in operation, $AN_{ij}(t)$: relative annual initial fuel amount to be loaded into the i-th type reactor which are newly start-up, $AS_{ij}(t)$: relative annual spent fuel amount discharged from the i-th newly shut-down reactor.

$$AO_{ij}(t) = N_{O_{ij}}(t) \cdot \frac{P_{ij} \cdot 365 \cdot CF_{ij}}{\epsilon_{ij} \cdot BU_{ij}} \quad (3)$$

$$AO_{ij}(t) = \frac{P_{ij} \cdot 100}{\epsilon_{ij} \cdot SH_{ij}} \cdot N_{N_{ij}} \cdot \lambda_{ij} \quad (4)$$

$$AS_{ij}(t) = \frac{P_{ij} \cdot 100}{\epsilon_{ij} \cdot SH_{ij}} \cdot N_{S_{ij}} \cdot \lambda_{ij} \quad (5)$$

where $N_{O_{ij}}(t)$ is the total number of i-th type reactor using j-th type fuel in operation at t-th year, $N_N(t)$ is total number of relative newly start-up reactors and $N_S(t)$ is total number of relative newly shut-down reactors. In addition, P, CF, ϵ,

SH, *BU*, λ are the power capacity (MWe), capital factor (%), thermal efficiency (%), specific power (MWt/ton), discharge burn-up (MWd/tHM), batch number, respectively.

The annual amount of discharged spent fuel from reactors is calculated as below:

$$AD(t) = \sum_{i}^{I}\sum_{j}^{J}(NO_{ij}(t) - NS_{ij}(t) - \frac{P_{ij} \cdot 365 \cdot CF_{ij}}{\epsilon_{ij} \cdot BU_{ij}} + AS_{ij}(t) \quad (6)$$

$$M(Pu) = \sum_{i}^{I}\sum_{j}^{J} AD_{ij}(t) \cdot F(Pu)_{ij}(t) \cdot (1 - l_{rp} - l_{fb}) \quad (7)$$

where $M(Pu)$ is annual amount of reprocessed plutonium refabricated to i-th type MOX fuel which will be recycle in i-th type of reactor at t-th year. $F(Pu)_{ij}$ is the mass fraction of plutonium in j-th type of spent fuel discharged from i-th type reactors (wt%).

3. Results and Discussion

In this study, we developed four scenarios of nuclear fuel cycle technology development transition until 2050 combined with above nuclear power assumption. In Scenario 1, there are only two types of reactors involved with this once-though fuel cycle system. In Scenario 2 and 3, both scenarios are supposed to introduce the 1st 800/yr PUREX reprocessing plant successfully in 2020 and then start recycling separated plutonium from PWR-UO_2 spent fuel as MOX fuel in thermal reactors until 2040. However, the 1st commercial scale fast reactor will start operation from 2040 in Scenario 3 which assumed to be delayed by ten years different from national plan. Meanwhile, if there is a shortage of plutonium reprocessed by advanced PUREX reprocessing from PWR-MOX spent fuel for FRs, the plutonium reprocessed from PWR-UO_2 could also be consumed. Whereas, the reprocessed plutonium in Scenario 2 will only go through single-recycle as PWR-MOX because of the failure of 1st FR deployment. Scenario 4 assumed the result of 1st FR project accomplishment as scheduled. Fig. 2 showed the installed nuclear power capacity variation and the composition of reactor deployment in 2050, respectively.

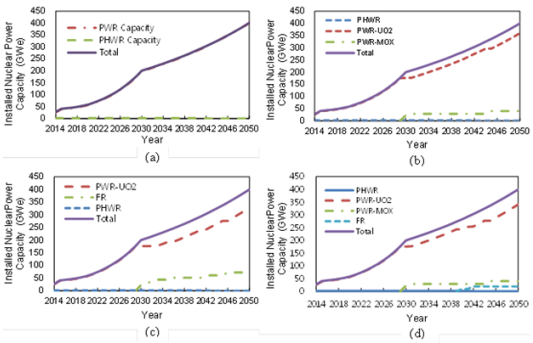


Fig. 2. Installed Nuclear Power Capacity by Nuclear Reactors Types until 2050: (a) Scenario 1, (b) Scenario 2, (c) Scenario 3 and (d) Scenario 4.

4. Conclusion

PWRs will still be the main reactor type by 2050 even if we consider the failure or delay of back-end cycle programs. Based on this reactor deployment prediction, the more detailed analysis on spent fuel accumulation, plutonium inventory, natural uranium demand and waste generation, cost analysis could be carried out in the future study.

5. References

[1] National Development Reform Commission, "Medium and Long-term Nuclear Power Development Plan". November 2, 2007.

[2] Choi, S., Ko, W.I., 2014. Dynamic assessments on high level wasted and low and intermediate-level waste generation from open and closed nuclear fuel cycles in Republic of Korea. J. Nucl. Sci. Technol., http://dx.doi.org/10.1080/00223131.2014.905804.

[3] Zhou, Y., China's spent nuclear fuel management: Current practices and future strategies. Energy Policy, 39 (2011): 4360-4369.

[4] National Development Reform Commission, "12th Five Year Plan of Nuclear Safety and Radioactive Pollution Prevention, and Long-term Vision in 2020", available from: http://www.zhb.gov.cn/zjyj/201206/w020120615619308273042.pdf (in Chinese).

파이로 시설의 운영유지비 산정 모델 개발

이선희*, 이효직, 김성기, 고원일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*lsh401@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 프로세싱은 사용후핵연료를 전처리한 후, 전해환원, 전해정련 그리고 전해제련의 화학공정을 거쳐 고속로 핵연료로 재활용할 수 있도록 우라늄과 TRU를 분리 하는 기술이다. 파이로 프로세싱의 물질흐름을 보다 쉽게 분석하기 위해 ExtendSim 소프트웨어를 사용해 모델링하였다. 특히 파이로 시설에서 가장 큰 비중을 차지하고 있는 운영유지비의 정확한 산정을 위해서는 인건비, 재료비, 장비비, 일반관리비의 세부 도출이 필요하다. 본 논문에서는 현재까지 개발된 파이로 프로세싱 물질흐름 전산화 모델을 설명하고, 전해환원의 예를 들어 동적물질수지를 산정해 보았으며, 이는 향후 재료비 계산에 사용된다.

2. 본론

2.1 ExtendSim을 이용한 파이로시설 모델링

파이로 프로세싱은 전처리, 환원, 정제, 제련의 공정을 갖고 있으며 각 공정의 흐름은 Fig. 1과 같다.

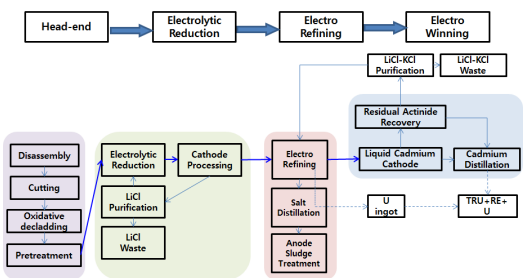


Fig. 1. Flow of Pyroprocessing.

Fig. 1을 이용하여 ExtendSim소프트웨어를 이용해 [1,2] 파이로 프로세싱의 세부공정들까지 그룹화하여 모델링하였다. 이 모델로 사용후핵연료의 물질흐름을 실시간으로 관찰할 수 있고, Table 1 [3]에서 나타낸 파이로 프로세싱 재료비에 포함되는 주요 공정에 필요한 화합물과 폐기물 처리에 필요한 화합물이 얼마나 사용되었는지 분석할 수 있으며, 이 값에 단가를 입력하면 공정별 비용을 계산하는 것이 가능하다. 또한 제련공정에서 LiCl-KCl 염에 녹는 FP (fission product) 양과 우라늄의 누적량도 관찰할 수 있다. 최종적으로 얻을 생성물과 폐기물의 양도 계산할 수 있다. 사용후핵연료의 배치용량은 각 단위공정의 capacity 기준의 비율로 입력하였다. 그렇다면 어떻게 물질흐름 결과를 도출할 수 있는지 간단하게 전해환원 공정으로 알아보자. 전해환원 공정에는 LiCl 400 kg 염에 전처리된 SF를 투입한다. 1년에 전해환원으로 약 363 batch가 이루어지며 다음 공정인 Cathode Processing으로 넘어가는 SF 100 kg 에는 LiCl 약 20 kg이 묻어나가게 된다. 그러므로 전해환원 공정에서 회수된 염을 사용하거나 새로운 LiCl salt를 추가해 모자라는 20 kg을 보충해 주어야 한다. Fig. 2는 새로운 LiCl 의 연간 투입횟수 26회와 누적량 520 kg을 보여주고 있으며 추후 누적량에 단가를 곱해 총 비용을 계산할 수 있다.

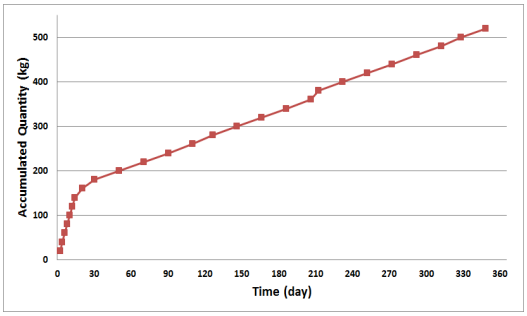


Fig. 2. Fresh LiCl accumulated addition.

전해환원 공정을 마친 SF에 묻어있는 LiCl 염은 salt purification 공정을 통해 90%의 LiCl 염은 다시 재생되어 전해환원에 투입되고 나머지 10%는 waste form fabrication 과정을 거치게 된다. 이때 SAP와 glass frit가 추가적으로 필요하다. 연간 21회의 SAP 및 Glass frit가 투입되었고 누적량은 각각 약 676 kg, 약 270 kg 이다. LiCl waste form fabrication을 거친 후 waste는 Fig. 3에서 보는 것과 같이 SF 약 72 kg, LiCl 약 328 kg, SAP 약 644 kg 그리고 Glass frit 약 258 kg 이며

연간 총량은 약 1302 kg 이다. 운영유지비 산정에 필요한 재료비에 해당하는 것 LiCl, SAP 그리고 Glass frit은 누적량에 단가를 곱해 주고, 전해환원 공정 외에도 다른 공정에서도 같은 방법으로 적용이 가능하다.

Table 1. Chemical treated in Pyroprocessing

구분	공정화합물
주요공정에 필요한 화합물	LiCl, LiCl-KCl, Li_2O, UCl_3, O2, Cl2, Ar, H2, Li, Cd, CdCl2
폐기물 처리에 필요한 화합물	Zeolite 5A, AgX, calcia, fly-ash, glass frit, cement, AgZ, HZ, NaOH, solidification matrix, precipitant

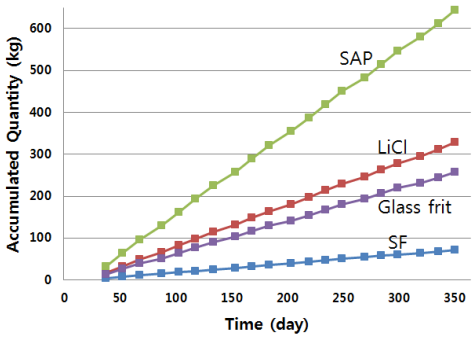


Fig. 3. Accumulated Quantity of LiCl salt wastes.

2.2 운영유지비의 구성

파이로 시설 비용은 약 5%의 할인율을 적용하여 현재가치로 환산할 경우, 자본비 33.5%, 운영유지비 63.7% 그리고 해체비 2.8%로 구성된다. 또한 운영유지비는 재료비 12%, 일반관리비 29%, 노무비 18% 그리고 장비교체비 41%로 구성된다. 이것은 연간 400 tHM의 처리 용량을 가진 KAPF+ (Korea Advanced Pyroprocess Facility Plus)의 연간운영비를 계산한 것이며, 각 세부항목은 Table 2와 같다 [4]. 본 모델에서는 재료물량에 대한 재료비에 대해서 다루었고, 향후 인건비와 장비비를 모델링하여 연간 운영유지비를 산정할 것이다.

Table 2. Estimated Cost of KAPF+

Description		Estimated Cost (1,000 USD)	Remarks
Annual O&M Cost	Staff	35,422	18%
	Utilities	22,805	12%
	Materials	56,704	29%
	Equipment Replacement	78,844	41%
	Total	193,776	100%

3. 결론

파이로시설의 운영유지비 산정을 위한 단위공정의 주요 화합물질의 누적량 계산 및 분석이 가능하며, 생성물과 폐기물의 처리량도 계산할 수 있는 모델을 개발하였다. 향후 좀 더 단위공정의 모델을 정교화해 파이로 시설의 수명기간을 60년으로 가정하고 소요될 인력과 단가의 데이터베이스를 활용해 프로그램 사용자가 쉽고 빠르게 파이로 시설의 운영유지비를 도출할 것이다.

4. 참고문헌

[1] ExtendSim 8 User Guide, Bob Diamond, pp. 92-306, 2007.

[2] Discrete Event Simulation for Using ExtendSim 8, Jeffrey Strickland, pp. 195-221, 2011.

[3] 한국방사성폐기물학회, 2013년 춘계학술발표회 논문요약집, pp. 33-34, 2013.

[4] 한국원자력연구원, 종합파이로시설 예비개념설계 및 비용평가, p. 7, 105, 184-193, 2014.

혼합 알카리 및 알카리토 금속 염화물 감압 증류 조성 변화 모사

박병흥*, 김청
한국교통대학교, 충청북도 충주시 대학로 50
*b.h.park@ut.ac.kr

1. 서론

파이로 공정은 상업적으로 발생되는 산화물 사용후핵연료 재활용과 폐기물 저감 목적으로 개발되고 있다[1-3]. 산화물 사용후핵연료는 파이로 공정 흐름에서 일련의 고온 용융염 매질 전기화학 반응을 통해 금속으로 전환되고 고방열성 핵종과 여타 재활용이 불가능한 핵종들은 분리된다. 전기화학 반응의 초기 공정은 고온 LiCl 전해질을 이용하여 산화물을 금속으로 전환시키는 전해환원 공정이다[4,5]. 전해환원 공정을 거친 사용후핵연료는 초기 도입되는 물리적 형태에 따라 펠렛, 분말, 입자 등의 외형을 유지하는 반면 포함되어 있던 산소의 제거로 인해 다공성 성질을 지니게 된다. 결과적으로 전해환원을 거친 다공성 금속환원체 회수시 매질로 사용된 LiCl이 동반된다. 사용후핵연료에 포함된 알카리 및 알카리토 금속 산화물들은 LiCl과 반응하여 염화물로 전환 용해되어 LiCl에 농축된다. 따라서, 금속환원체에 동반되는 염은 알카리 및 알카리토 금속 염화물들을 용해시킨 LiCl로서 혼합 염화물이 된다. 현재 회수된 금속전환체에서 잔류하고 있는 염화물 제거를 위해 감압 증류 공정이 고려되고 있으며 염화물들의 높은 용융점과 낮은 증기압으로 인해 고온-감압 조건이 공정에 적용된다. 본 연구에서는 고온-감압 증류 조건에서 혼합 염화물 조성을 추산하기 위해 증기압과 물질수지식을 이용하여 농도 변화를 모사하였다.

2. 염화물 증기압

전해환원 공정에서 매질인 LiCl에 용해되는 금속 산화물들은 알카리 및 알카리토 금속 물질들로 본 연구에서는 RbCl, CsCl, $BaCl_2$, $SrCl_2$를 대상으로 하였다. 감압 증류 조건에서 잔류하고 있는 액상의 조성은 제거되는 기상과 밀접한 관련이 있으며 이는 증기압을 기초로 추산되어야 한다. 염화물들의 증기압은 다음과 같은 Antoine 식의 형태로 제시된다.

$$\log\ P^s(mmHg) = A/T + B\log T + C \quad (1)$$

위 식에서 필요한 계수는 Table 1에 정리하였다.

Table 1. Coefficients for Eq (1)

Salt	A	B	C
LiCl	-10,760	-4.02	22.30
CsCl	-9,815	-3.52	20.38
RbCl	-10,300	-3.0	18.77
$BaCl_2$	-18,810	-6.12	31.70
$SrCl_2$	-18,890	-5.60	29.72

3. 회분식 증류 모델

다성분 물질을 증류시켜 기-액 분배차를 이용한 증류 공정에는 연속식과 회분식 공정이 있다. 현재 파이로 공정과 관련된 증류 공정들은 모두 회분식 공정으로 개발되고 있으며 본 연구에서도 회분식 증류 모델을 이용하여 증류 거동을 모사하였다.

증류 모델은 물질수지식과 상평형식으로 구성된다. 물질수지식으로 총괄 수지식(Eq.(2))과 성분별 수지식(Eq.(3))을 세울 수 있다.

$$dL/dt = -\dot{V} \quad (2)$$

$$d(Lx_i)/dt = -\dot{V}y_i \quad (3)$$

상평형식은 기상과 액상의 비이상성을 고려할 수 있는 실험 자료가 존재하지 않기 때문에 두 상 모두 이상상태를 가정하여 다음 식을 사용하였다.

$$y_i P = x_i P_i^s \quad (4)$$

위에서 정리된 물질수지식과 상평형식을 조합하면 기상으로 제거되는 양(또는 시간)에 따른 액상 조성(x_i)를 모사할 수 있게 된다.

4. 잔류 액체 조성 변화 결과

사용후핵연료에 존재하는 알카리 및 알카리토 금속 산화물의 조성은 농축도, 연소도 및 냉각기간에 따라 변화한다. 본 연구에서는 농축도 4.5%, 연소도 55,000 MWd/tU, 냉각기간 10년을 기준으로 얻은 조성으로 사용후핵연료에서 Cs, Rb, Sr, Ba을 질량비로 각각 4.07×10^{-3}, 0.56×10^{-3}, 1.23×10^{-3}, 3.046×10^{-3}을 사용하여 900 ℃에서 잔류물의 조성 변화를 Fig. 1과 같이 계산하였다.

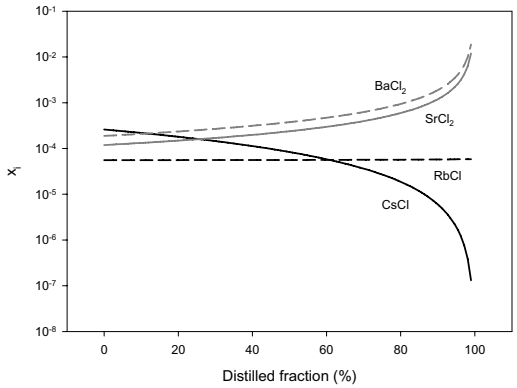


Fig. 1. Composition behavior of liquid residue.

증류는 염의 대부분을 차지하고 있는 LiCl에 의해 주도되며 Fig. 1과 같이 잔류물 중 LiCl에 비해 낮은 증기압을 지닌 알카리토 금속 염화물들은 농축되고 높은 증기압을 지닌 CsCl은 희석된다. RbCl의 경우 LiCl과 유사한 증기압을 보여 조성변화 없이 일정한 것으로 나타났다.

5. 결론

본 연구에서는 전해환원 후속 공정인 감압 증류 공정을 대상으로 다성분 염화물들의 증류 거동을 모사하였다. 물질수지와 평형식을 결합하여 모델을 개발하였으며 온도 압력 등 다양한 공정 조건 변화에 계산될 수 있는 틀을 마련하였다. 본 연구의 결과 LiCl 보다 증기압이 낮은 알카리토 금속 염화물들은 액상에 농축되어 공정 조성에 따라 용해도를 넘는 농도에 다다를 수 있음이 예상되었다. 본 연구의 결과는 파이로 공정의 물질흐름등 기초자료 생산에 활용될 수 있을 것으로 예상된다.

6. 참고문헌

[1] J. J. Laidler, J. E. Battles, W. E. Miller, J. P. Ackerman, and E. L. Carls, "Development of Pyroprocessing Technology", Prog. Nucl. Energ., 31, 131-140, 1997.

[2] T. Inoue and L. Koch, "Development of Pyroprocessing and Its Future Direction", Nucl. Eng. Technol., 40, 183-190, 2008.

[3] OECD/NEA, "Pyrochemical Separation in Nuclear Applications", OECD Report 2004.

[4] J.-M. Hur, C.-S. Seo, S.-S. Hong, D.-S. Kang, and S. W. Park, "Metalization of U_3O_8 via Catalytic Electrochemical Reduction with Li_2O in LiCl Molten Salt", Reaction Kinetics and Catalysis Letters, 80, pp. 217-222 (2003).

[5] S. M. Jeong, S.-B. Park, S.-S. Hong, C.-S. Seo, and S.-W. Park, "Electrolytic Production of Metallic Uranium from U_3O_8 in a 20-kg Batch Scale Reactor", J. of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 268, pp. 349-356 (2006).

사용후핵연료 관리에 필요한 인수기준(안) 도출

성기열[1*], 도일우[1], 이상진[1], 박상훈[2], 전관식[2]
[1]한국원자력환경공단, 경상북도 경주시 북성로 89
[2](주)라드웍스, 대전광역시 유성구 도룡동 399-8
*sskyein@korad.or.kr

1. 서론

국내에서 발생한 중·저준위 방사성폐기물은 원자력안전위원회 고시인 중·저준위 방사성폐기물 인도규정과 산업통상자원부 고시 및 방폐물관리 전담기관인 원자력환경공단 자체 인수기준에서 정한 세부기준에 따라 인수되어 안전하게 경주 방폐장에 처분된다. 한편, 원전에서 발생한 사용후핵연료의 경우는, 현재 진행중인 공론화 결과를 반영하여 수립될 국가 사용후핵연료 관리정책에 따라 관리할 예정이다. 국가 관리정책 수립 이후 본격적으로 추진될 사용후핵연료 관리사업에 대비하여 원자력환경공단에서는 사용후핵연료 인수에 필요한 인수 관련 기준(안)을 도출하였다. 사용후핵연료를 인수하기 위해서는 사용후핵연료 관리시설에 적합한 인수방법, 절차와 인도 받는 사용후핵연료에 대한 상세한 정보 등이 필요하다. 이를 위해 국내외 사용후핵연료 인도.인수 관련 법규와 기준을 조사 분석하여 국내 적용가능한 인수기준(안)을 도출하였다.

2. 본론

2.1 국내 사용후핵연료 관련 법규 분석

방사성폐기물 인도 및 인수와 관련한 원자력안전위원회와 산업통상자원부 법규를 분석하였다. 현재 원자력안전법 제70조에 근거하여 중·저준위 방사성폐기물과 사용후핵연료의 인도규정이 원자력안전위원회 고시로 각각 제정되어 있으나, 방사성폐기물을 인수하는 규정은 방사성폐기물관리법에 근거하여 중·저준위 방사성폐기물 및 방사성동위원소폐기물에 대한 인수규정만 산업통상자원부 고시로 제정되어 있다. 따라서 원자력안전법과 방사성폐기물관리법의 중·저준위 방사성폐기물과의 형평성을 고려하여 사용후핵연료 인수를 위한 산업통상자원부 고시와 관리사업자인 공단 자체 인수기준(안)으로 구분하여 세부기준을 도출하였다.

2.2 인수에 필요한 상세 항목 도출

사용후핵연료 관리시설을 운영하기 위해서는 인도받는 사용후핵연료에 대한 상세정보가 필요하므로 국외 사용후핵연료 인도.인수 관련 기준 분석과 실제 운영되고 있는 관리시설의 자료 조사를 통해 인수에 필요한 항목을 도출하였다. 국외 사례 분석결과 사용후핵연료 인도.인수 기준을 별도로 법규화한 국가는 없었으나, 사용후핵연료 관리시설의 안전성 확보를 위해서 저장 또는 처분시설에서 자체 인수기준을 수립하여 운영하고 있는 것을 확인할 수 있었다. 인수에 필요한 사용후핵연료 관련 상세 항목 도출을 위해 미국[1,2,3], 일본[4] 및 IAEA[5] 등의 사용후핵연료 인도.인수 관련 정의, 요건 및 관리현황에 대해 분석하였고, 이를 통해 국내 인수기준(안)에 포함되어야 하는 항목들을 도출하였다.

2.3 결함핵연료 관리방안 제시

결함핵연료에 대해 사용후핵연료 인도규정(원자력안전위원회고시)에서 정의를 하고 있으나 구체적인 내용은 없는 실정이어서 국내외 사례분석을 통해 결함핵연료에 대한 관리방안을 제시하였다[1,6]. 첫째, 결함핵연료를 안전하게 저장관리하기 위해서는 국내 법적 정의가 보다 더 세분화되어야 한다. 둘째, 인수되는 사용후핵연료의 결함유무 뿐만이 아니라 결함정도를 식별할 수 있는 다양한 습식 또는 건식 측정방법들(육안검사, 와류검사, 초음파검사, 치수측정 등)을 비교분석하여 적정한 방법을 선정하여야 한다. 또한, 측정결과의 분석으로 식별된 결함유형과 정도에 따라 장기적이고 안전하게 저장관리 할 수 있는 구체적인 방안이 정립되어야 한다.

2.4 사용후핵연료 인수기준(안) 도출

국내.외 사용후핵연료 관련 법규 분석, 인수에 필요한 항목 도출 등을 통해 사용후핵연료 인수를 위해 산업통상자원부 고시인 "사용후핵연료 인수방법 등에 관한 규정(안)"과 원자력환경공단 자체기준인 "사용후핵연료 인수기준(안)"으로 구분하여 인수기준을 도출하였다.

2.4.1 사용후핵연료 인수방법 등에 관한 규정(안)

산업통상자원부 고시에는 사용후핵연료 발생자인 인도자와 인수자간 주요 행정적인 절차 및 양식을 주요 고려사항으로 하여 도출하였다. 인도자가 사용후핵연료를 관리사업자에게 인도시 포장물의 번호체계를 아래 Table 1에 정리하였다.

Table 1. Package Numbering System

포장물 번호	K11 - 2000 - X - 001 [발전소명][포장년도][핵연료 종류][운반용기 번호]

○ 발전소 호기 예시

K11 : 고리 1발전소 1호기, K12 : 고리 1발전소 2호기

W11 : 월성 1발전소 1호기

HB11 : 한빛 1발전소 1호기

HW11 : 한울 1발전소 1호기

○ 핵연료 종류

L : 경수로, H : 중수로

사용후핵연료 인수의뢰서는 발생기관, 인도기관 및 인수기관을 명확히 구분하였고, Fig. 1과 같다.

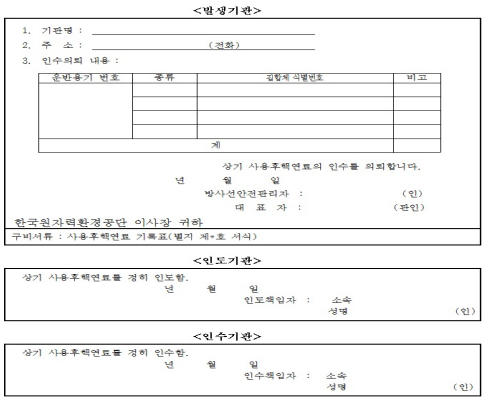


Fig. 1. Spent Nuclear Fuel Argument Referral.

2.4.2 사용후핵연료 인수기준(안)

산업통상자원부 고시에 따라 관리사업자인 원자력환경공단에서 관리시설 운영시 사용후핵연료 인수에 필요한 일반요건, 기하학적 및 기계적 건전성, 열적 영향, 연소 및 조사이력 등 세부 사항을 명시한 인수기준(안)을 도출하였고 목차는 아래 Table 2와 같다.

Table 2. Spent Nuclear Fuel Acceptance Criteria Contents

구분	내 용
1	일반요건
2	기하학적 및 기계적 건전성
3	열적 영향
4	연소 및 조사이력
5	사용후핵연료 냉각
6	핵임계 안전
7	방사성핵종 재고량
8	표면선량률
9	표면오염도
10	결함핵연료
11	발생지 예비검사
12	관리시설 인수검사
13	예비검사 및 인수검사 적용방법
14	부적합 사용후핵연료 포장물에 대한 조치

3. 결론

공론화 결과를 반영한 사용후핵연료 국가 관리정책 수립 이후 수행될, 본격적인 사용후핵연료 관리사업에 대비하여 관리사업자에 필요한 인수기준을 원자력안전법과 방사성폐기물관리법의 중·저준위 방사성폐기물과의 형평성을 고려하여 산업통상자원부 고시와 관리사업자 자체 기준 두 가지로 구분하여 도출하였다. 본 연구에서는 최종처분보다는 중간저장에 관점을 맞춰 각각의 인수기준(안)을 도출하였으나, 향후, 중간 저장시설의 설계 및 건설의 확정, 최종처분 등을 고려하여 본 연구에서 도출된 인수기준(안)은 개정 되어야 하며, 결함핵연료 측정방법 등에 대한 기술개발 추이 등을 감안하여 제반 항목들에 대한 수정이 이루어져야 할 것으로 판단한다. 도출된 현재의 사용후핵연료 인수기준(안)은 초안의 성격이므로, 향후, 사용후핵연료 인수기준(안)이 최종적으로 확정되면 국내 유관기관 및 관련 전문가들의 심도 있는 검토를 거쳐 법제화 될 것으로 기대한다.

4. 참고문헌

[1] U.S DOE, Standard Contract for Disposal of Spent Nuclear Fuel and/or High Level Radioactive Waste, 10CFR Part 961

[2] U.S NRC, SRP for Spent Fuel Dry Storage Facilities, NUREG-1567, 2001

[3] U.S.NRC, SRP for spent fuel dry storage systems at a general license facility, NUREG-1536, Revision 1, 2010

[4] NISA, 금속재 캐스크를 이용한 사용후핵연료 저장시설(중간저장시설)에 관한 기술요건에 관하여, NISA-314c-06-2, 2007

[5] IAEA, Data Requirements and Maintenance of Records for Spent Fuel Management, 2007

[6] IAEA, Management of damaged spent nuclear fuel, NF-T-3.6, 2009

사용후핵연료 건식저장 감시시스템 국내외 현황 고찰

박경우*, 이상진, 선승호, 김진경, 도일우
한국원자력환경공단, 경상북도 경주시 북성로 89
*synasm75@korad.or.kr

1. 서론

사용후핵연료 중간저장이 필요한 대부분의 국가들은 습식저장보다는 건식저장을 선호하고 있는 추세이다. 국내의 경우 월성을 제외한 각 발전소 임시저장시설은 습식저장시설로서 원자로의 관계시설로 되어 있으며, 조밀랙설치, 호기간 이송 등을 통해 저장용량 확충시 임시저장시설의 포화는 2024년으로 전망된다. 우리나라에는 경수로형 사용후핵연료 건식저장시설은 없다고 할 수 있으며 오직 월성 원자력발전소에서 발생하는 중수로형 사용후핵연료 저장을 위한 콘크리트사일로 300개와 이 사일로가 다 채워짐에 따라 추가로 MACSTOR/KN-400(용량 24,000다발; 설계수명 50년) 모듈이 2010년 2월에 완공되어 운영 중에 있다.

사용후핵연료 건식저장시설을 설계수명기간동안 운영하기 위해서는 시설 및 저장용기의 건전성이 확보되어야하며 이의 입증을 위해 열화 거동 예측, 관리 및 운영 중 건전성 감시시스템이 필요하다.

미국은 10CFR PART 72에서 건식저장용기들의 건전성평가를 위해 격납시스템의 감시를 요구하고 있다.

본 연구는 사용후핵연료 건식저장 감시시스템에 대한 다양한 해외사례, 특히 미국과 일본 사례를 중심으로 검토하고 국내 시사점에 대해서 고찰하고자 한다.

2. 본론

2.1 미국

미국은 유카산 프로젝트가 지연됨에 따라 사용후핵연료 건식저장시설 연장저장 필요성이 대두되었고 이와 관련된 연구를 활발히 수행하고 있다. 사용후핵연료 연장저장의 안전성을 기술적으로 뒷받침하기 위해 기술격차분석(GAP Analysis)을 수행하였으며 여기에서 건전성 감시시스템 개발필요성이 높은 우선순위 대상연구로 선정되었다.[1] 미국의 경우 초기에는 주로 건식저장용기의 열모델 및 차폐모델을 개발하여 이를 테스트하는 실험을 주로 수행하였으나 1980년대 중반부터는 건식저장용기의 성능입증을 위해 INEEL(Idaho National Engineering and Environmental Laboratory)에서 6개의 건식저장용기에 실제 사용후핵연료를 장입하여 외부환경에 노출시킨 뒤 주기적으로 온도, 방사선 등을 측정하고 있다.

최근에는 ANL(Argonne National Laboratory)을 중심으로 건식저장용기 및 저장된 사용후핵연료의 건전성을 감시할 수 있는 다양한 방법에 대한 연구를 하고 있다. Table 1은 ANL에서 연구하고 있는 다양한 건식저장 감시시스템 방법을 나타낸 것이다.[2]

Table 1. ANL Dry Storage facility Monitoring R&D status[2]

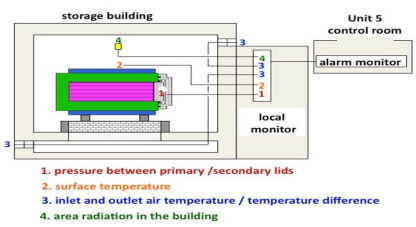
감시 대상	감시 방법
연료손상	케니스터 가스 영역 음파속도 측정 (SoS)
연료이동	건식저장시스템 온도 및 감마이미지 변화측정, 건식저장시스템의 감마단층촬영
케니스터 온도	Infered from T/C reading, Borescope 이용 온도 이미지측정, 초음파 또는 유리섬유 온도센서를 이용한 측정
건식저장시스템 온도변화	배출구에 온도지시 RFID 또는 음파장비
케니스터부식	Borescope 조사, 케니스터 용접부와 표면을 모니터링하기 위한 초소형 EMAT 사용
케니스터누설	헬륨누설에 따른 음파증가 이용 외부공기 모니터, 케니스터에 유리섬유온도센서를 사용하여 △TBT 측정
볼트케스크 누설	내외부 뚜껑사이의 압력을 이용한 감시
오버팩구조적 건전성	Schmit Hammer, 감마 이미징, 초음파 펄스 속도
표면감마선량률	주기적인 방사선감시, 감마이미징, 감마 단층촬영

2.2 일본[3]

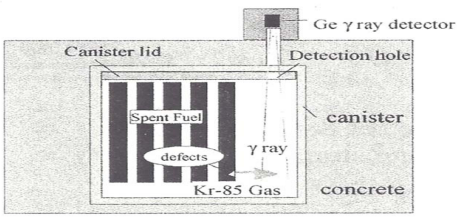
일본은 TEPCO(Tokyo Electric Power Company)와 CRIEPI(Central Research Institute of Electric Power Industry) 두 개의 조직에 의해서 건식저장

용기에 대한 감시시스템이 운영 또는 연구가 진행되고 있다. TEPCO는 후쿠시마 다이치 사이트에 5개의 금속저장시스템을 설치하고 감시시스템을 운영하고 있다. CRIEPI는 콘크리트 저장시스템에 적용하기 위한 감시시스템을 개발하고 있다. TEPCO에서 운영되고 있는 감시시스템은 용기의 첫 번째 뚜껑과 두 번째 뚜껑사이의 압력변화를 이용한 누설감지장치, 표면, 공기 유입 및 배출구 온도 측정장치 및 방사선 측정장치로 구성되어 있다.

CRIEPI는 캐니스터 기반 콘트리트 건식저장용기에 대한 감시시스템을 연구하고 있다. 케니스터 상하 온도 변화를 감시하므로서 캐니스터내 헬륨누설여부를 감시하는 장치와 캐니스터 내 Kr-85를 감지하여 저장된 사용후핵연료의 손상을 감시하는 장치 등을 개발하고 있다. 다만, Kr-85을 이용한 연료손상감시장치는 설치를 위해서 캐니스터내 별도의 공간이 필요하며 Kr-85의 반감기가 10.7년으로 짧아 원자로에서 방출된지 40~50년이 된 사용후핵연료의 경우에는 적용이 어렵다는 단점이 있다.[2]



(a)



(b)

Fig. 1. (a) Fukushima daiichi metal dry storage monitoring system.
(b) Spent fuel fail monitoring system by checking Kr-85.

2.3 국내 사용후핵연료 건식저장 감시시스템

국내는 월성에서 운영되고 있는 중수로 사용후핵연료를 저장하기 위해 사일로 및 MACSTOR/KN-400의 건전성을 감시하기 위한 시스템이 운영되고 있다. 사일로는 콘크리트 부식률, 표면습도, 온도, 표면선량률 및 실린더 누설여부를 NDT, RTD (Resistance Temperature Detector), 침투시험법 등을 통해 주기적으로 건전성 감시를 수행하고 있다.[4]

MACSTOR의 경우 운영중 격납감시를 위해서 소용량 공기펌프, 입자여과기, 제습용기, 배관으로 구성된 격납감시계통을 설치하여 실린더 격납손실은 Silica-gel의 색변화 통해서 감시하고 바스켓의 격납손실은 여과기의 핵종분석을 통해 감시하고 있다.[4]

3. 결론

국내의 경우 중수로 사용후핵연료 건식저장시설에 대한 감시시스템은 일부 개발되어 운영되고 있지만 경수로 사용후핵연료 건식저장시설 및 용기 건전성에 대한 감시시스템 연구는 전무한 실정이다. 해외 사례에서 보듯이 건식저장시설 및 용기 건전성에 대한 운영 중 감시는 시설 및 용기 건전성 확보를 위해 필수적인 요소다. 금속 및 콘크리트 용기의 부식을 어떻게 감지하고 이를 어떻게 관리할 것인가가 중요하며, 특히 캐니스터 기반 금속 및 콘크리트 건식저장용기는 연료손상, 격납상실 등을 감시하는 시스템 개발이 추가적으로 필요하다.

따라서, 경수로 사용후핵연료 건식저장 감시시스템에 대한 연구를 시설 및 용기의 설계 단계 또는 그 이전부터 착수하여 유효성을 입증한 뒤 반영하므로서 향후 시설 또는 용기와 감시시스템간 설계 간섭 방지 및 인허가에 활용할 필요가 있다.

4. 참고문헌

[1] Brady hanson et. al, Gap analysis to support Extended storage of used nuclear Fuel(FCRD-USED-2011-0001, 2012)

[2] J.D Lambert et. al., Extended In Situ and real Time Monitoring(ANL/NE-12/18, 2012)

[3] US Nuclear fuel conference 2012(CRIEPI 발표자료)

[4] Sunghwan Chung et. al.,Verification on the integrity of Dry storage facilities for Long term storage of CANDE Spent Fuel(2013 ISRSM 발표자료)

사용후핵연료 금속용기 차폐케이싱부 레진 충진 제작성 평가

문태철[1*], 백창열[1], 윤시태[1], 이상동[2]
[1]한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]두산중공업, 경상남도 창원시 성산구 귀곡동 555
[*]tcmoon@korad.or.kr

1. 서론

국내 사용후핵연료 수송용기 제작성 평가 기술은 KN-12 용기의 제작 및 공급 경험을 가지고 있으며, 제작하는 동안 상세 제작설계 및 제작, 공급을 통하여 KN-12의 제작성 평가에 대한 기술력을 보유하고 있다. 사용후핵연료 수송/저장 겸용 금속용기에 대한 제작 설계 능력을 보유하고 있지만, 제작완료 및 제작성 평가가 완료된 용기가 없으므로 수송/저장용기에 대한 제작성 평가기술은 100% 확보되지 않았다. 특히 중성자차폐재가 포함되는 차폐케이싱부 레진 충진에 대한 제작 및 공급 경험이 후행핵주기 선진국가에 비해 부족한 국내 여건 상 건식전용용기의 시험모델 제작 및 시스템 제작성 평가를 통한 기술 확보가 중요한 인자로 대두되고 있다[1].

본 연구의 목적은 실제제품의 차폐케이싱부 구조가 제관 작업 시 간섭발생 및 조립상 예상되는 문제점이 없는 구조인지 트러니언부를 중심으로 축소모델을 설정하여 확인하고, 차폐케이싱부 공간에 중성자 차폐재인 레진 충진작업 시 레진이 원활하게 유입되는 구조인지, 레진 충진 작업 시 예상문제점은 없는지 확인하는 것이다. 또한 레진 충진작업 및 경화 후, Mock-up 절단 및 절단면 육안검사를 통하여 레진내부에 기공 존재여부 확인을 통해 레진 충진 품질을 확인하기 위함이다[2].

2. 본론

2.1 차폐케이싱부 Mock-up 제작

개발 중인 금속용기는 방사성물질을 운반과 저장을 겸하는 특수용기이며, 차폐케이싱에 사용되는 재질은 ASTM A516 Gr.70 또는 동일 사양의 재질을 갖는 탄소강판과 ASTM A240 TP304 또는 동일 사양의 재질을 갖는 스테인레스스틸 강판과 HT-800 계열의 실리콘 폼을 사용하였고, 본 평가에서는 크게 차폐케이싱 제관작업과 레진 충진작업으로 나누어 수행하였다[3]. 차폐케이싱 제관작업에서는 차폐케이싱 용접 및 제관작업을 수행하였으며, 레진 용접열영향 시험과 실리콘 폼 용접부 열영향 시험을 진행하여 제작성을 평가하였다. Fig. 1은 사용후핵연료 수송/저장 금속용기에 대한 개요도와 각부 명칭 그리고 차폐케이싱 레진 충진 부위를 나타내었다. 또한 레진 충진 품질을 확인하기 위한 부분 축소 Mock-up 모델은 Fig. 2와 같다.

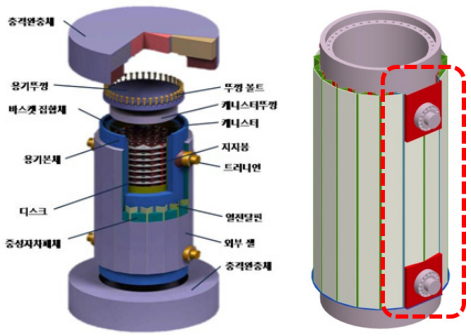


Fig. 1. Dual-purpose metal cask and mock-up for pouring resin of shielding casing.

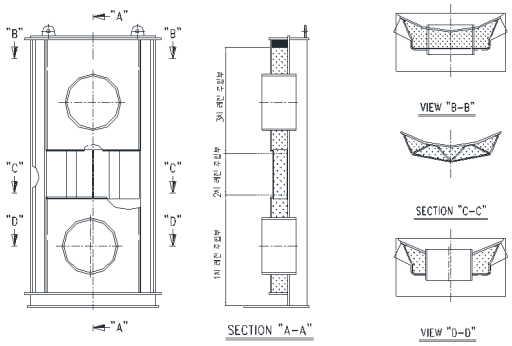


Fig. 2. Partial scale reduction model for mock-up test.

차폐케이싱부 Mock-up 제작성 평가를 통해 용접열에 의해 레진과 실리콘 폼이 영향을 받는지 확인한 결과 4가지 타입의 Mock-up 케이싱 모두 용접열에 의해 레진 변색이 발생하지 않음을 확인하였고, 실리콘 폼 변색 역시 전혀 발생하지 않음을 확인하였고 그 결과는 Fig. 3과 같다.

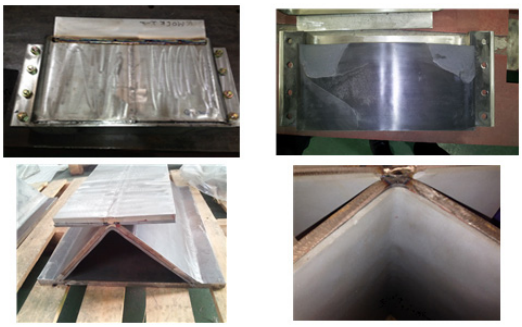
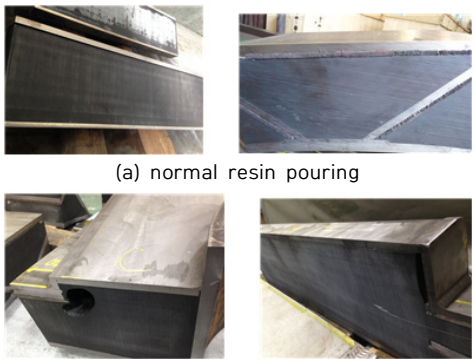


Fig. 3. Test and results of resin and silicon foam heat effect.

2.2 차폐케이싱부 레진 충진 평가

Fig. 2에 나타낸 바와 같이 차폐케이싱부 레진 충진절차는 하단부에 1차 레진을 충진하고(단면 D-D), 각 채널에 2차 레진을 충진한 후 상부 Neck box에 용접작업을 수행한다. 그리고 나서 차폐케이싱 상단부에 3차 레진을 충진한 후(단면 B-B), 실리콘 폼을 채운 후, Top cover로 용접작업으로 마무리 한다.

레진 충진 품질을 확인하기 위해 다양한 절단면에 대한 육안검사를 통해 충진된 레진 품질을 확인한 결과, 일부 절단면에서 Fig. 4와 같이 레진 충진에 불량이 발생하였다.



(a) normal resin pouring

(b) abnormal resin pouring

Fig. 4. Cross section area of resin pouring for shielding casing.

Fig. 4의 (b)와 같이 불량 레진 충진이 발생하는 예상원인으로는 레진 교반 탱크 내 레진 용량이 3차 레진 충진 부위 부피보다 작거나, 차폐케이싱 내부로 레진 대신 공기가 유입되어 이 공기가 빠져나오지 못해 기공이 발생되는 것으로 판단된다. 또한 2차 레진 충진 후 레진 경화 시, 차폐케이싱 벽면주변에서 온도 차이에 의해 레진이 수축되어 발생한다고 예상된다.

2.3 차폐케이싱부 레진 충진 절차 확립

불량 레진 충진에 대한 개선작업으로 충진 부위에 대한 정확한 부피계산을 수행하고 충진 작업 중 레진이 부족할 경우, 공기 유입방지를 위해 즉시 충진을 중단시키는 방법을 고려할 수 있다. 또한 수축부분 최소화를 위해 레진 Cap pouring 후 Top neck box를 용접하여 3차 레진 충진을 수행하는 방법도 고려해 볼 수 있다. 마지막으로 공기가 빠져나갈 수 있는 구멍을 미리 가공하여 공기가 완전히 빠져 나간 후 레진을 충진, 경화 후 plug를 삽입하고 seal 용접을 통해 구멍을 메우는 방법을 강구할 수 있다.

3. 결론

개발 중인 사용후핵연료 수송/저장 겸용 금속용기에 대하여 차폐케이싱부 Mock-up을 제작하여 레진 용접 열영향 시험, 실리콘 폼 용접부 열영향 시험과 레진 충진 품질에 대한 대한 검토를 수행하였다. 레진 용접 열영향 시험과 실리콘 폼 용접부 열영향 시험을 통해서 원형모델 제작시에도 레진 및 실리콘 폼 용접부의 제작성에 대해서는 문제가 발생하지 않을 것이라고 예상된다. 그러나 차폐케이싱부 레진 충진 평가를 통해서는 일부 단면에서 레진 품질에 불량이 발생하여 그 원인을 분석하여 이와 같은 불량이 발생하지 않도록 개선된 레진 충진 절차를 제안하였다. 이를 통해 향후 원형 금속겸용 용기 제작 시 차폐케이싱부 조립 및 레진 충진 작업에 예상 문제점을 제시하고 이를 개선할 수 있는 방안에 대해 검토하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 산업통산자원부의 방사성폐기물관리기술개발 중장기기획과제의 일환으로 수행 중에 있습니다.

5. 참고문헌

[1] 사용후핵연료 수송저장 시스템 상용화 기술개발, 2단계 보고서, 2014.

[2] 사용후핵연료 수송저장 시스템 최적화 기술개발, 2단계 3차년도 보고서, 2014.

[3] Containments for Transportation and Storage of Spent Nuclear Fuel and High Level Radioactive Material and Waste, 2010 ASME Boiler & Pressure Vessel Code Sec III, Div 3, 2010.

사용후핵연료 운반용기의 낙하사고해석 타당성 확인을 위한 단순화 안전성평가 프로그램 개발

백창열[1*], 문태철[1], 윤시태[1], 신태명[2]
[1]한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국교통대학교, 충북 충주시 대학로 50
[*]baegcy@korad.or.kr

1. 서론

방사성폐기물관리기술개발 중장기기획과제로 수행중인 사용후핵연료 수송/저장 시스템 최적화 기술개발과제의 일환으로 수행한 단순화 안전성평가 프로그램 개발은 운반용기 본체 및 충격흡수체 모델에 대하여 여러 가지 설계변수, 해석자료, 충격하중 등을 개략적으로 분석하고 간략화 된 전산프로그램을 이용하여 구조 건전성 및 안전성을 효율적으로 평가하기 위한 것이다.

사용후핵연료 운반용기의 상세 구조해석은 일반적으로 구조강도 이론과 충돌, 동적 거동 이론 등을 숙지하고 전산모델링 및 해석분야에 경험이 풍부한 숙련된 엔지니어가 일정기간 이상 수행해야 하는 업무이다. 이와 비교할 때 단순화 안전성평가 프로그램은 구조건전성에 가장 지배적인 영향을 주는 운반사고조건을 선정하여 이에 압력 및 충격 하중을 근사적으로 계산하여 구조적 건전성을 간단히 확인하려는 것으로서, 이를 활용하면 평가 및 관리 업무에 효율을 기하면서 간접적인 절차를 통해 설계의 신뢰도와 구조적 안전성을 확인하고 검증할 수 있게 된다. 즉, 단순화 안전성평가 프로그램(SSEP, Simplified Safety Evaluation Program)은 실제 설계과정 전반에서 수행되는 상세 구조해석 전체를 수행하지 않고 단기간에 단순화된 절차와 방법을 활용하여 설계 및 해석 방법의 타당성이나 종합안전성을 검토하기 위하여 작성되는 전산용 도구이다. 운반용기의 초기설계 단계에서 제원 및 중량 등을 최적화시킴으로써 설계를 효과적으로 수행할 수 있으며 설계의 적합성 검토 목적으로 활용할 수 있다.

2. 본론

사용후핵연료 운반용기의 낙하충돌해석은 컴퓨터 프로그램에 의하여 상세해석이 가능하나 이들 프로그램은 수행 시 상당한 비용과 계산 시간이 소요되므로 이를 위해 단순화된 프로그램을 개발하였다. 정적해석용 프로그램으로서 일축변위법(UDM)을 활용하여 용기몸체의 최대가속도와 충격흡수체의 최대변형을 평가할 수 있다. 일축변위법은 낙하수직방향의 충격흡수체의 일차원 변형에 대한 변형도를 계산하고 응력-변형도 관계로부터 얻은 응력값에 단면적과 경계조건 상수를 고려하여 충격하중을 계산하는 개념이다.

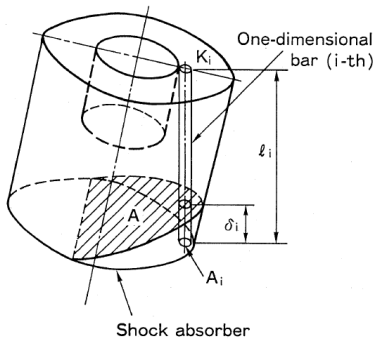


Fig. 1. Uni-axial displacement method concept.

단순화 안전성평가 프로그램은 우리보다 앞서 개발경험이 있는 미국 원자력규제위원회(NRC)의 참조프로그램(CASKS)과 일본 원자력연구소의 참조 프로그램(CRUSH2)의 기본 개념을 검토 분석한 결과, 미국의 프로그램 경험을 참조하여 개발한 일본의 프로그램 접근 방식이 더욱 구체적이고 편리성이 높아 본 연구에서는 이를 주로 참조하였다. 프로그램 구성은 해석 전반을 제어하는 주프로그램과 각각의 기능을 나누어 담당하는 보조프로그램으로 구분하여 주프로그램에서는 입출력 및 해석실행을 제어하는 기능을 하고 보조프로그램은 크게 셋으로 나누어 계산용 보조프로그램과 그래프 출력용 보조프로그램 및 데이터 라이브러리로 구성하였다.

프로그램의 성능평가를 위해 평가 대상용기와 주요 설계변수를 선정한 후에 3차원 유한요소해석 프로

그램과의 해석결과를 비교·검토하였다. 성능 평가를 위해 선정된 운반용기는 현재 기술개발 중인 PWR 사용후핵연료 21다발을 장전할 수 있는 운반용기이며 용기본체, 연료저장 캐니스터 및 충격흡수체로 이루어져있다. 선정된 평가대상 용기를 단순화 평가 프로그램과 상용 3차원해석 프로그램을 이용하여 낙하해석 및 시뮬레이션을 실시하였다.

프로그램의 검증은 국내 원전에서 운영중인 PWR 사용후핵연료 12다발을 소내에서 운반하고 있는 KN-12 운반용기의 해석 결과 중에는 9m 자유낙하충돌시 용기본체의 응력을 평가한 항목이 있다. 낙하해석에 사용된 유한요소해석 프로그램은 LS-DYNA이며, 보고서의 참조 도면을 활용하여 ABAQUS로 같은 사이즈의 운반용기를 모델링하고 9m 낙하해석을 수행하였다. 결과에 약간의 차이는 있지만, 모델링의 방법, 경계조건 및 적용 물성치의 차이에 의해 생길 수 있기 때문에 용기 내 응력이 허용응력 내에 있다면 검증단계에 충분히 활용할 수 있다고 판단했고, 용기의 구조적 건전성이 확보된 상태에서 충격흡수체의 변위와 용기본체의 최대 가속도를 평가하였다. 충격흡수체의 변위를 알아보기 위해 가장 변형이 많이 일어날 것으로 판단되는 절점을 선택하여, 그 절점의 변위데이터를 확인하였다. 용기 본체의 최대 가속도는 충격력이 가장 크게 작용하는 절점의 가속도 데이터를 확인하는 방법으로 택하였고 Table 1은 검증해석에 사용했던 모델과 같은 크기의 용기를 이용하여 단순화 안전성평가 프로그램으로 해석한 비교결과이다.

Table 1. Comparison results between SSEP & validation analysis

Attitude	Acceleration (G)		Deformation (mm)	
	SSEP	검증해석	SSEP	검증해석
Vertical	343	384	33	52
Horizontal	162	196	95	117
Corner(45°)	148	166	178	212

단순화 평가프로그램은 사용자가 windows 환경에서 사용할 수 있도록 하였으며, 사용자가 평가프로그램을 처음 접하였을 때 큰 어려움 없이 사용할 수 있도록 하였다. HTML 파일의 단위로 구성되어 있으며, 이 파일들을 WinCHM 4.27 프로그램을 활용하여 컴파일 하였다.



Fig. 2. Initial display of SSEP.

3. 결론

본 연구에서는 사용후핵연료 운반용기의 운반사고조건 중에서 구조적인 관점에서 지배적인 영향을 주는 9m 낙하충돌해석을 위한 단순화된 평가 프로그램을 개발하였다. 향후 중간저장시설 등으로 사용후핵연료를 운반할 경우 다양한 운반용기가 필요하며 이를 위한 개념설정 및 초기설계 단계에서 용기의 주요 제원, 중량 등을 최적화시킴으로써 단기간에 설계를 효과적으로 수행할 수 있으며 설계의 적합성 검토 목적으로도 활용할 수 있을 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 산업통상자원부의 방사성폐기물관리기술개발 중장기기획과제의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Ikushima, T., "CRUSH2 : A Simplified Computer Program for Impact Analysis of Radioactive Material Transport Casks", JAERI-Data/Code 97-001, 1997.

[2] Ikushima, T., "IMPACLIB : Material Property Data Library for Impact Analysis of Radioactive Material Transport Casks", JAERI-Data/Code, 97-049, 1997.

사용후핵연료 건식저장시설 방벽(안) 및 평가

정성환*, 정윤창, 이희환, 김용배
한수원중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*shchung@khnp.co.kr

1. 서 론

월성원전 부지내에 사일로 및 M/K-400 모듈로 구성되는 사용후핵연료 건식저장시설이 운영중인데(Fig.1), 저장시설이 노출되어 있어 항공기 충돌 또는 군사적 미사일 충격 등 외부사건에 대한 우려의 목소리가 높다. 특히 미국 911 테러이후 원전시설의 항공기 충돌평가에 대한 요구가 급증하였으며, 미국은 원자로 등의 원전시설에 대한 항공기 충돌평가를 규정화하였다. 그러나 사용후핵연료 저장시설의 항공기 충돌평가는 세계적으로 아직까지 규정에 반영된 사례는 없지만, 테러 등에 대비한 물리적 방호를 강화시키는 추세이므로 저장시설에 대한 항공기 충돌평가 역시 규정화 가능성이 높다. 최근 미국정부는 블루리본위원회(BRC)를 통하여 원전의 소내저장시설에 대한 안전성 강화(HOSS, Hardened On-Site Storage)를 권고하였다. 사용후핵연료 저장시설에 대한 항공기 충돌에 대한 평가가 규제요건은 아니지만 발생 가능한 사고의 하나이고, 외부의 의도적인 테러는 물론 우리의 특수한 군사정세에 비추어 볼 때 항공기 충돌 등을 평가하여 저장시설의 안전성 확보할 필요성이 있다고 여겨진다. 따라서 현재 월성에서 운영중인 건식저장시설의 물리적 방호를 위한 방벽개념을 도출하고 항공기 충돌 및 미사일 충격 등의 외부사건에 대하여 방벽의 건전성을 평가하였다.



Fig. 1. Wolsong SNF dry storage facilities.

2. 방벽개념(안)

사용후핵연료 저장시설을 방어할 목적으로 세계 각국은 여러 형태의 방호시설을 구비하고 있다. 위협설계기준(DBT)을 가정하여 설계한 네덜란드의 Habog 저장시설, 항공기 충돌에 견디도록 설계된 스위스의 Zwibez 저장시설, 건물방벽을 가지는 독일의 Ahaus 등 중간저장시설 및 일본의 Mutsu 중간저장시설 건물 등이 있다.
독일의 경우 군용기의 추락사고만을 고려하였으나 9.11 이후에는 의도적 항공기 충돌테러에 대한 영향을 분석하였으며, 과거 동독과 대치상황에 있었기에 기본적으로 항공기 충돌 등 외부의 충격에 저항할 수 있도록 방호시설개념으로 설계된 저장시설은 다음의 형태로 구분한다 :

○ STEAG 저장시설(Fig. 2)
두꺼운 콘크리트 구조물로 설계되어 있으며(벽두께 1.2 m, 지붕두께 1.3 m, 내부기둥 없음), 이로 인하여 항공기 충돌시 구조적 건전성이 유지된다.

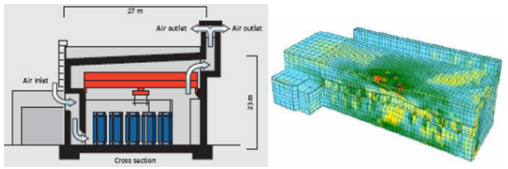


Fig. 2. STEAG facility and air craft crash.

○ WTI 저장시설(Fig. 3)
비교적 두께가 얇은 내벽 0.7 m, 외벽 0.85 m, 지붕 0.55 m의 구조물로 내부기둥이 있는 2단구조이며, 역시 항공기 충돌을 고려하였다.

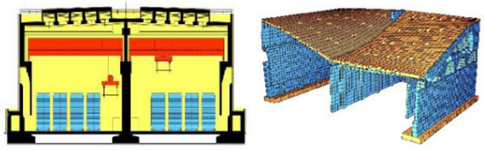


Fig. 3. WTI facility and air craft crash.

○ 터널저장시설(Fig. 4)
지하에 저장시설이 위치하는 개념으로, 네카베스다임 원전의 소내저장시설에 적용하고 있으며, 동굴 입구의 벽과 지붕의 두께는 1.5 m이고, 항공기 충돌에 견딜 수 있다.

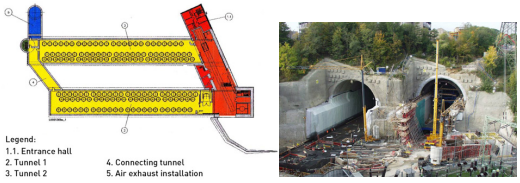


Fig. 4. Tunnel type facility.

독일의 STEAG 및 WTI 저장시설 방벽개념을 을 참고하여 월성 건식저장시설의 배치와 구조특성을 고려한 방벽개념(안)을 Fig. 5과 같이 도출하였다. 상부 슬래브의 지간길이를 고려하여 H형강을 삽입한 합성구조로 하고, 슬래브 두께 1.2 m, 벽체 1.4 m로 설정하였으며, H형강의 간격은 2.6 m이고 H형강 설치후 0.9 m의 슬래브를 타설토록 하였다. 내부에 월성 건식저장시설의 갠트리크레인 설치를

위하여 벽체를 이중벽으로 하고 중앙부에 통기구가 있도록 설정하였다.

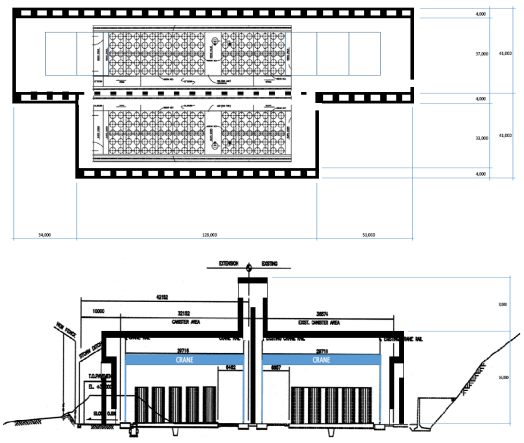
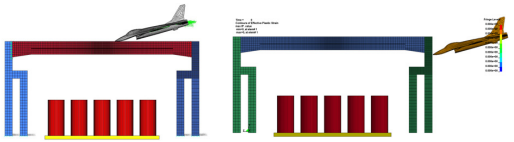


Fig. 5. Barrier concept for SNF storage facility.

3. 방벽평가

월성의 사일로 건식저장시설을 보호하기 위하여 설정한 방벽에 대하여 LS-DYNA3D 전산코드를 이용하여 항공기 충돌 및 미사일 충격에 대한 해석을 수행하고 파손여부를 평가하였다.
콘크리트 방벽은 방호벽체, 벽체강판, 슬래브, H형강 등 4개의 구조물로 되어 있다. Fig. 6에 나타낸 것처럼 3차원 해석모델을 구성하고, F-16 전투기가 방벽의 슬래브와 측면벽체에 15° 각도에서 562 km/h, 774 km/h, 950 km/h의 속도로 충돌하는 조건에 대하여 평가하였다.



(on slab) (on side wall)

Fig. 6. Analysis models for air craft crash.

슬래브에 충돌하는 경우, 슬래브의 파손형상은 충돌방향으로 sliding 현상이 발생하며, 충돌속도가 증가할수록 파손의 크기가 증가하지만 슬래브는 파손되지 않았다(Fig. 7). 측면벽체에 충돌하는 경우는 벽체내부의 강판은 충돌속도에 따라 파손정도의 차이는 있지만 관통되었으며, 벽체는 충돌속도 950 km/h에서 파손되었다(Fig. 8). 그러나 벽체가 파손되더라도 내부의 사일로는 영향이 없음이 확인되어 사일로 건식저장시설은 방벽에 의하여 안전하게 보호될 수 있을 것으로 판단된다.

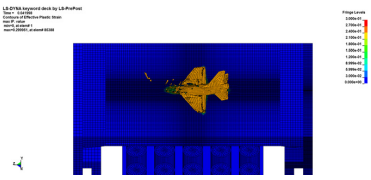


Fig. 7. Air craft crash contour on slab.

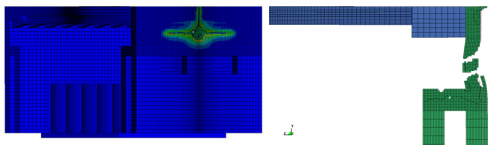


Fig. 8. Air craft crash contour on side wall.

미사일 충격해석은 AGM-114A 공대지미사일이 슬래브와 측면벽체에 20° 각도에서 미사일의 최고속도로 충격하는 조건으로 수행하였다. 해석결과는 Fig. 9와 Fig. 10에 나타내었으며, 미사일이 충격되는 지점에서 최대반경 50 cm, 깊이 40 cm의 파손이 발생하였다. 슬래브와 벽체에서 파손은 발생되지 않았다. 해석에서 무근콘크리트로, 슬래브는 H형강과 벽체는 강판으로만 보강되는 것으로 설정하였으나 미사일 충격에 대하여 사일로 건식저장시설은 보호될 수 있는 것으로 나타났다.

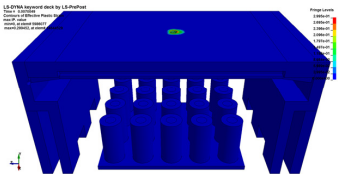


Fig. 9. Missile impact contour on slab.

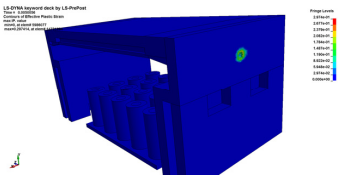


Fig. 10. Missile impact contour on side wall.

4. 결 론

독일의 사례와 월성 사일로 건식저장시설의 특성에 따라 콘크리트 방벽개념(안)을 설정하였으며, 항공기 충돌 및 미사일 충격에 대하여 전산코드를 이용하여 해석적으로 평가하였다. 평가에 적용한 항공기(F-16) 및 미사일(AGM-114A)로 부터 사일로 저장시설에 대한 방호와 더불어 방벽의 안전성에 문제가 없는 것으로 나타났으며, 향후 저장시설의 방벽에 대한 효과적인 설계를 할 수 있을 것으로 판단된다. 구조적인 안전성을 보다 확보하기 위하여 방벽의 슬래브와 벽체에 대하여 철근콘크리트를 강화하는 것이 바람직하며, 항공기 충돌 및 미사일 충격에 저항성은 커지게 될 것이다. 물론 항공기와 미사일의 종류와 규모에 따라 방벽에 대한 충돌양상과 손상정도에 큰 차이가 있기에 이 평가만으로 방벽의 건전성을 모두 논할 수는 없다. 이러한 평가를 바탕으로 안전한 방호를 위한 방벽의 설정 및 설계가 효율적으로 이루어질 수 있을 것이며, 아울러 사용후핵연료 건식저장시설의 안전성 확보 및 대국민 수용성 제고에 기여할 수 있을 것으로 여겨진다.

사용후핵연료 건식저장시설의 콘크리트 잔존강도 예측

박재우[1], 성낙훈[1], 정성환[2*]
[1](주)코네스코퍼레이션, 서울특별시 서초구 명달로 65 일흥빌딩 5층
[2]한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1321번길 70
*jwpark@kones21.com

1. 서 론

월성 사용후핵연료 건식저장시설 중 콘크리트 사일로는 콘크리트 두께가 약 1m이고 내부에는 강재 라이너가 결합되어 있는 중공원통 형태이다. 사일로는 습식저장시설에서 일정기간 저장된 사용후핵연료를 바스켓을 담아 밀봉저장하는데, 일반 콘크리트 구조물과는 달리 방사선 차폐기능을 포함하므로 콘크리트에 대한 구조적 건전성이 매우 중요하다. 구조물 점검 및 유지관리시 구조적, 방사선적 문제로 인하여 직접적인 방법인 코어채취에 의한 콘크리트 압축강도의 측정은 용이하지 않으며, 추정오차가 상대적으로 크나 간접적인 방법으로서 비파괴시험법을 주로 이용하고 있다.
콘크리트 사일로는 1992년 1차 준공이후 정기적으로 콘크리트 강도를 추정하였으나 측정시점별로 측정기관 및 추정방법이 상이함에 따라 추정치에 차이가 발생하였다. 여기서는 2000~2012년의 측정자료 분석과 현장시험결과를 토대로 일관된 콘크리트 압축강도 추정치를 산정하고 압축강도 변화 추이에 대한 회귀분석을 통해 현장 유지관리에 활용가능한 기초자료를 마련하였다.

2. 본 론

콘크리트 사일로는 1992년부터 2006년까지 4차에 걸쳐 1차 60기, 2차 80기, 3차 60기, 4차 100기 등 건설되었으며, 총 300기의 사일로가 운영되고 있다. 사일로의 설계수명은 50년이며, 구조물의 주요재료인 콘크리트의 배합설계사양을 Table 1에 나타내었다.

Table 1. Mixed contents of concrete

강도	W/C	W	C	G	WR	AE
300kg/cm^2	44%	165kg	375kg	978kg	1,500ml	40ml

콘크리트 사일로는 재령이 최소 8년에서 최대 22년 정도 경과된 구조물이며, Table 2는 1992년 준공이후 측정시점별로 반발강도시험 개소의 수를 나타내었다. 2000년에서 2006년까지의 측정은 1개소당 1회 측정을 하였으나, 2009년 이후는 1개소당 3회의 측정으로 측정오차를 보완하였다.

Table 2. Numbers of measured concrete silos

증설단계	2000.9	2003.12	2006.1	2009.9	2013.5
1 (1992.4)	1	12	-	5	4
2 (1997.8)	2	16	-	10	4
3 (2002.8)	×	12	1	6	4
4 (2006.8)	×	×	×	7	4
계	3	40	1	28	16

사일로의 콘크리트 강도측정을 위한 반발경도시험은 경화된 콘크리트 표면에 일정 에너지를 가진 슈미트 해머를 타격시켜 강도를 추정하였으며, 측정은 150~600kg/cm^2까지 가능하다. 측정시 콘크리트 표면에 직각으로 타격을 가하여 반발도를 구하며 콘크리트 강도추정을 위한 추정식은 다음의 세가지 식을 적용하였다. 콘크리트의 강도 각 식에서 산정된 강도에 측정기준일에 맞는 재령계수를 적용하여 추정하였으며 식 (1)~(3)에서 R은 수정반발경도를 의미한다.

일본재료학회 : F = 13R - 184 (kg/cm^2) (1)
동경재료시험검사소 : F = 10R - 110 (kg/cm^2) (2)
스위스연방재료시험소 : 반발경도 R에 대한 값 (3)

사일로의 점검시기별 증설단계에 따른 콘크리트 압축강도는 Fig. 1과 같이 변화하는 것을 알 수 있다. 콘크리트 압축강도는 초기에 비해서 강도저하가 되었으나 250 kg/cm^2 전후의 분포를 보이며 비교적 안정화되어 있는 것으로 판단된다. Table 1에는 평균압축강도를 나타내었다.



Fig. 1. Concrete strength with time.

Table 3. Concrete compressive strength

증설단계	콘크리트 평균압축강도(kg/cm^2)				
	2000.9	2003.12	2006.1	2009.9	2013.5
1 (1992.4.)	270.9	256.3	-	255.2	259.9
2 (1997.8.)	301.7	246.8	-	249.1	254.0
3 (2002.8.)	×	240.3	286.5	251.1	249.9
4 (2006.8.)	×	×	×	254.7	261.4

시방서는 28일 기준의 콘크리트 강도가 설계기준강도의 95% 이상인 경우 성능이 만족되는 것으로 하고 있다. 이에 회귀분석 시 오차발생을 최소화하기 위하여 초기강도를 최소만족조건인 285 kg/cm^2 (설계기준강도 300 kg/cm^2의 95%)으로 설정하였으며 데이터 변동률이 급격하게 증감한 후 일정한 값을 유지하는 경우에 적합한 로그함수를 적용하였다(Fig. 2~Fig. 5). 추세선은 측정결과의 편차가 있어 초기에 오차가 크지만 이후는 측정결과에 근사화되었다.

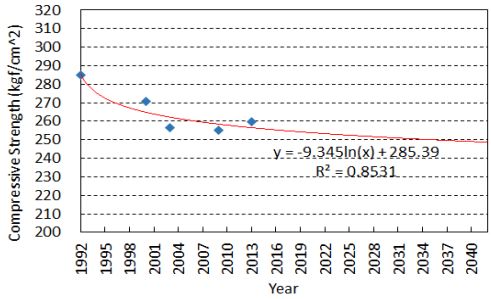


Fig. 2. Concrete strength for 1st construction stage.

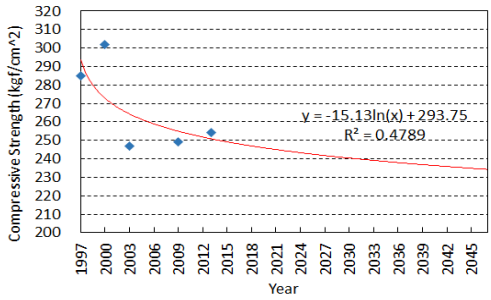


Fig. 3. Concrete strength for 2nd construction stage.

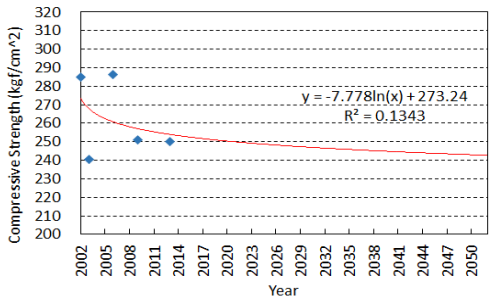


Fig. 4. Concrete strength for 3rd construction stage.

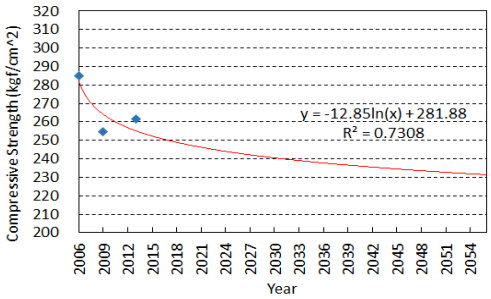


Fig. 5. Concrete strength for 4th construction stage.

추세선은 데이터 수가 많고 분산정도가 적을 수록 신뢰성 있는 예측치를 산정할 수 있다. 추세식의 R^2은 추세선의 예상값이 실제 데이터와 일치하는 정도를 나타내는 것으로 1에 가까울수록 전체적인 추세가 가장 안정적이고 신뢰도가 높음을 의미한다. 각 증설단계별 콘크리트 압축강도의 추세는 1차의 경우 데이터의 분산이 적어 신뢰도가 상대적으로 가장 높으며 2~3차는 초기 측정값의 편차 발생, 4차는 측정 데이터 부족 등으로 신뢰도가 다소 낮은 경향을 보였다. 그러나, 2009년 이후 데이터는 추세선과 근접하는 경향을 보이므로 추후에 측정 데이터가 추가 확보된다면 더욱 안정적인 신뢰성 있는 추세를 나타낼 것으로 판단된다.

3. 결 론

도출된 추세식을 이용하여 콘크리트 사일로 운영 후 20년 및 설계수명 50년 경과시점에 대한 콘크리트 잔존강도를 예측하였으며, 결과는 Table 4에 나타내었다. 비파괴시험방법의 오차를 감안하더라도 강도변화는 완만한 추세를 보이고 있으므로 큰 변화는 없을 것으로 판단된다. 이는 향후 콘크리트 사일로의 장기거동을 평가하는데 있어서 기초자료로 활용될 것이다.

Table 4. Prediction of concrete compressive strength

증설단계	콘크리트 잔존강도(kg/cm^2)			
	20년		50년	
1 (1992.4.)	256.9	85.6%	248.7	82.9%
2 (1997.8.)	247.7	82.6%	234.3	78.1%
3 (2002.8.)	249.6	83.2%	242.7	80.9%
4 (2006.8.)	242.8	80.9%	231.4	77.1%

4. 참고문헌

[1] 한국시설안전공단, 안전점검 및 정밀안전진단 세부지침해설서, 2011.

중수로 사용후핵연료의 장기건식저장에 대한 산화율 평가

이동규[1], 박제호[1], 성낙훈[1], 정성환[2*]
[1](주)코네스코퍼레이션, 서울시 서초구 명달로 65 일흥빌딩 5F
[2]한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전시 유성구 유성대로 1312번길 70
*dglee@kones21.com

1. 서 론

월성원전 부지내의 콘크리트 사일로는 1992년부터 약 20년간 운영되고 있으며, 총 162,000다발의 중수로 사용후핵연료가 건식으로 저장되어 있다. 사용후핵연료는 저장기간동안 특성변화가 발생하여 열화를 가속시킬 수 있는데, 연료 소결체의 UO_2 산화율을 평가하여 장기건식저장에 따른 열화거동을 분석하였다.

2. 평가모델

건전한 연료피복재를 가진 중수로 사용후핵연료의 지르칼로이 튜브는 바스켓 내부공기와 접촉하는데, 사일로에는 건전한 연료만을 저장한다고 하면 지르칼로이의 산화율이 아주 낮기 때문에 연료는 건식저장중 열화되지 않을 것으로 예상된다. 보수적인 평가를 위하여 연료봉에 결함이 발생할 경우를 가정하면 바스켓 내부공기가 피복재의 크랙을 관통하고 소결체와 접촉하여 UO_2 산화를 보다 가속화시킨다. 바스켓 내부는 소결체와 피복재의 산화를 진행시키는데 충분한 산소가 있으므로, UO_2에서 U_3O_7와 U_4O_9로의 산화는 부피 팽창없이 진행되고, 다시 U_3O_8로 산화되면서 부피가 팽창한다. 연료의 산화를 실험적 백분율로 표시하는 무게증가율로서 측정할 수 있으며, 연료산화시험에서 측정된 UO_2의 총무게증가를 의미하는 Hasting식을 사용하여 평가한다. 실제로 산화무게증가는 U_3O_7/U_4O_9에서 U_3O_8로 변환될 때 발생하므로, 2% 피복재의 스트레인 제한치에 이르기 위해서는 U_3O_8에서 0.6%의 무게증가가 필요하다. 사용후핵연료는 건식저장동안 이러한 0.6%의 산화무게증가율 허용치 이내로 유지되어야 사용후핵연료는 건전하다. 건식저장동안 사용후핵연료 산화에 의한 무게증가를 평가하기 위해서는 사용후핵연료의 온도이력을 알아야 하는데, 온도이력은 바스켓 내부의 온도구배와 바스켓 외부(라이너, 콘크리트)에 대한 온도구배의 합으로 표현할 수 있다. 열해석을 수행하여 바스켓당 붕괴열에 따른 바스켓 내부의 온도구배는 식 (1)에 나타내었으며, 바스켓 외부의 온도구배는 식 (2)와 같이 평가되었다.

$$T_f - T_b = 1.243 Q_b^{0.649} \quad (1)$$

$$T_b - T_{amb} = 2.2647 Q_b^{0.5357} \quad (2)$$

여기서 T_f는 사용후핵연료 온도, T_b는 바스켓 벽면 온도, T_{amb}는 외기온도, Q_b는 바스켓 열출력이다. 이들 식을 조합하면 사용후핵연료의 온도는 외기온도와 바스켓 열출력으로 나타낼 수 있다.
사용후핵연료 저장조건에 대한 외기온도와 바스켓 열출력을 입력변수로 하여 사용후핵연료 온도를 계산하고, 이를 Hasting식에 적용하여 산화무게증가율을 평가한다.

3. 평가조건

저장중인 사용후핵연료의 산화율에 대한 평가는 미국 10 CFR 72와 NUREG-1536을 기준하여 정상, 비정상 및 사고 조건으로 구분하였다. 사용후핵연료 연소도 7,800MWD/MTU, 냉각기간 6년을 기준으로 저장기간에 따른 바스켓당 붕괴열는 Fig. 1에 나타내었으며, 바스켓당 붕괴열은 364.8W를 고려하였다. 사용후핵연료의 온도에 영향을 미치는 외부환경온도는 Table 1에 나타내었다.

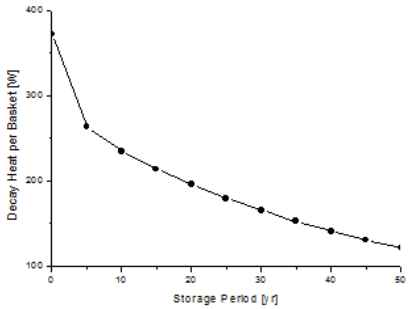


Fig. 1. Decay heat per basket with storage period.

Table 1. Temperature conditions

구분	외부환경온도
정상조건	22℃(연평균 최대온도)
비정상조건	35℃(일일평균 최대온도)
사고조건	40℃(극한온도)

4. 평가결과

4.1 정상조건

정상조건(연평균 최대온도 22℃ 적용)에 대한 산화율 평가결과는 Fig. 2에 나타낸 것처럼 연간산화율은 저장기간이 경과되면서 급격히 감소하고 누적산화율은 서서히 증가한다. 저장기간동안 누적산화무게증가율은 0.132%이었다.

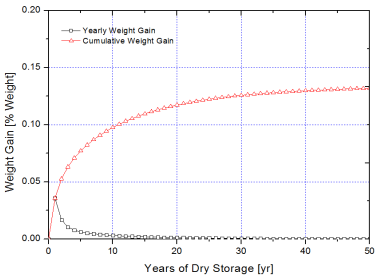


Fig. 2. Weight gain under normal condition.

4.2 비정상조건

비정상조건에 대하여 보수적인 일일평균 최대온도 35℃를 적용하여 산화율을 평가한 결과는 Fig. 3에 나타내었다. 연간산화율은 저장기간이 경과되면서 급격히 감소하고, 누적산화율은 서서히 증가한다. 저장동안 누적산화무게증가율은 0.176%이었다.

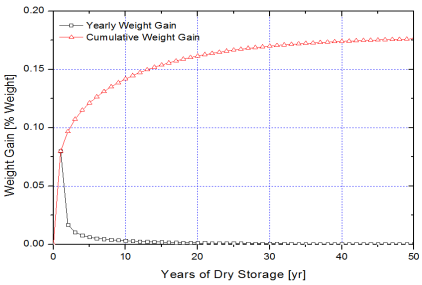


Fig. 3. Weight gain under abnormal condition.

4.3 사고조건

사고조건에서 화재사고로 인한 사일로의 온도는 48시간 이내에 정상상태로 복원되고 사용후핵연료 온도는 정상조건과 유사하게 나타났기 때문에 평가하지 않았다. 사고조건은 보수적으로 극한온도인 40℃를 적용하여 평가하였다. 산화율 평가결과는 Fig. 4에 나타내었다. 연간산화율은 저장기간이 경과되면서 급격히 감소하고 누적산화율은 서서히 증가한다. 저장동안 누적산화무게증가율은 0.177%이었다.

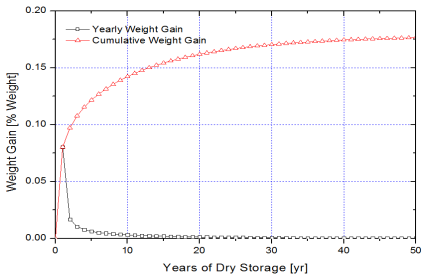


Fig. 4. Weight gain under accident condition.

5. 결 론

콘크리트 사일로의 중수로 사용후핵연료의 장기건식저장에 대한 열화거동을 파악하기 위하여 연료의 소결체(UO_2) 산화에 대하여 연료의 건전성을 평가하였다(Table 2). 사용후핵연료의 산화무게증가율은 관련기술기준의 정상, 비정상 및 사고 조건에서 허용기준인 0.6% 이하이므로 사일로의 설계수명인 50년의 장기저장동안 연료의 건전성은 유지된다.

Table 2. Oxidation weight gains

구 분	정상조건	비정상조건	사고조건	허용기준
총 산화무게 증가율(%)	0.132	0.176	0.177	0.6
안전여유도	4.5	3.4	3.4	-

6. 참고문헌

[1] US 10 CFR 72, Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel and High Level Radioactive Waste and Reactor-Related Greater than Class C Waste, 1996.

[2] US NRC, Standard Review Plan for Dry Cask Storage Systems, NUREG-1536, 2010.

[3] I.J. Hastings and J. Novak, Behaviour in Air at 175-250℃ of UO2 Fuel Fragments Extracted from Irradiated Elements, AECL Technical Document, 1983.

350MWth VHTR 사용후핵연료 선원항 평가

박제호[1*], 김윤식[1], 조창근[2], 이원재[2]
[1](주)코네스코퍼레이션, 서울시 서초구 명달로 65 일흥빌딩 5F
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*park2005@kones21.com

1. 서론

현재 한국원자력연구원에서는 공정열 이용 및 수소 생산을 위한 350MWth VHTR 시스템(Very High Temperature gas-cooled Reactor System)에 대한 연구가 진행 중이며, 본 논문은 상기 VHTR 시스템의 사용후핵연료 후행핵주기 시설(운반용기 및 저장시설 등)에서의 선원항 평가를 수록하였다.

2. 선원항 평가

2.1 VHTR 연료

열출력 350MWth의 VHTR에 사용되는 연료는 육각형태의 블록(Fuel Block)이며, 폭이 약 36 cm, 높이는 79.3 cm(중앙 연료부 75 cm, 상/하부 흑연반사체 2.15 cm)이다. 연료블록에는 다수의 헬륨 냉각기체가 흐르는 구멍(Hole)이 있으며, 210개의 연료(Compact) 및 6개의 가연성흡수체(Burnable absorber)가 배치되어 있다.

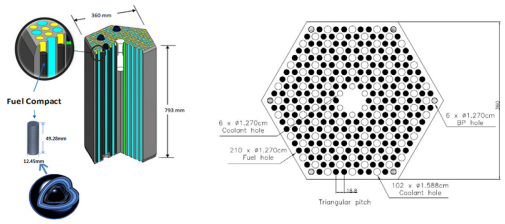


Fig. 1. Structures of nuclear fuel used in VHTR.

컴팩트에는 직경이 약 0.85mm 정도인 TRISO (TRI ISOtropic) 입자들이 흑연과 혼합되어져 있으며, 제원은 Table 1과 같다.

Table 1. Dimensions of Fuel Block

Item	Value
Fissile Material	$UC_{0.5}O_{1.5}$
Enrichment (U-235)	15.5 [w%]
Packing Fraction	0.35
Particles/Compact	~6411
Compact Radius [cm]	0.6225
Hole Radius [cm]	0.635
Compact Length [cm]	4.928

TRISO 자체는 15.5w%인 $UC_{0.5}O_{1.5}$ 입자를 중심으로 삼중의 Pyrocarbon 및 Silicon Carbide층이 둘러싸고 있으며, 제원은 Table 2와 같다.

Table 2. Dimensions of TRISO

	반경 [cm]	밀도 [g/cm3]
Kernel [r]	0.2125	10.5
Buffer [dt]	0.03125	1.0
IPyC [dt]	0.03525	1.9
SiC [dt]	0.03825	3.2
OPyC [dt]	0.04275	1.9
TRISO [d]	0.0855	2.9546

2.2 VHTR 노심특성

VHTR 사용후핵연료에 대한 방사선원항 평가를 위해서는 노심조건에서의 연료블럭의 연소를 모사하여야 한다. 노심은 아래 Fig. 2에서처럼 연료블럭과 내부, 외부 및 최외곽 영구 흑연 반사체블럭으로 이루어져 있으며 수량은 Table 3과 같다. 연료블럭은 2주기(530d/cycle) 혹은 3주기(450d/cycle) 형태로 연소도 100GWD/MTU까지 연소된다.[1] 주요 노심 인자는 아래 Table 4에 주어져 있다.

Table 3. Number of blocks in VHTR core

항목	Column수/단	총 수량 (10단)
연료블럭	66	660
내부 반사체	19	970
외부 반사체	78	

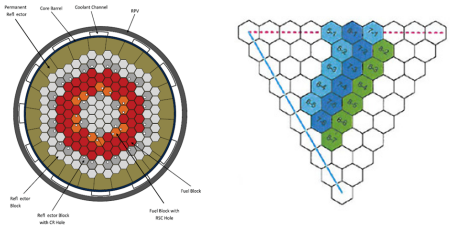


Fig. 2. Feature of VHTR reactor core and 3 cycles.

Table 4. Characteristics of VHTR core

Thermal Power	350	[MWth]
Total FB/Core	660	#
U Mass/Core	4.83742	[ton]
Average power/FB	0.53030303	MW/FB
Specific Power	72.352570	MW/tU

2.3 연소계산

Fig. 3처럼 연소계산에서는 연료블럭을 대상으로 하였으며, RPT(Reactivity equivalent physical Transformation) 모델을 적용하여 핵연료부를 두 (2) 지역으로 나누어 계산을 수행하였다. 계산에는 McCARD 코드을 사용하였으며, 육각기둥형 연료블럭의 모든 외곽 면에 대하여 반사조건을 적용하였다. 본 계산에서는 가연성흡수체는 고려하지 않고 흑연 콤팩트로 가정하였다.

Table 5. Characteristics of VHTR Fuel Block

	연료	원자밀도 [atoms/barn*cm]	온도 [K]
UCO Kernel	U-235	3.98518E-04	700K
	U-238	2.14512E-03	
	O-16	3.81546E-03	
	C-12	1.27182E-03	
Kernel 이외	Si-28	4.75565E-03	
	Si-29	2.40799E-04	
	Si-30	1.59845E-04	
	C-12	1.36969E-01	
감속재	C-12	1.85 [g/cc]	
Gap	He	2.46E-5	
Coolant	He	2.46E-5	

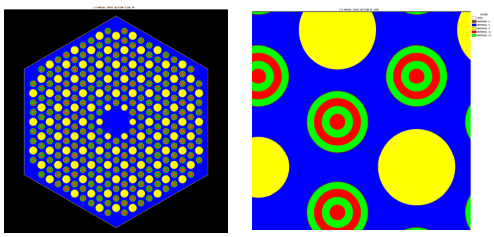


Fig. 3. Computational domain of VHTR fuel block.

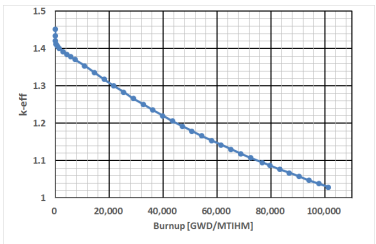


Fig. 4. Reactivity decrease during depletion.

Fig. 4에는 방출연소도 100GWD/MTU까지 연소하는 과정 중의 반응도 변화를 나타내었다. 초기 약 1.45에서 방출 시에는 약 1.02까지 반응도가 저하하는 것을 볼 수 있다. 방출시점에서 940여개의 주요핵종에 대한 재고량을 그램 단위로 산출하여, 붕괴계산 시 초기 자료로 사용하였다.

2.4 붕괴계산

붕괴계산에는 SCALE 코드의 ORIGEN-S 모듈을 사용하였으며, 연소(아래 Fig. 5와 6에서 붉은색: 2주기 1060일, 푸른색: 3주기 1350일) 이후 각 냉각 단계에서의 선원항을 도출하였다. Fig. 5는 냉각시간에 따른 단일 블럭의 열선원항 추이를 보여 주고 있으며, 방출 하루 후 약 3 kW, 1달 후에는 700 W, 1년 후에는 약 80 W 정도이다. 3주기 연소 후의 선원항이 2주기 연소 후의 선원항 보다 전체적으로 약간씩 높은 결과를 보인다. 150일 후 약 260 W에 도달하였을 때의 감마 및 중성자선의 에너지 영역에 따른 스펙트럼을 Fig. 6에 나타내었다.

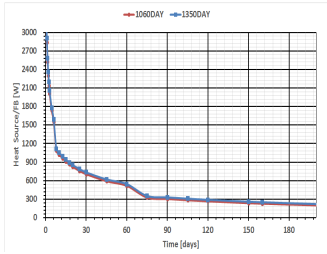


Fig. 5. Heat source.

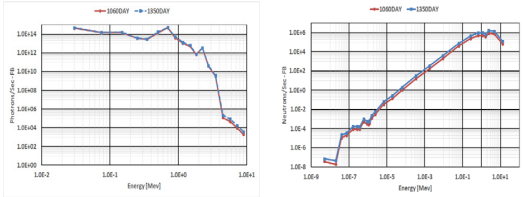


Fig. 6. Gamma and Neutron spectra.

3. 결론

McCARD 코드 및 SCALE 코드의 ORIGEN-S 모듈을 적용하여 VHTR 사용후핵연료에 대한 연소/붕괴계산을 수행하였으며 감마, 중성자선 및 열선원항을 평가하였다. 이는 향후 VHTR 후행핵주기의 운반용기 및 건식저장시설 설계를 위한 기초자료로 활용될 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래부의 원자력연구개발사업 및 포스코의 지원 하에 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] C. K. Jo, Y. H. Kim and J. M. Noh, "Reevaluation of Burnable Poison effects in a VHTR", 춘계원자력학회, 2008.

사용후 UO_2 소결체와 DU 및 SIMFUEL의 고온산화특성

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

1. 서 론

일본 후쿠시마 원전의 사용후 핵연료 저장조 냉각수 유출사고에 따른 사용후 UO_2 핵연료의 거동이 초미의 관심사로 대두되고 있다. 사용후 저장조의 냉각수 유출은 사용후 핵연료의 붕괴열에 의한 고온증기로 인해 Zircaloy 피복관의 급속한 산화를 초래하고 수소발생과 피복관의 파손으로 UO_2 소결체의 외부유출이 발생할 수 있다. 공기 중에 노출된 UO_2 소결체는 고온의 분위기에서 급격한 산화거동을 보이게 되며 소결체의 건전성이 훼손되게 된다. 노출된 UO_2 소결체는 연속적인 산화를 거쳐 공기 중에 비산하게 되어 주위의 오염이 불가피하게 된다. 일반적으로 사용후 UO_2 소결체는 U_4O_9을 거쳐 U_3O_8으로 완전 산화과정을 격게 된다. 사용후 UO_2 소결체는 핵분열생성물 등의 화합물을 구성하게 되어 연소도에 따른 산화거동이 다르게 나타난다.

본 연구에서는 경수로용 사용후 핵연료의 안전성 평가를 위하여 고온의 UO_2 소결체 산화시험이 수행되었다. 연소도에 따른 UO_2 소결체의 고온가열 산화시험을 통하여 핵분열기체 방출과 미세조직의 특성변화 결과와 deplete UO_2(DU) 및 Simulated UO_2(SIMFUEL)를 이용한 공기중 산화시험결과를 개괄적으로 비교평가 하였다.

2. 본 론

2.1 산화시험 시편 및 시험 조건

산화시험에 사용된 시편은 deplete UO_2, Simulated UO_2 및 경수로 원전에서 사용된 울진 2호기 사용후 UO_2 소결체를 이용하였다. SIMFUEL은 35 GWd/MTU 및 60 GWd/MTU 연소도를 모사하여 우라늄 96 ~ 97%TD를 기본으로 Y, La, Ce, Nd, Sr, Zr, Ba, Mo, Ru, Rh, Pd 및 Te를 미량으로 혼합하여 제조되었다. Table 1은 SIMFUEL 구성의 화합물표이다. 실제 사용후 핵연료 시편은 울진 2호기에서 연소된 K23 핵연료의 고연소도 UO_2 소결체를 사용하였으며, 중간연소도 UO_2 소결체는 하나로에서 조사된 큰결정립 UO_2 소결체를 사용하였다. 사용된 시편의 양은 고형체의 형태로 Table 2와 같다. 고연소도 및 중간연소도 사용후 소결체의 시편은 소결체 1개 단면을 기준으로 외곽부, 중간부 및 중심부로 구분하여 산화시험이 진행되었으나, 본 논문에서는 사고시 실제 사용후 UO_2 소결체의 외곽부가 우선적인 영향을 받게되므로 외곽부에 국한하여 제시한다.

Table 1. Composition of SIMFUEL Specimen

모의 UO_2 사용후핵연료 소결체 구성물형태	핵분열생성물 원소	핵분열생성물 원소 함량 (wt%)	
		35 GWd/MTU	60 GWd/MTU
기지(Matrix)	U	97.6361%	95.8745%
고용체 형성물 Dissolved Oxides (DO)	Y	0.0485%	0.0851%
	La	0.1315%	0.2282%
	Ce	0.2922%	0.4975%
	Nd	0.4013%	0.7138%
산화물 형태 석출물 Oxide precipitates (OP)	Sr	0.0931%	0.1593%
	Zr	0.3783%	0.6627%
	Ba	0.1539%	0.2776%
금속 형태 석출물 Metallic precipitates (MP)	Mo	0.3536%	0.6181%
	Ru	0.2688%	0.4657%
	Rh	0.0482%	0.0709%
	Pd	0.1440%	0.2597%
금속/산화물 공존 석출물 (O&M precipitates)	Te	0.0505%	0.0869%

Table 2. Specimen of Oxidation Test

구 분	연소도 (GWd/MTU)	산화 부위	시편양 (mg)	조사조건
사용후 핵연료	65	외곽부	150	울진 2호기
	34	외곽부	290	하나로
SIMFUEL	35, 60	전부위	각 500	Lab.제조
DU	-	-	500	"

DU와 SIMFUEL은 한국원자력연구원 핵연료 가공시험시설에서 열중량분석기(TGA)를 이용하여 350℃ ~ 1100℃ 온도구간에서 산화시험이 수행되었으며, 사용후 UO_2 소결체는 사용후시험시설(PIEF)에서 고온가열시험장비(Post-irradiation Annealing Apparatus, PIA)를 이용하여 500℃ 산화시험이 수행되었다. DU와 SIMFUEL은 8 ~ 9㎛ 정도의 결정립크기를 가지고 있으며, 350℃ ~ 550℃의 저온구간에서 TGA를 이용한 공기분위기에서 산화시험이 수행되었다. 울진 2호기 K23 고연소도 핵연료 소결체의 rim이 포함한 외곽부 시편을 이용하여 분당 10℃/min씩 500℃까지 상승시켜 500℃에서 4시간 유지시키며 산화시험을 실시하였다. 이때 사용된 분위기는 분당 100 ㎖/min의 Helium 불활성가스와 분당 50 ㎖/min의 표준공기 분위기를 유지하였다. Table 3은 사용후 핵연료의 연소도별 산화시험조건이다.

Table 3. Condition of Oxidation Test for Spent UO_2

구 분	(GWd/MTU)	적용온도 (℃)	Holding Time	Helium mℓ/min	STDmℓ/ min-Air	비고 (밀도)
사용후 핵연료 (SFP)	65	500/600	3hr/3hr	50	100	96%
	34	500	5 hr	100	100	96%

사용후핵연료(SFP) 산화시험 시 시간에 따른 Kr-85의 방출거동을 실시간 측정하였다. 실시간 방출되는 Kr-85는 FHT8000의 베타계측기를 이용하여 60 sec 간격으로 측정하고 이와 병행하여 동시에 NaI 감마계측기로 측정하였다. 산화 가열시험 후 전자주사현미경을 통한 미세조직의 변화를 관찰하였다.

2.2 산화시험 결과 비교

사용후 UO_2 소결체의 산화거동은 U_4O_9에서 U_3O_8으로 변화하고 이때 OU ratio는 $UO_{2.25}$에서 $UO_{2.6667}$로 변화한다. 비조사 UO_2 소결체의 경우 U_3O_7에서 U_3O_8로 변환하며, 완전한 U_3O_8으로 변환시 산화 Weight Gain은 3.96%이다. 다양한 산소함량의 TGA를 통한 산화시험 시에도 지배적인 영향을 미치지 않았다. DU와 SIMFUEL은 TGA에서의 완전산화까지의 Weight Gain을 측정하고, Fig. 1과 같이 정리하였다. 사용후 UO_2 소결체는 시간에 따른 Kr-85의 실시간 방출거동을 측정하여 Fig. 2와 같이 정리하였다.

DU와 SIMFUEL은 온도증가에 따라 산화속도가 빨라지고 소결체 미세 분말화 현상이 보인다. 450℃ 기준으로 DU의 경우 대략 30분 정도면 미세분말화가 완성되는 반면, SIMFUEL은 100분 이상 소요된다. 실제 사용후 핵연료의 경우는 500℃에서 5시간이 소요되어도 완전한 산화가 일어나지 않는다. 사용후 UO_2 소결체의 경우 산화시 방출되는 Kr-85는 결정립경계가 우선하고 이후 결정립 표면과 Matrix에서 방출하게 된다. 미세조직의 관찰결과 소결체의 파편화와 표면의 산화정도에 그치는 것으로 완전산화까지는 상당시간이 소요될 것으로 판단된다.

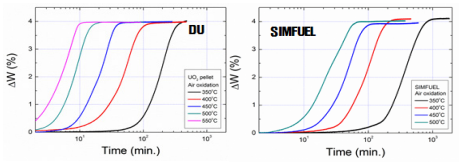


Fig. 1. Oxidation Behavior of DU & SIMFUEL.

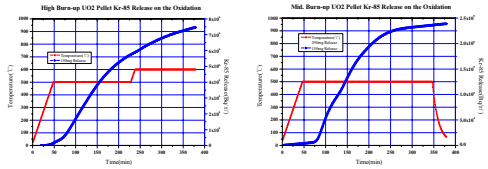


Fig. 2. Oxidation Behavior of Spent UO2 .

2.3 산화시편의 미세조직 변화

DU와 SIMFUEL 및 사용후 UO_2 소결체의 산화 후 미세조직의 변화를 통하여 사고시 산화에 따른 결정립의 변화정도를 관찰하였다. DU와 SIMFUEL은 완전산화되어 미세분말화가 완성되었으며, 사용후 UO_2 소결체의 경우 대부분 결정립은 5 ~ 10 ㎛ 정도의 결정립크기를 보였으며 결정립의 분리된 형상과 표면이 산화되는 팝콘현상이 보인다. 고연소도 UO_2 소결체 산화시 고연소도에 따라 생성된 핵분열 생성물에 의해 안정화된 U_4O_9의 중간 형태가 화합물을 구성함으로서 산화거동을 지연시키는 현상이 발생하며 미조사 UO_2와는 산화거동이 다르게 나타났다. Fig. 3은 각각 시편의 산화 후 미세조직 사진이다.

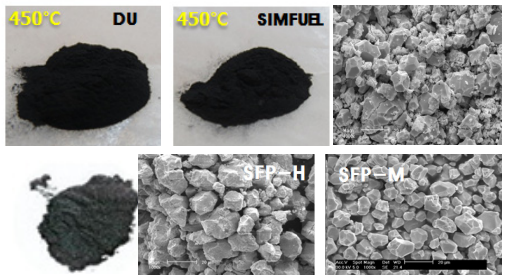


Fig. 3. Morphology of Oxidation Test Specimens.

3. 결 론

일본 후쿠시마 원전의 사용후 핵연료 저장조 냉각수 상실사고로 인해 사용후 핵연료의 안전성 평가가 원자력계의 관심사로 대두되고 있다. DU, SIMFUEL 및 사용후 UO_2 소결체의 산화거동을 비교평가 하였다. DU와 SIMFUEL은 U_3O_8으로 완전산화가 발생하여 3.96%의 Weight Gain을 확인하였으나, 사용후 UO_2 소결체는 완전산화까지 상당시간이 소요될 것으로 판단된다. 실제 54 GWd/MTU 연소도를 갖는 사용후 UO_2 소결체의 경우 3시간산화시험후 1.0% 정도의 Weight Gain이 발생되었다. 미세조직의 경우도 고연소도 소결체의 경우 미세분말화까지 미치지 못하고 파편화되어 있는 것을 확인할 수 있었다. 이러한 현상은 고연소도에 따른 High Burnup Structure(HBS) 등으로 DU와 SIMFUEL에 비해 결정립내의 산화지연성이 보인다.

4. Acknowledgement

본 연구는 미래창조과학부 지원 아래 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.
(NRF-2012—2012M2A8A4013172)

5. 참고문헌

[1] 김대호 외, 사용후 UO_2 소결체의 고온산화에 따른 미세조직변화, 한국방사성폐기물학회 2011년 춘계학술발표회. 2011. 5.

하이브리드 리그를 이용한 이종 핵연료 하나로 조사시험

김대호*, 양용식, 방제건, 김선기, 김효찬, 구양현, 이충성, 임경환
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kdh@kaeri.re.kr

1. 서 론

현재, 고성능 경수로연료의 활용을 위한 연구개발이 세계적인 추세로 수행되고 있으며, 후쿠시마 원전사고이후 안전성이 확보된 사고저항성 핵연료의 연구개발로 패러다임이 전환되고 있다. 국내에서는 핵연료 경제성 향상을 위해 한국원자력연구원을 중심으로 이중냉각 환형 UO_2 핵연료를 개발 중에 있으며, 이와 병행하여 기존의 원통형 UO_2 핵연료의 안전성을 증대시키는 기능적 특성을 가진 PCMI 저감 소결체 개발이 진행 중에 있다. 현재 개발 중인 이중냉각 환형 UO_2 핵연료는 경수로를 대상으로 연구가 진행되었으며, 이중냉각의 구조특성을 반영한 소결체의 중간연소특성을 검증하기 위해 2차 연구로 조사시험이 진행되었다. 고출력의 이중냉각 환형핵연료는 기존의 원통형 핵연료에 비해 넓은 열전달 면적과 얇은 소결체 두께의 형상으로 출력밀도 20%이상의 열출력 향상과 핵연료의 온도가 30% 이상 낮아지는 저온 핵연료이다. 이중냉각 환형핵연료의 특징으로 소결체의 변형을 최소화하고 핵분열기체를 현격하게 적게 방출하여 봉내압 등의 안전성이 확보되며, 핵연료의 안전성 기준이 되는 핵연료 용융온도의 충분한 여유를 확보함으로써 안전하고 경제성이 향상되는 고출력의 핵연료이다. 또한, 기존 상용 경수로원전에 사용되고 있는 원통형 핵연료의 PCMI(pellet-clad mechanical interaction)에 의한 손상에 대응하기 위해 기존 상용 소결체보다 30%이상의 creep 특성이 향상된 PCI 완화 가소성 UO_2 소결체를 개발하고 있다. 이는 기존의 고연소도 핵연료의 기계적 취약성을 보완하여 안전성과 경제성을 향상시킨 소결체이다. 현재 진행되고 있는 이중냉각 환형 UO_2 소결체와 가소성의 원통형 UO_2 소결체를 하나의 조사시험용 리그(하이브리드 핵연료 조사시험용 무계장리그)에 장착하여 하나로 OR-4 조사공에서 조사시험이 완료되었다.

2. 본 론

2.1 조사시험용 무계장리그

본 조사시험에 이용된 하이브리드 핵연료 조사시험용 무계장리그의 구조는 이중냉각 환형 UO_2핵연료의 특성에 따라 냉각수의 내.외부 유로공간이 확보되어야 하는 외형적 구조특성이 필요하고 조사시험용 리그 내에 연료봉의 안전한 장착이 보장되어야 한다. 아울러 동시에 장착될 가소성 원통형 UO_2핵연료가 냉각수 유동의 간섭이 발생하지 않도록 두 개의 cooling block 유로가 정렬되어야 한다. 하나로의 선출력 조건을 만족시키기 위한 온도계산 결과를 반영하여 cooling block의 연료봉 수접면적이 계산되었으며 이를 시험봉집합체 설계에 반영하였다. 또한, 연료봉의 용접과 리그내의 냉각수 유로간섭이 발생하지 않도록 설계하는 것이 중요하고 각각의 구조에 따른 진동 등의 수력적 분석이 필요하다. 하나로 OR 조사공 내부구조물과의 양립성이 유지되고 하나로 안전조건과 장기간의 조사기간 동안 기계적 건전성이 확인된 기존의 경수로용 신형소결체 조사시험용 무계장 캡슐 및 이중냉각 환형핵연료 조사시험용 무계장리그를 적용하여 Fig. 1과 같이 이중냉각의 내.외부 이중유로채널과 원통형의 단일유로채널이 동시에 확보되도록 적용하였으며, 노외 수력적 특성시험을 통하여 하나로 양립성을 확인하였다. 조사시험용 무계장리그의 수력시험을 통하여 설계 압력강하 209 kPa일때 10.02 kg/s로 설계제한치 12.7 kg/s 이하를 만족하였으며, 고유진동시험을 통해 RMS 변위 7.4㎛의 안정된 진동결과를 확인하였다. 내구성시험은 기존에 사용되었던 안정된 결과를 바탕으로 53일의 추가시험을 통해 기계적 건전성을 확인하였다.

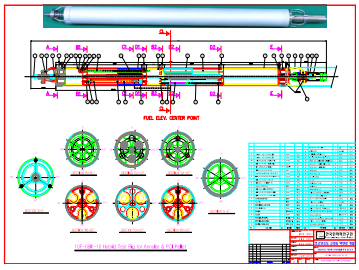


Fig. 1. Drawing of Hybrid Non-instrument Rig.

2.2 조사시험용 핵연료 시편

조사시험에 사용된 소결체는 2.67%의 IDR 방식의 UO_2를 사용하였으며, 시편의 구성은 Table 1과 같으며, 시험연료봉은 Fig. 2와 같다.

Table 1. Specimens of Irradiation Test

구 분	환형 UO_2 소결체	가소성 UO_2 소결체	비 고
농축도(w/o)	IDR 2.67	IDR 2.67	제조사 BNFL
Type	환형(내.외부 피복)	원통형(단일 피복)	
외경(mm)	14.10 ± 0.01	8.28 ± 0.005	
내경(mm)	9.64 ± 0.01	-	
두께(mm)	2.23 ± 0.01	-	
길이(mm)	8.5 ± 0.6	9.83 ± 0.64	
밀도(%TD)	97 ± 1.0	96 ± 1.0	
무게 (g)	7.8 ± 0.2	5.4 ± 0.2	
결정립 크기(㎛)	5 ㎛이상		상용 기준
O/U 비	2.0±0.01		
불순물 농도	상용 소결체 시방기준	총 불순물 농도 2500ppm 이하	
수량(ea)	6	5	
Stack Length(mm)	51.0	49.15	오차 감안

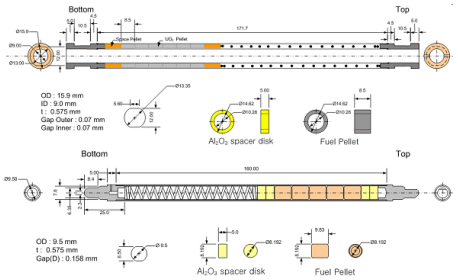


Fig. 2. Drawing of Irradiation Test Rod.

2.3 시험봉 분석 및 안전해석

조사시험에 따른 선출력 및 온도해석이 진행되었다. 시험핵연료의 하나로 OR-4 조사공에서의 한계선출력을 기준으로 핵연료 용융방지 온도(2837℃)와 ONB 온도(125℃) 및 냉각수 온도(40℃) 초과여부를 평가하였다. 평가결과는 Table 2와 같다.

Table 2. Results of Safety Parameter

하이브리드 핵연료			소결체 중심온도 (℃)	외부 피복관 표면(℃)	내부 피복관 표면 (℃)	냉각수 온도
상부 환형 시험봉	최대 선출력	1167 W/cm	-	73.8	67.6	40
	한계 선출력	1207 W/cm	848.3	76.5	70.1	
하부* 원통형 시험봉	최대 선출력	577.3 W/cm	-	78.3		40
	한계 선출력	652.4 W/cm	1915.6	90.0		

2.4 조사시험 결과

하나로 OR-4 조사공에서 74주기 ~ 96주기까지 EFPD 528.38일 연소되어 이중냉각 환형 UO_2 소결체는 39,370 MWd/MTU, PCI 완화 가소서 UO_2 소결체는 33,490 MWd/MTU의 연소도를 달성하였다. 시험목적에 따른 목표연소도를 달성하여 약 6개월간의 하나로 저장조에서 냉각기간을 가진 후 조사후 시험을 수행할 계획이다. Fig. 3은 조사시험이 종료된 시험 연료봉의 평균 선출력과 연소도 결과를 나타낸 그림이다.

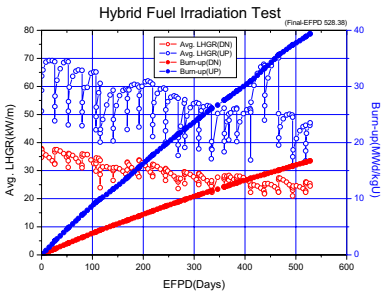


Fig. 3. Final Result of Irradiation Test.

3. 결 론

하이브리드 핵연료 시험 캡슐 조사시험은 이중냉각 환형 UO_2 핵연료와 가소성 원통형 UO_2 핵연료의 서로 다른 형태의 이종 핵연료를 하나의 무계장 리그에 장전하여 동시에 조사시험을 실시하기 위해 수행되었으며, 성공적으로 조사시험이 완료되었다. 본 시험을 통해 핵연료개발에 있어 다양한 형태의 연구로 동시 조사시험의 가능성을 확인하는 기회가 되었으며, 이후 핵연료의 개발에 따른 하나로 조사시험시 효과적인 활용될 수 있다.

4. Acknowledgement

본 연구는 미래창조과학부 지원 아래 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.
(NRF-2012—2012M2A8A5025823)

5. 참고문헌

[1] 김대호 외, 이중냉각 환형핵연료 1차 조사시험 및 조사후시험, 한국방사성폐기물학회 2014 춘계학술발표회, 2014. 5.

[2] 김대호 외, 고연소도용 큰결정립 UO_2 소결체 70 MWd/kgU하나로 조사시험 고찰, 한국방사성폐기물학회 2012 춘계학술발표회, 2012. 5.

사용후핵연료 저장조 냉각재 상실사고시 Zircaloy-4 피복관의 고온산화거동

방제건*, 전태현, 김선기, 구양현
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jgbang@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 저장조내 냉각재상실사고시 사용후핵연료가 공기중에 노출되고 냉각기능이 상실됨에 따라 공기와의 고온산화반응이 발생하게 된다. 그러나 이와 관련된 연구는 극히 일부 기관에서 수행되었고 관련된 시험결과도 매우 부족한 현실이다. 이와 관련된 연구는 지난 일본 후쿠시마 원전사고이후 관심이 크게 부각되었다. 지르코늄 합금의 공기와의 산화반응속도가 수증기분위기에서 보다 빠른 것으로 알려지고 있다[1-3]. 또한, 수증기분위기에서의 산화거동과 비교하여 공기중에서 산화반응시 발열반응에 따른 반응열 방출량이 80% 이상 더 높은 것으로 알려지고 있으며, 이는 사고시 온도상승을 야기시킴으로써 산화반응을 가속화시킬 수 있음을 의미한다[4-5]. 본 연구에서는 사용후핵연료를 모사하기 위한 산화층을 형성한 Zirclaoy-4를 대상으로 600℃-1,400℃ 범위의 고온에서 피복관 산화거동시험을 수행하였으며, 각 온도에서의 공기와의 산화반응거동을 분석하였다.

2. 본론

2.1 시편 준비

산화시험에는 Table 1의 Zircaloy-4 피복관을 사용하였으며 사용후핵연료 피복관을 모사하기 위해 전기가열로에서 공기중 420℃산화시험을 통해 산화막을 형성시켰다. 형성된 산화막은 55 ㎛ 였다. 산화반응시험용 시편은 20 ㎜ 길이로 절단하여 양끝단을 가공하고 아세톤용액에서 초음파세척을 하였으며, 시험전 표면적 및 무게를 측정하였다.

Table 1. Chemical composition of Zircaloy-4

	Zr (wt%)	Sn (wt%)	Fe (wt%)	Cr (wt%)
Zircaloy-4	Bal.	1.3	0.2	0.1

2.2 실험방법

공기중에서의 산화반응시험은 TGA를 사용하여 수행하였다. 저장조 냉각기능 상실 사고시 가능한 시나리오 가운데 분당 50℃의 속도로 온도가 상승한다고 가정하고, 온도 상승 과정 및 등온과정에서 600-1400℃ 온도영역에서 각 온도별로 공기분위기에서의 공기와의 노출시간에 따른 무게증가(weight gain)를 실시간으로 측정하였다.

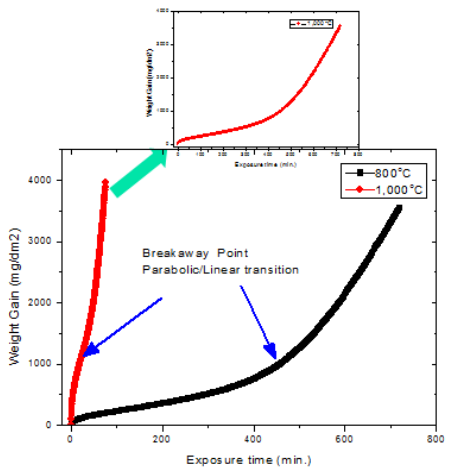
2.3 실험결과

Fig. 1-a는 시험온도 800℃와 1000℃에서 공기와의 산화반응 시간에 따른 무게증가를 보여주고 있다. 사용후핵연료 피복관이 공기중에 노출되는 초기에는 산화반응속도가 감소하고 2차함수에 가까운 무게증가를 나타냈다. 이후 어느 시간이 지나면 공기중 노출시간에 따라 선형적인 무게증가구간을 보여줌으로써 반응속도가 증가하는 천이현상을 나타냈다. 그러나 Fig. 2-b에서 보여주는 바와 같이 1200℃와 1400℃고온에서는 Fig. 1-a와 같은 거동이 일어나지 않았다. 이는 원자로내 냉각재상실사고(LOCA)시의 고온 수증기 산화반응과 거의 유사한 특성을 보여주고 있다. 고온영역에서 천이현상이 나타나지 않은 것은 고온영역에서의 산화막이 저온 영역에서의 산화막에 비해 상대적으로 보호적이고 비다공성에 기인하는 것으로 보여진다.

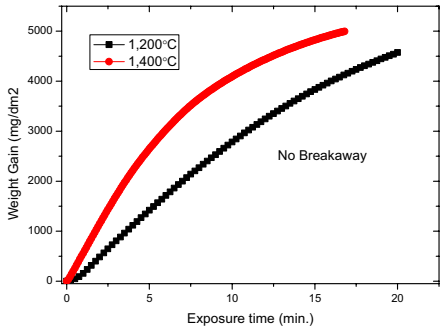
Fig. 2는 Zircaloy-4 피복관의 공기중에서 시험온도에 따른 산화속고 결과를 Arrhenius plot으로 보여주고 있다. 그림에서 나타난 바와 같이 2개의 서로 다른 기울기를 보여주고 있으며 이는 주어진 온도범위에서 2개의 속도상수가 필요함을 알 수 있다. 여기서 도출된 반응속도는 다름과 같다.

$$k(kg/m^2 s^{1/2}) = 97.51\exp(109{,}524)/RT) : \quad (873K<T<1373K)$$

$$k(kg/m^2 s^{1/2}) = 0.69\exp(-46{,}365/RT) : \quad (1373K<T<1673K)$$



(a)



(b)

Fig. 1. Oxidation bahaviors of Zircaloy-4 in air. a) 800℃and 1000℃, b) 1200℃ and 1400℃.

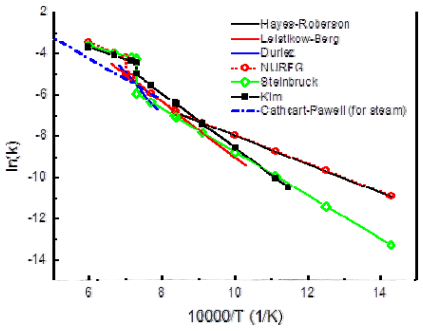


Fig. 2. Arrhenius plot for air oxidation rate of Zircaloy-4.

3. 결론

공기와의 노출시간에 따른 사용후핵연료 피복관의 산화반응 거동을 측정하였다. 공기와의 산화반응시간에 따른 무게증가거동은 2차함수에 가까운 무게증가 거동이 나타나며 그 후 특정시점을 지나 반응속도가 증가하는 천이현상이 나타났다. 1200℃ 및 1400℃의 온도에서는 반응속도의 천이현상은 나타나지 않았으며 이는 산화막의 보호적 성질이 고온에서 유지되기 때문으로 보여진다.
공기중에서 반응속도는 다음과 같이 도출되었다.

$$k(kg/m^2 s^{1/2}) = 97.51\exp(109{,}524)/RT) : \quad (873K<T<1373K)$$

$$k(kg/m^2 s^{1/2}) = 0.69\exp(-46{,}365/RT) : \quad (1373K<T<1673K)$$

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.

절개 탈피복 시험을 위한 모의 사용후 핵연료봉 제조

전상채*, 이정원, 이재원, 강상준, 이주호, 조광훈
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*scjeon@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력 발전의 경제성 제고와 누적되는 사용후 핵연료(Spent fuel)의 효율적인 관리를 위해 파이로 건식처리 (Pyroprocess) 연구가 활발히 진행되고 있다[1]. 파이로 건식 처리는 핵폐기물의 부피 및 독성을 획기적으로 감소시키면서 핵확산 저항성을 확보할 수 있는 장점이 있다. 파이로 공정은 여러 세부공정으로 이뤄지며 핵연료 집합체의 해체, 연료봉 인출, 절단 등을 통해 핵연료를 피복관으로부터 분리/회수 하는 전처리 공정으로 시작된다. 핵연료의 회수율을 높이기 위한 일환으로 전처리 공정에서는 피복관을 기계적으로 절개하여 핵연료를 회수하는 절개 탈피복에 대한 연구가 활발히 진행되고 있다. 사용후 핵연료는 그 자체의 고방사성으로 인해 취급이 엄격히 제한되므로 절개 탈피복 연구를 위해서는 그와 유사한 모의 사용후 핵연료봉 (이하 모의연료봉)이 필요하다. 본 연구에서는, 절개탈피복 연구를 위한 모의연료봉을 제조/공급할 수 있는 장치를 개발하고, 여러 운전변수들의 변화에 따른 모의 연료봉 제조시험을 수행하여 다양한 특성을 지니는 실제 사용 후 핵연료봉을 효과적으로 모사할 수 있도록 기초 자료를 확보하고자 한다.

2. 본론

2.1 모의 사용후 핵연료봉 제조장치 개발

실제 사용후 핵연료봉은 원자로 내에서 수년간약 400℃, 150 bar의 조건에서 연소하는 동안 UO_2 소결체와 Zircaloy-4 (Zry) 피복관 사이에Zry/UO_2 반응층을 형성한다[2,3]. 치밀한 조직의 반응층이 형성되면 절개탈피복 공정에 영향을 미쳐 핵물질 회수율이 달라질 수 있다[2,3]. 반응층의 형성은 원소들의 확산을 통해 이뤄지므로 연소시간이 길수록, 즉 연소도가 높을수록 그 두께가 증가한다. 본 실험에서는 다음 요구조건에 따라 모의 사용후 핵연료봉 제조장치가 설계, 제작되었다.

- PWR 16×16 type (소결체 ∅ 8.2, 피복관 내경: ∅ 8.3) 길이 약 25 cm 수용 가능
- 피복관 및 소결체간 접착층 (반응층)이 단 시간에 생성되어야 함 : 고온 및 고압 요구

상기 요구사항 충족을 위해 문헌조사를 기반으로 장치제작을 위한 개념설계가 이뤄졌다. 문헌상으로는 1000℃, 80 bar에서 bamboo 현상이 나타나면서 연료봉 압착이 이뤄지며 Zry/UO_2 반응층을 형성하는 것으로 조사되었다(Fig. 1)[2,3].

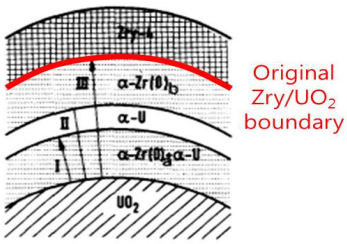


Fig. 1. Schematic representation of the phase formation during UO_2/Zry-4 interactions[3].

앞서 기술한 요구사항 및 개념설계를 바탕으로 기존의 HIP (Hot Isostatic Press) 장치와 유사하나 핵연료봉 제조를 위한 특수성을 감안하여 다음 사항으로 상세 설계, 제작하였다.

- 본 장치는 모의 연료봉을 제조하는 장치로서, 최고온도 1200℃, 최대압력 100 bar까지 구현 가능하며, 온도 및 압력을 정교하게 조절하여 일정하게 반응시간 동안 유지가능 해야 한다.
- 고온발생장치는 고압 반응기 내부에 설치되며, 발생된 고온의 외부 열전달을 최소화할 수 있도록 단열 시스템으로 구성된다.
- 외부 반응기는 jacket type으로 냉각을 위한 냉각장치가 있으며, 모의 연료봉의 형태는 외경 3/8 inch (9.5 mm), 길이 약 300 mm의 피복관(tube)에 핵연료 물질(약 8 ∅×10 H mm의 UO_2 펠렛)이 장전된 형태로 내부 가열부에 연료봉 5 개/회 투입이 가능해야 한다.

이상의 상세설계를 기반으로 하여 Fig. 2와 같이 장치를 제작, 설치하였다.



Fig. 2. Equipment for the fabrication of simulated spent fuel rods.

2.2 모의 사용후 핵연료봉 제조시험

산화층의 두께 측면에서 실제 사용후 핵연료봉을 효과적으로 모사하기 위해서는 온도 및 압력, 시간별 Zry/UO_2 반응층의 두께에 대한 기초자료확보가 선행되어야 한다. 여기서 압력은 Zry와UO_2간의 물리적 접촉 상태에 영향을 주며 압력이 충분하여 Zry와 UO_2간에 압착이 일어나는 경우에만 반응층이 형성된다[2,3]. 따라서, 본 시험에서는피복관 전체에 고르게 압착이 일어나는 압력 조건을 확립한 후 해당 압력에서 온도 및 시간별로 Zry/UO_2 반응층을 관찰하고자 하였다. 시운전을 통해 확보한 온도-압력 관계를 바탕으로 상온에서 초기 압력을 설정하였다.

Fig. 3은 열처리 전 및 1000℃에서 30분 동안 각각 80 bar와 50 bar의 압력으로 열처리 한 후의 연료봉 외관을 보여준다. 압력에 따라 줄무늬의 선명도에 다소 차이가 있으나 공통적으로 두 압력조건에서 모두 bamboo 현상이 관찰되었다. 이는 50 bar의 압력으로도 Zry/UO_2 반응층의 생성에 대한 필요조건인 Zry와 UO_2간에 압착이 일어났음을 의미한다. Zry/UO_2 반응층을 관찰하기 위해 단면을 연마한 후 에칭 전하여 관찰한 결과를 Fig. 4에 나타내었다.

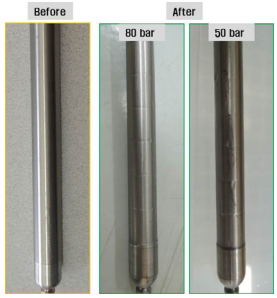


Fig. 3. Before and after heat treatment at 1000℃ for 30 min under 50 and 80 bar.

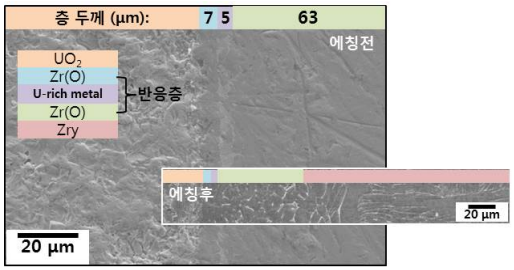


Fig. 4. Zry/UO_2 interactions at 1000℃ 30 min 80 bar.

Fig. 4의 SEM 사진에서 Zry과 UO_2의 계면에 형성된 반응층을 관찰 할 수 있다. Zry과 UO_2 사이에 산소가 포함된 Zr (Zr(O))층, (U, Zr)-합금층(U-rich), 다시 Zr(O)층으로 총 3개의 반응층이 형성된 것을 볼 수 있다. 반응층의 구성 및 각 층의 두께는 열처리 압력에 따라 차이가 없었으며 관찰된 결과는 기 발표된 Hoffman의 논문 내용과 일치한다[3].

향후에는 압력변수를 50 bar로 고정한 후 온도 및 시간별로 Zry과 UO_2의 계면에 형성된 반응층의 구성 및 각 층의 두께변화를 관찰하여 각 시험변수별 data를 확보함으로써 다양한 두께의 반응층을 갖는 절개탈피복 연구용 모의 연료봉 제조를 위한 기초 자료를 확보하고자 한다.

3. 결론

파이로 공정에서 연료봉 피복관 절개 연구를 위해 모의 연료봉을 제조할 수 있는 장치를 성공적으로 개발하였다. 온도 및 시간에 따른 Zry/UO_2 반응층의 변화를 관찰하여 기초자료를 확보함으로써 다양한 조건의 모의연료봉을 제조할 수 있는 장치의 운전조건을 확립해 나가고자 한다.

4. 감사의 글

이 논문은 2014년도 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임(원자력기술개발사업, No. 2012M2A8A5025696)

5. 참고문헌

[1] 한국원자력산업회의, 원자력산업, 331호, pp. 68-90, 2012.
[2] P. Hofmann and C. Politis, J. Nucl. Mater. 87, pp375-397, 1979.
[3] P. Hofmann and D. Kerwin-peck, J. Nucl. Mater. 124, pp80-105, 1984.

RIDE 운반용기의 낙하가상사고조건하에서의 안전성 평가

최우석*, 유승환, 이상훈, 이주찬, 서기석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*wschoi@kaeri.re.kr

1. 서 론

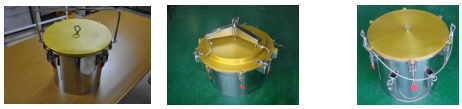
PRIDE 시설 내 공정장치에서 발생하는 핵물질 및 폐기물을 처리하고, 운반하기 위한 운반시스템이 필요하다. 운반물의 형태와 발생량에 따라 3가지의 운반용기를 개발하고 운반경로를 차별화하였다. PRIDE 시설의 핵물질 및 폐기물을 운반하는 운반용기에는 소형이송통로(STL: Small Transfer Lock)를 통하여 이송되는 표준운반용기, 대형운반통로(LTL: Large Transfer Lock)를 통하여 이송되는 글로브박스 접속용기와 대형운반용기, 그리고 원료물질 운반용기가 있다. 각각의 운반용기는 취급도중 발생할 수 있는 가상의 사고조건에 대해 안전성을 평가해야 한다. 이러한 가상사고조건 가운데 가장 위험한 경우는 2층 Ar cell에서 1층 Air 셀로의 운반도중 발생하는 낙하사고라고 판단된다. 낙하높이에 따라 운반용기의 건전성에 큰 위해를 가할 수 있고, 내용물의 누설 및 비산이 발생할 수 있기 때문이다. 낙하높이는 운반절차 중 발생할 수 있는 최대높이로 설정하기 때문에 각 운반용기마다 다르다. 크게 소형이송통로를 통하여 이동하는 운반용기와 대형이송통로를 통하여 이동하는 운반용기의 낙하사고 높이는 서로 다르다. 본 연구에서는 취급높이에 기초하고 안전계수를 고려하여 최종 낙하높이를 결정하였다.

개발된 운반용기의 안전성 평가를 위해 두 가지 방법을 사용하였다. 첫째로 운반용기의 셀내 운전성, 원격 조작성 등을 평가하기 위하여 셀내에서 양팔형 조작기 및 호이스트를 이용하여 운전성능을 평가하였다. 둘째로 구조해석용 상용소프트 웨어를 이용하여 가상사고조건하에서의 구조건전성 유지여부를 해석적으로 평가하고 시험을 통하여 검증하였다. 본 논문에서는 후자에 대한 내용을 기술하고자 한다.

2. 가상사고조건하에서 운반용기 안전성 평가

2.1 Negative contact 기법 평가

PRIDE 운반용기 본체와 뚜껑의 결속 및 해제를 위해 작업성이 편리한 클램프 타입의 잠금 기구를 선정하였다. 3종의 운반용기는 Fig. 1에 나타나 있다. 클램프는 본체와 결합시 pre-tension을 받는다. 유한요소해석 수행시 이를 모사하기 위해 negative contact 기법을 사용하였다. 구조해석을 이용하여 잠금 고리에 항복응력값의 절반에 해당하는 응력을 발생시키는 초기 침투깊이(negative contact depth)를 찾아내었다. 적절한 초기 침투깊이는 표준운반용기의 경우 0.028 mm, 글로브 박스 접속용기의 경우 0.026 mm, 대형운반용기의 경우 0.045 mm로 계산되었다.



(a) 표준운반용기 (b) 대형운반용기 (c) GB 접속용기

Fig. 1. Three transport container (Small transport container, Large transport container, GB docking container).

2.2 구조해석 및 안전성 시험을 통한 운반용기의 안전성 평가

PRIDE 운반용기 취급도중 발생할 수 있는 가상사고조건 가운데 가장 위험한 경우로서 2층 Ar 셀에서 1층 Air 셀로의 운반 중 낙하사고 및 셀내 취급높이에서의 낙하를 가정하였으며, 낙하높이는 안전율을 고려하여 4.5 m로 선정하였다.

선정된 낙하높이에 대하여 구조해석 기법을 활용하여 표준운반용기, 글로브박스 접속용기, 대형운반용기의 예비성능평가를 수행하였다. 운반용기와 운반물의 접촉조건(general contact, tie조건)과 낙하자세(수평낙하, 경사낙하)에 따라 복수개의 조건에 대하여 낙하해석을 수행했으며, 표준운반용기의 경우 4가지 cases, 글로브박스 접속용기의 경우 2가지 cases, 대형운반용기의 경우 1가지 case에 대하여 낙하해석을 수행하였다. 해석결과를 반영하여 운반경로 및 절차의 개선을 위한 피드백을 제공하였다. 운반용기 뚜껑과 본체를 결합시키는 클램프에서의 최대응력과 뚜껑과 본체사이의 상대변위를 계산하여 밀봉성능 및 구조건전성 유지여부를 평가하였

다. 경사낙하조건에서는 용기 모서리 부분에 국부적으로 큰 응력이 발생하고, 클램프의 응력과 상대변위는 다른 case에 비하여 작게 평가되었다. 수평낙하조건이 밀봉성능 유지 관점에 대해서는 위험한 낙하조건으로 평가되었다. 낙하해석 결과는 Fig. 2에서 Fig. 4에 나타내었다.

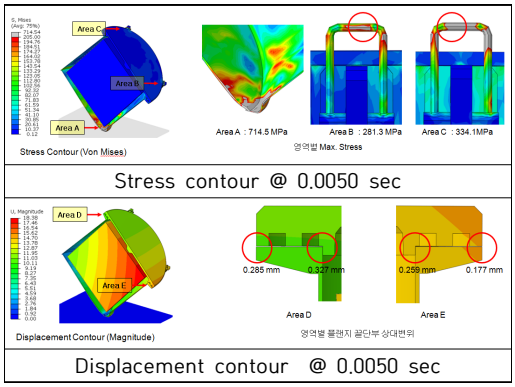


Fig. 2. Stress and displacement contour in standard transport container at the critical time.

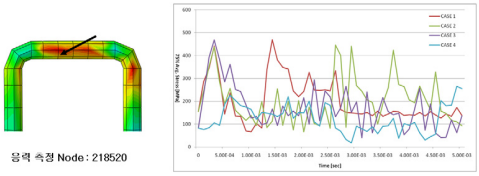


Fig. 3. Stress history comparison per drop cases in standard transport container.

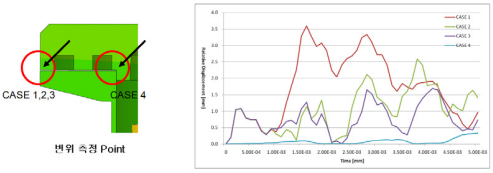


Fig. 4. Gap displacement history per drop cases at O-ring location.

낙하해석 결과를 바탕으로 Fig. 5와 같이 낙하시험을 수행하여 안전성을 평가하였다. 낙하 후 육안검사로 용기의 파손여부를 검사한 결과, 충격부위가 크게 찌그러졌지만, 파손은 존재하지 않았다. 낙하 후 이격거리가 늘어났고, 클램프의 결속력이 감소한 것으로 보인다. 클램프의 결속력이 감소하면, 내부 오링에 가해지는 압력이 낮아지고, 내부 적재물로부터 가스가 발생하여 내부 압력이 높아질 경우에는 기밀 유지력이 감소하여, 내부 기체가 외부로 유출될 가능성도 있다. 이후 수행된 누설시험 결과 누설은 발생하지 않았다.

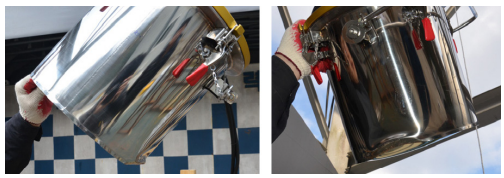


Fig. 5. Drop test of small transport container for safety evaluation.

대형운반용기는 2층 Ar 셀 내의 전해정련공정에서 발생한 우라늄 전착물을 도가니와 함께 담아서 1층의 우라늄 잉곳 제조 장치로 운반하는 용기로서, 형상과 중량이 제일 큰 운반용기이다.
구조해석을 통한 낙하사고 조건하에서의 운반용기의 해석결과를 반영하여 운반경로 및 절차의 개선을 위한 피드백을 제공하였다. 운반용기 뚜껑과 본체를 결합시키는 클램프에서의 최대응력과 뚜껑과 본체사이의 상대변위를 계산하여 밀봉성능 및 구조건전성 유지여부를 평가하였다. 각 용기에서 수직낙하해석 결과는 Table 1과 같다. 경사낙하조건에서는 용기 모서리 부분에 국부적으로 큰 응력이 발생하고, 클램프의 응력과 상대변위는 다른 case에 비하여 작게 평가되었다.

Table 1. Comparison of bottom drop analysis for PRIDE three transport container

운반용기 구분	바닥수직낙하 해석결과	
	O-ring 부분 최대변위 [mm]	잠금고리 최대응력 [MPa]
표준	1.69	468.1
GB 접속	4.05	648.0
대형	5.76	574.3

3. 결 론

PRIDE에서 운용되는 운반용기에 대한 안전성 평가가 진행되었다. 모의운전을 통한 운전성/원격성 평가 이외에 구조해석기법을 활용한 낙하사고조건에 대한 안전성 평가해석 및 안전성 시험을 수행하였다. 평가해석을 위해 클램프 처리를 위한 해석기법을 평가후 적용하였다. 안전성 시험을 통하여 운반용기가 낙하사고조건하에서 안전성을 유지함을 알 수 있었다. 고려한 사고조건 이외에 발생가능한 사고조건에 대한 추가적인 안전성 평가가 필요하며, 사고를 방지할 수 있는 운전경로 및 개선방안도 고려해야 할 것이다.

정상, 비정상 및 사고조건에서 콘크리트 저장용기의 열 유동 성능시험

방경식*, 유승환, 이주찬, 서기석, 이상훈
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nksbang@kaeri.re.kr

1. 서 론

저장관련 법규인 10CFR72[1] 및 NUREG-1536 [2]에서는 건식 저장시스템에 대하여 피동 열 제거 시스템의 성능 및 구성 요소들에 대한 허용온도를 평가하도록 규정하고 있다. 따라서, 법규에서 규정하고 있는 정상 및 비정상조건 하에서 콘크리트 저장용기의 피동 열 제거 성능을 실험적으로 평가하였으며, 사고조건 하에서 콘크리트 저장용기의 주요 구성 요소인 콘크리트에 대한 건전성 평가를 수행하였다.

2. 열 유동시험

2.1 시험모델

열 유동 성능시험에 사용된 시험모델은 콘크리트 저장용기의 full scale 모델로 사용후핵연료가 장전되는 canister와 over-pack으로 구성되었다. Over-pack에는 경수로 사용후핵연료 집합체로부터 발생하는 붕괴열을 thermo-siphon 현상에 의해 외부 환경으로 적절히 열을 제거할 수 있도록 피동 열 제거 시스템이 설계되어 있다. 피동 열 제거 시스템은 하부에 공기 흡입구 4개 및 상부의 공기 출구 4개로 구성되어 있으며, 하부에는 공기 흡입구를 통해 들어온 공기가 적절히 분배될 수 있도록 방사형 구조물이 설계되어 있다.

콘크리트 저장용기의 열 유동 성능시험에서 온도를 측정하기 위한 열전대는 canister 표면, over-pack 내부표면, over-pack 내부의 콘크리트 및 over-pack 외부표면에 34˚, 124˚ 및 214˚ 방향으로 각 6개씩의 열전대를 부착하였으며, 공기 출구에 3개, 그리고 뚜껑 부위에 2개를 포함하여 총 77개의 열전대를 부착하였다.

유속을 평가하기 위한 유속계로는 두 가지 type을 사용하였다. 시험모델의 공기 입구는 낮은 온도영역에서 사용되는 열선(hot wire type) 유속계를 사용하였으며, 공기 출구에는 비교적 높은 온도에서 사용할 수 있는 바람개비(vane type) 유속계를 사용하였다.

2.2 열 유동시험

2.2.1 정상조건

정상조건에 대한 열 유동시험은 태양 복사열이 없는 고요하고 정지된 주변온도에서 전기히터로부터의 총 열 유량은 16.8 kW로 하였다. 시험은 열전대와 측정계통이 이상 없이 작동하는 것을 확인한 후 전기히터를 가동하여 모델의 온도분포가 열평형 상태에 도달한 후 이틀 동안 그 상태를 유지하였다. 정상조건시험에서 시험모델의 온도분포는 약 216 시간 경과 후 열평형 상태에 도달하였으며, 주변온도는 평균 약 16˚C로 측정되었다.

정상조건에서 측정된 최고온도는 Table 1에서와 같이 canister 표면에서는 128˚C, over-pack 내부표면은 50˚C, over-pack 내부의 콘크리트 중심은 37˚C, 그리고 over-pack 외부표면은 27˚C로 측정되었다.

Over-pack 표면에서의 온도는 평균 24˚C로 측정되었으며, 공기 입구에서의 온도 및 유속은 평균 13˚C 및 0.42 m/s, 출구에서의 온도 및 유속은 평균 59˚C 및 0.93 m/s로 측정되었다. 이들 측정값들로부터 over-pack의 표면을 통한 열전달은 약 6.5%이며, 피동 열 제거시스템의 공기 출구를 통한 열전달은 약 93.5%임을 알 수 있다. 따라서, 피동 열 제거시스템의 성능이 잘 유지됨을 알 수 있다.

2.2.2 비정상조건

비정상조건에 대한 열 유동시험은 시험건물 내부에 시험모델을 설치하고 시험모델의 공기 입구를 1/2 막은 후 열평형 상태에 도달할 때까지 시험을 수행하였다. 비정상조건시험에서 시험모델의 온도분포가 열평형 상태에 도달한 후 주변온도는 평균 약 20˚C로 측정되었다.

비정상조건에서 측정된 최고온도는 Table 1에서와 같이 canister 표면에서는 136˚C, over-pack 내부표면은 59˚C, over-pack 내부의 콘크리트 중심은 44˚C, 그리고 over-pack 외부표면은 34˚C로 측정되었다.

Over-pack 표면에서의 온도는 평균 31℃로 측정되었으며, 공기 입구에서의 온도 및 유속은 평균 17℃ 및 0.86 m/s, 출구에서의 온도 및 유속은 평균 71℃ 및 0.76 m/s로 측정되었다. 이들 측정값들로부터 over-pack의 표면을 통한 열전달은 약 12.6%이며, 피동 열 제거시스템의 공기 출구를 통한 열전달은 약 87.4%임을 알 수 있다. 따라서, 공기 입구가 1/2이 막히는 비정상조건에서도 피동 열 제거시스템의 성능이 잘 유지됨을 알 수 있다.

정상조건과 비정상조건의 평균 주변온도 차이는 약 4 ℃였다. 따라서 이를 고려하여 비교해 보면 비정상조건의 시험결과가 정상조건의 시험결과보다 약 3 ~ 5℃ 정도 높게 측정되었음을 알 수 있다. 따라서 비정상조건에서 공기 입구가 1/2 막히면서 편류가 발생하지만 이 편류가 콘크리트 저장용기의 온도상승에는 크게 영향을 미치지 않음을 알 수 있다.

2.2.3 사고조건

사고조건에 대한 열 유동시험은 태양 복사열이 없는 고요하고 정지된 주변온도에서 전기히터로부터의 총 열 유량은 16.8 kW로 하였다. 시험은 모델의 온도분포가 열평형 상태에 도달한 후 공기 흡입구를 완전히 막은 후 4일 동안 그 상태를 유지하였다. 사고조건시험에서 주변온도는 평균 약 20℃로 측정되었다.

사고조건에서 측정된 최고온도는 Table 1에서와 같이 canister 표면에서는 184℃, over-pack 내부표면은 103℃, over-pack 내부의 콘크리트 중심은 61℃, 그리고 over-pack 외부표면은 39℃로 측정되었다.

3. 결 론

정상조건에서 over-pack의 표면을 통한 열전달은 약 6.5%이며, 피동 열 제거시스템의 공기 출구를 통한 열전달은 약 93.5%로 평가되었다. 따라서, 피동 열 제거시스템의 성능이 잘 유지됨을 알 수 있었다.

비정상조건에서 공기 입구가 1/2이 막혀도 콘크리트 저장용기의 온도상승에는 크게 영향을 미치지 않음을 알 수 있었다.

Over-pack 내부표면의 최고온도는 105℃로 측정되었다. 따라서, 콘크리트는 over-pack 내부표면의 안쪽에 위치하므로 콘크리트의 최고온도는 이보다 낮을 것으로 판단되며, 이 값은 ACI-349 [3]에서 규정하고 있는 177℃보다 낮으므로 사고조건에서 콘크리트의 열 적 건전성은 유지되는 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] U.S Code of Federal Regulations, Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel and High-level Radioactive Waste, Part 72, Title 10, "Energy", 2005.

[2] NUREG-1536, Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Cask Storage Systems, U.S. NRC Washington, DC, July 2010.

[3] ACI 349-13, Code Requirements for Nuclear Safety-Related Concrete Structures (ACI 349-13) and Commentary, American Concrete Institute, Appendix E.4, 2013.

Table 1. Maximum Temperature measured under Normal, Off-normal, Accident Conditions

구분 \ 위치	Temperatures (℃)				
	Canister Surface	Over-pack			Amb.
		Inner Surface	Concrete Center	Outer Surface	
정상	128	50	37	27	16
비정상	136	59	44	34	20
사고	184	103	61	39	20

Table 2. Average Temperature and Velocity under Normal and Off-normal Conditions

구분	위치	In-let			Out-let		
		0°	90°	180°	45°	135°	225°
정상 조건	온도(℃)	12.9	12.2	12.6	55.9	60	62.4
	속도(m/s)	0.4	0.48	0.37	0.84	0.93	1.02
비정상 조건	온도(℃)	17.5	-	17.2	67.7	71.7	74.1
	속도(m/s)	0.81	-	0.91	0.82	0.74	0.71

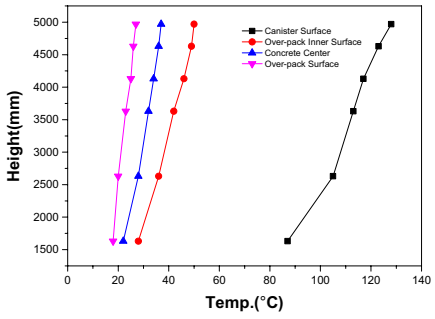


Fig. 1. Temperature Distribution under Normal Conditions.

사용후핵연료 저장조 지진조건에서의 핵연료 평가 방법

김동학*, 박영섭
한수원중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*prfrog@khnp.co.kr

1. 서론

미국 원자력규제위원회(U.S. Nuclear Regulatory Commission, U.S. NRC)는 Standard Review Plan(SRP) 3.8.4[1]의 Appendix D에서 사용후핵연료 저장조의 지진해석에 대한 요건을 기술하고 있다. SRP 3.8.4 Appendix D에서는 사용후핵연료 저장조의 지진해석에서 사용후핵연료 저장조에 대한 평가와 함께 핵연료봉의 손상평가를 요구하고 있다.

APR1400원전은 국내원전의 해외수출을 위하여 U.S. NRC의 설계인증(Design Certification)을 추진 중에 있다. U.S. NRC의 설계인증을 위한 APR1400원전의 사용후핵연료 저장조 지진해석에서 핵연료평가를 수행하여야 한다. 본 논문에서는 사용후핵연료 저장조 지진해석 및 해외 사례를 검토하여 사용후핵연료 저장조의 지진해석에서 핵연료평가 방법을 개발하였다.

2. 사용후핵연료 저장조 지진해석

APR1400원전의 사용후핵연료 저장조의 지진해석은 ANSYS를 이용하여 lumped mass와 Beam 요소를 통한 모델에 대한 시간이력해석을 통하여 수행되었다.[2] 저장랙과 핵연료집합체는 각각 3개의 lumped mass와 이를 연결하는 Beam 요소를 이용하여 모델링하였으며, 핵연료집합체와 저장랙 간에는 impact spring 요소를 각각의 lumped mass사이에 연결하였다. 사용후핵연료 저장조는 냉각 및 차폐의 기능을 하는 냉각수가 채워져 있어서 이를 고려하기 위한 Hydrodynamic Mass 요소가 사용되고 있다.

안전정지지진(Safe Shutdown Earthquake; SSE) 조건의 EW 및 NS 방향의 하중을 주어서 저장랙과 핵연료집합체간의 충격하중을 결정하였다. 충격하중은 핵연료집합체와 저장랙을 모사하는 lumped mass 사이를 연결하는 impact spring 요소에서 추출하였다. EW 및 NS 방향 충격하중의 합력으로부터 결정된 사용후핵연료 저장랙의 최대 충격하중(14,132 kgf)을 결정한다.

3. 핵연료 평가

3.1 평가방법

사용후핵연료 저장조 지진해석에서 결정된 충돌하중이 핵연료에 작용한다. 충돌하중이 핵연료에 작용하면 고정조건이 없으므로 핵연료봉에 가속도가 발생된다. 발생된 가속도에 의하여 핵연료봉과 평행한 방향의 핵연료봉의 좌굴평가나 수직한 방향의 굽힘에 의한 응력평가를 통하여 건전성을 평가할 수 있다.

Bjorkman[3]은 사용후핵연료 운반용기에서의 핵연료 평가를 위하여 핵연료봉과 평행한 방향의 가속도에 의한 관성하중이 핵연료봉에 작용하는 경우 좌굴평가를 통하여 핵연료를 평가하는 방법론을 제안하였다. 사용후핵연료에 작용하는 가속도에 의한 관성하중이 좌굴하중으로 작용하여 양단회전의 보에 대한 좌굴식을 이용하여 임계가속도를 식 (1)과 같이 제안하였다.

$$\alpha_{cr} = \frac{\pi^2}{l^2}\frac{E_c I_c}{(W_c + W_f)} \quad (1)$$

여기서 α_{cr}는 임계가속도이며, l은 핵연료봉 길이, E_c는 피복재의 영률, I_c는 피복재의 단면모멘트, W_c, W_f는 각각 피복재와 핵연료의 무게를 나타낸다.

사용후핵연료 저장조의 핵연료집합체는 핵연료봉과 평행한 방향으로의 충격하중은 매우 작은 값으로 고려하지 않는다.

지진하중에 의하여 사용후핵연료 저장랙이 핵연료집합체에 수평방향의 충돌하중을 가한다. 수평방향의 충돌하중에 의하여 핵연료집합체는 관성하중이 발생되며 이러한 충돌하중에 의한 가속도만큼의 관성하중에 의하여 핵연료봉이 지지격자에 의하여 굽힘이 발생한다. 이러한 핵연료봉의 굽힘은 Fig. 1과 같이 가속도에 의한 균일하중이 단순지지하중이 받는 보로 가정할 수 있다. 균일하중을 받는 단순지지보의 최대굽힘응력은 식 (2)와 같다.

$$\sigma_b = \frac{qL^2}{8Z} \quad (2)$$

여기서 σ_b는 관성하중에 의한 최대굽힘응력, $q = \alpha \times w_f$는 단위길이에 작용하는 관성하중, α는 가속도, w_f는 단위길이당 핵연료봉의 중량, Z는 굽힘모멘트에 대한 형상계수이다. 식 (2)의 최대굽힘응력이 핵연료봉의 피복재의 항복응력보다 적은 경우 핵연료봉은 건전하다. 따라서, 식 (3)과 같이 임계가속도를 결정할 수 있다.

$$\alpha_{critical} = \frac{8\sigma_y Z}{w_f L^2} \quad (3)$$

여기서 σ_y는 연료봉 피복재의 항복응력, L은 그리드와 그리드의 간격이다.

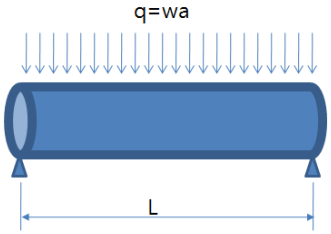


Fig. 1. Bending of fuel clad using simply support.

3.2 APR1400원전의 예비 평가 결과

NUREG-1864[4]에서는 고연소도 연료의 Zircaloy 피복재의 항복강도를 637MPa로 제시하였다. 또는 APR1400원전의 PLUS7연료의 조사전과 조사후의 항복강도에서 최소값을 이용하여 임계가속도를 결정할 수 있다.

PLUS7 연료의 그리드의 간격(L)은 상부와 하부, 지지판이 각각 다르다. 식 (3)에서 임계가속도는 가장 긴 그리드 간격일 경우에 더 작은 값을 보이므로 가장 긴 그리드 간격의 값(359.36 mm)을 이용하여 임계가속도를 결정한다.

굽힘형상계수(Z)는 원형의 피복재만을 고려한다. PLUS7 핵연료봉의 굽힘형상계수는 270.11 mm^3이며, 단위길이당 중량은 0.610 kgf/m이다. 따라서, 임계가속도는 식 (3)에 따라서 1,784 g이다.

지진조건에서 사용후핵연료 저장랙에 있는 핵연료에 작용하는 가속도는 충돌하중을 핵연료집합체의 중량으로 나눈 값이다. APR1400원전 사용후핵연료 저장랙의 지진해석을 통하여 결정된 충돌하중으로부터 핵연료봉에 작용하는 가속도는 22.74 g이다. 식 (3)로부터 결정된 임계가속도 1,784 g는 핵연료봉에 작용하는 가속도의 78.45배에 해당하는 값으로 APR1400원전 사용후핵연료 저장랙의 지진조건에서 핵연료봉은 건전하다.

4. 결론

U.S. NRC SRP 3.8.4 Appendix D에서 요구하고 있는 사용후핵연료 저장조 지진해석의 핵연료 평가 방법을 제안하고, U.S. NRC의 설계인증을 추진하고 있는 APR1400원전의 사용후핵연료 저장조에 대하여 예비 평가를 수행하였다. 핵연료봉과 평행한 방향의 연료봉 좌굴 발생가능성은 지진에 의한 관성력이 작으므로 무시하였으며, 수직한 방향의 연료봉 굽힘을 평가하였다. 핵연료봉에 수직한 방향의 굽힘에 의한 응력이 항복응력에 도달하는 임계가속도는 1,784 g로 사용후핵연료 저장조의 지진해석에서 핵연료봉에 작용하는 충격하중에 의한 가속도인 22.74 g에 비하여 약 78배가 크므로 사용후핵연료 저장조의 지진조건에서 핵연료봉은 건전하다고 할 수 있다.

5. 참고문헌

[1] U.S. Nuclear Regulatory Commission, Standard Review Plane 3.8.4 Other Seismic Category I Structures, Rev. 4, September 2013.

[2] KEPCO & KHNP, 'Structural/Seismic Analysis of New and Spent Fuel Storage Racks for APR1400,' 2013.

[3] Gordon S. Bjorkman, Jr., 'The Buckling of Fuel Rods Under Inertia Loading,' AMSE 2009 Pressure Vessels and Piping Conference, Vol. 3, pp. 783-787, 2009.

[4] U.S. Nuclear Regulatory Commission, 'A Pilot Probabilistic Risk Assessment of a Dry Cask Storage System At a Nuclear Power Plant,' NUREG-1864, 2007.

사용후핵연료 저장조의 붕소회석평가 방안

김동학*, 박영섭
한수원중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*prfrog@khnp.co.kr

1. 서론

미국 원자력규제위원회(U.S. Nuclear Regulatory Commission, U.S. NRC)의 설계승인(Design Certification)를 신청하기 위한 APR1400원전 사용후핵연료 저장조의 임계해석 수행이 필요하다. 이를 위하여 국내에서도 U.S. NRC는 임계해석 방법론에 대한 최신 규제요건을 만족하는 임계해석을 수행하고 있다.[1] 최신의 규제요건을 적용한 경우 임계여유도가 부족하여 무붕산 조건을 만족하지 못할 가능성이 있고, 가동 중인 국내원전에 대해서도 여러 가지 요인에 의하여 무붕산운전 조건을 만족하지 못하는 경우 사용후핵연료 저장조의 붕소회석평가의 수행이 필요할 수 있다.

국내원전의 사용후핵연료 저장조 임계해석에서 무붕산운전 조건에 해당하여 사용후핵연료 저장조에 대한 붕소회석 평가를 수행한 바가 없다. 미국 원전에서는 Generic Letter 96-04[2]에 따라서 사용후핵연료 저장조의 Boraflex의 약화를 고려한 임계해석을 수행하였다. 임계해석결과 무붕산운전 조건을 만족하지 못하여 많은 미국 원전에서는 사용후핵연료 저장조의 붕소희석평가를 수행하였다.[3]~[6] 본 논문에서는 미국 원전의 붕소희석평가를 검토하여 국내에서 적용하기 위한 붕소희석 평가 방안을 수립하고자 한다.

2. 미국 원전의 붕소희석 평가

HI-992302는 미국 SEQUOYAH 원전 1,2호기에 대한 붕소희석평가에 대하여 기술하고 있다.[7] 붕소희석평가를 위하여 먼저, 사용후핵연료 저장조와 관련계통(저장조의 냉각 및 정화계통), 잠재적인 붕소희석원(순수계통, 냉각수계통, 배수계통, 화재방호계통, 화학체적제어계통 등), 붕산수원(재장전수저장탱크와 붕산의 직접 주입), 계측과 제어, 배관파단 및 전원상실 등에 대한 분석을 수행하였다. 이를 기반으로 붕소희석이 발생 가능한 시나리오를 구성하고, 붕소희석 시간 및 체적을 계산하였다.

붕소농도와 시간의 관계는 식 (1)과 같이 결정할 수 있다.

$$t = (V/Q)\ln(C_i/C) \quad (1)$$

여기서 C_i는 초기 붕소농도, V는 사용후핵연료 저장조의 냉각수 체적, Q는 희석양이며, C와 t는 붕소농도와 시간을 의미한다.

SEQUOYAH원전의 붕소희석 시나리오는 희석양이 사용후핵연료 저장조의 증발량과 유사한 5gpm를 소량희석 사고시나리오(small dilution scenario)로 구분하여 평가하였으며, 5gpm이상의 희석양이 발생될 수 있는 정화수계통 및 화재방호계통, 배관파손에 의한 희석사고 시나리오를 평가하였다. SEQUOYAH원전의 붕소희석평가 결과는 Table 1과 같다. 붕소희석원에 따른 유입량을 결정하고, 초기 알람 및 기준 보론농도가 도달하는 시간을 결정하였다. 결정된 시간이내에 운전원 초치가 충분히 가능함을 입증하여 붕소희석에 따른 기준보론농도가 도달하지 않음을 보였다.

Table 1. Dilution results of Sequoyah unit 1,2

SOURCE	FLOW RATE (GPM)	TIME			REMARKS
		TO INITIATE ALARM	TO REACH 800 PPM	TO REACH 300 PPM	
Demineralized Water System	250	9.4 minutes	16.8 hours	36.5 hours	
Fire Protection System	300	7.8 minutes	14.0 hours	30.4 hours	
Fire Header Break	2100 2500 5000	1.1 minute 0.9 minute 0.5 minute	2.1 hours 1.7 hours 50 minutes	4.4 hours 3.7 hours 1.8 hours	Theoretical Case

Table 2는 미국 원전의 붕소희석평가의 초기 붕소농도, 사용후핵연료 저장조의 냉각수 체적, 붕소농도 제한치 및 주요 희석원들을 정리하였다. 사용후핵연료 저장조에 연결된 계통을 통한 누설과 사용후핵연료 저장조 인근의 배관의 파손에 의한 희석사고 시나리오가 검토되었다. 초기 붕소농도는 기술규격서(Technical Specification)의 사용후핵연료 저장조 붕소농도 측정에 대한 기준값을 직접 적용하거나 일정 여유도를 고려하여 결정하였다. 붕소농도 제한값도 k_{eff}값이 0.95에 도달하기 직전의 붕소농도를 사용하거나 일정 여유도를 고려하여 결정하였다.

Table 2. Summary of boron dilution evaluation of nuclear power plant

Plant	Initial boron concentration (ppm)	Water inventory (m^3)	Limited boron concentration (ppm)	Required unborated water volume(m^3)	Major dilution source (Dilution rate)
Sequoyah NPP	2,000	1,004	300	2,071	Demineralized Water System(250 gpm) Fire Protection System(300 gpm) Fire Header Break(2100 gpm)
Diablo Canyon NPP	2,000	1,435	806	1,313	Primary Water Makeup System(170 gpm) Makeup Water System(494 gpm) Fire Protection System(125 gpm)
North Anna NPP	2,300	1,551	1,200	630	Primary Water Reactor Makeup Tank (200 gpm) Condensate Storage Tank(100 gpm) Fire Protection System(400 gpm)
Oconee NPP(#1,2)	2,200	1,952	400	3,346	Demineralized Water Supply System (300 gpm)
ST. Lucie NPP	1,720	1,122	500	1,385	Primary Water Makeup System(90 gpm) Resin Flush Line(100 gpm) Pipe Rupture(135 gpm)
Indian Point NPP	2,000	849	786	865	Steam Heating/Condensate Return Lines (0.5 gpm) Fire Protection Standpipe(108 gpm) City Water Line(50 gpm)

3. 붕소희석평가 방법론

먼저 붕소희석평가의 기준치인 사용후핵연료 저장조의 초기붕소농도 및 붕소농도 기준값을 결정하여야 한다. APR1400원전 및 국내원전의 초기 붕소농도는 2,150 ppm이며 붕소농도 기준값은 임계해석을 통하여 결정하여야 한다.

사용후핵연료 저장조 및 관련계통의 분석하여 붕소희석원 및 사고 시나리오를 수립한다. 수립된 사고시나리오에 대하여 최초 알람 및 붕소농도 기준값을 도달하게 되는 시간 등을 분석하여 운전원의 조치가 가능한가를 분석한다.

4. 결론

사용후핵연료 저장조의 붕소희석평가 방법론을 수립하기 위하여 미국 원전의 붕소희석평가를 검토하였다. 이를 통하여 국내원전의 사용후핵연료 저장조의 붕소희석평가 방법론을 제안하였다. 제안된 방법론은 APR1400원전 및 가동원전의 사용후핵연료 저장조의 붕소희석평가가 필요한 경우에 사용후핵연료 저장조의 붕소희석평가를 수행할 수 있을 것이다.

5. 참고문헌

[1] 고도영, 이재용, 김형헌, '최신 국제 규제지침에 따른 사용후핵연료 저장조 임계해석 방안' 2013년 한국방사성폐기물학회 추계학술발표회, 2013.

[2] U.S. NRC, 'Boraflex Degradation in Spent Fuel Pool Storage,' Generic Letter 96-04, 1996.

[3] U.S. NRC, 'Sequoyah, Letter, Safety Evaluation on HOLTEC Topical Report Regarding Boron Credit,' 2000.

[4] U.S. NRC, 'Diablo Canyon NPP, Units 1 & 2, Issuance of AMDs. 154 &154 Re: Credit for Soluble Boron in the Spent Fuel Pool Criticality Analysis Tacs.'

[5] U.S. NRC, 'Oconee 1, 2, & 3, License Amendments, Revise TS Related to Controls to Ensure Acceptable Margins of Subcriticality in the Spent Fuel Pools to Account for Boraflex Degradation., 2002.

[6] U.S. NRC, 'North Anna 1&2, Issuance of Amendment Re: Technical Specifications Changes to Increase Fuel Enrichment and Spent Fuel Pool Soluble Boron and Fuel Burnup Credit,' 2001.

[7] HOLTEC, 'Boron Dilution Analysis - Sequoyah Nuclear Plant,' HI-992302, 2000.

소체적 연료봉의 내압측정시험에 대한 성능평가

이형권*, 김도식, 전용범, 서항석, 권형문, 장정남, 김성근
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nhklee1@kaeri.re.kr

1. 서론

가압 경수로형 핵연료봉 내압측정장치에서 소체적 연료봉의 내압시험을 수행할 수 있는 방법이 개발되었다. 그리고 그 방법에 의해서 소체적 연료의 봉내압 측정시험을 성공적으로 수행하였다.

소체적 연료봉에 대한 시험은 성공적으로 수행하였지만 그 시험에 대한 신뢰성을 확보하기 위하여 그 시험에 대한 정밀도를 확인하고 아울러 내압측정 시험에 대한 불확도를 추정할 필요성이 있다. 이와 관련하여 소체적 연료봉의 정밀도에 대한시험은 표준봉을 이용하여 시험을 완료하였다. 그 결과 소체적 연료의 봉내압 정밀도는 기존 가압 경수로형 연료봉의 시험 정밀도와 유사하게 나타났다.

소체적 연료봉의 내압측정시험에 대한 불확도 추정을 하기 위한 조건으로 우선 사용되는 시험장비의 소급성 유지되어야 한다. 연료봉 내압측정시험에 사용되는 장비의 소급성 유지는 계측기가 핫셀 내에 설치되어 있으므로 일반장비에 비해 매우 까다롭다. 그 이유는 계측장비가 핫셀 내부에 설치되어 접근이 어렵고 방사선 오염 때문에 계측장비를 외부로 이동을 할 수 없기 때문이다. 그렇다고 중요한 시험을 수행하면서 장비의 정밀도 또는 불확도 추정을 고려하지 않을 수는 없다. 내압측정시험에서 생산된 시험자료는 핵연료의 건전성 평가, 저장 및 관리를 위해 중요한 자료로 이용되기 때문이다. 특히 봉내압 측정시험에 관련된 자료는 원자력발전에서 핵연료의 수명, 안전성 및 경제성을 확보하기 위한 기본 자료로 널리 이용되기도 한다. 그러므로 새로이 개발된 시험에 대하여 정밀도를 확인하고 시험데이터에 대한 신뢰성을 확보하기 위한 불확도 추정은 반드시 필요하다.

2. 본론

2.1 연료봉의 내압측정시험

소체적 연료봉의 불확도 추정을 하기위하여 충진압력이 298.3, 301.8 303.7 kPa 인 3개의 표준연료봉 핫셀내에 투입하여 내압측정시험을 수행하였다. 그 결과 측정값은 295.5, 295.6, 302.8 kPa로 나타났으며 측정오차는 0.3 ~ 2.1 범위 %이다.

소체적 연료봉의 내압측정 시험은 가압 경수로형 연료봉 시험에 비해 절차가 까다롭고 복잡하여 측정오차 요인이 크게 나타날 수 있음에도 불구하고 장비의 정밀도를 검증하는 시험에서 측정오차는 거의 비슷하게 나타났다. 따라서 시험결과에서 나타났듯이 장비의 정밀도 성능은 계속 유지되는 것으로 확인되었으며 가압 경수로형 연료봉과 소체적 연료봉의 측정정밀도는 차이가 거의 없는 것으로 나타났다.[1]

2.2 불확도 추정

2.2.1 불확도 추정요인

불확도 추정요인으로는 시험장비, 시험환경, 시험자 등을 고려할 수 있다.[2] 봉내압 측정시험장비에서 불확도 요인과 관련되는 계측기는 압력계, 온도계 및 표준용기 등이 있다. 그러나 온도계와 표준용기는 방사선오염 때문에 최초 교정 이후 재교정이 불가능하다. 그러므로 온도계와 표준용기의 체적의 교정값은 최초 교정값으로 대체하거나 불확도 추정 5% 규칙에 의하여 제외 하였다. 압력계의 경우는 국가공인기관에서 교정한 압력계를 이용하여 사용 중인 핫셀 압력계를 자체 교정하였다. 또한 압력계에 대한 불확도 추정은 외부에서 교정된 압력계와 현장 압력계의 상호간 불확도가 미미하다고 가정하고 외부에서 교정한 값을 불확도 추정에 반영하였다. 그리고 반복시험에 대한 불확도 추정값은 시험 조건상 반복시험을 수행할 수 없기 때문에 압력계의 반복 읽음으로 대체하였다.

2.2.2 수학적 모델

$$P_f = \frac{(V_t + V_s)P_1 - P_c V_c}{V_f} \quad \text{....(1)}$$

P_f : 연료봉 내압(kPa)
V_c : 연료봉 천공전 천공용기의 체적(㎤)
V_t : 연료봉 천공후 천공용기의 체적(㎤)
P_1 : 천공용기에 충진된 가스압력 (kPa)
P_c : 연료봉 천공후 천공용기에서 압력(kPa)
P_2 : 연료봉 천공후 표준용기에서 압력(kPa)
V_f : 연료봉 천공전 천공용기의 체적(㎤)

2.2.3 불확도 추정

2.2.3.1 반복측정에 대한 불확도
반복시험을 수행할 수 없는 시험이므로 압력계의 반복 읽음을 반복시험으로 가정하여 불확도를 추정하였으며 표준불확도의 추정값은 0.03 kPa이다.

2.2.3.2 압력계 교정에 대한 표준불확도
압력계의 교정값이 신뢰수준 95%에서 k=2 일 때 확장불확도가 0.6 kPa 이므로 표준불확도는 0.3 kPa로 추정되었다.

2.2.3.3 압력계 분해능에 대한 불확도
압력계의 최소 눈금이 0.1 kPa 이므로 분해능에 대한 불확도는 0.03 kPa이다.

2.2.3.4 표준용기의 체적에 대한 불확도
용기의 체적에 대한 교정값은 신뢰수준 95%에서 k= 2일 때 확장불확도는 0.09 ㎤이므로 표준불확도는 0.045 ㎤로 추정되었다.

2.2.3.5 합성불확도
합성불확도 추정은 반복측정, 분해능 및 교정불확도 등을 합성하며, 온도측정에 대한 불확도는 불확도 추정 5 % 규칙에 의하여 추정값에서 제외하였다.

$$u_c = \sqrt{(0.03)^2 + (0.3)^2 + (0.03)^2 + (0.045)^2} = 0.306 \text{ kPa}$$

2.2.3.6 유효자유도
포함인자 k 값을 구하기 위하여 합성불확도에 대하여 각각의 불확도 구성요소와 자유도를 결합시켜 유효자유도를 구하였다.

$$\nu_{eff} = \frac{(0.307)^4}{\frac{(0.03)^4}{4} + \frac{(0.3)^4}{200} + \frac{(0.03)^4}{200} + \frac{(0.045)^4}{200}} \fallingdotseq 2717$$

2.2.3.7 확장불확도
3개의 표준연료봉에 대한 확장불확도는 신뢰 수준 95%에서 k = 2일 때 각각 298.3 ± 0.6 kPa, 299.5 ± 0.6 kPa, 302.8 ± 0.6 kPa이다.

3. 결론

소체적 연료봉에 대한 내압측정시험장비에 대한 시험정밀도 평가와 불확도 추정을 수행하였다. 표준 연료봉을 이용한 내압 측정시험에서 기준값과 비교하였을 때 측정오차는 0.3 ~ 2.1%범위로 나타났다.
3개의 연료봉에 대한 불확도 추정에 대한 결과는 신뢰수준 95%에서 k = 2일 때 각가의 확장불확도는 295.6 ± 0.6, 302.8 ± 0.6, 299.5 298.3 ± 0.6 kPa로 나타났다. 따라서 내압측정시험에 대한 정밀도 확인과 불확도 추정을 평가함으로서 시험장비의 건정성과 시험에 대한 신뢰성을 확보할 수 있었다.

4. 참고문헌

[1] 이형권 외, "사용후 핵연료봉 내압측정장치 성능평가", 한국원자력학회 춘계학술 발표회 논문집, 2012.
[2] "측정결과의 불확도추정 및 표현을위한지침" KOLAS, 2002. Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement

큰결정립 조사후 핵연료의 금속조직시험시편 제작기술

서항석*, 전용범, 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 국내 유일의 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 조사후연료시험시설의 목적이다. 본 연구에서는 하나로에 조사된 큰결정립 소결체 핵연료의 조직시험을 위한 시편 준비과정 및 시험항목을 기술하고 일부 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 핵분열생성기체 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,

0.3 mm Diamond blade를 사용하여 시편두께 2 mm로 습식 미세절단 후 열가소성인 Phenolic Premold수지를 사용하여 압력 3bar, 온도 130℃로 가열하여 Mounting을 한다.

2.2.2 Grinding 및 polishing.

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

2.2.3 Etching.

Etching은 Chemical etching을 하며 etching용액 및 시간, 방법은 다음과 같다.

- UO_2소결체 : H_2SO_4. 1(ml) : H_2O_2. 9(ml). Immersion. 15sec - 40sec.
- 피복관 : H_2SO_4. 10(ml) : $HNO_3$10(ml) : H_2O. 10(ml) : HF. 1(ml). Swab. 3ses - 7sec.

2.2.4 핵분열 생성기체 측정

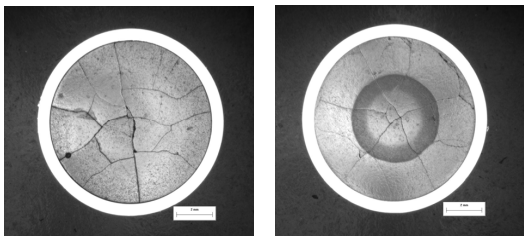
핵연료봉을 천공(Puncturing)하여 압력과 온도를 측정하고 핵분열기체를 포집하여 질량분석기(gas mass spectrometer)로 Xe과 Kr양을 측정하며 이 값을 이용하여 핵분열기체 방출비도 결정한다. 핵연료봉의 내압과 핵분열기체량은 약 3 Mpa과 630 ㎤ 전후이며 연료봉의 내압은 연소도가 높을수록 높게 나타난다.

2.2.5 소결체 밀도측정 및 연소도 화학분석 측정

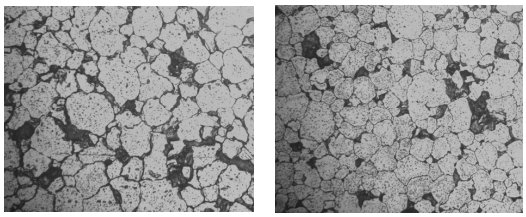
밀도시편은 연료봉길이 약 10 mm를 피복관을 제거하고 연료봉 소자를 모아서 침전방식으로 측정하며 침전매질은 톨루엔을 사용한다. 핫셀 내부 에 설치된 밀도 측정 장치 밸런스의 측정 정밀도는 10^{-5} g이다. 연소도 화학분석시편은 약 1 mm두께의 원형디스크 형태로 피복관을 제거한 후 사용한다. 연료봉의 화학 분석적 연소도 결정은 Nd^{148}원소를 지표원소로 이용하는 Nd동위원소 정량에 의한 연소도 결정 방법을 이용해서 핫셀내 에서 수행한다.

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 절단면상태를 관찰한다. 핵연료 미세조직관찰은 배율 400X로 광학현미경을 이용하여 핵연료의 외곽부분부터 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 큰 결정립 소결체 핵연료에 대한 거시조직사진 및 소결체의 중심부에 대한 미시조직사진 을 보여주고 있다.



(OM Picture of Macro)



(OM Picture of pellet)

Fig. 1. Macro scopic and Micro scopic image.

3. 결론

큰결정립 소결체의 특성시험을 수행함에 있어 시편제작 과정은 일상적인 방법과 동일하였다. 다만 소결체의 에칭시간이 고연소핵연료에 비해 매우 짧았으면 외곽부위와 중간, 중심부위에 대한 에칭시간에 아주 민감하게 반응하였다.

4. 참고문헌

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

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

조사 피복관 내압 크립시험 시스템 구축 및 성능평가

김성근*, 장정남, 권형문, 서항석, 정상희, 김도식, 전용범
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sg316@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료의 습식저장은 저장용량의 한계가 있어 이것에 대한 대안으로 건식저장 방식이 가장 유력하게 고려되고 있다. 건식저장 시스템으로의 이동과정 및 건식저장 조건에서 사용후핵연료 피복관에 영향을 주는 열화기구 중 크립(creep)이 주요한 인자로 대두되고 있으며, 따라서 이에 대한 피복관의 재료적 변형 및 기계적 거동과 관련된 건전성을 정확히 파악하여 건식저장 시스템 설계에 반영하여야 한다. 본 연구에서는 사용후핵연료 피복관의 크립거동을 평가할 수 있는 시스템을 구축하였고 비조사 피복관을 대상으로 성능평가를 진행하였다.

2. 본론

2.1 조사 피복관 내압 크립시험기

사용후핵연료 피복관의 크립거동은 조사 피복관을 고온으로 가열한 후 내부에 일정한 압력을 가하여 시간에 따른 피복관의 반경방향 변형량을 측정함으로써 평가할 수 있다. 개발된 시험장비는 Fig. 1과 같이 시편을 고정하고 지지하는 본체, 시편 내부에 내압을 가하기 위한 가압부, 시편을 시험온도로 가열하기 위한 가열로, 시편의 변형을 실시간으로 측정하는 측정부 그리고 가압부 및 가열로를 제어하기 위한 제어부로 구성되어 있다. 시험기는 2개의 비조사 시편 시험부와 1개의 조사 피복관 시험부, 총 3개의 모듈로 구성되어 있으며 가압부의 회로도는 Fig. 2와 같다.

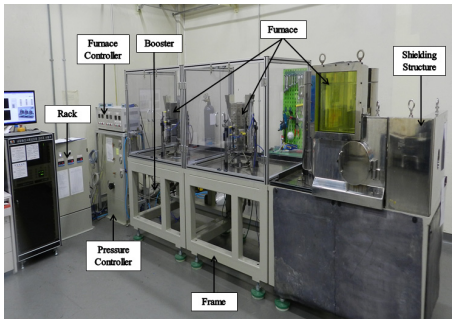


Fig. 1. Internal pressure creep test system.

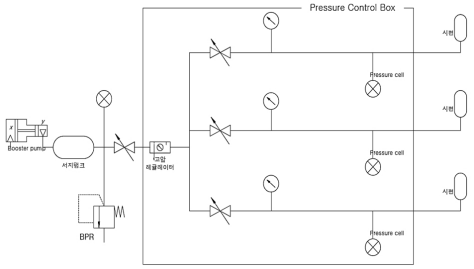


Fig. 2. Schematic diagram of pressure system.

사용후핵연료는 수동으로 취급이 불가능하므로 시험 중 시편의 직경변화를 실시간으로 측정하기 위해 Fig. 3과 같이 레이저 익스텐소미터(laser extensometer)를 사용하였다. 쿼츠와 미러를 사용하여 레이저 광원과 리시버가 시편에서 나오는 방사선에 직접 노출되지 않도록 구성되어 있다.

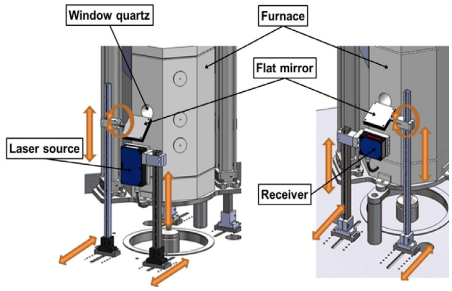


Fig. 3. Laser extensometer for measurement of strain.

조사 피복관 시험부에는 사용후핵연료 시편으로부터 나오는 방사선을 차폐하고 시험자의 피폭을 최소화하기 위하여 납차폐설비를 구축하였다. 약 2 Sv/hr(시편표면 접촉선량)의 방사선원을 기준으로 차폐체 표면 1 m 거리에서 25 μSv/hr 로 설정하여 차폐체를 제작하였다.

2.2 비조사 피복관 내압 크립시험

본 시험기를 사용하여 조사 PLUS7 및 17ACE7 피복관을 대상으로 내압 크립시험을 수행하였다.

시험은 Fig. 4의 절차를 따라서 각 재료당 3개의 시편을 시험하였으며 시편온도 400℃, 원주응력(hoop stress) 200 MPa을 가하여 100시간 동안의 변형량을 측정하였다. 각 시편의 제원 및 실험조건은 Table 1과 같다.

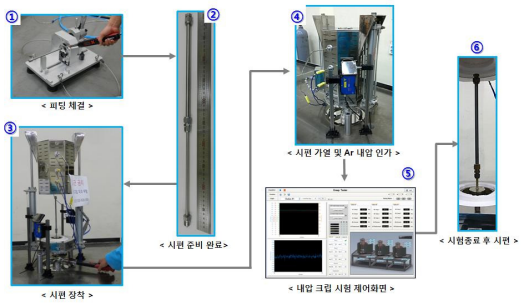


Fig. 4. Process of internal pressure creep test.

Table 1. Specification and test condition

시편	재질	제원 (mm)	온도 (℃)	원주 응력 (MPa)	시간 (h)
비조사 PLUS7	Zirlo	O.D: 9.5 I.D: 8.36 L: 250	400	200	100
비조사 17ACE7	Optimized Zirlo	O.D: 9.5 I.D: 8.36 L: 250	400	200	100

Fig. 5는 비조사 PLUS7 피복관에 대한 내압 크립 시험으로부터 얻어진 시간-변형율 곡선이다. 100시간 동안 파단(rupture)은 발생하지 않았으며 평균 직경변형량은 0.677 mm, 평균 직경변형율은 7.12%으로 나타났다.

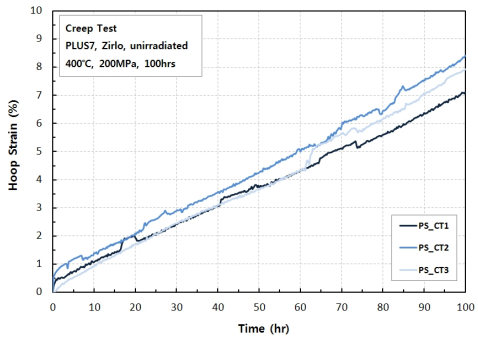


Fig. 5. Creep strain of unirradiated PLUS7(Zirlo) cladding.

Fig. 6은 비조사 17ACE7 피복관에 대한 내압 크립시험으로부터 얻어진 시간-변형율 곡선이며 PLUS7과 같이 100시간 동안 파단은 발생하지 않았고 평균 직경변형량은 0.963 mm, 평균 직경변형율은 10.13%로 PLUS7 시편보다 약 1.4배 높은 결과를 나타내었다. Table 2에 각 실험의 결과를 나타내었다.

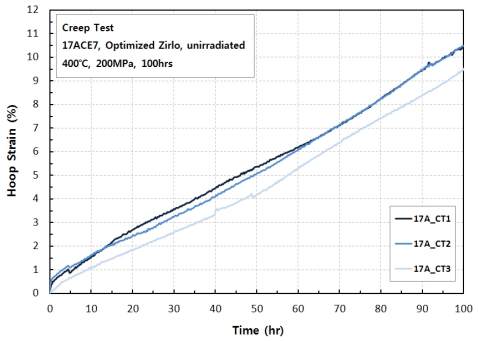


Fig. 6. Creep strain of unirradiated 17ACE7(Optimized Zirlo) cladding.

Table 2. Results of creep test under internal pressure for unirradiated PLUS7 and 17ACE7 cladding

Specimen	Displacement (mm)	Hoop Strain (%)	Creep Rate (%/h)
PLUS7_1	0.626	6.58	6.37×10^{-2}
PLUS7_2	0.721	7.58	7.18×10^{-2}
PLUS7_3	0.684	7.19	6.06×10^{-2}
17A7_1	0.985	10.36	1.02×10^{-1}
17A7_2	0.995	10.47	1.06×10^{-1}
17A7_3	0.910	9.57	1.10×10^{-1}

3. 결론

본 연구에서는 조사 피복관 내압 크립시험기를 구축하여 비조사 피복관을 대상으로 성능시험을 성공적으로 수행하였고 이를 통해 신뢰성 있는 내압 크립시험 자료를 획득할 수 있음을 확인하였다. 추후에 조사 피복관에 대한 시험이 수행될 예정이며 본 기술을 바탕으로 생산된 결과는 향후 건식저장 환경에서의 피복관 건전성 평가를 위한 기초 자료로 활용될 것이다.

Lab-scale 전해환원 음극처리장치를 이용한 금속전환체-염 분리

오승철*, 박우신, 홍순석, 김성욱, 임현숙, 권선길, 허진목, 최은영
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nscoh@kaeri.re.kr

1. 서론

고온용융염계에서 전기화학 반응을 근간으로 하는 파이로프로세싱 연구가 우리나라를 비롯하여 원자력 선진국들에 의해서 활발히 수행되고 있다[1-3]. 파이로프로세싱 기술은 경수로에서 배출되는 산화물 사용후핵연료를 금속으로 전환하여 폐기물 저장처분 측면에서는 부피와 발열량을 줄임으로써 방사성폐기물 저장 효율을 획기적으로 높이고, 연료 재활용 측면에서는 고속로와 연계하여 금속연료를 재활용하기 위한 기술이다.

파이로프로세싱 공정 중의 첫 번째 공정으로 전해환원 공정이 수행된다. 이는 LiCl-Li_2O 고온용융염계에서 전기화학적 방법에 의해 우라늄산화물을 우라늄금속으로 환원시킨 후 금속전환체와 염이 함께 존재하는 음극바스켓은 음극처리장치에서 고온, 감압 조건으로 금속전환체와 염을 분리하는 공정이다. 본 연구에서는 약 1 kgU/batch 규모의 전해환원장치로부터 발생되는 음극바스켓을 처리할 수 있는 Lab-scale 전해환원 음극처리장치의 운전을 통해 금속전환체에 함유된 염의 효율적인 분리에 요구되는 온도/압력 및 시간의 최적 조건을 확립하고자 하였다.

2. Lab-scale 전해환원 음극처리장치

Lab-scale 전해환원 음극처리장치는 전해환원반응에 의해 생성된 금속전환체와 염을 분리하기 위한 장치로 Fig. 1에서 보는 바와 같이 장치 상부에는 휘발되는 염의 회수를 위한 용기가 있으며, 장치 하부에는 금속전환체를 회수하기 위한 용기가 장착되어 있다. 염 회수용기 하단에는 단열층을 설치하여 염 회수용기 상하단의 온도 차이를 크게 함으로써 염 회수용기 중앙의 노즐을 통해 염 회수용기 상부로 유입되는 염 증기가 급격히 응축되어 분말 상태의 염을 회수하고자 하였다. 염 회수용기 상부에는 감압에 의해 비말동반되는 염 분말의 배출을 최소화하기 위해 여러 단의 배플이 장착된 콘덴서를 설치하였으며, 최종적으로 cold trap 및 molecular sieve가 충전된 용기를 설치하였다.

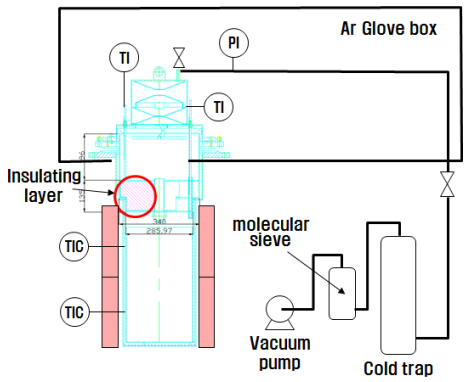


Fig. 1. Lab-scale electrolytic reduction cathode processor.

Lab-scale 전해환원 음극처리장치의 성능시험을 위해 LiCl 염 증발실험을 다음과 같은 방법으로 수행하였다. 약 200 g의 LiCl 염을 우라늄 회수용기에 장전하고 증발조 안에 설치한 후 염 회수용기의 설치 및 콘덴서와 진공배관을 조립하고 진공을 걸어 장치의 기밀 유지를 확인한다. 가열로의 전원을 공급하여 증발조의 온도가 일정 온도에 도달하면 진공펌프를 가동하여 LiCl 염이 증발되도록 하였다.

전해환원장치에서 사용된 음극바스켓 내의 금속전환체와 염을 분리하기 위한 실험은 다음과 방법으로 수행하였다. 일정온도로 가열하여 음극바스켓 내의 염을 용융시켜 하부 용기에 염을 흘러내리게 한 후 반응기를 냉각하여 음극바스켓 내의 금속전환체를 회수하고 흘러내린 염은 상기에 기술한 염 증발실험 절차에 의해 회수한다.

3. 실험결과 및 고찰

Lab-scale 전해환원 음극처리장치의 목적은 전해환원장치의 음극바스켓으로부터 금속전환체와 염을 분리, 회수하여 후속 공정인 전해정련 및 염폐기물

처리 공정으로 이송하는 것으로, 이에 앞서 장치의 성능시험을 위해 염 증발실험을 수행하였다. bench-scale 전해환원장치 운전 경험에 의하면 전해환원 반응 후에 음극바스켓 내에는 약 20%에 상당하는 염이 잔류하는 결과를 보였다. 이에 약 200 g의 염을 이용한 염 증발실험을 수행하였으며 Fig. 2에서 보는 바와 같이 염 회수용기 단열층 상부 바닥에 설치한 열전대에 의한 온도변화는 염이 증발하는 동안에 증가하다가 최대 온도를 가리킨 후 하강한다.

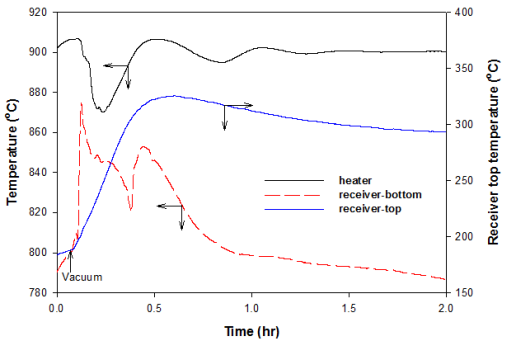


Fig. 2. Temperature profile of LiCl vaporization.

가열로와 진공펌프의 전원공급을 중단하고 상온으로 냉각시킨 후 회수된 LiCl 염의 무게를 측정 결과는 Table 1과 같다.

Table 1. Results of LiCl vaporization experiment

가열로 설정온도 (℃)	LiCl 장전량 (g)	LiCl 회수량 (g)	회수율 (%)
900	204.23	169.0	82.75

금속전환체와 염 분리실험은 약 1 kgU/batch 규모의 전해환원장치로부터 발생된 음극바스켓을 사용하였다. 증발조 내의 온도를 700℃ 이하로 유지하기 위해 가열로의 온도는 800℃로 설정하여 실험한 결과를 Table 2에 수록하였다. 회수된 금속전환체의 양은 1,031 g이었으며, 흘러내린 염의 양는 57.5 g으로 약 5.3%의 염이 금속전환체로부터 분리되었다. 한편 회수된 금속전환체와 음극바스켓으로부터 흘러내린 염의 성분분석 결과를 Table 3에 수록하였다.

Table 2. Results of LiCl separation experiment

	음극바스켓 (kg)	증발조 (kg)
실험 전	1.4410	13.84
실험 후	1.3835	13.90
증감량	-0.0575	+0.06

Table 3. Results of separation experiment sample analysis

시료번호	LiCl 함량 (wt%)	Li_2O 함량 (wt%)
metal-1	9.98	0.011
metal-2	7.47	0.029
metal-3	3.77	0.045
salt	-	0.834

4. 결론

Lab-scale 전해환원 음극처리장치를 이용한 전해환원 음극바스켓 내의 금속전환체와 염 분리실험 결과 장전된 금속전환체의 약 5.3%의 염이 분리되었으며, 회수된 금속전환체의 분석결과 3.8~10%의 염이 잔류하는 것으로 나타났다. 전해환원 음극처리장치의 온도, 압력 및 소요시간 등의 최적조건 확립을 통해 금속전환체에 잔류하는 염을 최소화하기 위한 연구가 진행되어야 할 것이다.

5. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

6. 참고문헌

[1] S.D. Herrmann and S.X. Li, "Separation and recovery of uranium metal from spent light water reactor fuel via electrolytic reduction and electrorefining", Nucl. Tech., **171**, No. 3, p. 247 (2010).

[2] Y. Sakamura and T. Omori, "Electrolytic reduction and electrorefining of uranium to develop pyrochemical reprocessing of oxide fuels", Nucl. Tech., **171**, No. 3, p. 266 (2010).

[3] H.S. Lee, et al., Pyroprocessing Technology Developed at KAERI, Nuclear Engineering and Technology, 43(4), 317-328, 2011.

고온리튬용융염계에서 용접된 구조재료의 열처리 효과

조수행*, 차주선, 오승철, 홍순석, 김성욱, 임현숙, 박우신, 최은영
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nshcho1@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료를 처리하기 위해 개발되고 있는 pyroprocessing은 용융염상에서 운전되는 공정들로 구성되며, 전해환원공정은 고온 리튬용융염계상에서 우라늄산화물이 음극에서 우라늄메탈로 환원되며, 양극에서 산소가 발생되는 공정이다. 전해환원공정은 가혹한 분위기에서 운전되는 공정이기 때문에 특히 단위공정장치의 용접된 구조재료의 건정성 평가가 요구된다. 본 연구에서는 전해환원공정장치에 적용될 용접된 합금재료를 고온리튬용융염계 산화성분위기에서 화학적 및 열적 하중에서 열처리 하지 않는 것과 열처리 한 용접된 구조재료의 부식실험을 수행하였으며, 도출된 자료들은 전해환원공정장치에 적용될 구조재료의 건전성 유지 및 최적 운전조건 확립에 필요한 자료로 활용하고자 한다.

2. 본론

본 연구에서 사용한 Ni-Base 합금인 Inconel 625(65.3Ni-21.2Cr-0.7Fe-3.4Nb-8.6Mo)을 시편크기, 70mm(L)×15mm(W)×3mm (T)로 가공하여 사용하였다. 부식실험은 LiCl-1%Li_2O, 650℃, 168시간, Ar-10%O_2에서 수행하였다. 실험 종료 후 부식된 시편을 증류수에서 초음파 세척하였으며, 부식생성물의 분석, 미세조직 관찰을 위해 XRD, SEM과 EDS를 사용하여 분석하였다. Fig. 1은 650℃, LiCl-1%Li_2O, 168시간, Ar-10%O_2에서 열처리 하지 않는 Inconel 625 용접된 시편을 부식실험 한 후 용접 시편 절단면의 heat-affected zone과 weld zone의 부식층 단면조직과 구성 원소 mapping 분석결과를 Fig. 1(a)과 1(b)에 각각 나타내었으며, Fig. 1(a)과 1(b)에서 보는 바와 같이 최외각 부식층은 Ni-산화물 층이며, 외부부식층 직하에 Nb-산화물과 Mo-산화물 층을 형성하는 것은 공통사항이나 heat-affected zone에서와는 달리 weld zone에서의 부식층 형태 및 성장은 다르게 나타났으며, 부식층안에 Cr-산화물, Ni-산화물과 같은 이종산화물의 형성과 굴곡현상을 나타내었으며 [1,2], 이로 인한 변위의 차이로 박리현상을 유도할 것으로 판단된다.

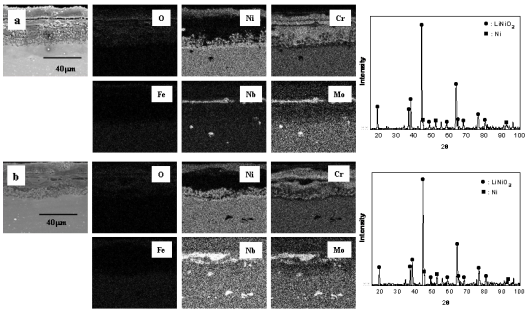


Fig. 1. Cross-sectional SEM image, elemental maps and XRD results of welded Inconel 625 corroded at 650℃ for 168h (heat-affected zone(a), weld zone(b)).

Fig. 2는 650℃, LiCl-1%Li_2O, 168시간, Ar-10%O_2에서 열처리 한 Inconel 625 용접된 시편을 부식실험 한 후 용접 시편 절단면의 heat-affected zone과 weld zone의 부식층 단면조직과 구성 원소 mapping 분석결과를 Fig. 2(a)와 2(b)에 각각 나타내었다.

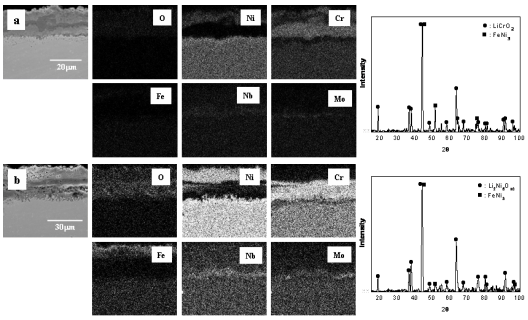


Fig. 2. Cross-sectional SEM image, elemental maps and XRD results of welded Inconel 625 with heat treatment corroded at 650℃ for 168h (heat-affected zone(a), weld zone(b)).

Fig. 2(a)와 2(b)에서 보는 바와 같이 최외각 부식층은 Ni-산화물 층과 Cr-산화물이며, 특히 열처리 하지 않는 시편과는 다른 금속간화합물인 $FeNi_3$을 형성하였다. 외부부식층 직하에 Nb-산화물과 Mo-산화물 층을 형성하였으며, 열처리 하지 않는 시편과는 달리 weld zone에서는 부식층의 굴곡현상이 나타나지 않았다.

3. 결론

연구의 결과 다음과 같은 결론을 얻을 수 있었다. 열처리 하지 않는 용접 시편 heat-affected zone과 weld zone의 최외각 부식층은 Ni-산화물 층이며, 외부부식층 직하에 Nb-산화물과 Mo-산화물 층을 형성하였으나, heat-affected zone에서와는 달리 weld zone에서의 부식층 형태 및 성장은 다르게 나타났다. 이는 부식층에 Cr-산화물, Ni-산화물과 같은 이종산화물의 형성과 굴곡현상을 나타내었으며, 굴곡현상의 변위의 차이로 박리현상을 초래할 것으로 판단된다. 한편, 열처리 한 용접 시편 heat-affected zone과 weld zone의 최외각 부식층은 Ni-산화물 층과 Cr-산화물이며, 특히 열처리 하지 않는 시편과는 다른 금속간화합물인 $FeNi_3$을 형성하였다. 외부부식층 직하에 Nb-산화물과 Mo-산화물 층을 형성하였으며, 열처리 하지 않는 시편과는 달리 weld zone에서는 부식층의 굴곡현상이 나타나지 않았다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었으며, 이에 감사드립니다.

5. 참고문헌

[1] C.C. Silva, H.C. Miranda, M.F. Motta, J.P. Farias, C.R.M. Afonso, A.J. Ramirez, Mater. Res. Technol. 228, 2 (2013).
[2] A.P.A. Mustari, M. Takahashi, Prog. Nucl. Ener. 1073, 53 (2011).

파이로공정 전해환원 공정시료의 악틴, 란탄족 환원율 동시 측정법 및 공정에 따른 고려사항

조영환*, 김종윤, 최은영, 연제원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yhcho@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로프로세싱에 의한 사용후핵연료 처리공정에서 우라늄, TRU 및 핵분열에 의해 생성된 란탄금속산화물들은 금속환원반응에 의해 해당 금속으로 환원된다. 이에 금속전환공정에서 환원율 측정이 중요하며 이를 위한 측정법 개발 및 검증이 필요하다. 우라늄 단일성분계에 대해서는 고온중 공기산화에 의한 무게증가를 측정하는 열중량측정법(thermogravimetric analysis, TGA)이 알려져 있지만, 사용후핵연료처럼 악틴, 란탄족 등 다성분계 금속시료의 경우 습식화학분석법외에는 효과적인 대안이 없는 실정이다. 환원율측정에 있어서금속 및 산화물 복합체에서 금속성분만을 선택적으로 녹여내고 그 양을 정량하는 파괴적 화학분석법이 가장 정확한 방법이다.

공정시료 중 금속성 우라늄만 대상으로 하는 단일성분계에 대해서는 브로민법 분석법이 알려져 있지만[1,2,3] 다성분계인 SIMFUEL 에 대해서는 그 정량방법이 알려진 바 없다. 브로민법은 원래 미세금속 우라늄이 함유된 복합물질에서 금속성 우라늄을 선택적으로 회수하기 위해 개발된 방법이다. 이 방법을 적용하여 INL에서 사용후핵연료 전해환원체의 환원율측정에 활용하였다. 이 때 환원체 시료의 상태는 분말형태였다. 하지만 KAERI에서 진행되고 있는 금속전환체는 벌크상태이며, 환원 이후 염휘발공정에 의해 시료의 물리적상태가 더욱 단단해 지게 된다. 물리적 상태및 상태변화가 측정에 미치는 영향을 확인할 필요가 있다.

본 연구에서는 SIMFUEL의 파이로프로세싱의 환원공정의 금속전환율 결정을 위해 개발한 브로민-선택용해법을 KAERI에서 진행되고 있는 파이로프로세싱 전해환원공정에 적용하기 위한 최적 선택용해, 전처리 조건 및 분석절차를 확립하고자 하였다.

2. 본론

2.1 실험 개요

본 연구에서 공정시료 중 악티나이드 및 란타나이드 금속전환율 동시 측정을 위한 화학분석법 개발에 초점을 맞추고 연구를 수행하였다. 공정시료 화학분석기술의 핵심은 선별용해기술에 있다. 란탄족 금속 및 산화물의 브롬-에틸아세테이트에 의한 용해특성을 확인하는 것이 금속과 산화물이 공존하는 파이로공정 금속전환체에 대한 적용성확인의 요체다. 환원율 측정 실험은 환원금속의 선택용해, 용해금속 회수 및 ICP 측정을 위한 시료 전처리의 3단계를 거쳐 진행된다. (Fig. 1)

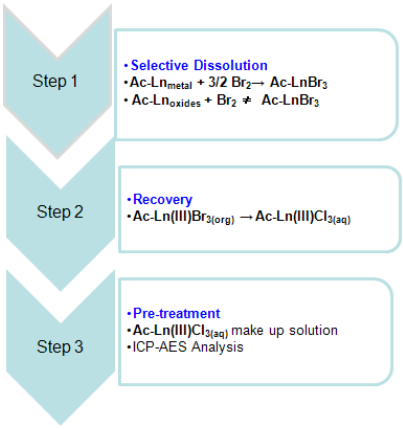


Fig. 1. Chemistry of actinide and lanthanide elements in each step of bromine method.

본 연구에서는 Br_2-EtOAc 용액에서 SIMFUEL 금속전환체의 선택용해반응을 조사하였다. 물리적 상태의 영향을 확인하기 위해 다공성 그래뉼형태, 벌크상태, 고온열처리에 의한 고밀도 시료를 준비하여 브로민용해법을 적용하였다. 용해방법은 금속우라늄에대해 적용된 문헌 [1,2]을 참고로 하여 SIMFUEL에 적용이 가능하도록 수정된 방법을 개발하였다.

2.2 실험방법

금속전환체시료제조: SIMFUEL를 이용 KAERI 파이로 전해환원공정 조건하에서 얻은 다양한 시료를

대상으로 환원율을 결정하였다.

선택용해반응: SIMUEL을 전해환원한 시료를 Ar 분위기에서 무게를 측정 한 후 (1) 40 mL 에틸아세테이트에 3 mL 진한 브롬수용액을 넣어준다. (2) 0.2~0.5g 의 공정시료를 넣는다. 0.3 g 의 MgO 를 함께 넣어준다. (3) 약 2시간 교반하여 선별용해반응을 진행시킨다.

회수 및 화학적처리: (4) 반응용액을 ~3,500 rpm 에서 5분간 원심분리하여 상등액을 모은다. (5) 침전을 20 mL 에틸아세테이트로 세척하여 상등액을 합친다. 이 과정을 3회 반복한다. (6) 상등액에 10 mL 강염산을 가한 후 서서히 가열하여 (~ 65℃) 완전히 증발건조시킨다. 완전증발 건조 하지 않을 경우 이후 전처리과정에 잔류 브롬성분에 의한 부반응으로 인해 측정에러의 원인이 된다.

ICP 분석 시료전처리: 선택용해 및 회수과정 못지 않게 측정데이터의 신뢰성에 영향을 미치는, 까다로우면서 가장 중요한 과정이다. (7) 선택용해과정에서 브로민과 반응하지 않은 고체물질은 은 8 M 질산으로 용해시켜 ICP 분석용액을 제조한다. (8) 건고된 상등액 시료를 ~ 4 M 염산/질산 용액으로 재용해하여 ICP 분석용 Make up 용액을 제조한다.

2.3 결과 및 토의

전해환원공정에 의해 환원된 SIMFUEL 시료는 bromine-ethyl acetate 용매에 선택적으로 녹음을 확인하였다. 우라늄은 물론 란탄족 금속 및 일부 Ru-Mo 합금까지도 브로민에 의해 용해됨을 확인하였다. 환원반응이 잘 진행된 전환체시료에서 우라늄의 경우 99.7% 까지 환원되었음을 확인하였다. 란탄족은 우라늄에 비해 약 50% 이하 수준에 머물렀다.

브로민법의 핵심은 브로민과 금속성 시료의 선택용해반응이다. 이 선택용해 반응은 시료의 물리적 상태의 영향을 받는 것으로 나타났다. 전환체 시료의 밀도가 높고 딱딱할수록 용해반응이 더디게 진행되었다. KAERI 의 전해환원공정에서 염증발을 거친 환원체 시료의 경우는 동일한 용해 조건하에 일부만이 용해되었으며 반응이 완결되기까지는 5배 이상 시간이 소요되었다. (Table 1) 이는 시료의 물리적 상태를 고려하지 않고 일반적으로 알려진 측정법을 적용할 경우 정확한 환원율을 측정할 수 없음을 의미한다. INL 의 전해환원공정시료는 다공성 분말형태다[4]. KAERI 의 전해환원공정의 전환체시료는 Bulk 형태이며 염증발공정 (CP, Cathode Process)을 거치면 더욱 단단해 지기 때문에 INL 측정법을 그대로 적용할 경우 언제나 실제보다 훨씬 낮은 환원율 측정값을 얻게 된다. CP 공정 후 시료는 더욱 낮게 나타난다.

Table 1. Comparision of Bromine reaction time required

전해환원체 및 물리적상태	브로민반응시간
INL (powder)	1 Hr
KAERI Before CP (Bulk)	2.5 Hr
KAERI After CP (Harder)	5 Hr

3. 결론

사용후핵연료같은 악티나이드-란타나이드-전이금속 등 다성분 복합체형태의 SIMFUEL 전해환원체 시료에 대해 브로민법을 적용함으로써 각 성분별로 환원율 측정이 가능함을 확인하였다.

공정변화에 따른 시료의 물리적 상태가 측정에 큰 영향을 미치는 것을 나타났다. 정확한 환원율 측정을 위해서는 공정에 따른 시료의 물리적상태변화를 고려한 측정절차를 적용해야 한다.

4. 감사의 글

이 논문은 미래창조부와 한국연구재단의 원자력연구개발사업으로 지원한 (No. 2014000288)의 결과물입니다.

5. 참고문헌

[1] R. Larsen. Anal. Chem. 31. No. 4. pp. 545-549, 1959.

[2] G.F. Brunzie, et. al. Anal. Chem. 33, pp. 1005, 1961.

[3] C.A. Laue, et. al. J. Radioanal. Nucl. Chem. 261, 709, 2004.

[4] S.D. Herrmann, et al. INL/CON-05-00304, 2005.

다전극 구조의 전해환원 효율 특성에 미치는 영향

임현숙*, 최은영
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ihs95@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 건식 처리 기술인 파이로공정(Pyroprocessing)은 재활용한 연료를 제4세대 원자로(GEN4)에 공급함으로써 연료 효율을 증가시킬 뿐만 아니라, 고준위 폐기물양을 줄이는 장점을 가진다. 전해환원 공정은 금속산화물 형태의 사용후핵연료에 파이로 공정을 적용하기 위한 기술로서, 고온 용융염 환경에서의 전기화학적 금속 환원 기술이 적용된다. 실험실 규모의 연료 20 kg 배치 전해환원은 높은 전환률을 얻으면서 실험적 성공을 거두었다[1]. 그러나, 고용량 전해환원공정을 위한 공정 해석 및 공정 이해를 위한 모델 개발은 미진하였다[2-3]. 본 연구에서는 정상상태에서 반응물의 농도 분극을 고려하여 다전극 구조에 따른 전류밀도 분포도와 이온 플럭스를 계산하였다.

2. Model development

본 공정은 고온(650 ℃) 의 LiCl-Li_2O 용융염 전해질속에서 수행된다. 음극에서는 전기화학적 방법을 통해 생성된 Li이 확산 침투하여 우라늄 산화물과 화학적인 환원을 통해 우라늄 금속으로 전환되며, 양극에서는 음극에서 발생한 산소이온이 양극으로 이동하며, 백금 전극 표면에서 산소 기체로 발생된다. 전기화학적 반응은 다음과 같다.

$$Cathode: 4Li^{+} + 4e^{-} \rightarrow 4Li \quad (1)$$

$$Cathode: 4Li + UO_2 \rightarrow U + 2Li_2O \quad (2)$$

$$Anode: 2O^{2-} \rightarrow O_2(g) + 4e^{-} \quad (3)$$

여러 실험 결과를 통해, 전해 환원 반응 효율은 금속 산화물 재료의 물리적 특성과 전해환원 시스템 구성에 따라 크게 달라졌다. 금속 산화물 재료의 물리적 특성은 연료의 크기 및 기공도 등을 포함하며, 전해환원 시스템 특성은 전기인가 지점 및 전극의 구조들을 포함한다.

본 연구에서는 고효율을 위한 전극 구조의 영향을 고찰하고자 하였으며, 전극 개수 (다전극구조)와 전극간 거리, 음극 대 양극 면적비 조건에 따른 전류밀도 및 이온 플럭스 분포를 계산하였다.

2.1 지배방정식

전극구조 변화는 벌크 용융염에서 전극 표면까지의 반응물의 물질전달에 영향을 주는 인자이며, 전극표면에서의 농도 분극항으로 표현가능하다. 농도분극을 고려한 지배방정식을 다음과 같다.

$$i = i_0\left(C_R \exp\left(\frac{\alpha_a F\eta}{RT}\right) - C_O \exp\left(\frac{\alpha_c F\eta}{RT}\right)\right) \quad (1)$$

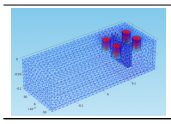
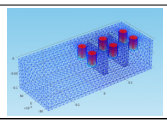
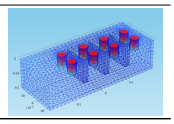
i_O는 교환전류밀도, α_a는 anodic transfer coefficient, α_c는 cathodic transfer coefficient, C_R, C_O는 각각 산화물, 환원물 농도, R는 기체상수, T는 반응 온도(K), F는 파라데이 상수, η는 분극항(과전압)을 표시한다.

2.2 전극 구조

2.2.1 다전극 구조

아래 Table 1에서 보는 바와 같이 기준 단위 셀(single unit)은 바스켓 형태의 음극 1개와 양쪽에 위치한 4개의 플레이트형 백금 전극으로 구성한다. 총 3개의 다전극구조로 수행하였다.

Table 1. Structures of multi-set electrodes

Single unit	Double unit	Triple unit
		

2.2.2 전극간 거리

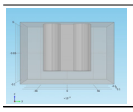
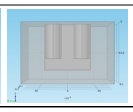
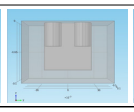
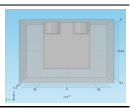
기준 단위셀에서 음극-양극간 거리를 넓혀가면서 전류밀도와 이온 플럭스 분포를 계산하였다. 이는

전극간 거리 증가로 인한 반응물의 물질전달이 전류밀도에 미치는 영향을 비교할 수 있다.

2.2.3 음극 대 양극 면적비

전극간거리뿐만 아니라 음극 대 양극 면적비 또한 전류효율에 영향을 미친다. Table 2와 같이 음극 대 양극 면적비를 2.5-9.7까지 변화시키면서 계산하였다.

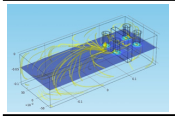
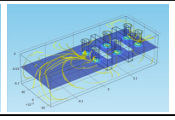
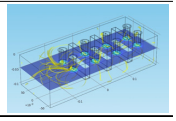
Table 2. Cathode/Anode area ratio

C/A 2.5	C/A 3.3	C/A 5.0	C/A 9.7
			

3. 결론

단위 셀 개수 증가에 따른 이온 플럭스는 Table 3에서 확인할 수 있다. 용융염의 유동은 노란색 리본으로 표시되며, 이를 따라 음극에서 생성된 산소 이온은 백금 양극으로 이동한다. single unit의 경우 여분의 공간으로 산소 이동 경로가 길어지면서 반응물이 전극표면까지 이동하는데 더 많은 시간이 걸릴 것이며, 물질전달 저항으로 작용하여 전류 효율을 저하시키는 것으로 분석된다. 이에 반해, 다전극 셀 구조는 음극에서 발생한 산소 이온이 가까이 위치한 백금 전극으로 빠르게 이동함으로써 양극 표면에서의 분극을 감소시키는 영향이 있다.

Table 3. Ion-flux of each electrode structure

Single unit	Double unit	Triple unit
		

이러한 현상은 Table 4에 표기된 전류밀도 수치와 총전류량으로 설명된다. 단위 셀의 개수가 증가할수록 계산된 전류밀도와 총 전류량을 증가함을 알 수 있다. 그러나, 단위 셀 개수와 비례적으로 증가하는 것은 아니다. 두 개의 다전극 구조보다 세 개의 다전극 구조에서 전류 밀도와 총 전류량은 급격히 증가하였다. 비례적이지 않은 원인은 추가적인 계산과 고찰이 필요한 것으로 사료된다.

Table 4. Comparison of current density according to structure of multi-set electrode

	Single unit	Double unit	Triple unit
Current density (A/cm2)	0.195	0.202	0.838
Total density (A)	7.68	11.91	65.68

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

[1] Journal of Nuclear Materials, Vol. 418, pp. 87-92, 2011.
[2] Nucl. Technol.Vol. 162, pp. 179-190, 2008.
[3] Journal of Korean Radioactive Waste Society, Vol. 8, 2010.

GIF PR&PP 평가방법론을 이용한 파이로시설의 전용경로 분석

김현민*, 안성규, 이호희, 김봉영, 권은하, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*khm@kaeri.re.kr

1. 서론

4세대 원전 국제포럼(GIF)이나 혁신원자로&핵연료주기 개발연구(INPRO) 등의 연구를 통해 미래원자력에너지시스템 개발에 있어서 핵확산저항성이 강조되어 왔다. GIF에서는 위협에 대한 시스템의 반응을 분석하고 평가하는 방법론을 개발하였는데[1], 핵확산저항성 관점에서는 전용위협에 대한 안전조치시스템의 반응을 분석하는 것이다. 본 연구에서는 GIF PR&PP 평가방법론을 이용하여 국내에서 개발중인 파이로기술의 실현을 위해 가상 파이로시설에 대한 안전조치성(Safeguardability)을 분석하였다. 평가방법론을 적용하는 사례연구가 시행된 바 있으나 이것은 일례일 뿐 대상 범위나 목적에 따라 세부 평가방법은 달라져야 하므로[1,2], 세부인자 평가를 위한 새로운 방법을 제안하였다. 이러한 방법을 이용해 분석결과를 통하여 취약지점을 도출하고 시설과 안전조치시스템 설계를 개선하여 결과적으로 핵확산저항성을 높이는데 기여할 수 있다.

2. 본론

2.1 파이로시설 및 평가체계

본 연구에서 분석 대상이 되는 파이로시설은 연간 10tHM의 공학규모의 모델이다. 입력물질로는 가압경수로 사용후핵연료가 사용되고 최종 생성물은 우라늄 잉곳과 우라늄/TRU 잉곳이다. Fig. 1은 GIF PR&PP평가 방법론을 기반으로 시스템의 PR을 분석함으로서 취약점을 찾아 보완하는 평가체계를 간략히 나타낸 것으로, 시스템을 정의하고 세부 시스템을 설계한 후 전용경로의 PR에 대해 평가한다. 분석을 통해 찾아낸 취약점을 보완할 수 있는 방안을 세부 시스템 설계에 반영하여 PR을 강화할 수 있다.

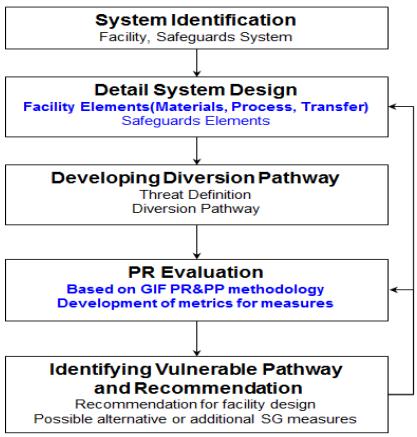


Fig. 1. System Design and Evaluation Framework[3].

2.2 전용경로 평가 프로그램

2.2.1 프로그램 평가인자

전용경로 평가 프로그램의 평가인자는 GIF PR&PP 평가방법론에서 제시한 핵분열성물질종류(MT), 확산기술적난이도(TD), 확산비용(PC), 확산시간(PT), 탐지확률(DP), 탐지자원효율성(DE)이다[1]. GIF PR&PP의 평가인자 중 정량적 평가가 어려운 MT와 TD는 정성적으로 평가하고, 그 외에는 정량적으로 평가하여 안전조치 평가인자로 사용한다[3,4].

2.2.2 프로그램 구성

프로그램 구동 순서는 ①위협정의, ②전용경로설정, ③세부전용경로설정, ④평가절차, ⑤결과 순의 순서로 이루어진다. 구동 순서별로 위협정의에서는 기본전제(1SQ, 대상시설, 시설규모), 전용주체(주체의 농축시설 및 핵연료 제조시설 등의 보유여부), 전용목표(전용종류와 전용전략) 등을 설정하고 전용경로설정에서 전용대상과 위치, 용기 등을 설정하며, 세부전용경로설정에서는 세부전용경로 단계별 전략적 행동을 정의하고 이에 수반되는 안전조치 및 모니터링수단 등을 설정한다. 그 후 MT와 TD에 대한 정성적 평가절차를 거쳐 GIF PR 평가

인자 평가기준 표에 따라 MT와 TD의 인자값을 입력하고 결과를 출력한다. Fig. 2는 전용경로 평가 프로그램의 평가절차를 보여준다.

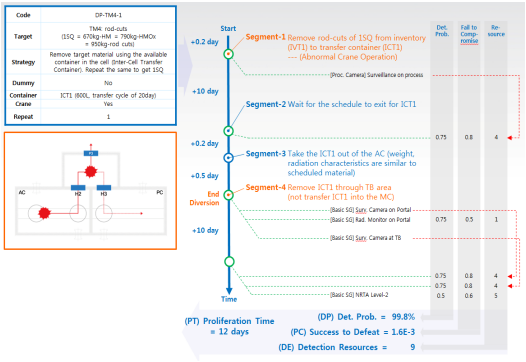


Fig. 2. Evaluation Procedure of Diversion Pathway Evaluation Program[3].

2.3 파이로시설의 전용경로 분석

Fig. 3은 본 연구에서 개발된 전용경로 평가 프로그램을 사용하여 공정 셀 내에서 발생 가능한 대표적인 전용경로를 분석하여, 각 전용경로에 대한 안전조치수단의 차이를 6개의 평가인자로 나타낸 것이다.

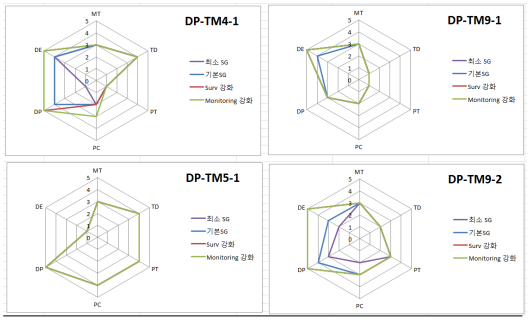


Fig. 3. Analysis of Representative Diversion Pathway Using Diversion Pathway Evaluation Program.

전용경로코드는 전용물질코드 + 전용전략코드 + 용기 + 일련번호를 조합하여 생성되고, 6개의 평가인자는 동일 전용경로에 대한 안전조치수단의 차이 비교가 쉽도록 레이더차트로 표시하였다.

3. 결론

본 연구에서는 GIF PR&PP 평가방법론을 이용하여 전용경로 평가 프로그램을 개발하고, 프로그램을 이용하여 파이로시설의 대표적인 전용경로에 대해 분석 하였다. 또한, 동일한 전용경로에 대한 안전조치수단의 차이를 6개의 평가인자를 통하여 비교하였다. 현재 프로그램 개발이 진행 중이며, 향후 프로그램을 최적화하고 개발된 전용경로 평가 프로그램을 이용하여 다양한 전용경로에 대해 평가할 예정이다. 분석을 통해 취약한 전용경로를 찾아 취약점 보완에 적합한 안전조치수단을 적용하고, 전용경로별 안전조치수단의 변화에 따른 안전조치성을 비교하여 파이로시설에 적합한 안전조치수단 및 PR 강화 방안을 찾고자한다.

4. 감사의 글

이 연구는 2013년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행되었다 (원자력기술개발사업, No.2012M2A8A5025944).

5. 참고문헌

[1] PR&PP Evaluation Methodology Working Group, PR&PP Evaluation: ESFR Full System Case Study Final Report, 2009, Generation IV International Forum.

[2] PR&PP Expert Group, Evaluation Methodology for Proliferation Resistance and Physical Protection of Generation IV Nuclear Energy Systems, Revision 5, 2006, Generation IV International Forum.

[3] Seong-Kyu Ahn, et al., A Proliferation Resistance Evaluation for a Pyroprocessing Facility Design, 55th INMM, 2014

[4] H. M. Kim, et al., Review of GIF PR&PP Evaluation Case Study for Application to Pyroprocessing, Jeju KNS, 2014

파이로 안전조치 시스템의 모델링 및 시뮬레이션을 위한 기법 개발

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

1. 서론

파이로 시설에서의 핵확산저항성 및 안전조치성 확보를 위해서는 파이로 시설에 적합한 안전조치 시스템 개발이 필수적이다. 파이로 시설의 안전조치 시스템은 핵물질 계량 방안, 시설 내 샘플링 방안, 감시/격납 방안, 공정 모니터링 방안 등이 있다. 또한 이러한 안전조치 방안 이외에도 핵물질 계량 지점 및 공정간 핵물질 이동 특성, 계량 장비 교정 주기, 물질 수지 주기 등 다양한 요소들에 의해 파이로 시설의 안전조치성이 결정된다. 안전조치 시스템의 성능 및 적합성, 개선 방안을 평가하기 위해서는 시스템이 실제로 적용되기 이전에 모델링 및 시뮬레이션을 통한 사전 평가가 선행 되어야 한다. 이러한 사전 평가 일환으로 한국원자력연구원에서는 기준 파이로 시설(Reference Engineering-scale Pyroprocessing Facility, REPF)의 미계량물질(Material Unaccounted For, MUF) 불확도[1] 평가를 수행한 경험이 있다. 하지만 시설의 안전조치성을 오직 MUF 불확도만을 토대로 결정하는 것은 안전조치 시스템 성능 및 적합성, 개선 방안 등을 통합적으로 평가하는 측면에서는 다소 부족한 점이 있다. 이러한 평가 체계를 보완하기 위해서 파이로 시설 및 안전조치 시스템에 대하여 가상으로 시설을 운전하고 핵물질 계량을 수행함으로써 MUF 및 핵물질 전용 감지 여부 평가 등 세부적인 안전조치성 평가가 수행되어야 한다. 따라서 본 연구에서는 기준 파이로 시설에 대하여 몬테칼로 기법을 적용하여 안전조치 측정 시스템을 모델링하고 동적 핵물질 흐름을 모델링하여 다양한 안전조치성 평가 인자를 도출하는 시뮬레이션 기법을 개발하였다.

2. 본론

2.1 안전조치 측정 시스템 모델링

안전조치 시스템 평가에 주요하게 영향을 미치는 요소인 핵물질 계량 장비의 측정 불확도는 랜덤 오차와 계통 오차에 의해 결정된다. 랜덤 오차는 장비가 대상 물질에 대하여 측정을 수행할 때마다 매번 다르게 발생되는 오차이며, 그 오차 값의 분포는 정규분포 형태를 가진다. 계통 오차는 장비 교정 이후에 결정되며 그 값은 계통오차의 정규분포를 따른다. 다만 계통오차는 매 측정마다 다른 오차 값을 발생 시키는 랜덤 오차와 달리 교정을 수행하기 이전까지 계통 오차 값은 변하지 않는다. 이러한 랜덤 오차와 계통 오차의 성질은 계량 장비의 일반적인 특성이라 할 수 있다. 본 연구에서는 이러한 계량 장비를 이용한 핵물질 계량을 시뮬레이션하기 위하여 Fig. 1과 같이 장비의 랜덤 오차와 계통 오차의 정규 분포로 부터 랜덤 오차와 계통 오차를 각각 샘플링 한 후, 계량된 핵물질 양을 시뮬레이션하는 기법을 모델링 하였다.

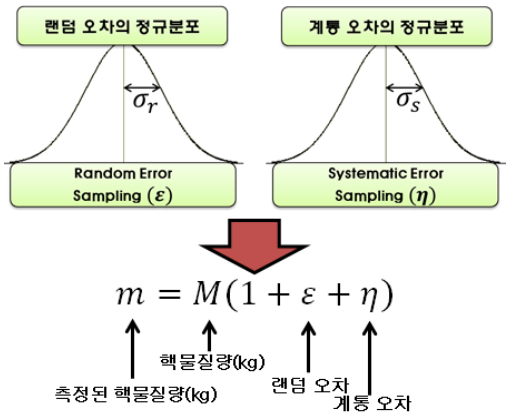


Fig. 1. Modeling of Nuclear Material Measurement.

본 연구에서는 핵물질 계량 시뮬레이션 기법을 적용하여 기준 파이로 시설의 안전조치 시스템[2]에서 제시된 핵물질 계량 방안 및 해당 계량 장비의 랜덤 오차 및 계통 오차를 동일하게 모델링 하였다.

2.2 동적 핵물질 흐름 모델링

기존 파이로 시설의 안전조치성 평가는 핵물질 양이 매 캠페인마다 일정한 정적인 흐름 상태를 가정으로 수행되었다. 파이로 시설 내 핵물질 계량 지점에서 측정되는 핵물질 양은 MUF 평가에 주요한 영향을 미치는 요소이기 때문에 안전조치 모델

링 및 시뮬레이션 측면에서 상세한 전산모사가 필요하다. 본 연구에서는 매 캠페인 마다 공정간 핵물질 이동량이 변동하도록 모델링 하여 좀 더 실제적인 핵물질 흐름을 기반으로 안전조치성 평가가 수행되도록 기법을 개발하였다. 공정 사이에서 이동되는 핵물질 양은 정규분포에 따라 변동되도록 설정하였으며, 공정 내부에 남아 있는 핵물질 재고량도 매 공정이 진행될 때마다 변동 될 수 있도록 모델링 하였다. 동적인 핵물질 흐름 모델링에서 공정으로 입력 및 출력되는 핵물질 양과 공정 내 핵물질 재고 변화량에 대한 물질 수지는 유지되도록 하였다.

2.3 기준 파이로 시설의 안전조치 시스템 시뮬레이션

몬테칼로 기법을 적용한 안전조치 시스템 모델링과 파이로 공정 내 핵물질의 동적 흐름 모델링을 통하여 Fig. 2와 같은 안전조치 모델링 및 시뮬레이션 기법 개발을 위한 전산모사 코드를 개발하였다. 본 연구에서 개발된 코드는 Fig. 2와 같이 사용자가 총 캠페인 수, 핵물질 계량 장비의 교정 주기, 주요 공정에서의 동적 흐름 모델 설정, 핵물질 전용 양 설정을 할 수 있다. 또한 설정된 값에 따라서 각각의 캠페인마다 MUF 및 CUMUF와 그에 따른 불확도 값을 평가하여 실시간으로 사용자에게 시뮬레이션 결과를 제공하는 기능을 갖추었다.

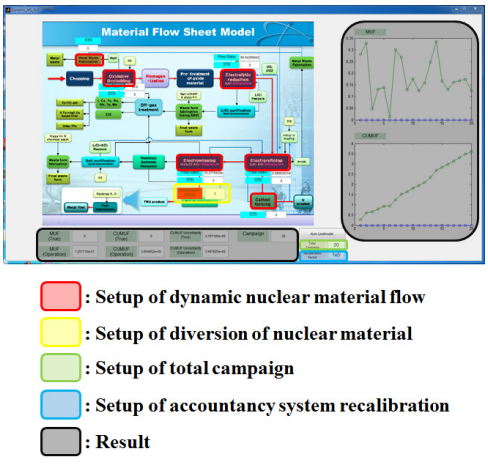


Fig. 2. Basic Pyroprocessing Safeguards Code for M&S Technique Development.

3. 결론

본 연구에서는 기준 파이로 시설을 대상으로 안전조치 모델링 및 시뮬레이션 기법을 개발하였다. 개발된 기법들이 적용된 전산모사 코드는 안전조치성 평가에 영향을 미치는 요소들에 따라서 파이로 시설의 안전조치 시스템을 다양한 인자로 평가 할 수 있도록 모델링되었다. 본 기법 개발 코드를 통해 기본적인 안전조치성 평가를 위한 모델링 및 시뮬레이션 코드 설계 및 제작이 가능 할 것으로 기대된다. 또한, 추후에 다양한 안전조치 인자들을 추가하여 보다 세부적인 평가가 가능한 파이로 안전조치 모델링 및 시뮬레이션 코드를 설계할 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었음.

5. 참고문헌

[1] Hee-Sung Shin et al., A Study on the MUF Uncertainty Estimation for an Engineering Scale Pyroprocessing Facility, Proceedings of GLOBAL, 2011.

[2] Hee-Sung Shin et al., Development of a Simulation Program for the Pyroprocessing Material Flow and MUF Uncertainty, 52th INMM Annual Meeting, 2011.

[3] Darryl B. Smith et al., Dynamic Materials Accounting Systems, Los Alamos Science, 1980.

[4] Jaech, J. L., Statistical Methods in Nuclear Material Control, TID-26298, U.S. Gov't Printing Office, Chpt. 6, 1973.

다변량분석(Multivariate Data Analysis)를 이용한 LIBS 스펙트럼 정량분석

한보영[1*], 최대웅[1], 박세환[1], 김호동[1], 이용훈[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]국립목포대학교, 전남 무안군 청계면 영산로 1666
*byhan@kaeri.re.kr

1. 서론

운영 중인 공정시설의 핵물질 오사용(misuse) 또는 공정과정을 통제/감시하기 위하여 실시간 공정 핵물질을 모니터링 할 수 있는 다양한 기술들이 개발되고 있다. 공정 모니터링을 위해서는 실시간으로 획득한 정보를 정량적으로 판단할 수 있는 분석방법이 필수적이다. 특히 사용후핵연료처럼 다양한 핵종이 혼합되어 있는 대상 시료의 경우, 기존의 단변량 분석 - 정량정보를 얻기 위해 관심원소의 신호만을 이용하는 방법 - 은 검정곡선 획득을 위한 표준시료 선정 및 다양한 핵종들의 측정대상 원소 간섭현상을 이해해야하며 분석 시 해당 영향에 대한 보정을 요구한다. 본 연구에서는 관심원소의 신호뿐만 아니라 간섭 원소들의 신호도 활용한 다변량분석 방법을 소개하고 LIBS(Laser-Induced Breakdown Spectroscopy) 스펙트럼을 이용하여 적용 가능성을 분석하고자 한다.

2. 본론

2.1 단변량 분석

단변량 분석 방법은 측정을 통해 얻을 수 있는 다양한 정보 가운데 원하는 측정변수의 측정신호를 판별하고 측정신호의 크기를 정량적으로 환산하기 위해 간섭신호 영향을 보정한다. 보정된 신호는 최종 결정 물리량의 관계를 결정하고 결정관계식을 통해 추후 발생된 데이터의 해당 물리량을 추정한다. 단변량 분석 방법은 물리적 현상에 대한 이해가 직관적이며 해당 물리량과 측정신호간의 대부분 선형적인 특징을 가지고 있다. 그러나 분석 데이터가 많은 간섭신호의 보정을 요구하고 보정과정에 어려움이 있는 경우 또한 선형적인 물리적 현상이 허락하지 않는 경우 정확한 분석 결과를 예상하기 힘들다. 이런 점을 보완하고 분석 시간을 단축하기 위해 다변량 분석 방법에 대한 적용가능성을 알아본다.

2.2 다변량 분석

대부분의 측정방법은 동시다발적으로 많은 정보들을 포함한 데이터 형태로 수집되며 필요한 정보를 골라내고 선별하는 작업이 요구된다. 데이터에 포함된 많은 정보들은 독립적인 변수보다는 상호연관 변수들로 이루어져 있는 경우가 많으나 물리적 현상으로 증명하기에는 어려움이 있다. 다변량 분석의 경우 데이터의 정보들을 선택, 선별 작업 없이 데이터가 가지고 있는 패턴을 분석하고 원하는 변수를 예측하기 위해 패턴의 특징을 하나의 모델로 제안한다. 제안 된 모델은 통계적으로 분석하여 모델의 오차를 제시한다.[1] LIBS 스펙트럼 분석을 위해 자주사용 되고 있는 두 가지 다변량 분석 방법을 소개하고자 한다.

2.2.1 Principal Components Analysis

PCA (Principal Components Analysis)는 데이터의 정성적인 분석을 위해 그룹화 하는 방법으로 많이 사용된다.[2] PC(Principal Components)는 변수(스펙트럼)들과 같은 차원(dimension)을 가지며 변수들이 가장 큰 분산을 가지는 공간 축을 표현한다. PC들의 수는 실제 변수의 수보다 적은 수를 가지며 PC들 간의 해석은 데이터들이 가지는 패턴을 score라는 상수로 나타낸다. Fig. 1은 염폐기물 내 다른 농도의 우라늄 시료에 대한 score plot이며 다른 농도의 우라늄 샘플끼리 그룹을 생성하는 것을 볼 수 있다. 데이터는 새로운 PC들의 차원으로 변환되며 변환 전과의 차이는 Residual Variance로 확인한다.

2.2.2 Partial Least Squares Regression

PCA 방법은 하나 패턴 분석을 통해 데이터의 정성적 구분을 가능하게 하는 도구인 반면에 PLS-R 방법은 정량적인 예측이 가능하도록 변수들 간의 상호관계 변수(correlation coefficient)들을 모델링하여 Calibration 모델을 구한다.

PLS-R 방법의 가장 큰 특징은 correlation (collinear) 이 있는 변수들을 다룰 수 있어 기존의 회귀(Regression) 방법들과 차이를 보인다.[3]

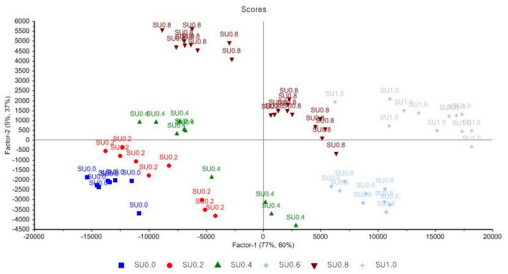


Fig. 1. Score plot for LIBS spectra of uranium samples in salt waste matrix.

2.3 LIBS 스펙트럼 정량 분석

최근 많은 연구에서 다변량 분석을 이용한 LIBS 스펙트럼 정량분석이 이루어지고 있다. [4-5] LIBS 스펙트라는 많은 측정원소들의 방출선과 분광 플라즈마 정보(Bremsstrahlung, electron temperature/density, self absorption), 그리고 분광 검출기 반응 정보 등 많은 정보를 포함하기 때문에 단변량 분석의 경우 분석오차 영향 및 소요시간이 더 요구한다. 반면에 다변량 분석은 분광선 패턴을 이용하여 상관계수 결정하여 또 다른 전처리(Preprocessing) 분석 없이 해당 원소의 농도를 결정한다. 다변량 분석으로 얻어진 Calibration 모델은 예측치와 검증된 수치의 선형성(R^2)을 평가하고 식 (1)에서처럼 RMSE(Root Mean Square Error)로써 오차를 평가한다.

$$RMSE = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^{n}(\hat{y} - y_i)^2}{n}} \qquad (1)$$

Fig. 2에서 예로써 단변량 분석과 다변량 분석의 비교를 보여준다. 사용된 LIBS 스펙트럼 데이터는 KCl 시료내 Ce의 정량분석을 한 결과이며 다변량 분석은 선형성과 RMSE 값에서 단변량 분석 보다 좋은 결과를 보였다.[6]

3. 결론

다변량 분석방법은 분석이 어려운 많은 측정 분야에서 이용되고 있으며 특히 다양한 정보를 가진 LIBS 스펙트럼의 경우 많은 방출 분광선들을 이용할 경우 정량적 분석 효율을 높이며, 실시간 모니터링 결과를 보여줘야 하는 경우 역시 데이터 처리 시간을 단축하는 장점을 가진다.

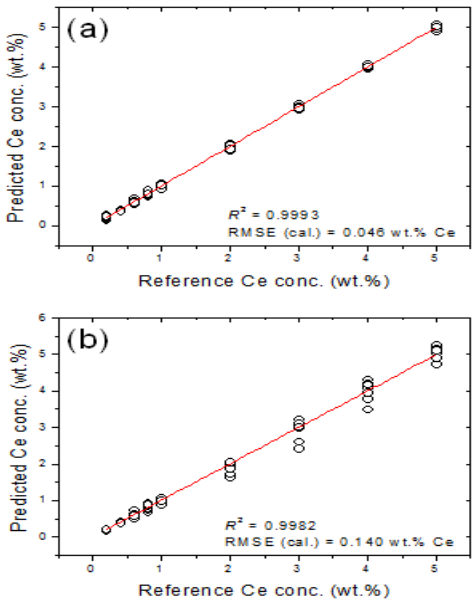


Fig. 2. Multivariate (a) and univariate (b) calibration plots of the predicted Ce concentration as a function of the reference Ce concentration based on the LIBS spectra.

4. 감사의 글

본 논문은 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 통한 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었음.

5. 참고문헌

[1] Kim H. Esbensen, Multivariate Data Analysis - In Practice, 5th Edition.
[2] J.D. Hybl et. al., Applied Spectroscopy 57 (2003) 1207-1215.
[3] Svante Wold, et. al., Chemometrics and Intelligent Laboratory Systems 58 (2001) 109-130.
[4] L E. Garcia-Ayuso et. al., Anal. Chim. Acta 457 (2002) 247-256.
[5] M. Z. Martin et. al., Spectrochim. Acta B 60 (2005) 1179-1185.
[6] Journal of Nuclear Materials 453 (2014) 8-15.

PRIDE 통합비파괴장치를 이용한 DU pellet 의 중성자 측정

이채훈*, 서희, 박세환, 송대용, 나상호, 이승규, 원병희, 신희성, 안성규, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*chlee80@kaeri.re.kr

1. 서론

PyRoprocess Integrated inactive DEmonstration facility (PRIDE)는 파이로 공정을 확보하고, 모의연료를 이용해 파이로 공정기술을 확보하고, inactive 시험검증을 위한 공학규모의 실증 시설이다. PRIDE가 감손우라늄(DU, Depleted Uranium)을 사용하지만, 파이로 기술을 종합적으로 검증하기 위한 시설임으로, 미래 파이로 시설에 대한 핵물질계량관리 기술 개발에 매우 유용하다.

파이로 공정에서 생성되는 공정물질에 포함된 핵물질을 계량하기 위해 PRIDE Unified Non-Destructive Assay (UNDA) 가 개발되었다[1]. 개발된 UNDA는 중성자계수기, 감마선분광, 질량측정부가 하나로 통합된 시스템이다. 식 (1)과 같이 UNDA 시스템의 중성자계수를 통해 ^{238}U의 양, 감마선분광으로 우라늄 농축도(^{235}U/^{238}U), 질량측정으로 전체 질량을 측정함으로써 U의 총량을 정량적으로 분석할 수 있다.

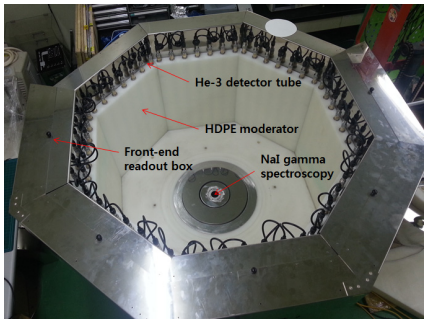
$$(U-235)_{mass} = (U-238)_{mass} \times \left(\frac{U-235}{U-238}\right)_{\gamma-spectroscopy} \quad (1)$$

본 연구에서는 He-3 tube 기반의 중성자계수기를 이용하여 DU 펠렛의 교정곡선(Calibration curve)을 획득할 계획이다.

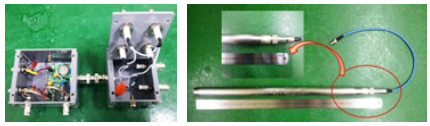
2. 본론

2.1 PRIDE UNDA의 중성자계수부

PRIDE UNDA는 Fig. 1(a)과 같이 팔각 형태로 56개의 He-3 tube detector와 하단부에 NaI gamma spectroscopy와 DU 총질량 측정 장치로 구성되어있다. 중성자계수부는 ^{238}U의 자발핵분열에서 방출되는 중성자를 검출하기 위해서 감속재로 HDPE (High-Density Polyethylene), 검출기로서 He-3 tube, R/O 및 신호처리는 AMPTEK 111 board 와 JSR-14 shift register를 사용하였으며, 상세 스펙은 Table 1과 같다. He-3 tube 의 charge 신호를 전압 신호로 증폭하는 전치증폭기단과 신호처리의 노이즈를 최소화하기 위해 He-3 tube 에 인가하는 고전압부와 신호처리부 차폐박스를 분리하여 제작하였다. 각 신호처리부는 3 혹은 4개의 He-3 tube와 연결되며, 16개의 신호처리부에서 나오는 TTL output은 OR circuit을 통해 JSR-14 shift register (Canberra, USA) 로 전달되고, 측정된 데이터는 International Neutron Coincidence Counting (INCC) 소프트웨어를 이용하여 분석하였다.



(a)



(b) (c)

Fig. 1. (a) PRIDE UNDA, (b) AMPTEK A111 circuit board box & H.V. Box, and (c) He-3 tube.

Table 1. Specifications of neutron counter for PRIDE UNDA

Moderator	HDPE	
He-3 tube [RS-P4-0820-220]	No. of tubes	56
	Active length	20 in.
	Diameter	1 in.
	Fill pressure	6.71 atm
	Quench gas	CF4
	$V_{operating}$	1880 V
Signal processing	16 AMPTEK A111 boards	
	JSR-14 shifter register	

16개의 신호처리부의 전치증폭기의 gain을 맞추기 위해서 Ref. 3의 절차에 따라 plateau curve 획득하여 진행하였다. Fig. 2와 같이 16개의 신호처리부의 HV plateau curve가 RSD가 0.37 %로 잘 매칭함을 알 수 있다 [1].

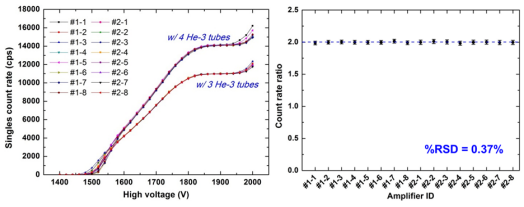


Fig. 2. Plateau curve with respect to applied H.V. bias and count ratio (count rate at 1880 V divided by count rate at 1650 V) [1].

2.2 Neutron measurement of DU pellets

DU 펠렛 시료로부터 방출되는 중성자의 대부분(98% 이상)은 ^{238}U 핵종에서 방출되기 때문에, 중성자 계수기를 통해 측정된 중성자수를 측정하면 DU 시료 전체에 포함된 ^{238}U 질량을 비파괴적으로 측정할 수 있다. UO_2 펠렛은 Fig. 3과 같이 16.5 cm(D) × 7.5 cm(H) 의 용기에 적층되어 있으며, 펠렛을 포함한 각 용기의 무게는 약 10 kg·U이다.



Fig. 3. containers with UO_2 pellet.

제작된 DU 펠렛 용기를 적층시켜, 질량에 따른 중성자 계수 교정곡선을 획득하고, MCNP를 통해 계산된 교정곡선 결과[2]와 비교할 예정이다.

3. 결론

본 연구에서 개발된 UNDA 시스템을 이용하여 ^{238}U에서 나오는 중성자를 계수함으로써 DU 펠렛의 질량에 따른 교정곡선을 획득하였다. 교정곡선을 통해 PRIDE 입출력물질 계량에 활용할 수 있을 것으로 예상된다. 파이로 공정에서는 다양한 형태의 샘플이 생성되기 때문에, 핵물질 계량의 오차를 줄이기 위해 펠렛을 분말화하여 DU powder의 교정곡선을 획득할 계획이다.

4. 감사의 글

이 논문은 2014년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (No.2012M2A8A502594).

5. 참고문헌

[1] Journal of the Korean Physical Society, Vol. 63, No. 11, pp. 2080-2084, 2014.

[2] 한국방사성폐기물학회, 2014년 춘계학술발표회 논문요약집, pp.47-48, 2014.

[3] Los Alamos National Laboratory Report, LA-UR-06-2644 (2006)

동위원소 분석용 광섬유레이저 기반 RIMS 기술

고광훈*, 박현민, 이경현, 김택수, 차용호, 임권, 이림, 한보영, 박세환, 정도영
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*khko@kaeri.re.kr

1. 서론

동위원소 분석은 원자력 산업 특히, 핵감식, 환경분석, 안전조치에서 필요한 분야이다 [1-3]. 특히, 파이로 공정 중 동위원소 분석은 분석 정밀도와 실시간측정이 이루어져야한다.

현재까지의 동위원소 분석은 화학 분석으로 수행되고 있으며, 동위원소 정밀도는 만족하지만 실시간 측정에 어려움이 있다. 이에따라 방사성 동위원소 측정을 위해서 여러 방법들이 시도되고 있으며, 그 중에서 레이저 기반 공명이온화 질량분석 (Resonance ionization mass spectrometry: RIMS)은 레이저 용발법과 함께 사용되어 준 실시간으로 샘플을 분석할 수 있는 방법으로 알려져 있다. 이 방법은 레이저 및 레이저 유도 플라즈마 발생에서 비롯된 오차가 커서 실제 응용에 어려움이 있다.

본 발표에서는 안정적인 광원을 발생시키는 광섬유 레이저를 공명이온화 질량분석법에 적용시켜 파이로 공정 중 동위원소 분석을 실시간으로 요구된 오차내로 분석할 수 있는 기술의 개념과 이 기술의 타당성 조사를 위한 연구진행에 대해 발표한다.

2. 본론

2.1 광섬유 기반 공명이온화 기술 개념

레이저를 기반으로 하는 공명이온화 기술은 레이저와 플라스마에서 비롯된 오차가 커서 실시간 적용성에도 불구하고, 실제 적용이 어렵다. 이에대해, 선폭을 넓혀 동위원소를 동시에 여기시키는 방법과 통계적 처리에 의해 오차를 감소시키는 방법 등 여러 개선 방법들이 개발되고 있다 [4].

광섬유 기반 레이저광원은 기존의 펄스형 레이저광원에 비해, 생성된 펄스의 안정성 뿐만 아니라, 레이저광원의 파장 가변과 선폭 조절이 비교적 쉬운 장점이 있다. 특히, 오차는 $\sim \sqrt{N}$(N은 측정 회수)와 비례하기 때문에, 반복율이 높을수록 측정 오차를 감소시킬 수 있는데, 광섬유 레이저광원은 고체기반레이저광원에 비해 반복율을 높게 조절할 수 있기 때문에, 정밀 측정에 유리하다.

Fig. 1은 장치의 구성을 나타내는데, 안정적인 광섬유기반 레이저광원을 광여기/이온화에 적용한 것이 특징이다. 특히, 10 Hz로 발생하는 이온신호 처리에 비해, 광섬유 광원의 반복율은 100kHz 이상 (본 실험에서는 500kHz) 이기 때문에, 같은 신호처리 시간에 대해 약 100 배정도 오차를 감소시킬 수 있을 것으로 기대한다.

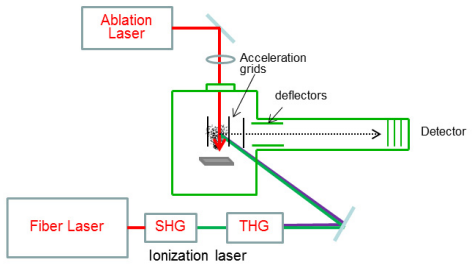


Fig. 1. Schematic diagram of the fiber laser based RIMS.

2.2 실험

광섬유 기반 공명이온화 기술은 플루토늄과 이온화구도가 비슷한 가돌리니움 원소에 적용하여 실시간 측정 및 오차 개선에 대해 연구한다. 이 발표에서는 구성 시스템중 광원과 원자화에 대해 논의한다.

2.2.1 가돌리니움의 이온화구도

공명선을 거쳐 이온화시키면 여러 원소 중 특정 원소를 선택적으로 이온화시킬 수 있다. 본 기술에서는 1광자 공명 2광자 이온화구도를 선택하였고, 가돌리니움에 이를 적용하기 위해, 적외선에서 발진하는 광섬유기반 레이저광원의 제2고조파와 제3고조파를 이용한다.

2.2.2 광섬유 기반 광원

광섬유 기반 광원은 씨앗광원과 증폭단으로 구성되어있다. 씨앗광원으로 파장안정성이 뛰어난 DFB 레이저를 사용하여 광원의 파장을 공명전이선에 맞춘다. 증폭단은 전치 증폭단과 주 증폭단으로 구성된다.

Fig. 2는 전치 증폭단의 구성을 나타낸 그림으로 씨앗광원이 펄스화가 되고, 이를 광섬유 증폭단을 통하여 약 5 W의 펄스형 광원을 발생시킨다. 반복율은 수백 kHz로 변화가 가능하며, 500 kHz를 기본으로 동작시켰다. CW 광원을 17ns의 펄스로 만들면 평균 출력은 약 1/100 이하로 줄어들지만 광섬유 증폭단을 통하여 약 50,000배 증폭되어 펄스 동작으로 약 5W를 출력한다. 이는 주증폭단을 거쳐 출력이 증폭될 예정이다.

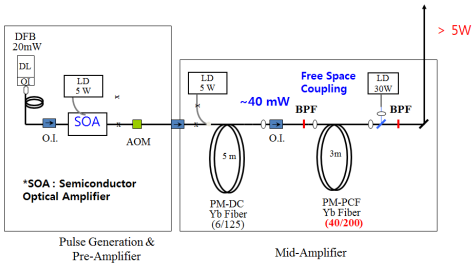


Fig. 2. Schematics of the preamplifier system. The DFB laser was used as a seed laser and the seed beam amplified by a SOA and two fiber amplifiers to about 5 W.

2.2.3 파장 변환

가돌리니움의 전이선에 공명하는 광원을 발생시키기 위해, 적외선 광원의 제2고조파(가시광선, 514 nm)와 제3고조파(자외선, 342 nm)를 발생시킨다. Fig. 3은 파장변환 구도를 나타내며, 자외선광원이 공명여기를 시키는 광원이 된다.

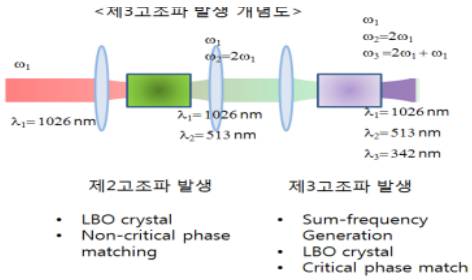


Fig. 3. Schematics of wavelength conversion setup. The infrared beam was frequency doubled and tripled to obtain the ionization and excitation beams.

2.2.4 원자화와 시간비행 질량분석기

산화물, 금속 등 여러 형태의 샘플을 원자화 시키는 방법으로 레이저용발을 고려하고 있으며, 시간비행 질량분석기를 사용한 특성 조사에 대해 발표한다.

3. 결론

제안된 기술의 적용성을 조사하기 위한 실험이 가돌리니움 원자에 대해 진행 중에 있으며, 특히, 본 발표는 광원 개발과 원자화 연구에 대해 소개한다. 제안된 기술은 파이로 공정 중 플루토늄 또는 우라늄 분석에 적용될 수 있는 기술이다.

4. 감사의 글

이 논문은 2014년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (No.2012M2A8A502594).

5. 참고문헌

[1] Analytical Chemistry, Vol. 83, Issue 7, pp.2469-2475, 2011.
[2] Applied Physics B, Vol. 59, pp. 117-121, 1994.
[3] Journal of Optical Society of America B, Vol. 23, pp.2465-2469, 2006.
[4] 4th International Conference on Laser Probing, AIP Conference Proceeding. Vol.1104, pp.79-89, 2009.

MCNP 코드를 이용한 파이로 공정 생성물질의 감마선 측정시 Compton suppression 적용성 평가

이승규*, 서희, 원병희, 박세환, 신희성, 송대용, 나상호, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sklee11@kaeri.re.kr

1. 서론

대부분의 원자력선진국에서는 핵연료주기 시스템 분석을 통하여 국가 원자력 정책을 수립하고, 이를 바탕으로 원자력 기술을 개발하고 있다. 특히 사용후핵연료 처리를 위해서 전통적인 용매 추출 공정 뿐 아니라 습식 및 건식 공정이 원자력 선진국 등에 의해서 다양하게 연구되고 있다. 우리나라는 아직까지 사용후핵연료에 대한 최종적인 처리 및 관리 방안이 수립되어 있지 않은 상황이며, 최근 들어 공론화를 통한 합의안을 찾는 노력을 진행하고 있다. 파이로 기술은 사용후핵연료의 독성 감소 및 폐기물 부피 감용 등 다양한 장점을 가지고 있어서 사용후핵연료 처리 및 관리 방안이 될 수 있다. 현재 한국원자력연구원은 핵물질 계량에 주안점을 두고 안전조치에 관련된 주요한 기술을 개발하고 있으며, 파이로 시설의 안전조치 기술실증에 필요한 파이로 단위 공정 핵물질 계량관리 기술과 파이로 공정의 핵특성 분석 기술을 개발하고, 파이로 시설의 안전조치성 분석 및 평가를 수행하고 있다. 파이로 공정에 투입되는 사용후핵연료의 핵물질 특성은 습식처리 공정을 사용하는 대부분의 국가에서 중성자 및 감마선 분광 분석 방법을 적용하고 있으며, 연소도, 핵분열성 물질의 농도, 잔류 농축도 등을 비파괴적인 방법으로 결정하고 있다[1]. 이를 위해 본 연구팀에서는 중성자 계측을 통한 핵물질 계량장치 뿐만 아니라 감마선 측정을 통한 비파괴적 측정 방법에 대하여 연구를 진행하고 있다. 그러나 사용후핵연료 및 파이로 공정 생성물질에서는 많은 감마선 방출 동위원소가 포함되어 있으며, 이중 높은 에너지 감마선의 컴프턴 산란에 의해 발생되는 Compton continuum에 의한 높은 백그라운드를 갖게 되기 때문에 본 연구에서는 역동시계수 기법을 사용한 Compton suppression 시스템을 적용하였을 경우의 시스템 효율을 몬테카를로 시뮬레이션을 이용하여 확인하였다.

2. 본론

2.1 Compton suppression 시스템 구성

파이로 공정 생성물질의 감마선을 측정하기 위하여 에너지 분해능이 높은 HPGe (High Purity Germanium) 검출기를 사용하여야 한다. HPGe 검출기의 경우 선원의 에너지에 해당하는 포토 피크 이외에도 컴프턴 산란에 의한 Compton continuum 영역이 크게 발생하게 된다. Compton suppression system은 HPGe에서 모든 에너지를 잃지 않고 빠져나가는 감마선을 검출하여, 역동시계수(Anti-coincidence)를 사용함으로써 컴프턴 산란에 의한 백그라운드를 상당부분 제거하게 된다.

본 연구에서 사용한 Compton suppression 시스템의 구성은 Fig. 1에서와 같이, HPGe main 검출기와 산란되어 탈출하는 감마선의 검출을 위한 환형태의 guard 검출기인 BGO ($Bi_4Ge_3O_{12}$) 섬광체 검출기로 구성이 되어 있다[2]. 시뮬레이션에 사용한 검출기들의 구조는 Fig. 1과 같이 HPGe 검출기는 직경 54 mm, 높이 28.5 mm 인 N-type 검출기였으며, BGO 검출기는 직경 156 mm, 높이 65 mm의 환형태의 검출기를 사용하였다.

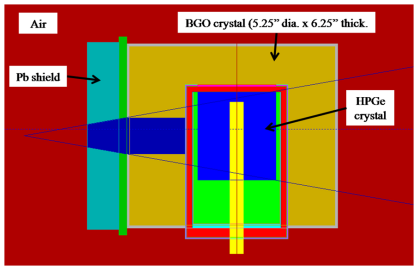


Fig. 1. MCNP simulation for Compton suppression system.

2.2 몬테칼로 시뮬레이션 수행

본 연구에서는 Compton suppression 시스템의 효율을 확인하기 위하여 몬테칼로 시뮬레이션 코드인 MCNP 코드를 사용하였다. 시뮬레이션에서는 보다 정밀한 결과를 얻기 위해 감마선 및 이차전자를

모두 발생시켜 수송하였으며, 붕괴모드를 추가하여 붕괴에 의한 엑스선이 발생되도록 하였다. HPGe 검출기와 BGO 검출기에 모두 반응한 입자는 카운트에서 제외하였고, HPGe 검출기에서만 반응이 있는 경우에 유효반응으로 기록하였다. 파이로 공정 생성물질은 volume 선원으로 모사하였으며, Cm-244와 Pu-239에서 발생하는 감마선을 중심으로 시스템의 효율을 확인하였다. Fig. 2에서 볼 수 있듯이 Compton suppression 시스템을 적용하였을 경우 고에너지 감마선에 의하여 발생하는 Compton continuum을 효율적으로 제거할 수 있는 것을 확인할 수 있다.

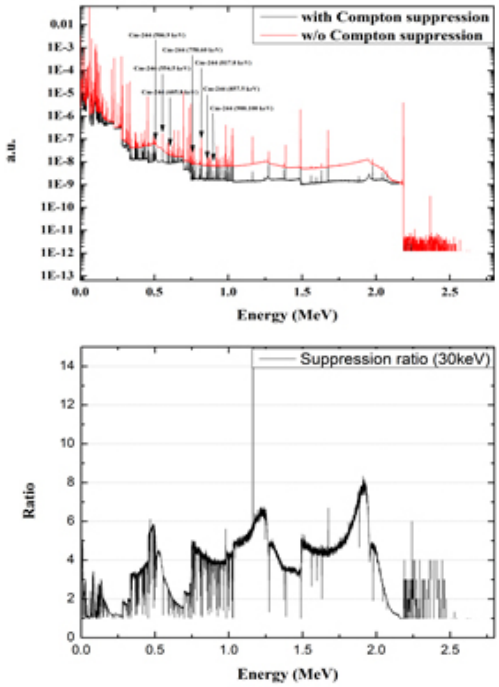


Fig. 2. The results of simulation for production of pyro-processing.

시뮬레이션 결과 compton suppression에 의하여 컴프턴 산란에 의해서 발생하는 피크 대 백그라운드 비율이 2~6배 가량 줄일 수 있는 것을 확인할 수 있었다.

3. 결론

본 연구에서 시뮬레이션을 통하여 파이로 공정 생성물질에서 방출하는 감마선 측정시에 Compton suppression 기법의 적용 가능성에 대해 평가한 결과 높은 에너지의 감마선에 의하여 발생하는 컴프턴 산란에 의한 백그라운드를 Compton suppression을 적용하여 효과적으로 줄일 수 있는 것을 확인할 수 있었다. 향후, 보다 정밀한 지오메트리 및 선원에 대한 보완을 수행하여 Compton suppression 기법을 적용할 수 있는 최적화된 조건을 찾을 수 있도록 추가적인 연구를 진행할 예정이다.

4. 감사의 글

이 논문은 2014년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (No.2012M2A8A502594).

5. 참고문헌

[1] 김호동 외, "핵연료주기 시설의 안전조치" 한국원자력연구소, 2011

[2] C.S.Lee, "Characteristic of a Transverse-Type Compton-Suppressed gamma-ray detector", JKPS, Vol. 40, No. 5, pp. 807-811, 2002

PRIDE 핵물질 재고관리 시스템 설계

송대용*, 노선호, 장영국, 조일제, 박세환, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*dysong@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 일관공정 시험시설인 PRIDE(PyRoprocess Integrated inactive DEmonstration facility)는 사용후핵연료에 비해 상대적으로 민감하지 않은 핵물질인 감손우라늄을 취급하는 시설이지만 세계 최초로 운영되는 파이로 시험시설로서 국제적인 관심이 지대하다. 또한, 동 시설에 대한 안전조치 이행은 파이로 시설의 안전조치성을 검증하는 시금석이 될 수도 있기 때문에 IAEA의 각종 사찰 수검 시 정확한 핵물질 계량관리 정보를 적시에 제공할 수 있는 핵물질 재고관리 시스템의 구축이 필요하다. 이에 따라, 본 연구에서는 핵물질 재고관리 및 공정시험 정보 등을 종합적으로 관리하여 안전조치 이행 정보를 적시에 제공함은 물론, 시설운영의 효율성을 높이기 위한 PRIDE 핵물질 재고관리 시스템을 설계·개발하고 있다.

2. 본론

2.1 개요

PRIDE는 3층 건물로서 방사선 관리구역과 일반 관리구역으로 구획되어 있으며, 주요 공정장치의 대부분은 2층의 아르곤 셀 내에 설치되어 있다. 공기분위기에서 가동되는 일부 공정장치와 공정물질 및 폐기물 저장고, 아르곤 시스템, 전기 및 기타 부대설비 등은 1층에 설치되어 있다[1].

본 연구에서는 이러한 시설 특성을 고려하여 핵물질 계량관리를 위한 물질수지구역(Material Balance Area, MBA)은 1개로 설정하였다[2-4]. 물질수지구역 내에서 핵물질 재고를 결정하기 위한 주요측정지점(Inventory Key Measurement Point, IKMP)은 5개로 설정하였으며, 각 KMP의 설정 위치는 Fig. 1과 같다.

각 KMP에서의 핵물질 계량은 주로 저울을 이용하고, 아르곤 셀 내부에 있는 주요 공정장비에 잔류하는 용융염은 부피측정기(level gauge)를 이용하여 측정할 계획이다. 또한 공정물질 내 핵물질 함유량을 확인하기 위하여 주요 공정물질에 대한 화학분석 결과도 이용할 계획이다.

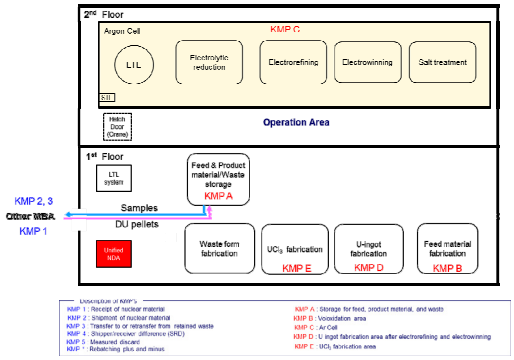


Fig. 1. Key Measurement Point of PRIDE.

2.2 핵물질 재고관리 시스템의 설계

PRIDE 핵물질 재고관리 시스템은 사용자들이 효율적로 시스템을 사용할 수 있도록 기능의 편리화, 입력사항의 최소화를 전제로 설계하였으며, 설계된 시스템의 주요기능을 살펴보면 다음과 같다.

2.2.1 KMP 및 세부공정별 핵물질 재고 관리

핵물질/비핵물질의 재고현황과 이동 기록을 관리한다.

2.2.2 세부공정별 시험기록 관리

사용 장비, 장비별 입출력 물질, 시험시간 등 세부공정별 시험기록을 관리한다.

2.2.3 용기 관리

시설에서 사용되는 각종 저장용기 정보 즉, 용기 종류, 사용공정, 용량, 기타 제원 등을 관리한다. 또한, 용기 안에 들어있는 물질의 종류와 양을 일목요연하게 파악할 수 있도록 단면도 형태의 그래픽 사용자 인터페이스(Graphic User Interface)를 활용하여 관련 정보를 제공한다.

2.2.4 사용자 정보 및 작업관리

사용자는 공정별 승인체계에 따라 시설책임자, 공정책임자, 공정담당자 등으로 사용자를 분류하고,

사용자별 접근제어권한을 설정한다.
시스템에서 공정담당자가 작업을 등록하면 공정 및 시설책임자가 작업결과를 실제 재고량과 대조하여 승인·처리한 후, 이를 재고변동에 반영한다. 물질 이동 시, MBA 및 KMP간 물질이동은 시설책임자의 승인을 받아 재고량에 반영하며, KMP 내의 이동은 승인 없이 처리한다.

2.2.5 자료출력 및 타 시스템과 연계
다양한 형태의 관리문서의 출력, 조회, 자료파일의 다운로드 기능을 구현한다. 또한, MBA간 물질이동(반입/반출)은 핵물질 통제관리 시스템의 핵물질 재고변동기록 정보와 연동하여 처리한다.

3. 결론

PRIDE 핵물질 재고관리 시스템은 국가 및 IAEA의 각종 사찰 수검 시 제공할 안전조치 이행 정보를 생산하고, 핵물질 재고 및 시설 운영과 관련된 제반 자료를 보다 효율적이고 효과적으로 관리하기 위한 것이다. 본 연구에서 설계한 핵물질 재고관리 시스템은 PRIDE 시설 내 핵물질/비핵물질의 재고변동, 공정 및 계량장비, 각종 저장용기 등에 대한 이력관리가 자동적으로 이루어질 수 있도록 개발하여, 현재 한국원자력연구원에서 운영 중인 ANSIM 시스템 내 핵물질 통제관리 시스템과 연계하여 운영할 계획이다.

4. 참고문헌

[1] 조일제 외, "차세대 핵주기공정 실증시설 설계기술개발", 한국원자력연구원, KAERI/RR-3414/2011, 2012.
[2] 신희성 외, "파이로 핵물질 안전조치 기술개발 I", 한국원자력연구원, KAERI/TR-4406/ 2011, 2011.
[3] 신희성 외, "핵물질 계량 안전조치 기술개발", 한국원자력연구원, KAERI/RR-3429 /2011, 2012.
[4] 송대용 외 6인, "PRIDE 시설의 안전조치 시스템", 한국방사성폐기물학회, 2012년 추계학술발표회 논문요약집, pp. 99-100, 2012.

PRIDE 공정장치 소모전력 측정 및 통합 모니터링 연동

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

1. 서론

사용후핵연료 재활용을 위한 연구의 일환으로 한국원자력연구원에 구축된 PRIDE시설에 있어, 주요 공정 상황을 일괄파악 하기 위한 통합 모니터링 시스템이 구축된 바 있다. 그러나, 기존 모니터링 시스템에서 온도, 압력, 전위 등의 공정 변수를 주로 다루는 과정에서 전력 측정이 누락되었다. 본 논문에서는 PRIDE 시설에 새롭게 추가된 각 공정별 전력측정 장치 및 이를 기존 공정변수가 저장되는 통합모니터링 시스템의 DB에 포함하고, 일괄화면으로 제시하는 방법을 자세히 소개한다.

2. 본론

2.1 전력 측정

PRIDE 시설은 독자적인 전력실을 갖추고 각 분전반으로 흘러가는 전력을 계량 관리할 수 있는 설비를 갖추고 있다. Fig. 1은 PRIDE 전력실을 도시한 것이다. 용량에 따라 3종의 디지털전력전산계를 운영하고 있으며, 총 16곳으로 세분하여 전력을 관리하도록 하고 있다. 각 제어반의 내용은 RS485 시리얼 통신과 ModuBuS 통신에 의해 취합되어 광통신 컨버터를 통해 한국원자력연구원의 중앙변전실로 전달되어, 전력기기 상황과 전력량을 실시간으로 관리하고 있다.



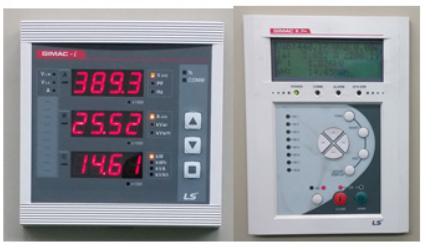




Fig. 1. Electric Distribution Room in PRIDE and 3 types of the installed Digital Watt-meters.

그러나, 분전반의 전력측정 만으로는 각 공정장치의 상황을 알 수 없기 때문에, 각 공정장치에 개별적으로 전력을 모니터링 할 수 있는 디지털전력전력적산계를 추가적으로 설치하였다.



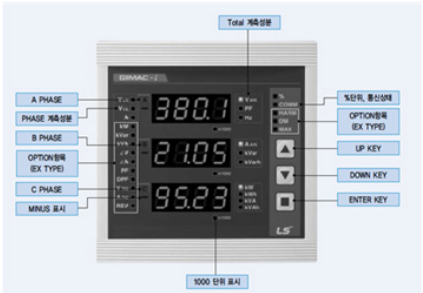


Fig. 2. Digital watt-meter on the control pannel of pyro equipment.

Fig. 2는 공정장치에 새로 설치된 디지털적산전력계를 도시한 것이다. 전류, 전압, 전력, 및 알람 상황을 실시간으로 측정하도록 하였으며, 기존 통합

모니터링 시스템에서 각 공정변수의 취합을 담당하는 LM(Local Monitoring)노드에서 값을 받을 수 있도록 하였다. 결과적으로, 측정된 공정장치의 전력값은 LM노드를 통해 DM(Data Managing)서버의 DB에 저장된다.

2.2 전력을 포함한 DB통합 관리

DM서버는 각 공정변수를 DB로 관리하는 역할을 담당한다. 선정된 197개의 변수를 저장하는 것을 시작으로 현재 220여개의 변수가 관리되고 있으며, 추후 계속 확장될 예정이다. 추가 설치된 디지털전력적산계에서 추출되는 물리량은 전압, 전류, 역률, 무효전력, 유효전력 등이 있으나, 전류와 유효전력을 DB에 저장하고 있다.

2.3 전력 상황 화면 제시

측정된 전력값은 DM서버의 데이터를 직관적으로 도시하는 VM(Visual Monitoring) 클라이언트에 페이지를 추가하여 실시간으로 확인할 수 있도록 하였다. 그림은 각 세부페이지에 추가된 전력량 그래프와, 전체 공정의 전력량을 요약하여 표시하는 페이지를 도시한 것이다.

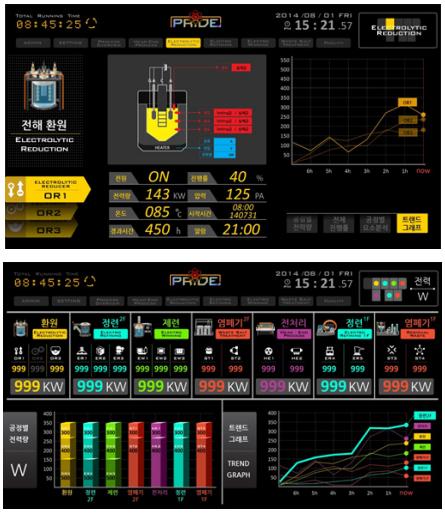


Fig. 3. monitoring pages to show details on equipment (upper) and the summary of electric consumption (lower).

전력을 요약하여 표시하도록 추가한 페이지에서는, 그동안 통합모니터링 시스템에서 직관적인 표시의 기본방향으로서 실제 위치를 반영한 화면상의 구획방법을 사용하지 않도록 하였는데, 이는 위치연상 작관화 방법에 있어서 전체 숫자를 테이블로 요약하여 평면적으로 도시함에 있어서 통일성이 떨어지는 것을 감안한 것이다. 따라서, 새로 추가된 페이지에 있어서는 통일된 사이지의 테이블 구획을 기본으로 하고, 각 공정을 직관적으로 구분하는 방법으로서 색상정보를 통일하도록 하였다. 즉, 통합모니터링 시스템의 모든 페이지에서 각 공정별로 일관적인 색상을 적용하여 통일성과 직관성을 높이도록 하였다. 또한, 추가된 페이지의 우상단에 통합모니터링 요약페이지에 기반한 위치적관계를 병기하여 각 테이블의 전력량 값이 어느 부분을 의미하는지 쉽게 알 수 있도록 하였다.

3. 결론

본 논문에서는 PRIDE의 각 공정장치에서 소모되는 전력을 측정하고 이러한 공정변수를 통합 모니터링 시스템과 연동하여 관리하는 방법을 소개하였다. 각 공정장치에 추가적으로 디지털 전력적산계를 설치하고 기존 통합모니터링 LM노드에서 기존의 다른 공정변수와 함께 취합하여 서버에 전송할 수 있도록 하였다. VM클라이언트에 각 세부장치 화면에 전력값을 포함하도록 하고, 전력상황을 요약하여 도시하는 페이지를 추가하도록 하였다. PRIDE의 전력상황을 용이하게 모니터링 할 수 있으며, 긴급상황에 기민하게 대처할 수 있는 효과를 가진다. 설치된 시스템은 장시간의 테스트를 통해 신뢰성을 확보해 나갈 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 정부가 지원하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 류동석, 이종광, 한종희, 배명수, 김기호, 조일제, “PRIDE 알곤셀 내부의 3D 영상 인프라 구축,” 한국방사성폐기물학회, 2013년 추계학술발표회 논문요약집, pp.151-152, 2013

[2] 류동석, 이종광, 김기호, 조일제, “이기종 제어반을 갖는 PRIDE 통합 모니터링 시스템 설계,” 한국방사성폐기물학회, 2013년 춘계학술발표회 논문요약집, pp.151-152, 2013

PRIDE 아르곤셀 내 구동부품의 내구성 평가 및 원격 진단 장치 개발

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

1. 서론

PRIDE (PyRoprocess Integrated inactive DEmonstration facility)는 감손 우라늄을 사용하여 사용후 핵연료 재활용을 위한 파이로프로세싱(pyroprocessing)을 공학규모로 실증하기 위한 시설이다. 파이로프로세싱은 공정 특성상 산소 및 수분이 엄격히 통제되는 아르곤 분위기에서 수행되어야 하므로, 이를 위해 PRIDE는 산소 및 수분 농도가 각각 50 ppm 이하로 유지되는 대형 아르곤셀을 갖추고 있으며 14개의 주요 공정장치들이 설치되어 있다. 이들 대부분의 공정장치들은 유도전동기로 동작이 구동된다. 그러나 일반적으로 아르곤 분위기 내에서 운영되는 장치들의 구동 부품들은 일반 대기 중과는 다른 기계 및 전기적 특성을 나타낼 수 있으며, 셀 내부에는 운용자의 직접 접근이 불가능하므로 구동부품의 이상 진단 방법이 한정되어 있다.

본 논문에서는 유도전동기와 같은 구동 부품의 아르곤 환경에서의 내구성을 측정하고, MCSA(Motor Current Signal Analysis)를 기반으로 아르곤셀 외부에서 구동부품의 이상을 원격으로 검출하기 위해 PRIDE 아르곤셀 내에서의 테스트를 목적으로 개발된 평가 장치에 관해 서술한다.

2. 구동부품 내구성 평가 및 원격 진단

2.1 아르곤 환경 내 물리적 특성

Hayward [1]에 의하면 아르곤 기체의 특성은 공기에 대비하여 유전율과 열전도율이 각각 1/3 및 2/3 수준이다. 이로 인해 고압 장치의 경우 방전이 발생할 가능성이 높아지게 되고, 장치 운전 중 발생한 열에 대해 대류에 의한 자연 냉각 효율이 낮아지게 된다. 또한, PRIDE 아르곤셀과 같이 수분 농도가 낮게 유지되는 경우 마찰력이 증가되어 접촉되는 부품의 경우 마모에 취약하게 된다.

따라서 아르곤셀 내에서 동작하는 모터는 발열에 의한 권선 열화와 마찰력 증가로 인한 발열 및 베어링 손상 등으로 수명이 단축될 가능성이 높다.

2.2 일반적인 구동부품의 고장 특성

유도전동기의 경우, 일반 대기 중에서의 고장 비율은 Table 1과 같다 [2].

Table 1. Cause of AC motor faults

고장에 의한 정지	약 900 대 / 총 5000 대	
총 고장 건수	약 1230 대 / 총 5000 대	
고장 위치	베어링	41 %
	고정자	37 %
	회전자	10 %
	기타	12 %

2.3 구동부품의 내구성 평가 방법

일반적으로 내구성 평가는 신뢰성 분석에 기반을 두고 있으며, MTBF(Mean Time Between Failures), MTTF(Mean Time To Failure), Bx 수명 등이 주로 사용되는 지수이다 [3]. 본 연구에서는 Bx 수명을 내구성 지수로 사용하였다.

또한 모터의 수명은 가속 수명 시험(Parametric accelerated life test)을 통해 추정된다. 가속 수명 시험은 운전 조건에 의한 고장 메커니즘은 동일하다는 가정 하에 가혹한 운전 조건을 조성하여 예상되는 고장 메커니즘을 촉진시키는 방법이다 [3]. 본 연구에서는 모터 수명 측정을 위해 모터 권선에 인가되는 전류를 늘려 발열에 의한 열화와 마찰에 의한 열화를 확인하기 위해 가혹 조건으로 운전 부하 하중을 선택하였다. 부하 하중과 모터에 인가되는 전류가 비례 관계에 있다고 가정하면, 가속 계수는 증가되는 하중과 원래 하중의 비율의 제곱이 된다.

2.4 MCSA 기반 이상 진단

모터의 이상을 감시하는 방법으로는 진동계나 가속도계를 사용하는 방법이 있으나 설치가 어렵고 비용이 많이 들며, 이를 통해 진단할 수 있는 항목들이 한정되어 있다. 특히 PRIDE 아르곤셀 내부의 장치에 적용하기에 어려운 점이 많다. 반면 모터의 전류 신호를 모니터링하는 방법은 베어링, 기어 등

의 동력 메커니즘, 권선의 건전성까지 검출할 수 있으며, 각 이상마다 고유 주파수를 가지고 있어 진단할 수 있는 장점이 있다 [2].

3. 내구성 평가 및 원격 진단 장치

3.1 내구성 평가 및 원격 진단 장치

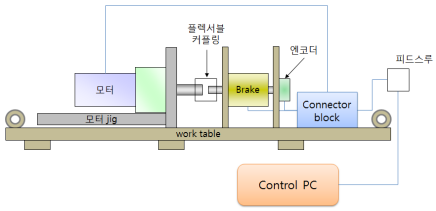


Fig. 1. Diagram of motor evaluation device.

Fig. 1은 개발된 아르곤 환경 내 모터 내구성 평가 장치의 개념도이다. 개발된 장치는 내구성 테스트 대상인 모터와 모터에 하중을 인가하기 위한 히스테리시스 브레이크, 그리고 회전수를 측정하기 위한 엔코더, 전류계, DAQ 및 제어를 위한 PC 등으로 구성되어 있다. 임의로 설정된 동작 패턴 및 하중은 제어 PC를 통해 모터 인버터와 히스테리시스 브레이크에 명령이 전달된다.

또한 평가 장치는 PRIDE 아르곤셀 내에 설치되어 운전될 수 있도록 원격 취급성이 고려되어 설계되었으며, 모터, 엔코더 및 브레이크와의 신호는 피드스루를 통해 외부에 위치한 PC와 주고받도록 개발되었다.

3.2 평가 장치의 원격성 평가 및 시험

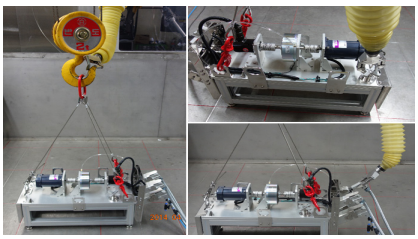


Fig. 2. Evaluation of remote operability of the test device.

Fig. 2는 PRIDE 아르곤셀과 유사하게 구축된 원격성 검증 목업에서 MSM과 크레인을 사용하여 평가 장치의 원격 설치, 결선, 분리 등 개발된 내구성 평가 장치의 원격 취급성을 평가하는 모습이다. 개발된 내구성 평가 장치는 Fig. 3에서와 같이 원격 작업성을 향상시키기 위해 설치를 위한 가이드핀, 나사 고정용 손잡이, 내부 배선을 위한 커넥터 블록 등이 고려되었다.

내구성 평가 장치의 제어 PC는 아르곤셀 외부에 위치하게 되며, 사용자는 장치 GUI를 통해 임의의 패턴 및 부하를 설정할 수 있다. Fig. 4는 모터 및 브레이크에 인가된 전류 그래프 및 주파수 영역에서의 분석 그래프이다.

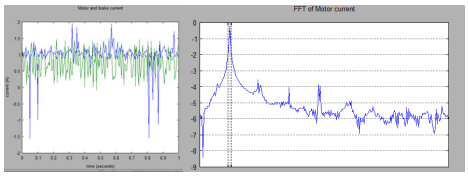


Fig. 3. GUI and test result.

4. 결론 및 향후 계획

본 논문에서는 아르곤 환경에서 구동되는 유도 전동기의 내구성 평가를 위한 장치를 개발하였다. 개발된 장치는 아르곤셀 내에서 시험하기 위해 외부에서 원격으로 운전 및 유지보수가 가능하도록 개발되었으며, 추후 아르곤 환경에서 모터의 내구성 평가 및 원격 진단 성능 평가를 진행할 예정이다.

5. 감사의 글

이 논문은 미래창조과학부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

6. 참고문헌

[1] M. L. Hayward, "Environmental hardening of equipment operating in an automated test bed enclosure", UCRL-ID-107864, 1990.

[2] 변윤섭 외, "전류신호 분석을 통한 유도전동기 고장진단시스템 연구", 대한전기학회 전기기기 및 에너지변환시스템학회 춘계학술대회 논문집, 2001.

[3] 유동수, 제품 성공을 위한 품질/신뢰성 기술, 럭스미디어, 2011.

PRIDE 시설 Argon cell 실험환경조건 조성

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

1. 서론

한국원자력연구원에는 파이로 기술개발을 위한 PRIDE (PyRoprocessing Integrated inactive DEmonstration facility) 시설이 있다. PRIDE는 감손우라늄 또는 사용후핵연료 대용물질(surrogate)을 사용하여 공학규모 파이로 일관공정을 시험 할 수 있는 시설이다.
PRIDE는 Argon cell에서 수행하는 전해환원 공정, 전해정련공정 전해제련 공정 등은 공정의 특성으로 인하여 불활성(아르곤) 분위기를 유지하여야 한다. 불순물의 농도는 산소와 수분 각 50ppm 이하를 유지하여야 한다. Argon cell의 농도 변화 요인은 셀내부의 온도 변화에 의한 압력차이, 대기압의 변화 등에 있다. 본 논문에서는 PRIDE 시설 Argon cell의 실험환경(산소, 수분 각 50ppm 이하) 조성방법에 대해 기술한다.

2. 본론

2.1 Argon cell의 불순물 농도 조성방법

오염이 된 Argon cell 내부에 Argon을 Cooling return line(Fig. 1)과 Cooling Header(Fig. 2) 방향으로 계속 공급한다.

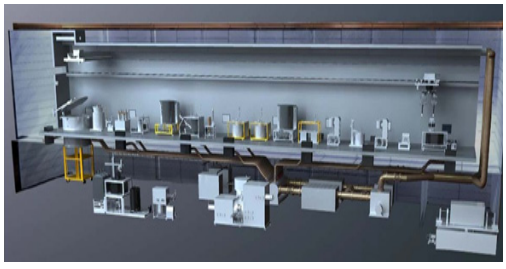


Fig. 1. Cooling return line.

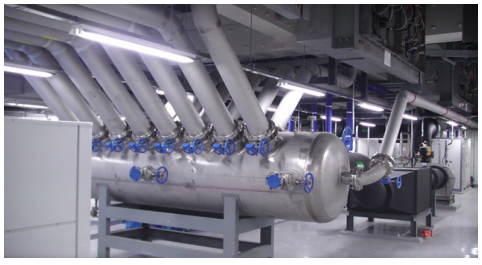


Fig. 2. Cooling Header line.

계속 공급된 Argon은 점점 Cell 내부에 쌓여가며, 일정 이상의 압력이 됐을 시에 가벼운 공기들이 High volume vent fan 쪽으로 배출이 되어, Cell 내부의 불순물 농도는 점점 옅어지게 된다. 아래 Fig. 3은 Argon 공급의 개략도이다.

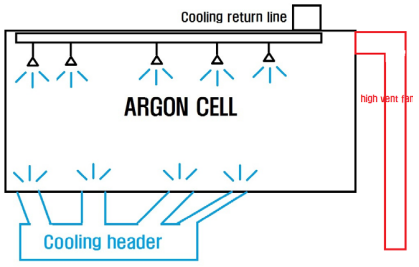


Fig. 3. Schematic diagram of Argon supply.

2.2 결과

Argon cooling return line과 Cooling Header 방향으로 계속 공급 시 아래 Fig. 4와 같이 약 1700ppm이던 산소농도를 약 800ppm 정도까지 떨어진 것을 확인할 수 있다.

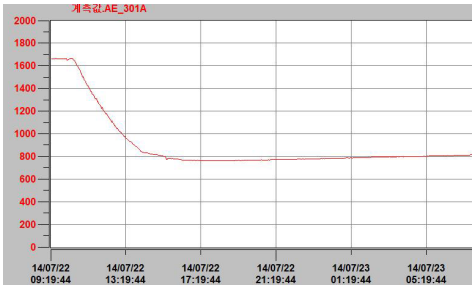


Fig. 4. Oxygen level graph.

3. 결론

본 논문에서는 PRIDE 시설의 실험환경 조성을 위해, Argon을 공급하는 방법을 소개하였다. 산소보다 무거운 Argon을 지속적으로 Cell의 아랫방향에서 공급하였을 때, 결국 산소는 점차 High vent fan 쪽으로 빠져나가, Cell의 불순물농도가 점차 얕아지는 것을 확인할 수 있다.

추가적으로 시스템을 운전하고 연구를 수행하면 향후 불활성 분위기에서 수행하는 공정 시스템에 매우 유용하게 활용될 것으로 예상된다.

4. 참고문헌

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

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

공학규모 파이로 시험 시설(PRIDE) 배기시스템 보완

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

1. 서론

본 한국원자력연구원에는 감손 우라늄 또는 사용후 핵연료 대용물질을 사용하는 공학규모 파이로 종합시험 시설(이하 PRIDE라 칭함)이 있다.
PRIDE의 아르곤셀에서 수행하는 공정 특성상 불활성(아르곤) 분위기를 유지하여야 하며, 공정에서 요구하는 셀의 오염도(산소, 수분 각 50 ppm 이하) 관리를 위하여 아르곤 공급 시스템, 정화시스템, 냉각시스템, 배기시스템으로 구성되어 있다.
본 논문에서는 PRIDE시설의 최초 핵물질 반입 이전에 아르곤 셀에서 배출되는 물질 중의 방사성물질을 효율적으로 관리하기 위하여 PRIDE시설 배기 시스템 보완작업을 실시하였으며, 배기시스템의 구성 및 보완 내용에 대하여 기술한다.

2. 본론

2.1 배기시스템의 구성

아르곤 배기계통은 대용량 배기팬(High Volume vent fan) 1기, 소용량 배기팬(Low Volume vent fan) 2기, 배기용 Seal pot 1기, Relife Seal pot, 배관 및 관련 계측제어기기로 구성 되어있다.
PRIDE 배기 시스템 보완작업을 위한 개략도는 Fig. 1 과 같다.

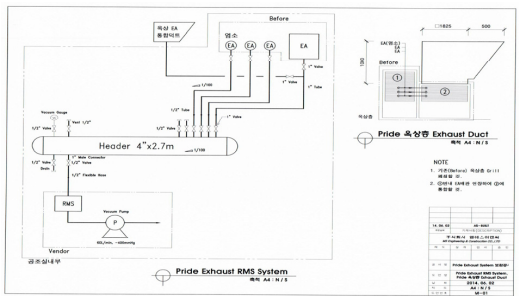


Fig. 1. PRIDE Exhaust System complementary work schematic.

2.2 PRIDE 배기시스템 보완 내용

PRIDE시설에 Argon cell 및 정제기 그리고 각 공정에서 발생하는 off-gas 들이 PRIDE시설 3층 공조실의 filter bank를 통해 외부로 내보내지고 있다.
기존 PRIDE시설 3층 공조실에 설치되어 있는 각각의 배기 배관 및 덕트의 기체 채취 포인트를 선정해 기체 포집장치에 연결 후 지역방사선측정감시기(RMS)에 연결해 본격적인 감손우라늄의 입고 후 실험이 진행될 예정인 PRIDE시설 내부에서 외부로 배출되는 방사성물질에 대한 효율적인 관리가 이루어지도록 함.
(Fig. 2 보완작업 전, Fig. 3 보완작업 후)



Fig. 2. Before complementary work.



Fig. 3. After complementary work.

3. 결론

본 논문에서는 PRIDE시설의 배기시스템 보완작업에 대한 내용을 소개했다. 비록 감손 우라늄을 사용해 방사선 발생이 미미 할 수는 있지만 Argon Cell 및 각 공정들에서 생성되는 발생될 수 있는 방사선에 대해서 PRIDE시설 내부에서 외부로 배출이 되기 전에 어느 곳에서 얼마만큼의 방사선이 발생되는지 인지해 관리 할 수 있도록 보완작업을 수행하였다.

그러므로 시스템을 운전하고 연구를 수행하면서 향후 불활성 분위기에서 수행하는 공정 시스템과 연계해 방사성물질의 효율적인 관리에 매우 유용하게 활용될 것으로 예상된다.

4. 참고문헌

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

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

공학규모 파이로 일관공정 시험시설 성능시험 및 개선

조일제*, 장영국, 노선호, 이원경, 홍동희, 한종희, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hyilje@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 공학규모 파이로 기술검증을 위한 공학규모 파이로 일관공정 시험시설인 PRIDE 시설(PyRoprocess Integrated inactive DEmonstration facility)을 구축하고, 장기 운전 성능시험을 추진 중이다. 우라늄 및 염을 이용한 시험에 따른 각종 셀 장치, 원격장치 및 계통 시스템 등에 대한 장기 운전에 따른 문제점을 도출하고 이에 따른 보완 및 성능 개선을 수행하고 있다. PRIDE 시설은 불활성 분위기 시험을 위한 대형 아르곤셀(가로 40 m, 폭 4.8 m, 높이 6.4 m) 및 원격시스템이 설치되어 있는 것이 주요 특징이다. 본 연구에서는 PRIDE 시스템 장기 운전시험 및 초기 필드 시험 중에 발생한 주요 개선 사항에 대해 기술하고자 한다.

2. PRIDE 시스템 운전시험

2.1 아르곤셀 장기 운전 시험 및 개선

PRIDE 에는 대형 아르곤셀의 산소 및 수분 불순물 농도를 유지하기 위하여 아르곤 공급, 냉각, 순환 및 정화시스템이 설치되어 있다. 정상적인 셀 가동 중 이상 원인에 의하여 아르곤셀의 산소 농도가 급격하게 증가하는 현상이 발생하였다. 산소 증가율은 시간당 약 250 ppm/h 로서 일반적인 셀 리크에 따른 영향 또는 셀 내 물질 반출입에 의한 증가율보다 훨씬 상회하는 수치였다. 계통 분석결과 2.8 m^3 용량의 액체 아르곤 공급탱크의 액체 아르곤 수위가 0.5 m^3 이하일 경우 발생하는 것으로 나타났다. 원인으로는 액체 아르곤 공급라인의 액체 아르곤 충진 시 일부 배관에 퍼징되지 않은 일부 공기가 잔존하여 액체 아르곤 저장탱크로 유입되어 액체 아르곤 저장 탱크 상부의 고압기체 상태의 아르곤을 오염시켜, 발생한 것으로 사료된다. 이에 따라 액체 아르곤 저장탱크의 상부의 기체 분석을 실시하고 저장탱크 진공 초기화를 수행하며, 액체 아르곤 충전 절차를 일부 수정하였다. 또한 액체 아르곤 저장탱크의 수위를 일상 감시 및 아르곤 저장 탱크의 상부 기체를 수시 분석할 수 있는 모니터링 시스템을 설치하여 대형 아르곤셀의 장기 운전 안전성을 향상시킬 계획이다.

대형 아르곤셀에 부착되어 아르곤셀 운영을 위해 필수적인 각종 이송시스템, 장치 및 물질들의 반출입에 따른 영향, 다수의 배관 및 Feed- through 시스템 등의 아르곤셀에 부착되어 있는 시스템들에 의한 정량적인 셀 분위기 영향을 평가하였다. 대형 아르곤셀의 정화 시스템 가동을 정지한 상태로 산소의 경우 약 5 ppm/h (Fig. 1), 수분의 경우 약 0.2 ppm/h (Fig. 2) 및 수분의 증가하였다. 주요 증가 원인으로는 대형 공정장치들의 셀 외부 반출입에 따른 영향으로 평가되어, 대형장비 또는 소형장비 이송시스템을 통한 공정장치 또는 용기의 셀 내 반입 시, 이송시스템 내 진공상태로 holding 시간을 두도록 절차를 수정하였다.

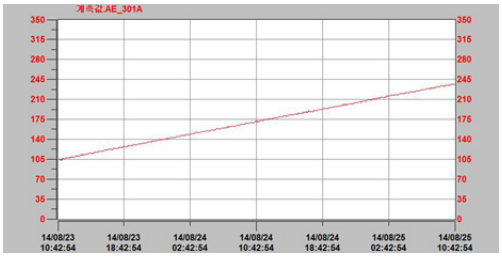


Fig. 1. Oxygen impurity level of large argon cell of PRIDE.

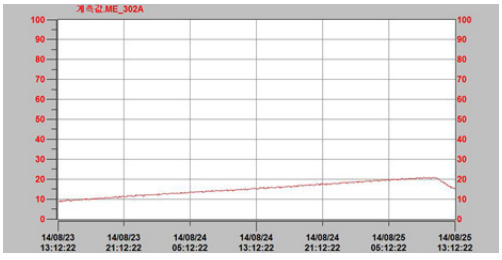


Fig. 2. Moisture impurity level of large argon cell of PRIDE.

2.2 원격 시스템 성능시험 및 개선

PRIDE에 설치된 각종 셀장치에 대한 성능시험

및 개선을 수행하였다. 주요 결과는 다음과 같다.

PRIDE 아르곤셀 조명장치는 17개의 투시창 마다 2개의 전등으로 이루어진 셀 조명장치가 2 세트씩 총 34 세트 68개의 전등이 설치되어 있으며, 최초 68개의 400W 고압 나트륨등이 설치되어 있었으나, 셀 내부가 아르곤 분위기로 형성된 후, 14세트의 조명장치에서 콘센트나 베이스, 램프 소켓 내부에서 아크에 의한 손상 및 탄화 현상 발생하였다. 이는 아르곤 기체에 의해 셀 내부의 유전율이 낮아진 상태에서, 점등을 위해 시동 초기 인가되는 2 kV 이상의 고압 펄스에 의해 전극 사이에서 아크 방전이 일어나 발화되거나 손상이 누적된 것으로 추정되었으며, 이에 따라 셀 조명장치에 대한 개선을 수행하였다. 주요 개선사항으로는 조명장치 베이스 및 전등소켓 개선을 통하여 전극 간격을 연장하고 전극을 분리하였으며, 간헐적 펄스 방식의 안정기로 교체하였다.

PRIDE에 설치되어 있는 34조의 분리형 원격조작기에 대하여 본격적인 시험에 대비하여 기능에 대한 성능시험 및 점검을 수행하였다. 성능시험결과 슬레이브암 파트에서는 부팅 꼬임현상 및 Azimuth 비정상 동작 등의 현상이 나타났으며, 마스터암의 경우 그립 회전, 복귀불가 및 Jaw 케이블이 늘어나는 등의 현상이 나타났다. 유지보수를 위한 기구를 제작하고 현상이 나타난 원격조작기에 대한 유지보수를 완료하였다.

PRIDE 시설의 통합모니터링을 위한 시스템에 대한 확장 개선을 수행하였다. 주요 시스템 기능 추가 사양으로는 각 공정장치의 전력 모니터링 추가, Local monitoring 확장, Visual monitoring을 개선하였으며, 데이터 베이스의 검색 용이성 및 연동 신뢰성을 강화토록 하였다.



Fig. 3. Visual screen of Integrated monitoring system of PRIDE.

PRIDE에 설치되어 있는 주요 원격 운전 시스템으로는 양팔형서보조작기(BDSM)와 원격조작기(MSM)가 설치되어 있다. 공정장치 운전 및 유지보수 작업은 BDSM, MSM 및 크레인으로 작업이 가능하다. 그러나 PRIDE 시설의 아르곤셀은 대형셀이며 각종 공정장치와 시설 장치들이 설치되어 있어, 시설벽면에 설치되어 있는 일부 시설 장치들의 원격 작업의 애로사항이 발생하였다. 이에 따라 작업창 청소, 후면 필터 교체, 후면 물건 인양 및 카메라를 통한 후면 시야 제공을 위하여, BDSM에 부착하여 기동하는 3자유도 1.5 m 작업영역을 가지는 고기능 원격조작 시스템에 대한 개발을 진행 중이다.

PRIDE 시설의 핵물질 계량을 위하여 핵물질 관리 시스템에 대한 설계요건을 수립을 완료하고, 현재 프로그램을 개발 중이다. 핵물질 관리 시스템의 주요 기능으로는, MBA간 이동 시 통보 및 기록, KMP 이동 시 통보 및 기록, 동일 KMP내 공정장치별 이동 시 통보 및 기록, 공정 시험 전후 공정관리 등의 기능을 포함토록 하였다.

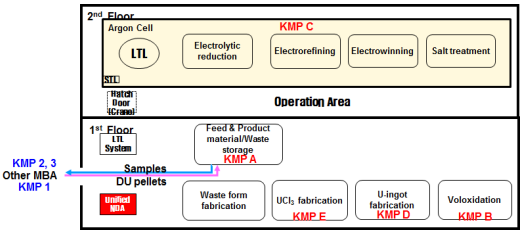


Fig. 4. KMP structure of PRIDE.

3. 결론

본 논문에서는 PRIDE 시스템의 장기 성능시험 및 이에 따른 개선 사항에 대해 개략적으로 기술하였다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

[1] 조일제 외. 한국방사성폐기물학회 2013년 추계학술대회 논문요약집, pp.143-1444, 2013.

ACPF 핫셀 아르곤 컴파트먼트 원격조종기

김기호*, 김성현, 박병석, 이종광, 류동석, 유승남, 한종희, 조일제
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*khkim5@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료를 이용하여 파이로 전해환원공정기술을 개발을 위한 ACPF(Advanced spent fuel Conditioning Process Facility) 핫셀은 한국원자력연구원 조자재시험시설 지하 1층에 위치하고 있다. ACPF 핫셀(M8 핫셀)은 공기분위기 핫셀로 현재 아르곤 분위기에서 전해환원공정기술을 구현하기 위해 공기분위기 핫셀 안쪽에 추가로 아르곤 분위기의 기밀형 컴파트먼트(Compartment)를 구축하고 있다.(Fig. 1)

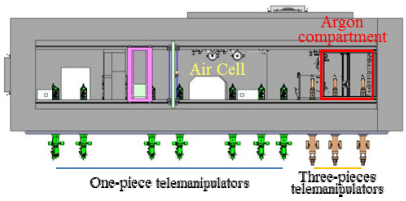


Fig. 1. Plane view of the ACPF hot-cell under refurbishment.

아르곤 컴파트먼트 안쪽에는 파이로 전해환원기술 개발에 필요한 제반장치들과 이들을 원격으로 취급하기 위한 특수목적 크레인과 원격조종기(Telemanipulator) 그리고 컴파트먼트 내부 작업상황을 셀 외부로 전달하기 위한 내방사성 카메라가 설치된다. 또한 컴파트먼트 외벽에는 기밀을 유지하면서 컴파트먼트 안팎으로 시료 또는 공구들을 이송할 수 있는 이송장치가 부착된다.

아르곤 컴파트먼트의 구조적인 공간적 제한성 때문에 컴파트먼트 안쪽에서 수행되는 모든 작업은 유일한 원격취급수단인 원격조종기를 이용하여 원격으로 가능해야 한다. 또한 원격조종기 측면에서 고장시 컴파트먼트의 기밀을 유지하면서 슬레이브암의 교체방안을 확보해야 한다.

본 논문에서는 ACPF 핫셀 아르곤 컴파트먼트에서 원격작업을 수행할 수 있는 원격조종기에 대해 기술한다.

2. ACPF 핫셀 아르곤 컴파트먼트 원격조종기

2.1 요구조건 및 선정

아르곤 컴파트먼트는 가동시 상시 기밀을 유지해야 하므로 원격조종기는 운전 및 수리시 기밀성을 확보해야하며, 고장시 수리 및 유지보수가 용이해야 하며, 컴파트먼트 안쪽에 위치한 모든 취급대상물에 대해 접근성을 확보해야 한다. 그리고 고방사성물질인 사용후 핵연료를 취급하므로 차폐성이 확보되어야 한다.

상기 조건을 만족하는 A110 모델(독일 HWM사) 원격조종기를 아르곤 컴파트먼트용으로 선정하였다. A110 모델은 슬레이브암, 쓰류튜브 및 마스터암 등 세 개의 모듈로 구성된 기밀, 차폐, 분리형으로(Fig. 2) [1], ACPF 공기분위기 셀에 설치되어 있는 일체형(슬레이브암, 쓰류튜브, 마스터암이 한 개로 체결되어 있음)과 차이가 있다. 분리형의 경우, 컴파트먼트 안쪽에 설치되어 원격작업을 수행하는 슬레이브암 고장시 안쪽에서 슬레이브암 만을 용이하게 교체할 수 있어 기밀을 유지할 수 있으나, 일체형의 경우 원격조종기 전체를 인출하여 슬레이브암을 수리한 후 다시 설치해야 함으로 적합하지 않다.

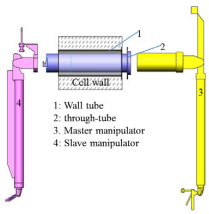


Fig. 2. Three-pieces modules of Telemanipulator.

2.2 사양 및 작업영역

아르곤 컴파트먼트 원격조종기의 마스터암과 슬레이브암은 각각 6자유도(R-R-P-R-R-R 기계적 구조)의 기구학적 유사성을 갖으며, 슬레이브암은 임의의 위치에서 최대 유효 취급하중 15kg과 최대 취급하중 25 kg(단시간, 짧은 거리 작업시)을 갖는다. Fig. 3은 컴파트먼트 안쪽에 설치된 슬레이브암(2식)의 Tong들이 접근할 수 있는 작업공간을 보여준다. 컴파트먼트 안쪽에 설치되는 원격취급대상물의 크기와 배치 등은 슬레이브암의 작업영역과 서로 타협하면서 결정된다.

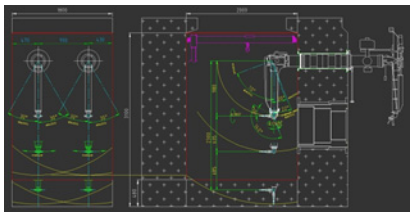
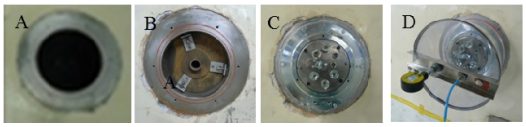


Fig. 3. Workspace of the slave arms located inside the ACPF argon compartment.

2.3 설치 및 성능시험

아르곤 컴파트먼트 원격조종기는 ACPF 핫셀벽에 기 설치된 월튜브를 관통하여 쓰류튜브를 먼저 설치한 다음, 쓰류튜브 양 끝단에 마스터암(셀 바깥쪽)과 슬레이브암(셀 안쪽)을 순차적으로 설치한다. Fig. 4는 월튜브 플렌지 표면을 쓰류튜브 설치가 가능토록 개조하고, 쓰류튜브를 월튜브에 설치하고 기밀시험을 수행하는 절차를 보여준다.

원격조종기의 설치 기밀성은 월튜브 플렌지와 쓰류튜브 플렌지 간의 기밀도에 의해 결정된다. 쓰류튜브를 월튜브에 설치한 후 기밀시험장치를 사용하여 기밀성을 시험하였다. 기밀시험장치로 쓰류튜브 바깥 전면을 감싸면서 기밀시험장치 플렌지를 월튜브 바깥 플렌지에 고정한 후 약 0.2 - 0.23 bar의 감압을 가하여 정상상태에 도달 한 후 약 20분간 압력 변화를 관찰하여 기밀 유무를 확인하였다. 기밀시험 결과 아르곤 컴파트먼트에 설치된 쓰류튜브 2식 모두 기밀조건을 만족하였다. 기밀이 확보된 쓰류튜브 양 끝단에 마스터암과 슬레이브암을 순차적으로 설치한 후(Fig. 5), 성능시험을 통해 원격조종기의 기술사양과 원격 조작성을 확인하였다.



A: Wall tube before refurbishing
B: Wall tube after refurbishing
C: Through-tube installed, D: tightness test

Fig. 4. Installation and tightness test of the through-tube.

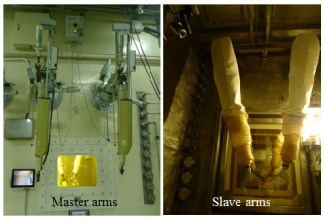


Fig. 5. Telemanipulators installed at the ACPF argon compartment.

3. 요약

ACPF 핫셀 아르곤 컴파트먼트에서 유일한 원격 취급수단인 원격종기의 설치, 기밀시험 및 성능시험을 완료하였다. 설치된 원격조종기는 파이로 전해환원공정장치의 원격 운전 및 유지보수 작업이 전적으로 활용될 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 정부가 지원하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Proceedings, The 44th International Symposium on Robotics, P-10, pp.1-5, 2013.

파이로 종합시험 시설에서 기계식 마스터-슬레이브 매니퓰레이터의 유지보수

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

1. 서론

한국원자력연구원에서 사용후핵연료 속의 각종 핵물질을 분리 및 정제하는 파이로 프로세스 기술 개발을 위해 공학규모의 일괄공정을 실험하는 파이로 종합시험시설(PRIDE:PyRoprocess Integrated DEmonstration Facility)을 건설하였다. 이 공정은 전해환원, 전해정련, 전해제련 및 염 폐기물 재생의 주요 공정으로 구성되어 있다.

셀안에 설치된 공정장치들은 원격으로 공정운전 및 유지보수를 위해 원격 취급 장비가 사용되며 본 연구에 사용된 원격 취급 장비들은 기계식 마스터-슬레이브 매니퓰레이터(Master-Slave Mani- pulator), 천정이동형 양팔서보조작기 (BDSM : Bridge-transported Dual arm Servo Manipulator) 및 크레인 등을 사용한다.

본 연구에서는 기계식 마스터-슬레이브의 유지보수 작업을 분석하기 위하여 파이로 종합시험시설의 디지털 목업을 구축하여 원격 취급 장비의 작업영역을 분석하여, 셀 내에서 슬레이브 이송작업의 가능성에 대한 검증 작업을 수행하였다. 검증 작업 결과를 이용하여 매니퓰레이터의 유지보수 절차의 시나리오에 반영하였다. 매니퓰레이터유지보수는 셀 안에서 슬레이브 암을 꺼내어 셀 외부에서 슬레이브 암을 유지보수를 하고 다시 셀 안으로 반입하여 슬레이브 암을 스루튜부에 장착하여 결합함으로서 유지보수를 완료하는 절차를 수행하였다.

2. 본론

2.1 파이로 종합시험 시설

2.1.1 공정장치 및 셀장치

파이로 종합시험시설은 파이로 프로세스의 일관 공정을 실증위한 시설이며, 아르곤 분위기의 단일 셀로 구성된 목업 시설이다. 이 시설에는 작업창이 17개가 있으며, 14개의 창 앞에는 공정을 시험할 장치들이 설치된다. 공정장치들은 원격 취급 장비를 이용하여 장치를 운전 및 유지보수가 가능하도록 설계되어 제작되었다. 장치의 배치는 공정 흐름에 따라 차례로 전해환원 공정, 전해정련 공정, 전해제련 공정 및 염폐기물 재생 공정의 순서로 설치되었다. 4개의 공정에 13 종의 주요장치와 보조장치 들이 설치되었다. 셀장치는 대형장치 이송시스템(LTL: Large Transfer Lock system)과 소형장치 이송시스템(STL: Small Transfer Lock system) 등이 설치되어있다.

2.1.2 원격 취급 장비

파이로 종합시험시설에는 공정장치의 운전 및 유지보수에 사용되는 원격 취급 장비들이 설치되어 있다. 공정장치의 원격 운전 및 유지보수에 사용하는 기계식 마스터-슬레이브 매니퓰레이터, 천정이동형 양팔서보조작기, 크레인이 설치되어 있으며 원격 취급 장비들을 유지보수하기위해서 호이스트가 설치되어 있다. 기계식 마스터-슬레이브 매니퓰레이터은 Wallishmiller Engineering 사의 A110 모델로서 슬레이브 암, 마스터 암 및 스루튜브의 3개의 모듈로 구성되며 셀 벽에 스루튜브가 설치된다. 천정이동형 양팔서보조작기는 기계식 마스터-슬레이브 매니퓰레이터로 작업이 어려운 공정장치 상부의 작업과 장치 후면과 셀 후면에 있는 필터교체 작업에 사용된다. 크레인은 용기 및 장치모듈 이송에 사용되며, 천장에 설치된 호이스트는 크레인 및 천정이동형 양팔서보조작기의 유지보수 시에 셀 외부로 이동 또는 셀내로 모듈을 이송하여 탈부착 시킬 때 사용한다.

2.2 원격 취급 장비의 작업영역 분석

기계식 마스터-슬레이브 매니퓰레이터는 셀 벽에 3.05m 높이에 설치된다. 기계식 마스터-슬레이브 매니퓰레이터는 셀 벽에 스루튜브가 설치되어 셀 밖에는 스루튜브에 마스터 암이 설치되고, 셀 안에는 스루튜브에 슬레이브 암이 설치된다. 구성된 세 부분은 분리되는 구조로 되어 있으며, 슬레이브 암과 스루튜브를 분리는 셀 밖에서 분리 및 결합할 수 있는 구조이다. 슬레이브 암의 유지보수를 위해서 슬레이브 암에 설치된 견인고리에 이송장치에

연결하여 이송해야 한다.

슬레이브 암을 유지보수하기 위해서는 필수적인 작업은 슬레이브 암을 셀 외부로 반출하는 작업이 매우 중요하다. 슬레이브 암을 셀 외부로 이송하기 위해서는 원격 취급 장비로 슬레이브 암을 원격으로 견인할 수 있는가가 매우 중요하다. 원격 취급 장비의 작업영역을 분석하여, 슬레이브 이송작업의 가능성에 대한 검증 작업을 수행하였다. 검증작업을 수행하기 위하여 파이로 종합시험시설을 디지털 목업에서 구현하였으며, 디지털 목업은 시뮬레이션 프로그램인 IGRIP(Interactive Graphics Robot Instruction Program)을 이용하여 구현되었다. 모든 공정장치, 원격 취급 장비 및 시설은 3차원으로 모델링하고, 모든 원격 취급 장비의 셀 안에 배치하였다. 구동이 가능한 3차원 모델은 시뮬레이션을 위해 기구학적인 특성 및 동작의 범위에 대한 속성을 부여하였다.

슬레이브 암을 견인할 수 있는 위치에 크레인의 후크가 도달이 가능하고 후크를 거는 작업을 할 수 있는지에 대한 검증작업을 디지털 목업에서 수행하였다. 크레인은 2번째와 33번째의 슬레이브 암에 접근이 가능하였고 34번째는 후크가 가깝게 접근이 가능하다. 천정이동형 양팔서보조작기의 거더에 설치된 호이스트는 1번째와 33번째의 슬레이브 암에 접근이 가능하였다. 호이스트의 후크를 거는 작업은 천정이동형 양팔서보조작기의 작업영역 안에 있음을 알 수 있었다.

2.3 원격작업 시나리오

유지보수를 위해 슬레이브 암은 슬레이브 암을 스루튜브에서 탈착한 후에 견인장치를 이용하여 후크에 슬레이브 암을 이송한다. 이송된 슬레이브 암은 거치대에 안착시키고, 슬레이브 암의 후크를 풀고 거치대를 크레인에 걸어 대형장치 이송시스템에 거치대를 안착시킨다. 거치대에 안착된 슬레이브 암은 대형장치 이송시스템을 이용하여 셀 외부로 반출된다. 슬레이브 암은 외부에서 유지보수를 수행하고 역순의 절차를 걸쳐 셀 안에 장착되어 슬레이브 암을 유지보수를 완료하는 절차의 시나리오로 수행하였다.

2.4 매니퓰레이터의 유지보수 절차 시험평가

도출된 유지보수 시나리오를 따라 셀 안에서의 천정이동형 양팔서보조작기로 후크작업을 수행하였으며 작업영역 안에서 작업이 가능하였으나 작업시간 및 작업이 용이하지 않았다. 34번째의 슬레이브 암을 견인하기 위해 천정이동형 양팔서보조작기의 이송시스템과 크레인이 30 m 이상을 같이 이동하는 어려움을 갖고 있기 때문에 천정이동형 서보조작기의 거더 오른쪽 편에 호이스트를 설치하여 슬레이브 암에 접근이 가능하도록 개선하였다. 천정이동형 양팔서보조작기를 슬레이브 암의 견인고리에 접근하여 후크 작업은 작업이 쉽지 않기 때문에, 후크에 폐쇄되지 않은 보조 후크를 사용하여 Fig. 1과 같이 이송하는 절차로 원격 작업 시나리오를 개선하였다. 변경된 시나리오에 의한 작업은 전에 사용한 시나리오에 의한 원격작업 절차보다 작업시간 및 작업 용이성이 매우 개선된 결과를 얻을 수 있었다.



Fig. 1. Transportation of slave arm.

3. 결론

파이로 종합시험시설에 설치는 마스터-슬레이브 매니퓰레이터는 3부분으로 분리되며 공정 운전에 빈번히 사용되는 장치이다. 슬레이브 암은 작업자가 접근할 수 없는 아르곤 셀 내에 설치된다. 파이로 종합시험시설의 디지털 목업을 이용하여 원격 취급 장비의 작업영역 및 접근성을 도출하였다. 도출된 결과를 반영하여 마스터-슬레이브 매니퓰레이터의 위치와 원격 취급 장비 및 툴에 따른 다양한 반출 및 반입에 대한 다양한 방안을 도출하였다. 실제 PRIDE 아르곤 셀에서 원격으로 슬레이브 암의 원격 탈부착 및 도출된 방안을 이용한 셀 외부로의 반출입 작업절차를 수행하였다. 절차에 따른 안전, 작업 용이성 및 소요시간 등에 장단점을 분석하였고, 장치의 개선 및 유지보수 방안을 도출하였다.

ACPF 핫셀 아르곤 컴파트먼트 시스템 구축

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

1. 서론

소규모(1kg/batch) 사용후핵연료 우라늄산화물의 효율적인 전해환원 공정을 실증하기 위해 기존 ACPF (Advanced spent fuel Conditioning Process Facility)를 개조하였다. 기존 ACPF는 공기 분위기의 공정 셀(Process Cell)과 유지보수 셀(Maintenance Cell) 및 격리실(Isolation Room)로 구성되었는데, 공정 셀의 일부를 격리시켜 아르곤 셀(Argon Cell)을 구축하였다. 본 논문에서는 ACPF 아르곤 컴파트먼트(Argon Compartment) 시스템의 구축에 대해 소개한다.

2. 본론

2.1 ACPF 핫셀 아르곤 컴파트먼트 시스템 개요

2006년에 구축된 ACPF는 1개의 차폐된 윈도우(window)를 갖는 유지보수 셀(maintenance cell, L2,200 x D2,000 x H3,400)과 4개의 차폐된 윈도우를 갖는 공정 셀(process cell, L8,100 x D1,990 x H3,400) 및 격리 실(isolation room, L3,800 x D4,800 x H3,000)로 구성되었다. 각각의 윈도우 좌/우에는 1조씩의 원격 조작기(Master-Slave Manipulator, MSM)가 벽을 관통하여 설치되었다. 셀 내부에는 1톤 취급 용량의 천정 크레인(overhead crane)과 이의 우편에 유지보수 셀을 격리시키는 게이트 크레인(gate crane) 이 같은 레일 상에 있다. 2014년에 ACPF의 부분 개조가 수행되었는데, 주된 목적은 공기 셀인 공정 셀의 일부를 격리시켜 아르곤 컴파트먼트 시스템을 구축하는데 있다. 아르곤 컴파트먼트 시스템은 아르곤 셀, 아르곤 정제기, 아르곤 냉각기 및 이의 제어기로 구성된다. Fig. 1에서 보는 바와 같이 기존 공기 셀인 공정 셀 우측의 첫 번째 윈도우와 두 번째 윈도우 사이를 경계로 하여 첫 번째 윈도우 영역을 격리시켜 가스 기밀형 아르곤 셀을 구축하였다. 아르곤 정제(purification) 시스템은 격리실에 위치시켰으며, 아르곤 셀 제어(control) 및 모니터링(monitoring) 시스템은 격리실 밖 격리실 운전지역에 설치하였다. 셀 운전지역에는 아르곤 및 혼합가스 공급 시스템과 아르곤 셀 크레인 제어반을 설치하였다.

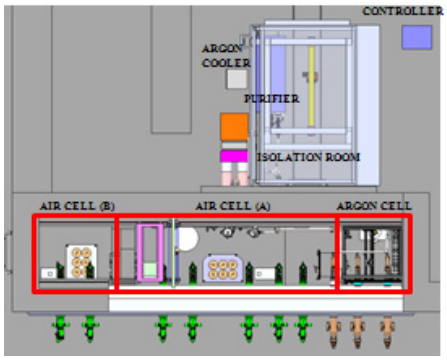


Fig. 1. Top view of the ACPF remodeling.

2.2 아르곤 셀 (Argon Cell)

Fig. 2는 공기 셀을 격리시켜 구축한 아르곤 셀 내부와 공기 셀에서 바라본 모습을 보여준다. ACPF 공기 셀 우측 첫 번째 윈도우와 두 번째 윈도우 사이를 경계로 크레인 레일 아래를 SUS 플레이트로 막아 내부 크기가 L1,720 x D1,990 x H2,740 (작업 바닥 높이 480 mm) 인 가스 기밀형 아르곤 셀을 구축하였다. 셀 내 작업 바닥(working table)에는 기밀이 유지되는 전기적 피드스루(electrical feed-through)를 설치하고(28개), 내부 전면 벽 좌측에는 기존 셀 조명 시스템의 원격 유지보수성을 크게 향상시킨 모듈형 셀 라이트 시스템을 설치하였다(400W 메탈할라이드 램프 2개 장착. 1개는 비상용). 셀 내 상부에는 원격 유지보수가 가능한 150 kgf 취급용량의 천정크레인을 설치하고, 셀 내 좌편에는 셀의 온도 측정을 위한 원격 유지보수형 온도 센서 모듈을 설치하였다. 셀 내 우편에는 셀 작업환경을 보여주는 원격 유지보수형 카메라를 장착하였다. 아르곤 셀과 공기 셀 사이에는 공기-아르곤 셀 간 기밀형 물질이송 시스템을 설치하였다(이송물 최대 크기 600x600x600, 이송물 최대 중량 100 kgf). 또한, 특별한 목적(셀 구축 및 비상시 활용)의 기밀형 도어(600x1,000)도 설치하였다. 공기 셀과 아르곤 셀 사이의 공기 셀 쪽에

아르곤 셀과의 압력 차를 측정하기 위한 원격 유지보수형 압력계 모듈을 설치하였다. 아르곤 셀 전면 벽 차폐 윈도우 상부에는 기존 한국차폐 MSM(1개 모듈) 2조를 독일 Walishmiller MSM(3개 모듈)으로 교체하였으며, 바로 옆 공기 셀 용 한국차폐 MSM 1 조도 Walishmiller MSM으로 교체하였다. 셀의 원격 운전은 MSM 및 크레인을 이용하여 수행된다.



(a) Inside of the argon cell (b) Outside of the argon cell
Fig. 2. Argon Cell.

2.3 HEPA filter system

공기 셀(Air Cell (A))은 900 mm 높이의 작업대, 원격조작기 및 HEPA filter system으로 구성된다. HEPA filter system은 기밀형으로서 아르곤 순환계통용 1개와 물질이송 시스템용 1개로 구성되며, HEPA filter는 원격으로 교체가 가능하도록 하였다.

2.4 정제 시스템 (Purification System)

정제기는 ACPF 환경(방사선, 아르곤) 및 규모(10 m^3)에 최적화된 circulation blower(255 m^3/h), dry trap, cooling system, vacuum pump, 산소/수분 센서, dryer 등으로 구성된다. 이의 모습은 Fig. 3에 보여 준다.



Fig. 3. Argon Purifier.

정제기는 송풍기(blower)를 이용하여 강제적으로 아르곤 가스를 순환시키며, dry trap에서 CuO가 산소를 molecular sieve 가 수분을 제거한다. Dry trap 2개를 설치하여 dry trap 재생(regeneration) 시에도 계속해서 정제가 이루어지도록 하였다. 재생 시 배출가스에는 수분이 함유되므로 건조기(dryer)를 통해서 수분을 제거한 후 공기 셀로 배출하도록 하였다. 아르곤 셀 및 송풍기의 온도 제어를 위해 프레온 가스 냉매 방식의 냉각 시스템을 구축하였다. 물질이송 시스템의 아르곤 공급 및 배출은 하나의 파이프로 할 수 있도록 하였다.

2.5 제어 시스템 (Control System)

아르곤 셀의 정제/재생/온도/압력 제어, 모니터링 및 데이터 저장을 위해 LG PLC 및 Pro-face의 touch PC로 구성되는 제어 시스템을 구축하였다. 정제기와 PC 간의 인터페이스(Interface)는 PLC가 담당하며, 정제기 및 셀로부터의 신호는 PLC를 통해 PC로 읽혀지며 PC의 지령에 따라 PLC가 작동되어 정제기의 장치 및 부품을 제어하게 된다. 이는 실시간으로 상태(셀 온도, 압력, 산소/수분 농도, 장치 및 부품 구동 상태 등)를 모니터링 한다. 산소(O_2) 및 수분(H_2O) 농도 50 ppm 이하, 내부 온도 25 ~ 30℃, 공기 셀과의 압력차는 0 근방으로 제어된다.

3. 결론

소규모(1kg/batch) 사용후핵연료 우라늄산화물의 효율적인 전해환원 공정을 실증하기 위해 기존 공기 분위기의 공정 셀 일부를 격리시켜 전해환원 공정이 놓이는 아르곤 셀을 구축하였으며, 이의 제어를 위한 정제기 및 제어 시스템을 개발하였다. 비방사선 환경에서의 원격 운전, 유지보수 및 제어 시험을 통한 성능평가를 거쳐 방사선 환경에서의 운전을 대비할 예정이다.

4. 감사의 글

이 논문은 미래창조과학부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

[1] 박병석 외 4인, "ACPF Argon Compartment 및 Purification System 설계", 한국방사성폐기물학회 추계학술대회, pp. 155~156, 2013.

파이로 핫셀시설에 대한 우리나라와 일본의 안전성 평가체계 비교/분석

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

1. 개요

국내 원자력발전소에서 발생하는 사용후핵연료의 누적문제 해결을 위해 사용후핵연료에 대한 파이로 프로세싱 연구가 한국원자력연구원을 중심으로 추진되고 있다[1-3]. 이를 위해 실험실 규모의 ACPF와 미조사 핵연료에 대한 통합시험시설인 PRIDE 시설을 건설하고, 30 ton/년 규모의 사용후핵연료를 취급할 수 있는 파이로 핫셀시설의 구축 타당성이 검토되고 있다. 파이로 핫셀시설의 건설을 위해서는 무엇보다 안전성 확보가 중요하지만 우리나라의 경우 안전성 평가체계가 완전하지 않다. 따라서 사용후핵연료 재처리시설을 보유한 일본의 안전성평가 체계를 조사하고 우리의 파이로시설에 대한 안전성 평가 체계와의 차이점을 비교.분석해 보았다.

2. 양국의 안전성 평가체계

2.1 우리나라의 파이로 핫셀시설 안전성평가 체계

우리나라의 파이로 핫셀시설에 대한 안전성평가 체계는 현재 원자력안전법상 핵연료주기사업 중 사용후핵연료 처리사업의 법에 따라 평가하도록 되어 있으며[4], 각각의 기술적 기준은 다음과 같다.

2.1.1 위치평가기준

지질 및 지진, 위치제한, 기상조건, 수문 및 해양, 인위적 사고에 의한 영향, 비상계획 실행가능성 및 다수기 건설에 대한 기준으로 구성되어 있다.

2.1.2 구조, 설비 및 성능기준

방사성폐기물 처리설비 및 저장설비, 핵연료집합체 또는 사용후핵연료 저장설비 및 취급장치, 비상전원, 재료 및 구조, 사용후핵연료 처리시설의 성능, 외적요인에 의한 설계기준, 화재방호에 관한 설계기준, 방사선방호설비, 방사선관리구역에 대한 조치에 대한 성능기준으로 구성되어 있다.

2.1.3 환경상의 위해방지 기준

부지 제한구역 경계에서의 방사성물질의 농도 및 방사선량이 법에서 정한 기준 이하여야 한다.

2.1.4 운영기술능력 기준

사업수행에 필요한 조직과 부서, 책임과 권한, 안전 관련 사항의 검토를 위한 공학적·기술적 지원조직, 책임과 권한에 상응하는 자격과 경험, 안전 관련 주요 구조물 및 설비의 시험 및 검사 계획에 대한 운영기술 기준으로 구성되어 있다.

2.1.5 품질보증 계획서 작성 기준

품질보증조직 및 계획, 설계 및 구매서류관리, 지시서·절차서·도면, 구매품목과 용역관리, 품목식별 및 특수작업관리, 검사, 서류 및 시험관리, 측정·시험장비 관리, 취급·저장·운송, 검사·시험·운전상태, 부적합 품목관리, 시정조치, 품질보증기록, 감사로 구성되어 있다.

2.2 일본의 재처리시설 안전성평가 체계

일본은 사용후핵연료를 재처리하는 시설로 "토카이무라 재처리시설"과 "로카쇼무라 재처리시설"을 보유하고 있다. 시설의 안전성 확보를 위해 "재처리시설에 대한 안전심사지침"[5]을 적용하며, 여기에는 다음과 같은 요건을 따르도록 하고 있다.

2.2.1 안전평가

안전평가는 설계기준사고의 평가, 입지평가사고의 평가 및 방사성물질의 대기 중 확산에 대한 평가로 나뉘어진다.

2.2.2 방사선관리 및 환경안전에 대한 안전설계

밀폐기능, 방사선차폐, 방사선피폭 관리, 방사성폐기물의 방출관리, 방사성물질 저장 등에 대한 고려 및 평상시의 선량평가를 고려해야 한다.

2.2.3 임계안전

단일 및 복수설비의 임계안전 및 임계사고에 대한 고려를 하여야 한다.

2.2.4 화재, 폭발 방지

재처리시설에는 불연성 또는 난연성 재료를 사용하도록 하고, 발화원의 배제, 이상 온도상승 방지대책, 가연성물질의 누출 방지대책, 혼입 방지대책, 적절한 열적, 화학적 제한치가 설정된다. 화재의 감지, 경보계통 및 소화설비가 설치되어야 하고, 화재.폭발의 발생 시에도 밀폐기능은 유지되어야 한다.

2.2.5 방사성물질의 이동에 대한 고려

방사성물질의 공정 내 및 공정 간의 이동에 대해서 이동하는 방사성물질의 형태, 형상에 따른 적절한 대책이 강구되어야 한다.

2.2.6 비상관리

비상시를 대비해 전원 상실에 대한 고려 및 사고 시에 대한 고려를 하여야 한다.

2.2.7 입지조건

입지조건에 대해서는 자연환경 및 사회환경 모두를 고려해야 한다.

2.2.8 지진에 대한 고려

내진 설계상의 중요도 분류, 기준지진동의 결정, 내진설계 방침 등이 고려되어야 한다.

2.2.9 지진 이외의 자연현상에 대한 고려

해일, 산사태, 함몰, 태풍, 고조, 홍수, 이상 한파, 폭설 등을 고려하고, 과거 기록의 신뢰성을 충분히 검토하여야 하며, 필요한 경우 서로 다른 자연현상을 중복 고려해야 한다.

3. 양국의 안전성 평가체계 비교/분석

우리나라와 일본의 원자력 규제법내의 안전성 평가체계는 형식적인 차이는 있으나, 내용면에서는 큰 차이가 없다. 우리나라의 경우 대규모 사용후핵연료 처리시설이 없는 관계로 아직까지는 세부 관련법의 개발이 미진한 상태이다. 일본은 도까이 및 로까쇼무라 재처리시설의 보유로 사용후핵연료 재처리시설에 대한 안전성 평가체계가 잘 갖추어져 있으며, 특히 부지에 대한 여러 가지 자연현상에 대한 강조된 안전성 평가체계를 가지고 있다. 우리의 관련법 보완을 위해 이를 참조, 분석할 가치가 있다.

4. 참고문헌

[1] You, G.S., et al., Development of experimental facilities for advanced spent fuel management technology, KAERI/RR-2764/2006, 2006.

[2] Gil-Sung You, et al., Concept and safety studies of an integrated pyroprocess facility, Nuclear Engineering Design, No. 241, pp. 415～424, 2011.

[3] G.S. You, et al., Pyroprocess facility design for a nuclear fuel cycle, Proceedings of the 21th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE21-15190, 2013.

[4] 원자력안전위원회, 원자력안전법, 2013.

[5] The nuclear safety commission of japan, Safety review guides for reprocessing facilities, NSCRG: F-FC-I.05, 2006.

파이로시설을 위한 미국의 통합안전성분석(ISA) 적용성 평가

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

1. 개요

KAERI는 사용후핵연료에 대한 처리방법의 하나로 파이로프로세싱에 대한 연구를 수행중이며, 연구시설로 ACPF, PRIDE 시설을 건설하고 30톤 처리규모의 실증시설을 계획 중이다[1-3]. 파이로시설의 안전성과 관련하여 미국의 NUREG-1909[4]에 따르면 핵물질을 처리하는 시설 내 위해도와 그 위해도와의 연관성을 평가하기 위해서 통합안전성분석(ISA)을 이용하도록 10CFR70에서 정하고 있으며, 이 규정은 사용후핵연료 재활용시설에 대한 안전규제를 위해 고려하여야 할 중요인자를 기술하고 있다.

그리고 2010년에 NEI 발표자료[5]에 따르면 통합안전성분석은 핵연료재활용시설의 위험도를 평가하고 안전성을 입증하는데 있어서 가장 적절하고, 효율적이며, 또한 정보 분석적인 수단으로 결론짓고 있다.

2. 미국의 통합안전성분석(ISA)

미국의 핵주기시설에 대한 안전성평가는 10CFR70.62(안전프로그램과 통합안전성분석)에서 규정하고 있는 안전프로그램을 수립하고 유지해야 한다. 이 안전프로그램은 공정안전정보, 통합안전성분석 및 관리방법으로 구성되며, 10CFR70.61의 성능요건 준수를 증명하여야 한다. 여기에서 통합안전성분석의 대상이 되는 사고는 핵임계사고, 화재사고, 화학사고, 방사선사고 등으로 이러한 사고에 대한 통합안전성분석 요약보고서를 10CFR70.65에 따라 인허가신청서와 별도로 제출하여야 한다. 요약보고서에 포함되어야 할 개략적인 내용은 다음과 같다.

2.1 부지에 관한 설명

부지지형, 인구정보, 자연현상 및 외부사건의 특성 평가 내용이 포함되어야 한다.

2.2 시설에 관한 설명

시설의 위치와 부지경계로부터의 거리, 관리구역과 제한구역의 경계, 설계정보 및 건물들의 위치와 배치 정보가 포함되어야 한다.

2.3 공정, 위해도, 사고경위 등에 관한 설명

고도 또는 중간정도의 영향을 동반하는 사고를 유발할 수 있는 모든 공정, 영향이 10CFR70.61의 성능요건을 초과할 수 있는 모든 위해, 10CFR70.61의 성능요건을 초과할 수 있는 모든 유형의 사고 규명에 관한 설명이 포함되어야 한다.

2.4 10CFR70.61의 성능요건 준수에 관한 실증

사고경위 평가와 안전관련품목 지정 및 적용되는 관리방법, 10CFR70.24(a)(1) 규정에 따라 감시계통은 반응물로부터 차폐되지 않은 2m 거리에서 1분 내에 20 rads의 복합된 중성자와 감마 방사선에 대한 연조직의 흡수선량을 만들어내는 임계검출능력 및 신규시설에 대한 요건준수에 관한 실증이 필요하다.

2.5 통합안전성분석 팀의 자질과 분석방법에 관한 설명

통합안전성분석 팀장은 정식으로 훈련을 받고 위해도와 사고 평가를 위해 선정된 통합안전성분석 방법에 대한 지식을 소유한 자여야 하며, 분석방법은 NUREG-1513에 설정되어 있는 선정지침에 따라서 기술된 방법들 중 하나를 선정한 공정위해도 해석방법이어야 한다.

2.6 안전관련품목에 관한 목록 설명

규명된 고도 및 중간정도의 영향을 미치는 사고경위 내에 있는 모든 안전관련품목을 포함하는 목록이 기술되어야 한다.

2.7 사용되는 급성화학피폭기준에 관한 설명

허가받은 물질 또는 화학약품에 대한 급성화학피폭으로부터의 영향을 평가하는데 사용되는 제안된

정량적 표준에 관한 설명이 포함되어야 한다.

2.8 각 안전관련품목에 관한 유일성을 설명

성능요건 준수를 신뢰할 수 있는 유일한 품목임을 규명하고, 안전관련품목의 명칭 및 적용되는 공정에 대한 명확하고 투명한 참고치가 설명되어야 한다.

2.9 "credible", "unlikely", "highly unlikely" 등에 관한 정의

3. 통합안전성분석 국내 적용성 분석

미국의 통합안전성분석의 각 항에 해당하는 우리나라의 안전성평가 적용성은 다음과 같다.

3.1 부지에 관한 설명

발전용원자로의 위치에 관한 기술기준(미국의 규제문건) 준용. 지질 및 지진, 위치제한, 기상조건, 수문 및 해양, 인위적 사고에 의한 영향, 비상계획 실행가능성, 다수기 건설 등의 부지에 관한 설명이 필요하다.

3.2 시설에 관한 설명

인허가 서류에 포함된 설계 및 공사방법에 관한 설명서에 포함된다.

3.3 공정, 위해도, 사고경위 등에 관한 설명

사용후핵연료처리시설의 안전설계에 관한 설명서(주요 설비의 배치도를 포함한다) 및 안전관리규정에 해당된다.

3.4 10CFR70.61의 성능요건 준수에 관한 실증

구조, 설비 및 성능 기준에 해당된다.

3.5 통합안전성분석 팀의 자질과 분석방법에 관한 설명

적용에 해당하는 내용이 없다.

3.6 안전관련품목에 관한 목록 설명

구조, 설비 및 성능 기준에 포함된다.

3.7 사용되는 급성화학피폭기준에 관한 설명

안전관리규정중 방사선안전관리 내용에 포괄적으로 포함된다.

3.8 각 안전관련품목에 관한 유일성을 설명

구조, 설비 및 성능기준에 포괄적으로 포함된다.

3.9 "credible", "unlikely", "highly unlikely" 등에 관한 정의

해당정의가 없으며, 적용성 검토가 필요하다.

4. 참고문헌

[1] You, G.S., et al., Development of experimental facilities for advanced spent fuel management technology, KAERI/RR-2764/2006, 2006.

[2] Gil-Sung You, et al., Concept and safety studies of an integrated pyroprocess facility, Nuclear Engineering Design, No. 241, pp. 415～424, 2011.

[3] G.S. You, et al., Pyroprocess facility design for a nuclear fuel cycle, Proceedings of the 21th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE21-15190, 2013.

[4] NUREG-1909, "Background, Status, and Issues Related to the Regulation of Advanced Spent Nuclear Fuel Recycle Facilities, 2008.

[5] Rod McCullum, "Integrated Safety Analysis : Why is It Appropriate for Fuel Recycling Facilities?", Nuclear Energy Institute, 2010.

모듈형 구획을 이용한 파이로 핫셀시설 안전성 향상

서석준*, 문성인, 정원명, 유길성, 구정회, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sjseo@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 핫셀시설은 255차 국가 원자력위원회에서 의결된 "미래 원자력시스템 개발 장기 추진계획"에 따라 2025년까지 상용화 시설의 구축을 목표로 진행 중에 있다[1]. 대용량의 상용화 시설을 구축하는데 있어서 안전성 확보는 필수 불가결한 요소로써, 실제 최종 운전을 위한 인허가를 받기 위해서는 철저하게 준비되어야 할 항목이다. 기존의 직렬형 파이로시설인 PRIDE(국내) 그리고 미국의 Idaho National Lab.의 Fuel Cycle Facility의 경우는 일관공정으로 단순한 구조이지만 개별 사고 발생 시 국부적인 조치가 어려운 단점이 있다. 또한 러시아의 Unify Technology Unit (UTU) 방식은 기능별 유닛으로 나누어 원하는 프로세스에 적용할 수 있지만, 기능적인 요소들을 개별적으로 분리 및 사용하기 위한 방식이고 안전성을 고려하여 구분한 방식은 아니다.

이 연구에서는 파이로 핫셀시설의 공정 특성을 분석하여 이를 토대로 만들어진 가상사고 시나리오 중에서 일부 사고들의 영향을 저감하거나 최소화할 수 있도록 공정의 특성에 따른 모듈형 구획을 만들도록 제안하였다. 즉, 공정에 따른 특성을 고려하여 만들어진 모듈형 구획들 각각에, 가상사고들의 위험요소를 경감하고 피해 확산을 차단할 수 있는 기능적인 요소들을 도입하여 시설의 안전성을 전반적으로 향상시킬 수 있는 방안에 대해 논의하고자 하였다.

2. 본론

2.1 파이로 핫셀시설 가상사고 시나리오

본 연구에서 선택한 8가지의 예비초기사건은 다음과 같다 [2].

1) 사용후연료 저장볼트에서 연료 인출 시 크레인의 기계적 결함 또는 작업자 실수로 인한 사용후연료집합체 10 m 낙하 사고

2) 분말화 장치 압력조절 기기의 고장으로 인한 장치내 압력상승으로 사용후연료 분말화 조성물 전체 누출사고

3) VPF Off-gas 배출관 파단으로 인한 VFP 누출사고

4) 액화질소 공급시스템 고장에 따른 Xe/Kr Retention 탱크 기능상실로 인한 Xe/Kr 누출 사고

5) Ar 배기계통 과압방지 장치의 오작등으로 인한 외부공기 유입에 따른 불활성 분위기 상실로 U 금속 화재사고

6) Cl_2 공급탱크와 Glove Box간의 배관 파단으로 인한 공급 Cl_2 누출사고

7) Cd 증류조의 상부프랜지 체결상태 불량 시 Cd 증류운전 수행으로 인한 Cd 미세분말 비산사고

8) Ar 공급계통에서 누설로 인한 작업 구역 산소 농도 저하사고

2.2 위해도 저감 시설의 구성

2.2.1 핫셀시설 측면 육각형 형태의 구획 구조물

이 연구에서 제안된 구조는 여러 곳의 파티션 구획을 나누어 놓은 형태를 지닌다. 각 파티션 구획은 삼각형, 사각형, 오각형 등등 여러 모양으로 만들어 질 수 있으며, 이에 대한 예시로 육각형 형태의 벌집구조로 Fig. 1에 나타내었다.

2.2.2 모듈형 파티션 구획의 목적

기존의 파이로 시설과 달리 이렇게 파티션 구획을 나누어 설계를 한 이유는 파이로 시설에 있는 다양한 공정들의 공정유형 혹은 공정특성에 따라 파티션 구획을 나누어서 그 특성에 맞는 안전시스템을 효과적이며 효율적으로 적용하여 시설 전체의 전반적인 안전성을 향상시키기기 위한 데에 그 의의가 있다.

2.2.3 시야각 확장

운전자의 시야 확보를 위해 육각형의 2개의 면이 핫셀 외부에 위치하도록 하여 2개의 기울어진 차폐창을 통해 평면 형태의 차폐창일 때보다 넓은 시야각을 이용하여 운전에 용이하게 사용할 수 있도록 하였다.

2.2.4 Transfer lock을 이용한 물질의 이동과 밀폐구조

각각의 파티션 구획은 이송용 lock을 통하여 핫셀 내부와 연결이 되어 있음. 또한 상단의 크레인을 이용

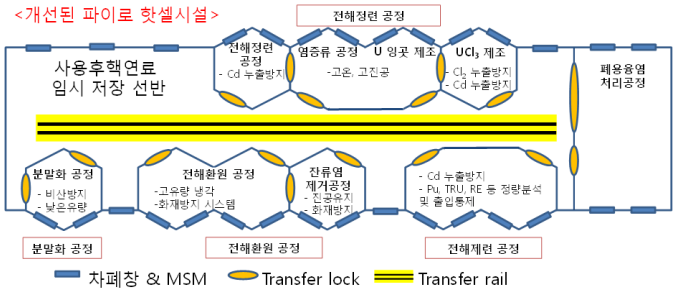


Fig. 1. A schematic of an improved hotcell facility to mitigate the effects of preliminary initial events selected by previous KAERI studies of accident scenarios.

하여 장비 및 물질을 운송할 수 있도록 천장은 개폐가 가능한 lock으로 되어 있고, 평상시 천장의 lock은 닫혀져 있어 파티션 구획의 내부는 밀폐구조를 유지할 수 있다.

2.2.5 위험도 감소 및 대응력 확보

각 파티션 구획별로 해당 공정별 특성에 맞는 적절한 내부 조건으로 통제하고, 해당 구획에서 발생 가능한 가상사고 중에 가장 위험도가 높거나 발생확률이 높은 사고에 대해서 실시간 감시 장치를 도입하고 이러한 사고에 대해서 적극적인 조치를 취할 수 있는 안전설비를 개별적으로 추가 설치할 수 있다.

2.2.6 핵물질 계량관리특성 제고

시설의 가운데 바닥에는 물질이송용 레일을 위치하여 각 공정별 구획들 간의 물질 이송에 사용할 수 있다. 더불어 이송틀 내부 혹은 lock의 전후로 이송된 물질의 무게를 정확히 측정할 수 있도록 장비를 설치하여 핵물질 계량관리 측면에서 개선 및 향상할 수 있다.

2.2.7 부압특성

각 파티션 구획에는 개별적인 Ar 공급과 배기가 이루어지고, 핫셀 내부에 비해 부압이 되도록 설계하여 파티션 구획 외부로의 핵물질 누출을 방지한다.

2.3. 공정별 개선점

2.3.1 분말화 공정계통

분말화 조성물의 유출 시 유출 공간을 구획 내부로 제한하여 피해를 최소화하고 구획 내부의 유량을 최소화한 층류유동으로 운전하여 비산을 방지함. (예비초기사건 2와 5 연관)

2.3.2 전해환원 공정계통

잔류염 제거공정 중에 장치 혹은 장치 주변에서 발생한 VFP 누출 시에 파티션 구획 내부의 아르곤 순환과 트랩장치를 이용하여 수거하여 피해를 최소화 할 수 있음. 또한, 고온 장치의 냉각을 위해 냉각을 위한 아르곤 가스 순환 유량을 증가 시킬 수 있음. 고온 공정 장치의 화재 발생에 대처하기 위해 공정에 적합한 소화 장치를 별도로 설치 가능함. (예비초기사건 3과 연관)

2.3.3 전해정련 공정계통

염소가스 누출 시, 파티션 구획 내부에서의 아르곤 순환과 별도의 트랩장치를 이용하여 수거하여 피해를 최소화 할 수 있음. (예비초기사건 6과 연관)

2.3.4 전해제련 공정계통

Cd 미세분말 누출 시에 파티션 구획 내부의 아르곤 순환과 트랩장치를 이용하여 수거하여 피해를 최소화 할 수 있음. (예비초기사건 7과 연관)

3. 토의

이러한 모듈형 파티션 구획은 시설 전반에 있어 방사선 차폐, 핵임계, 방사성 물질 및 화학적 독성 물질 누출, 화재, 폭발, containment & surveillance 그리고 안전성과 관련된 부분에서 장점이 있으며, 이를 통하여 시설 인허가와 관련된 부분에서도 이점이 있을 것으로 기대된다. 비용측면을 고려할 때, 이러한 구획을 파이로 상용 시설 내 특별히 안전성을 필요로 하는 공정에만 적용하는 것이 가능하고, 이를 통해 관련 공정에서 발생할 수 있는 사고들의 영향을 최소화하여 시설 전체의 전반적인 안전성을 향상시킴으로써 상용시설의 보다 효과적인 운영을 가능하게 할 것으로 예상된다.

4. 참고문헌

[1] 파이로 일관공정 시험시설(PRIDE) 설계보고서, KAERI/TR-4132/2010.

[2] 파이로 핫셀시설 가상사고 시나리오 개발, 한국원자력연구원 (2014).

Hazard Analysis Procedure for Pyroprocess Facility

Seong-In Moon*, Gil-Sung You, Seok-Jun Seo, Won-Myung Chong, Jeong-Hoe Ku, Ho-Dong Kim
Korea Atomic Energy Research Institute, 989-111 Daedeok-daero, Yuseongkgu, Daejeon, 305-353
*simoon21c@kaeri.re.kr

1. INTRODUCTION

Pyroprocess technology has been considered as a fuel cycle option to solve the spent fuel accumulation problems in Korea. The Korea Atomic Energy Research Institute has been studying pyroprocess technology, including the safety basis for a pyroprocess facility. Especially, this paper intended to provide the hazard analysis procedure and the identification of SSCs (Structures, Systems, and Components) and administrative controls for a pyroprocess facility.

2. HAZARD AND ACCIDENT ANALYSIS

The hazard analysis procedure was a combination of several technique described in Guidelines for Hazrd Evaluation Procedures[1]. The procedure is qualitatively driven and relies experience and engineering judgment. The procedure requires careful use of unmitigated scenario evaluation to ensure rigorous selection of safety-SSCs and TSRs (Technical Safety Requirements) along with identification of defense-in-depth (DID) equipment and administrative controls.

The most important outcome of the hazard analysis procedure is the development of the hazard evaluation table of which a example was provided in Table 1. The content of the hazard evaluation table provides a condensed summary of an accident scenario, the event initiator, the unmitigated event frequency, the unmitigated event consequences, the overall risk estimate, and a listing for design and administrative items that can prevent or mitigate the dose associated with the event. The dose evaluation guideline (EG), 25 rem ED of DOE-STD-3009[2], are used to establish the consequence category. When the consequence category and likelihood category are selected, the resulting risk bin can be identified. The risk bin result determines if the event merits selection of safety SSCs or TSRs.

2.1 Event

The event section of the hazard evaluation table contains a brief description of each hazard scenario postulated for the facility. It is important to include the radioactive material release mechanism in the description as well as any pertinent event sequence information. In general, hazard events are grouped into seven main categories: fires and explosions, radioactive material released, direct radiation, nuclear criticality, non-radioactive hazardous material release, external events, and natural phenomena hazards including seismic events.

2.2 Initiator or Cause

The initiatior or cause section of the hazard table a brief description of the potential cause of the event. Typically, event causes are associated with human errors, equipment failures, and natural phenomena hazards such as high winds or seismic events. Event causes help support judgments associated with estimating the event likelihood.

2.3 Likelihood Category

Postulated event frequencies are qualitatively estimated based on experience and judgment. For this study, four event frequencies were established: anticipated, unlikely, extremely unlikely, or beyond extremely unlikely. Event frequency descriptions and numerical probability estimates are listed in Table 2.

Table 1. Example hazard analysis table

Event	Initiator or Cause	Likelihood, Consequence, and Risk				Preventative and Mitigative	
		Likelihood Category	Consequence Category		Risk Bin	Design	Administr-ative
Air enters hot cell causing pyrophoric material ignition	Damage to active penetra-tion	Unlikely	Public	N	4	Dual Door Airlock	Limit on pyrophoric material quantity
			Collocated Woker	L	8	Monitoring Equipment	
			Facility Wooker	M	12	Exhaust System	

Table 2. Likelihood category

Likelihood Category	Description	Frequency (per year)
Anticipated	Events that are expected to occur during the lifetime of the facility	10^{-2} to 10^{-1}
Unlikely	Events that may occur, but are not anticipate in the lifetime of the facility	10^{-4} to 10^{-2}
Extremely Unlikely	Events that while possible will probably not occur in the lifetime of the facility	10^{-6} to 10^{-4}
Beyond Extremely Unlikely	Events that are considered too improbable to warrant further consideration	less than 10^{-6}

2.4 Consequence Category

Similar to event frequencies, event consequence estimates are initially based on experience and judgment. Four categories are established to quantify event consequences: high, moderate, low, or negligible. Each consequence category represents a qualitative estimate of potential consequences to the public, collocated workers, or facility workers, and that is listed in Table 3. It is important to note that the consequence estimates are for an unmitigated radioactive material release.

2.5 Risk Bin

Risk is the product of event consequence and event frequency. An example risk matrix showing sixteen possible risk outcomes is provided in Fig. 1. The high the risk index number, the greater the need for establishing protections for the event. Safety SSCs and TSR protections should be established for any event with a risk index number that is 11 or greater. Specifically, safety class SSCs are selected for events where the public risk index is 11 or higher and safety significant SSCs are selected when the risk index is 11 or higher for collocated workers or facility workers.

2.6 Design

The design column entries include a listing of SSCs that can either prevent or mitigate the consequences of hazardous events. If a particular event has a sufficiently high risk estimate, the SSCs that will be relied on to reduce the risk to an acceptable value are indicated using bold text in the hazard table entry. SSCs that provide preventative or mitigative benefit but that are not selected as safety-SSCs provide DID.

Table 3. Consequence category

Category	Public	Collocated Workers	Facility Workers
High	Greater than 25 rem	Greater than 100 rem	Greater than 100 rem
Moderate	5 rem to 25 rem	25 rem to 100 rem	25 rem to 100 rem
Low	0.5 rem to 5 rem	5 rem to 25 rem	5 rem to 25 rem
Negligible	less than 0.5 rem	less than 5 rem	less than 5 rem

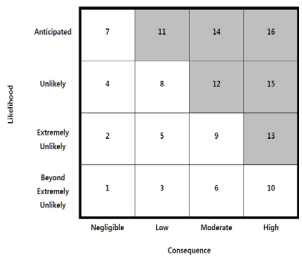


Fig. 1. Risk index.

2.7 Administrative

Administrative controls can serve as a companion to the design selections or they can also be independent. Safety reliance is placed on passive engineered devices or active engineered devices and then administrative controls such as TSRs. However, there are many situations where an administrative control is the preferred risk reduction technique because of simplicity or even cost considerations. Frequently administrative limits on the allowed quantity of material-at-risk (MAR) is used to ensure consequences remain within an acceptable range.

3. SUMMARY

This paper intended to provide the hazard analysis procedure and the identification of SSCs and administrative controls for a pyroprocess facility. This study will be used to perform a safety evaluation for accidents involving any of the hazards identified, and to establish safety design policies and advance a more definite safety design.

4. REFERENCES

[1] Guidelines for hazard evaluation procedures, American Institute of Chemical Engineers, 1992.

[2] U.S. Department of Energy, Preparation guide for U.S. department of energy nonreactor nuclear facility documented sfety analyses, DOE-STD-3009-94.

파이로 핫셀시설의 화재안전성 평가모델에 대한 연구

김지현[1], 서현석[1], 한경원[1], 박상훈[1], 유길성[2], 구정회[2]
[1](주)라드웍스, 대전광역시 유성구 대덕대로 530 첨단상가 다308호
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
jhkim9775@gmail.com

1. 서론

국내에서는 원자력발전소에서 발생하는 사용후핵연료를 효율적이고 친환경적으로 관리할 수 있는 방안으로 소듐냉각고속로(Soduim-cooled Fast Reactor, SFR)와 연계한 사용후핵연료 파이로프로세싱에 대한 기술개발을 추진해 오고 있다. 그 일환으로 연간 30 ton 규모의 사용후핵연료를 취급할 수 있는 파이로 핫셀시설을 계획하고 있으며, 동 시설은 원자력발전소와 달리 다양한 고위험도 특정핵물질을 취급하기 때문에 화재로 인한 화학적, 방사선학적 영향이 발생할 수 있다. 이러한 특성을 갖는 파이로 핫셀시설은 화재에 대한 위험을 알리고 화재안전에 대한 허용준위를 유지하기 위한 절차를 갖추고, 아울러 화재를 진압하기 위해 신속하고 안전한 대응준비를 하여야 한다. 본 연구에서는 현재 우리나라의 화재관련 규정을 기본으로 하고[1-2], 이와 관련된 미국 선진핵연료주기시설의 안전에 영향을 미치는 여러 인자들 중 화재안전성에 관한 인자들을 조사.분석하여[3-5] 우리나라 파이로 핫셀시설의 화재안전성을 평가하기 위한 모델을 수립하고자 하였다.

2. 본론

2.1 화재안전성 평가모델 수립

Fig. 1은 파이로 핫셀시설의 화재안전성 평가모델(안)을 보여주고 있으며, 이 모델은 국내 원자력안전위원회고시 제2012-21호 및 제2012-22호를 근간으로 하고, 미국의 NUREG-1520, NUREG-1718, NFPA 801 등에서 관련 내용들을 추가적으로 고려하여 수립하였다.

그리고 Fig. 2는 파이로 핫셀시설의 화재안전성 평가모델(Fig. 1) 중 주요 항목인 화재위험성 분석에 대한 절차를 나타내고 있으며, NFPA(미국화재방호협회)에서 2008년에 발행한 화재방호 핸드북에 기술된 분석기술을 참고하여 작성하였다.

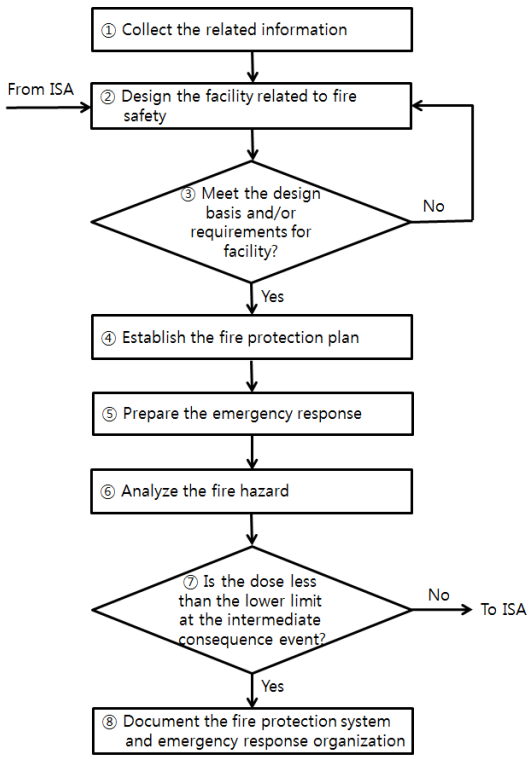


Fig. 1. Assessment model for fire safety of pyro hot-cell facility.

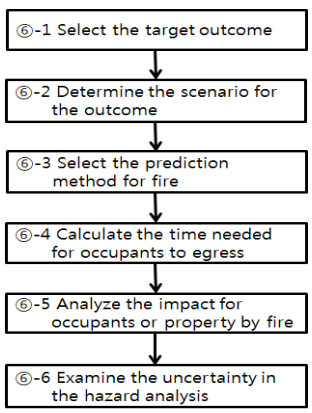


Fig. 2. Process for fire hazard analysis.

2.2 화재안전성 평가모델의 주요 구성요소

2.2.1 정보수집 및 설계(Fig. 1의 ①~③)

화재사고의 종류, 크기, 영향 등에 대한 정보를 수집하고 설계요건에 따라 시설의 화재안전설계를 수행한다.

2.2.2 화재방호계획 수립(Fig. 1의 ④)

- 방화관리자, 초동소방대, 화재방호관련 업무를 수행하는 조직의 책임 및 권한 설정
- 가연성물질 및 점화원의 점검 및 관리, 시설 운영에 영향을 미치거나 방사성물질 누출가능 지역의 화재예방대책 수립 및 화재위험도분석보고서 관리에 대한 운영절차 기술
- 화재 시 초동소방대와 종사자의 행동지침, 방화지역별 화재감지 및 진압시설과 소방대원의 화재방호장비, 그리고 시설 운영에 영향을 미치거나 방사성물질 누출가능 지역의 화재진압대책 수립에 대한 운영절차 기술
- 화재발생 시 시설의 안전정지 기능 확보를 위한 비상조치 및 방화지역별 피난설비와 내화방벽에 대한 운영절차 기술
- 초동소방대의 교육 및 훈련

2.2.3 비상대응 준비(Fig. 1의 ⑤)

비상대응계획을 수립하고, 비상대응팀은 NFPA 600을 준수하고 소외 소방서와 주기적으로 훈련한다.

2.2.4 화재위험도 분석(Fig. 1의 ⑥, Fig. 2)

- 목표선정
- 설계기준화재의 범주를 인지하고, 심각한 화재지역의 설계화재시나리오를 개발
- Ignition, growth, steady-burning, decay phase를 포함한 설계화재곡선을 개발하여 화재 예측
- 화재위험의 종류를 인지하고, Nelson과 Mowrer의 방식으로 작업자 대피시간을 계산
- 작업자 및 건물에 미치는 화재의 영향을 분석
  . 실제 경험과 공학적 판단에 의한 평가, 실험식이나 도표에 의한 수계산 및 컴퓨터 모델링 등에 의해 수행
  . 방화지역별 화재하중과 화재특성을 분석하고, 화재위험성 평가 시 다양한 사항들을 고려
  . 안전정지, 잔열제거, 화재감시, 방사성물질 유출방지 능력 평가 시 다양한 사항들을 고려
  . 화재영향평가 시 computer program과 spreadsheet 사용
- 위험성 분석의 불확도 검사

2.2.5 화재위험도 분석결과 평가(Fig. 1의 ⑦)

화재위험도분석 결과가 ISA(Integrated Safety Analysis)에서 규정하고 있는 성능요건의 어느 범주에 속하는지를 평가한다. 분석결과가 성능요건 중 중간사건의 하한 값 보다 높은 선량을 나타내는 경우, ISA를 통하여 안전관련품목을 선정하는데 하나의 정보로 제공된다.

2.2.6 문서화(Fig. 1의 ⑧)

- 화재위험성 분석보고서 작성
  .기술적 근거에 의해 화재방호구역을 구분하고, 그 타당성 평가결과 및 방화지역과 내화방벽에 관한 사항을 포함
  .가연성물질의 종류, 크기, 현황 및 점화원의 제한과 관리 방안을 기술
  .안전에 중요한 구조물, 계통 및 기기와 방화지역별 화재위험에 설정된 방호특성 및 화재감지와 진압설비의 종류, 용량, 성능 등의 적합성 기술
- 비상대응조직의 문서화

3. 결론

본 연구에서 국내외 화재안전 관련법규를 조사.분석하여 파이로 핫셀시설의 화재안전성 평가모델(안)을 수립하였다. 이 수립된 모델은 국내외 유사시설에서의 화재안전성을 조사.분석하고 국내 적용성 분석을 통하여 수정.보완하고, 향후 건설될 파이로 핫셀시설에 활용하여야 할 것이며, 이로 인해 동 시설의 화재안전성 확보에 기여할 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] 원자력안전위원회고시 제2012-21호, 화재방호계획의 수립 및 이행에 관한 규정, 2012.

[2] 원자력안전위원회고시 제2012-22호, 화재위험도분석에 관한 기술기준, 2012.

[3] NUREG-1520, Standard Review Plan for the Review of a License Application for a Fuel Cycle Facility, 2010.

[4] NUREG-1718, Standard Review Plan for the Review of an Application for a Mixed Oxide(MOX)Fuel Fabrication Facility, 2000.

[5] NFPA 801, Standard for Fire Protection for Facilities Handling Radioactive Materials, 2008.

조사 핵연료봉의 비파괴 검사를 위한 450kV X-ray 장비 핫셀내 구축

김희문*, 유병옥, 김길수, 백승제, 허기수, 백상열, 안상복
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hkim1211@kaeri.re.kr

1. 서론

국내외적으로 핫셀시설에서는 핵연료봉내의 소결체 형상 또는 내부결함을 알기위해 오래전부터 대부분 필름을 이용한 X-ray 장비를 이용해 왔다. 이러한 장비는 필름산업이 쇠퇴하면서 차츰 컴퓨터 이미지 구현으로 개발되어왔다. 그러나 이미지 촬상소자들로 구성된 측정기들은 대부분 감마 손상을 입을 수 있는 약점이 있다. 이러한 감마손상부분에 대한 차폐를 위해 현재 업체들이 연구중에 있으며 이로인해 아직도 원자력분야에서는 X-ray 이미지 구현이 많이 활성화 되지 못하고 있다. 그러나 일본은 이러한 부분에서 선도적인 역할을 하여 2010년에 핫셀내 X-ray CT 장비를 설치하였으며 아직까지 잘 활용하고 있어 본 시설에서도 지속적으로 정보교류를 한 후 장비를 설치하였다.

2. 본론

2.1 장비 사양

X-ray 튜브는 450 kV, 15 mA이며 최소 초점은 0.4 mm 이다. 측정시편 크기는 좌우 15 cm, 최대 높이 35 cm 이며 재질의 밀도에 따라 X-ray 투과율은 다르지만 텅스텐으로 볼때 두께 5 mm 까지 가능하다.



Fig. 1. Tube and generator(upper), LDA detector(bottom).

LDA(Line Detector Array)는 일렬의 1984개의 촬상소자로 구성되어 있으며 재질은 $CdWO_4$이다. 콜리메이터 간격은 1 mm이고 텅스텐으로 제작하였다.(Fig. 1 참조)

2.2 장비 제작 및 설치

장비제작은 독일 YXLON 업체에서 제작하였으며 전체 모습 및 설치현황은 Fig. 2와 같다. 전체무게는 약 700 kg이며 가로 약 1.8 m, 세로 약 1.3 m, 높이가 약 1.3 m이다.

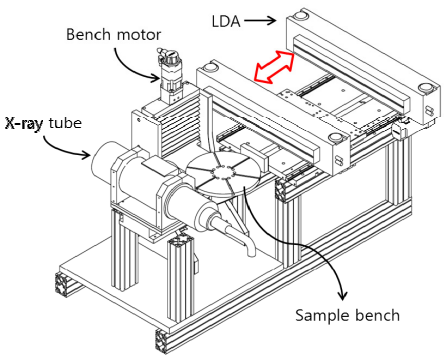




Fig. 2. System layout(upper) and installation(middle and bottom).

본체는 핫셀 내부에 설치하였으며 X-ray 튜브와 관련된 오일냉각기와 고전압장치는 핫셀루프에, LDA 냉각기, 파워캐비넷, 컴퓨터 단말기는 M1 핫셀 작업구역에 설치하였다(Fig. 4 참조). 본기기는 2013년 5월에 계약 체결하여 2014년 5월에 납품, 7월에 설치가 완료되었다.

2.3 성능 시험

설치 완료후 보정과 정렬을 실시하였으며 방사능 시편을 이용하여 성능시험을 수행하였다. 본 시설에서 보유하고 있는 핵연료봉(Fig. 5)을 이용하여 시험한 결과를 Fig. 3과 같이 확인할 수 있다.

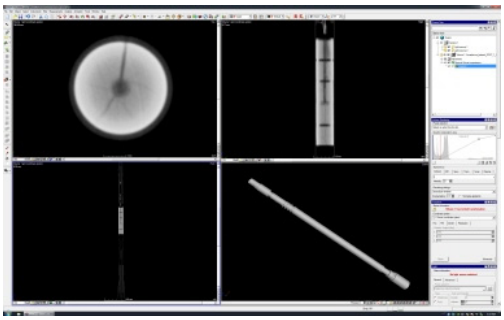


Fig. 3. Results of X-ray CT for nuclear fuel.

3. 결론

본 조사재시험시설내 X-ray 검사장비를 구축하므로서 핵연료 및 재료의 조사후시험의 효과적인 자료 생산이 가능하며 이용자들에게 새로운 시험항목을 제공하므로서 시설이용의 극대화를 도모할 것으로 예상한다.

4. 참고문헌

[1] Yoshiaki KATO, et al, "Development of X-ray CT scanner system", JAEA & KAERI Joint Seminar on Advanced Irradiation and PIE Technologies(2012).

[2] H.Kim, et al. "Development of X-ray Inspection System for Irradiated Fuel Rod in a Hotcell", Spring meeting, Transactions of the Korea Nuclear Society(2013).

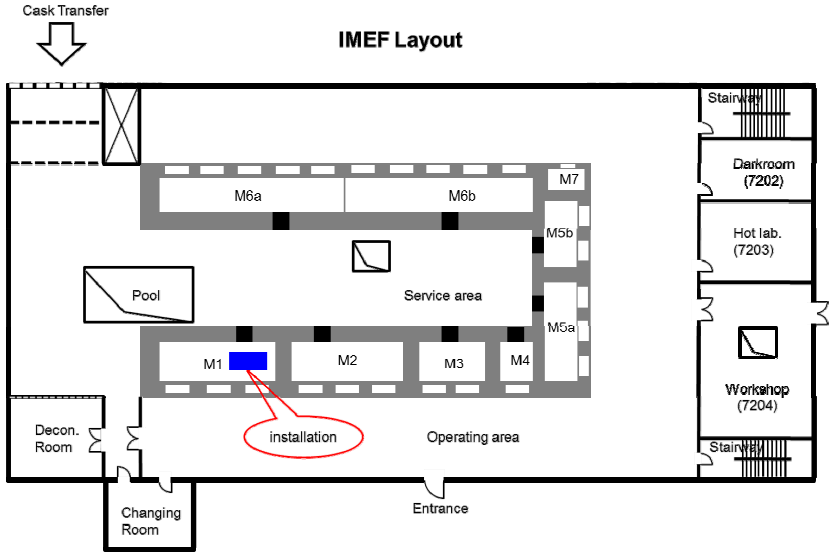


Fig. 4. Installation site of X-ray system in IMEF.

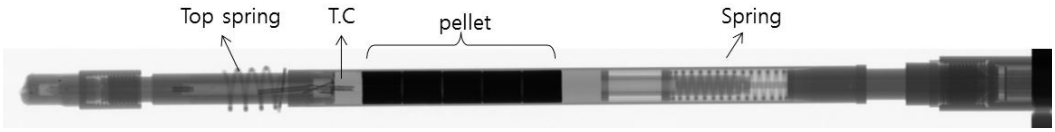


Fig. 5. X-ray scan for fuel rod sample(05F-01K).

금속핵연료 EPMA 시편제작용 펀칭 장치 개발

허기수*, 유병옥, 정양홍, 김길수, 백승제, 진영관, 안상복, 박종만, 이규홍
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*heokisoo@kaeri.re.kr

1. 서론

고연소도 금속핵연료의 개발을 위해서는 핵연료의 조직시험 및 EPMA(Electrone Probe Microanalyzer) 시험을 통한 조사후 핵연료의 건전성 평가가 수행되어야 한다.[1~3] 이 시험을 위하여 핵연료는 성분이 각기 다른 여러 종류의 핵연료이며 고방사성 물질로 시편제작 시 가능한 작게 시편을 채취하여 연소도별 시험위치에서 시편을 제작하여 시험기기 및 작업자의 피폭을 최소화 하여 시편을 제작하여야 한다.

본 연구를 실시하기 위한 시편 채취 방법으로 방사선량을 최소화하기 위하여 EPMA기기에서 성분 분석이 가능한 시편의 크기(Φ1.5×T2)로 시편을 제작할 수 있다. 또한 시편의 크기변경에 따라 펀칭툴의 교체가 가능하며 핵연료의 연소도별 펀칭위치 조절이 가능한 핵연료 시편 펀칭 장치를 개발하여, 조사후 시험을 실시하였다.

2. 본론

2.1 장치 개요

핵연료 시편 펀칭장치는 Fig. 1과 같이 몸체, 펀칭부, 핵연료 장착부, 핵연료 이송부, 시편 채취부, 시편 장착부, 폐기물 수거부, 엑츄에이터 및 전동기 등으로 구성 되어 있다.

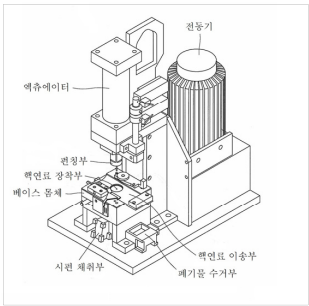


Fig. 1. Drawing of the punching apparatus.

본 장치는 방사성 물질을 외부와 차폐할 수 있는 공간인 핫셀(Hotcell) 내부에 설치 한다. 펀칭부는 시편의 크기에 따라 펀칭툴을 교체 할 수 있도록 척(chuck)을 포함하고 있다.(Fig. 2. a.) 또한, 펀칭부는 전동기에 의해 동력을 전달받아 회전 운동을 하고 펀칭부와 연결되는 엑츄에이터에 의해 상하이동을 한다. 펀칭 시 표시부를 통하여 펀칭위치를 조절하여 시편을 채취할 수 있다.(Fig. 2. b.)

2.2 시험 과정

2.2.1 핵연료 절단 및 이송

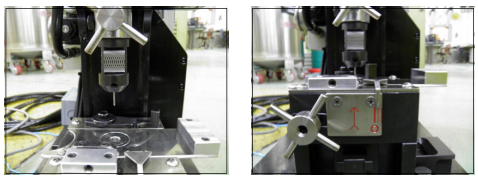
핫셀 내부에서 시험하고자 하는 핵연료봉을 미세절단기로 2mm 절단하여 바이엘에 담아 펀칭 시스템 장치가 있는 핫셀로 이송한다.

2.2.2 핵연료 장착

절단된 핵연료를 원격조종기를 사용하여 핵연료 장착부에 장착한다. 핵연료 이송부를 밀어서 펀칭 위치로 이동시킨다. 위치는 중심부, 중간부위 및 외곽으로 3곳으로 나누어져 있으며, 시편이송 받침대에 화살표로 표시되어 작업구역에서 확인이 가능하도록 하였다.

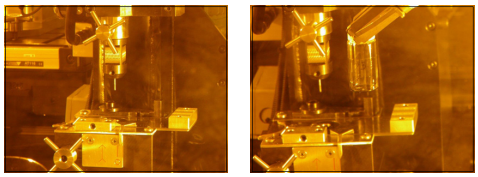
2.2.3 펀칭

펀칭 위치가 확인되면, 시편 채취부에 바이엘을



(a) (b)

Fig. 2. Parts of punching apparatus, (a) Chuck and punching tool, (b) Marking of punching point.



(a) (b)

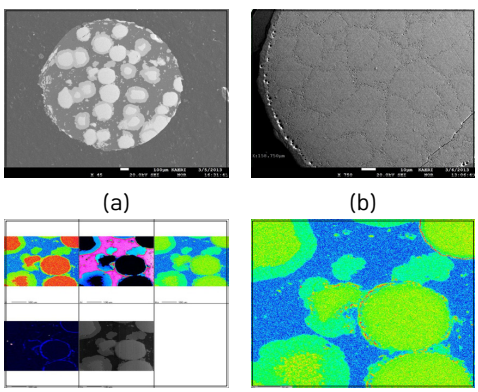
Fig. 3. Performance test of the punching apparatus in hotcell, (a) The punching tool and nuclear fuel jig, (b) manufactured specimens.

넣어 펀칭된 시편을 채취하도록 준비하고 작업구역에 설치된 컨트롤 시스템을 통하여 먼저 유압 프레스를 작동한다.

모든 동작이 완료되면 컨트롤 시스템에 장착된 자동 및 수동 하 방향 스위치를 서서히 동작 시켜 무리 없이 펀칭을 완료 한다. 이때 핵연료 펀칭 이후 핵연료가 올라옴을 방지하기 위해서 펀칭 툴의 가이드용 핀을 원격조종기를 사용하여 중앙으로 돌려놓아야 한다. 펀칭이 완료되면 리미트 스위치가 작동하여 다시 원래의 위치로 동작이 가능하도록 하여 다음 시편을 펀칭 할 수 있도록 준비한다.

2.3 시험 결과

Fig. 4와 같이 핫셀에 설치된 핵연료 시편 펀칭 장치를 사용하여 제작된 시편을 EPMA에 시험을 실시하여 Fig. 4에 그 결과를 나타내었다.



(a) (b)

(c) (d)

Fig. 4. Images of nuclear fuel obtained from EPMA, (a) ×45, (b) ×750, (c) Image of fuel components obtained from EPMA (d) Image of Mo(50μm).

3. 결론

연구용 원자로에서 중성자 조사 된 핵연료의 건전성 시험에 필수적인 EPMA 시험을 위한 시편 펀칭 장치를 제작하였다.

이를 통하여 고방사성 물질인 조사된 핵연료의 시편 제작에 있어서 시험기계 및 작업자의 피폭을 최소화 하여 시험 시편을 제작 할 수 있는 기술을 구축하였다.

본 장치를 통하여 조사된 핵연료의 시편 제작 뿐만 아니라 여러 종류의 조사후시험(밀도, 열팽창률)이 가능할 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] Y. S. Kim, J. M. Park, K. H. Lee, B. O. Yoo, and H. J. Ryu, "Post-irradiation analysis of U-silicide-coated or U-nitride-coated U-Mo dispersion fuel in al tested in KOMO-5", European research reactor conference 2014 (2014).

[2] K. H. Lee, H. J. Ryu, J. M. Park, B. O. Yoo, Y. H. Jung, Y. J. Jeong, J. M. Nam, and Y. S. Lee, "Post-irradiation examination for the KOMO-5 irradiation test for the HANARO full size U-Mo dispersion fuel", European research reactor conference 2014 (2014).

[3] Y. S. Kim, J. M. Park, K. H. Lee, B. O. Yoo, H. J. Ryo, and B. Ye, "In-pile test results of U-silicide or U-nitride coated U-7Mo particle dispersion fuel in Al", J. Nucl. Mater., pp. 238-246 (2014).

국내 조사후시험시설의 시험현황 및 활용계획

안상복*, 주용선, 정양홍, 김희문, 백상열, 진영관, 허기수, 김도식, 전용범
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sbahn@kaeri.re.kr

1. 서론

국내 원자력산학연의 연구개발 및 원전 운전에서 발생한 고방사화 핵연료 및 구조부품에 대한 조사후 성능검증을 위한 위한 핫셀시험 수요가 지속적으로 증가하고 있다. 고방사화된 소재를 전문적으로 취급 및 시험을 위하여 국내에는 조사재시험시설(IMEF: Irradiated Material Examinations Facility)과 조사후 연료시험시설(PIEF: Post Irradiation Examinations Facility)이 운전되고 있다. 본 논문에서는 위의 시설들에서 최근에 수행된 조사후시험 및 관련 기술개발 현황을 소개하고, 중장기적으로 추진 중인 시험 및 기술개발 계획을 고찰하고자 한다. 본 고찰을 통하여 앞으로 핫셀시험을 수행하고자 하는 각 분야의 연구자 및 운영자들에게 효율적으로 조사후시험을 하기위한 정보를 제공하고자 한다.

2. 본론

2.1 국내 핫셀시설 운영현황

국내에는 1980년대 후반부터 핫셀시설이 운전되고 있다. 가압경수로형 원전의 운전과 더불어 사용후 핵연료를 대상으로 핫셀시험을 수행하기 위하여 조사후연료시험시설을 건설하여 운영 중이다. 한편 연구용 원자로인 하나로의 건설과 함께 하나로에서 조사된 각종 연구개발 핵연료 및 구조부품에 대한 시험을 실시하기 위하여 1990년대 초반에 국내의 독자적인 기술로 조사재시험시설을 건설하여 운전을 개시하였다. 조사재시험시설은 본래의 기능을 유지하면서 2000년대 초반에 내부에 핫셀을 증설하여 사용후 핵연료의 건식공정을 개발하기 위한 핫셀을 증축하여 연구에 활용하고 있다. 위의 시설들은 초기에 상용원전의 운전핵연료 및 원자로 노심구조재에 대한 조사후 시험을 주로 수행하였으나, 최근에는 차세대 원자로개발 등의 중장기 연구의 활성화됨에 따라 관련 핵연료 및 원자로 구조재료를 비롯하여 원전 운전 핵연료의 손상원인 규명 등의 핫셀시험을 주로 수행하고 있다. Fig. 1은 조사재시험시설에서 수행되는 조사후시험 절차 및 주요 시험항목의 현황을 보여준다.

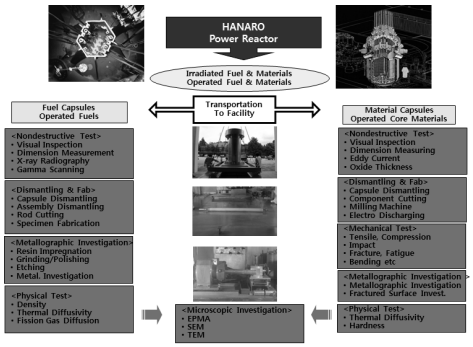


Fig. 1. Hotcell examination procedure and test items.

2.2 핫셀시험 현황

최근에 조사재시험시설에서는 학연분야의 연구개발과 관련하여 차세대 및 미래형 원자로 개발을 위한 연구로용 U-Mo 핵연료, 소듐냉각핵연료, 초고온 원자로용 핵연료분야의 시험이 진행 중이며, 원자로 노심재 와 관련하여 SMART용 전열관, 차세대 경수로용 압력용기강의 조사후시험을 수행하였다. 원전운전과 관련하여 국내의 모든 PWR 원자로 압력용기강의 감시시험을 정기적으로 수행하고 있다. 또한 성능향상을 위한 경수로용 개발 핵연료의 골격체를 대상으로 운전성능 검증시험과 일부 운전 중에 이상이 발견된 사용후 핵연료 피복관을 대상으로 손상원인 규명시험도 수행하였다.



Fig. 2. IMEF PIE items during the last 5 years.

Fig. 2는 최근 5년간 조사재시험시설에서 수행한 핫셀시험의 현황을 하나로 조사캡슐, 원전분야 및 기타 기술지원의 현황을 보여준다.
조사재시험시설의 경우에 평균적으로 연간 10개 이상의 연구과제 및 원전관련 시험 등에서 800여 건의 시험을 수행 중이다. 대상별 시험비율은 대략적으로 핵연료 개발관련 30%, 구조재 개발관련 40% 및 원전 원자로관련 30%이다.

2.3 시험기술개발 현황

국내 원자력 산학연에서 요구하는 조사후시험 항목을 적기에 수행하기 위하여 지속적으로 핫셀시험 기술을 개발하여 적용하였다. 최근 국내의 원자력 기술이 고도화됨에 따라 요구되는 핫셀시험기술은 기존과는 극한 환경에서 정밀한 조작 및 분석이 요구되는 양상이다. Fig. 3은 최근 5년간 조사재시험시설에서 개발된 장비, 기술 및 시험절차의 현황을 보여준다.

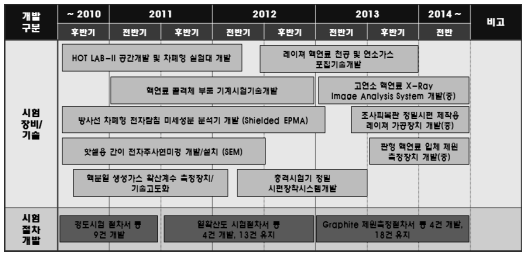


Fig. 3. PIE test techniques developed during the last 5 years in IMEF.

최근에 개발된 기술 중에서 주목할 만한 핫셀시험 기술은 조사후 연료봉의 내부에 존재하는 핵분열 생성가스를 포집하기 위하여 기존의 드릴천공 방식 대신에 레이져를 활용하는 천공장치 및 기술을 개발하여 시험에 적용하고 있다. 또한 사용후 핵연료봉 및 조사부품의 내부의 3차원 형상을 비파괴적으로 관찰하기 위한 엑스레이 이미지 획득장치를 개발하여 시운전을 실시하고 있다. 핫셀 내에서 다양한 형상을 갖는 구조부품에서 3차원적인 시편의 가공을 위한 레이져 가공장치도 개발 중이다.

2.4 중장기 핫셀시험 및 기술개발 계획

국가 원자력 연구개발 계획, 원자력진흥종합계획 및 전력수급기본계획을 기반으로 핫셀시험 수요의 예측이 요구된다. 따라서 이들 계획에서 추진될 예정인 국내 원자력 산학연의 연구개발과제 및 원전의 운전과정에서 요구될 분야별 핫셀시험 수요를 분석하여 Fig. 4와 같이 10년 단위의 중장기 핫셀 시험 및 기술개발 계획을 수립하여 추진 중이다. 단기적인 현안으로 기장연구용 원자로를 건설하기 위하여 판형핵연료 및 노심구조재료에 대한 조사후 실증 및 설계자료 생산을 위한 핫셀시험이 긴급히 요구되고 있다. 중기적으로 연구개발사업으로 추진중인 차세대 원자로인 SFR, VHTR 핵연료의 조사후시험이 수행될 예정이다. 또한 사용후 핵연료 저장과 관련하여 핵연료의 운송 및 저장과정에서 건전성의 유지여부를 실증하기 위한 사용후 핵연료의 핫셀시험도 수행할 예정이다. 점진적으로 증가하고 있는 원전의 안전운전을 위한 경수로 원자로 압력용기강의 감시시험을 비롯하여, 운전 중에 이상이 감지되는 핵연료에 대한 시험의 수요도 지속적으로 실시할 예정이다. 한편 이들의 시험을 시험을 적기에 수행하기 위한 각종 측정 및 분석기술도 지속적으로 실시할 예정이다.



Fig. 4. Mid and long term PIE plan in IMEF.

3. 결론

국내의 조사후 핫셀시험시설의 운영현황 및 미래의 활용계획을 중장기적으로 검토하였다. 본 논문을 통하여 국내 조사후시험을 위한 시설, 장비 및 보유기술의 수준을 파악할 수 있었다. 앞으로 조사후시험을 추진 중인 원자력 산학연의 이용자들이 본 논문은 효율적인 시험을 수행하기 위한 제반 정보를 제공할 것이다.

4. 참고문헌

[1] 조사재시험시설운영, KAERI/MR-553/2013, 한국원자력연구원.
[2] 조사재시험시설운영, KAERI/MR-529/2012, 한국원자력연구원.

Metallic Precipitates Analysis in an Irradiated Simulated Fuel

Y.H. Jung*, H.M. Kim, S.B.Ahn, Y.B. Jun
Korea Atomic Energy Research Institute, 989-111 Daedeok-daero, Yuseong-gu, Daejeon, Korea
*nyhjung@kaeri.re.kr

1. Abstract

This study concentrated on the metallic precipitates of the irradiated simulated fuel specimen which contained lots of fission products. Among the several properties of the metallic precipitate, its size and composition were investigated. A large metallic inclusion was also observed in the irradiated simulated fuel, from which X-ray photographs were taken to analyze its properties.

2. Experimental preparations

2.1 Preparation of the simulated fuel

Irradiation rig to retain the irradiated simulated fuel was fabricated with Al-6061 and its dimensions were 960 mm in length, 56 mm in diameter and 3.0 kg in weight. Cladding tube was fabricated with Zircaloy-4 with the dimensions of 0.66 mm of a thickness, 10.08 mm of an inner diameter and 199 mm on length. Dimensions of the sintered pellet were 10 mm in length and 10.6 mm in diameter with a theoretical density of 10.07.

2.2 Discussion on metallic precipitates

Fig. 1 depicts the distribution of the metallic precipitate in the radial direction. From the center of the specimen, 10 parts with the same distance of 400 ㎛ are selected arbitrarily and 200 SEM magnifications are taken. Among the several metallic precipitates, the average size was obtained from 5 different images. The metallic precipitates observed in the fresh simulated fuel were 0.5～1.0 ㎛, while those of the irradiated simulated fuel were 2～3.5 ㎛ in diameter. It is believed that the initially produced precipitates during the sintering were grown by coalescence with newly produced fission products during an irradiation. Also it was found that the size of the metallic precipitate became smaller from the center to the surface of a specimen.

Fig. 1 (b) shows the quantitative results for the Mo element at 50 points in the radial direction. It is well known that Mo also exists as an oxide form in a fuel matrix. Because a metallic precipitate is distributed abnormally in a fuel, the analysis of Mo was performed with EPMA at the grain boundary rather than the size of a grain. Among the several EPMA methods, the TV mode was chosen with a magnification of 10,000 times. Although the concentration of Mo may increase in a metallic precipitate, the trend of Mo can be estimated if an analysis is performed at an arbitrary point with the same distance in the radial direction.

In Fig. 1(b), the concentration profile of the molybdenum dissolved in the fuel matrix, trend represents that the concentration of molybdenum at the fuel surface is scattered more so than that at the center.

Compositions of the precipitates observed at the grain boundaries and those of the intra grains were not different from each other. Namely, the concentrations of molybdenum and ruthenium tended to decrease as the r/r0 increased.

It was found that the concentration of Ru had a similar behavior of Mo with the same EPMA analysis methods. The data was also extracted by following the same procedure for Mo in Fig. 1(b). When considering a low burn-up of the irradiated simulated fuel, it is understood that the precipitates of the perovskite phases are developed during the fabrication process of the irradiated simulated fuel (oxide/reduction, slitting process).

A ceramic nucleation cluster may develop during a sintering process and a solid solution diffusion process. Therefore, it is understood that the main reason for a size change of the metallic precipitate

at different regions is its various formations at different temporal conditions during an irradiation in the HANARO.

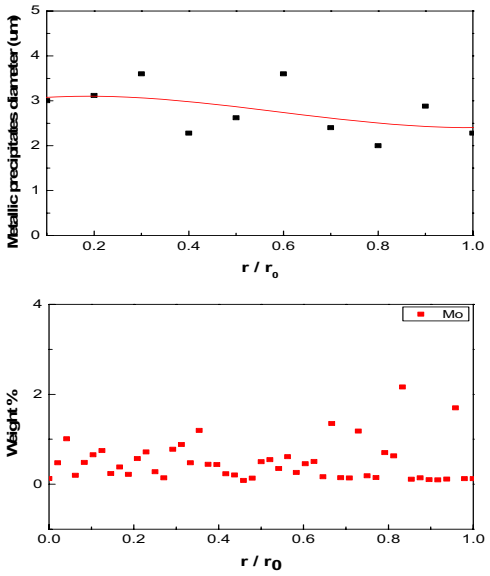


Fig. 1. Size and composition of the irradiated simulated fuel. (a) Size of the metallic precipitate, (b) Distribution of Mo concentration (X10,000).

3. Conclusion

A detailed analysis was performed for the metallic precipitates of an irradiated simulated fuel and the results were compared with those of a fresh simulated fuel. From the results, it was suggested that the metallic precipitate was formed during the fabrication process of the simulated fuel because the irradiation period was not long enough in the HANRO test reactor. The oxidation and reduction processes had an effect on the formation of the metallic precipitates. Also a large metallic inclusion was found and some quantitative results are provided including the weight percentage for some major elements. To establish more reliable results for a metallic precipitate and a large metallic inclusion in an irradiated simulated fuel, more post-irradiation tests should be performed with various kinds of fuels. It is believed that the approach of this study will be helpful for analyzing the performance of impurities in an irradiated fuel.

4. References

[1] M.S. Yang, B.B. Kim, S.S. Kim, and I.H. Jung, Proc. of the Int. Conf. on Future Nuclear Systems : Global 99, Jackson Hole, Wyoming, USA(1999).

[2] J.D. Sullivan, P.G. Boczar, D.S. Cox, P.J. Fehrenbach, M.S. Yang, and J.S. Lee, Proc. of the Int. Conf. on Future Nuclear Systems USA(1999).

[3] I.H. Jung, K.C. Song, K.H. Kang, B.O. Yoo, Y.H. Jung, and M.S. Yang, J. Metal. Mater. (2001) 513

PRIDE 카드뮴 증류장치의 운전 조건에 따른 카드뮴 증류 실험

정재후*, 김광락, 백승우, 안도희, 심준보, 김택진, 김가영, 김시형
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*njhjeong@kaeri.re.kr

1. 서론

PRIDE(PyRoprocess Integrated inactive DEmonstration facility) LCC(Liquid Cadmium Cathode) 카드뮴 증류장치는 LCC 전해제련장치 및 RAR(Residual Actinides Recovery) 장치에서 이송된 음극 전착물을 증류하여, 카드뮴과 용융염은 증발 응축하여 회수하고 우라늄을 분리 기능을 하는 장치이다. 이 장치를 이용하여 PRIDE 알곤 셀 내에서 카드뮴 용량 5 kg을 장치에 장입하여 운전 조건의 변화(온도, 진공 등)를 주어 증류실험을 수행하였다. 카드뮴 증류실험에 사용된 장비와 용기들은 STL(Small Transfer Lock), 크레인, MSM(Master Slive Manipulator) 및 DSM(Bridge transported Dual arm Servo-Manipulators) 등이며, 용기들은 카드뮴 잉곳용기, 카드뮴 잉곳 safety 용기, 카드뮴 회수용기, 물질표준운반용기 등을 사용하였다.

2. 본론

2.1 카드뮴 증류실험에 필요한 장비, 용기 및 Cd

운전조건에 따른 카드뮴 증류실험에 사용되는 용기들을 보면 카드뮴 용기의 크기는 300(Ø) x 150(H)mm, 무게는 4.62 kg 이다. 카드뮴 safety 용기 크기는 314(Ø) x 145(H)mm, 무게는 2.28 kg 이다. 카드뮴 잉곳 운반용 표준운반용기의 중량은 10kg, 내용물의 중량은 15 kg, 크기는 440(Ø) x 300(H)mm 이다. STL의 크기는 880(L) x 280(W)mm, 높이 제한은 400mm 이다. 실험에 사용한 카드뮴은 잉곳의 용량은 5 kg, 순도 99.999%, 잉곳 크기 80(L) x 41(W) x 18(H)mm 이다.

3. 실험

3.1 카드뮴 장입

카드뮴 증류실험을 위한 장치는 PRIDE 알곤 셀에 있는 카드뮴 증류장치로써 Fig. 1에 나타낸 바와 같다. 카드뮴 증류실험을 하기 위한 카드뮴 장입 방법은 Fig. 2에 나타낸 바와 같다. 카드뮴을 장입하기 위한 카드뮴 잉곳은 PRIDE 1층의 glove box 내의 알곤 셀에서 카드뮴 잉곳을 운반표준용기에 담는다. 카드뮴 잉곳이 담긴 운반표준용기는 PRIDE 2층의 STL을 통과하여 크레인에 의해 증류장치까지 이송하게 된다. 이송된 운반표준용기를 열어 속에 있는 카드뮴 잉곳을 증류 장치의 크로시블 시스템 상부에 투입하고, 크로시블 시스템 하부에는 카드뮴 회수용기를 넣게 된다.



Fig. 1. Cadmium distillation equipment.

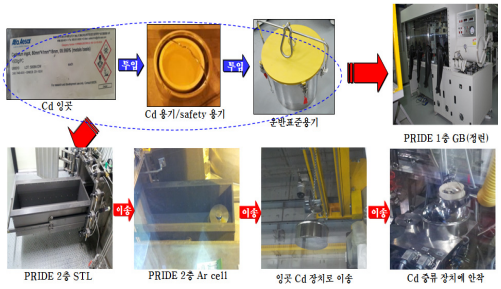


Fig. 2. Cadmium ingot charging method.

3.2 증류 실험

운전 조건에 따른 카드뮴 증류실험 1차와 2차에 사용한 카드뮴 용량은 5 kg을 사용하였다. 또한 1차와 2차의 증류실험 운전조건(온도, 진공)을 각각 다르게 하여 실험을 수행하였다. 증류실험의 운전조건은 Table 1와 2에 나타낸 바와 같다.

Table 1. Operating condition

상승/유지	시간(분)	Fur.1	Fur.2	Fur.3	Fur.4	Fur.5
상승	80	400	400	18	18	18
유지	20	400	400	18	18	18
상승	120	800	800	18	18	18
유지	300	800	800	18	18	18
상승	100	450	450	400	350	350
유지	240	450	450	400	350	350

Table 2. Operating condition

상승/유지 시간(분)	Fur.1	Fur.2	Fur.3	Fur.4	Fur.5
상승	80	400	400	18	18	18
유지	20	400	400	18	18	18
상승	60	600	600	18	18	18
유지	20	600	600	18	18	18
상승	100	900	900	18	18	18
유지	420	900	900	18	18	18
상승	100	450	450	400	350	350
유지	240	450	450	400	350	350

3.3 실험 결과

운전 조건에 따른 카드뮴 증류실험의 결과는, Table 3은 1차 증류실험, Table 4는 2차 증류실험 결과를 나타낸 것이다. Fig. 3, 4는 1차, 2차 증류 실험에 대한 온도와 압력을 나태낸 것이다. 또, Fig. 5는 1차와 2차의 실험 결과를 비교한 것이다.

Table 3. Experment results(before/after)

실험 전(kg)		실험 후(kg)	
		Cd 잉곳+Cd 용기+Cd 안전용기 +뚜껑	= 7.81
Cd 잉곳+Cd 용기+Cd 안전용기	= 10.13	Cd 잉곳+Cd 용기+Cd 안전용기	= 5.24
Cd 잉곳+Cd 용기	= 8.40	Cd 잉곳+Cd 용기	= 3.59
Cd 잉곳	= 5.16	Cd 잉곳	= 4.72
Cd 용기 뚜껑	= 2.57	Cd 용기 뚜껑	= 2.55
Cd 안전용기	= 1.72	Cd 안전용기	= 1.65
Cd 회수 용기+팬	= 3.97	Cd 회수 용기+팬	= 8.70

* 회수율 : 4.723 ÷ 5.163 x 100 = 91.5%

Table 4. Experiment results(before/after)

실험 전(kg)		실험 후(kg)
Cd 잉곳 무게	= 5.058	5.082
Mash cap 무게	= 2.548	
Cd 도가니	= 3.500	3.460 (0.040는 계량오차)
Cd safety 도가니	= 1.619	
Cd 회수용기(회수용기+팬)	= 4.066	9.103

* 회수율 : 5.082 ÷ 5.058 x 100 = 100.5%
(100% 넘는 이유는 기존 실험한 잔류물질 가능)

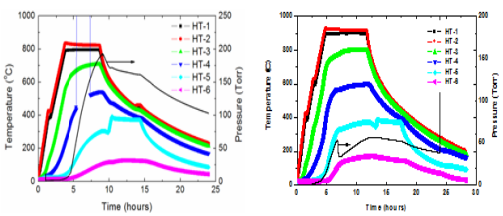


Fig. 3, 4. Monitoring for temperature/vacuum.

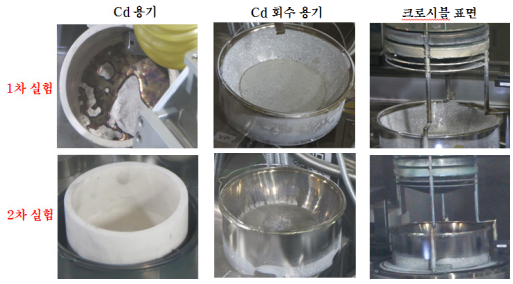


Fig. 5. Experimentation results(after).

4. 결론

우리나라의 에너지 소비량은 날로 증가되고 있는 현상과 수입에 의존하고 있는 현 실정에서 원자력 에너지만이 에너지를 해결할 수 있는 유일한 대안이다. 이를 위하여 사용후핵연료의 효율적 관리 및 안정성 확보를 위하여 필요한 장치는 PRIDE 카드뮴 증류 장치이다. 이 장치를 이용하여 장치의 운전조건에 따라 카드뮴 증류실험 결과, 반응기의 온도를 높게 올려주고 유지시간을 길게 줌으로서 카드뮴 회수율이 높다는 것을 알 수 있다. 향후 실험조건들을(온도, 진공) 잘 보완하여 최적의 실험조건을 찾아서 카드뮴 실험에 적용하게 되면 이번 실험보다 더 좋은 결과를 기대할 수 있을 것이다.

5. 감사의 글

이 논문은 2014년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 연구 수행 되었습니다.

6. 참고문헌

[1] J. H. Jung, D. H. Ahn, S. W. Paek, K. R. Kim, T. J. Kim, S. H. Kim, G. Y. Kim, J. B. Shim, T. I. Kim, K. R. Kim, Volume 11(2) 2013, Abstracts of Proceedings of the Korea Radioactive Waste Society Autumn 2013. 139-140, 2013.

[2] K. R. Kim, K. R. Kim, D. S. Yoon, J. Y Kim, D. Y Park, T. J. Kim, S. H. Kim, J. H. Jung, S. W. Paek, J. B. Shim, D. H. Ahn, Radioanal Nucl. Chem., 9(1), 131-132, 2011.

LiCl-KCl 용융염 장입된 PRIDE 전해제련 장치의 원격운전 및 전기화학 기초시험

김시형*, 김가영, 김택진, 심준보, 신정식, 심지형, 백승우, 김광락, 정재후, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*exodus@kaeri.re.kr

1. 서론

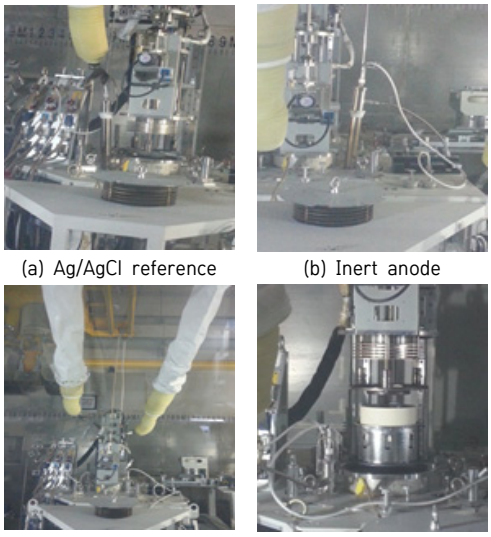
한국원자력연구원에는 공학규모의 파이로 일관 공정장치가 설치되어 있으며, 이 중에서 악티늄족을 전기화학적으로 회수[1, 2]하는 전해제련 장치에서는 전해반응을 수행하기 위해 전기회로가 완벽히 구성되어 있어야 하고, 또한 요소별 공정이 원격제어 가능해야 한다. 그리고, 전해반응이 완료된 LCC(Liquid Cadmium Cathode) 용기는 후속 공정인 카드뮴(Cd) 증류장치로 이송될 수 있도록 음극용기의 분리 및 이송 등이 원격운전으로 수행되어야 한다. 따라서, 본 연구에서는 용융된 LiCl-KCl 염속에 LCC를 장입하여 기초적인 전기화학 반응을 수행하면서 전해제련 장치의 전기회로 구성 및 음극용기의 원격운전에 의한 이송 과정을 확인하였다.

2. 본론

2.1 실험 방법

LCC 전해제련 장치의 전해조는 직경 47.6cm인 스테인레스 스틸로 되어 있으며, 전해조에는 약 75kg의 LiCl-KCl이 장입되어 있다. LCC 전해제련 장치로 CV(cyclic voltammetry) 등의 전기화학 성능시험을 수행하기 위해 500℃로 가열하여 LiCl-KCl 염을 용융하였는데, 전해조 내부, 즉 염이 500℃에 도달되기 위해서는 약 24시간의 시간이 소요되었다. 염이 용융된 후에는 Fig. 1에서 보는 바와 같이 graphite 불활성 양극, Ag/AgCl 참조전극, 그리고 LCC 음극에 사용할 Cd lead선을 각각 LCC 장치에 설치하였다. 이 때, 참조전극으로는 한 쪽 끝이 막힌 다공성 mullite 튜브를 사용하였다. 그리고, Cd lead 선으로는 직경 3 mm의 스테인레스 스틸 봉을 사용하였는데, 절연을 위해 스틸 봉을 양쪽 끝이 열린 알루미나 튜브 내부에 장입하여 약 3 mm 정도의 스틸봉 끝부분만이 염 또는 Cd에 노출되도록 하였다.

약 7.2 kg의 Cd가 담긴 직경 15 cm, 높이 10.5 cm의 알루미나 도가니(Cd 단면적 : 176 cm^2)를 LCC assembly에 장착한 후 Fig. 1(d)와 같이 500℃의 용융염 속으로 장입하였다. Cd가 용융되면 Cd lead 선을 염 또는 LCC 바닥까지 장입하고 CV 측정을 각각 수행하였다. CV 측정을 완료한 후에는 LCC를 다시 전해조 밖으로 인출한 후 Cd 증류장치로 보내는 과정을 수행하였다.



(a) Ag/AgCl reference (b) Inert anode
(c) Cd lead (d) Cd crucible

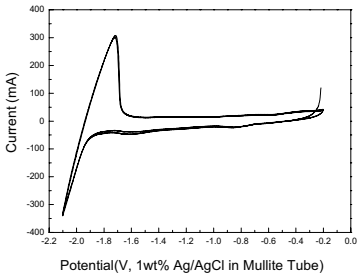
Fig. 1. Installation of electrodes and LCC crucible into the LiCl-KCl electrolytic crucible.

2.2 고체음극과 LCC 이용한 CV 측정

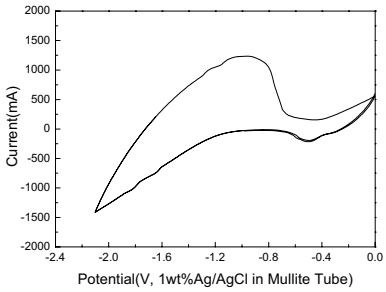
Mullite로 만들어진 참조전극의 성능을 확인하기 위하여 먼저 Fig. 2(a)와 같이 Cd lead 선을 고체음극으로 사용하여 CV 값을 구하였다. CV를 측정하기 위하여 Cd lead 선의 스틸 봉 끝부분이 용융염에만 접촉되도록 한 상태로 -0.2V ~ -2.1 V까지 100 mV/s로 주사(scanning) 하였는데, Fig. 2(a)와 같이 -1.8V까지는 환원전류가 거의 흐르지 않다가 -1.85V 근처에서 전류가 급격히 증가, 즉 Li이 전착되는 거동을 보여주었다.

Cd가 용융된 후에는 Cd lead 선을 액체 Cd 속으로 장입한 후 0 ~ -2.1 V까지 100 mV/s의 속도로 주사하여 LCC의 CV를 구하였다. Fig. 2(b)는 LCC에서의 전형적인 CV 형상이며, 고체음극에서와

는 달리 LCC에서는 -1.0 V부터 환원전류가 흐르는 거동을 보여 주고 있다.



(a) Cyclic Voltammogram of solid cathode in LiCl-KCl salt

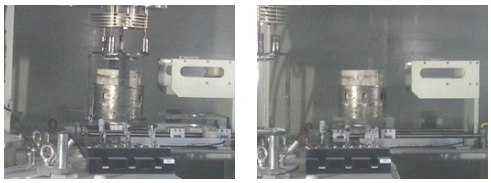


(b) Cyclic Voltammograms of liquid Cd cathode in LiCl-KCl salt

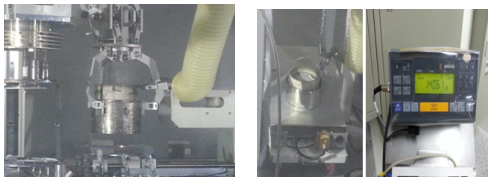
Fig. 2. Variation of cathode potentials depending on the cathode materials.

2.3 LCC 도가니 이송준비

CV 시험이 완료된 LCC 알루미나 도가니를 Cd 증류장치로 이송하기 위한 과정을 Fig. 3과 같이 수행하였다. 알루미나 도가니에 장입된 Cd가 용융되면 액체 Cd는 도가니의 약 절반 정도(5 cm)를 채우게 되고, 이 도가니를 용융염에 담근 후 CV를 수행하고 다시 꺼내면 Cd 상층부에 모두 염으로 가득차게 된다. Cd 보다 융점(melting point)과 끓는점(boiling point)이 높은 LiCl-KCl이 Cd 표면을 덮을 경우, Cd 증류 거동을 방해할 것이다. 따라서, Cd 위의 염 양을 줄이기 위하여 도가니 측면, 도가니 상부로부터 약 3.5 cm 위치에 약 2 mm의 구멍을 뚫었다. CV가 완료된 알루미나 도가니를 전해조 상부로 들어 올려서 유지하는 동안 용융염이 구멍을 통하여 누출되는 것을 확인하였다. 이와 같이 염을 알루미나 도가니에서 최대한 빼낸 후, 염과 Cd가 담긴 알루미나 도가니를 Fig. 3과 같이 LCC assembly로부터 분리하고 Cd 증류장치의 증류용기에 담고 무게를 측정하였다. 이와 같은 단계를 거쳐서 LCC 도가니의 이송 준비과정도 성공적으로 수행하였다.



(a) Separation of Cd crucible from LCC assembly



(b) Transferring (c) Weighing of Cd/salt

Fig. 3. Transfer procedure of the LCC alumina crucible to the Cd distiller.

3. 결론

전해제련 장치를 가열하여 염과 Cd 전극을 용융하고, 또한 양극, 참조전극을 장입한 후 CV를 수행함으로써 장치의 열적, 기계적, 전기적 기초 성능시험을 성공적으로 수행하였다. 뿐만 아니라, 전해시험이 종료된 알루미나 도가니(Cd/염/전착물 포함)를 Cd 증류장치로 이송하기 위한 원격 운전 과정도 성공적으로 완수하였다.

4. 감사의 글

이 논문은 2014년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구결과입니다.

5. 참고문헌

[1] J.E. Battles, K.M. Myles, J.J. Laidler and D.W. Green, "Integral Fast Reactor Pyrochemical Process", Argonne National Laboratory Technical Report 1993, ANL-94/15(1994).

[2] N. Kondo, T. Koyama, M. Iizuka and H. Tanaka, "액상 카드뮴 음극에서의 수지상 우라늄 발생 억제 조건에 대한 연구검토", CRIEPI Report, T95029(1996).

희토류 금속을 이용한 파이로공정 용융염에서 악티늄족 원소의 공회수 특성

심준보*, 신정식, 김택진, 김시형, 김가영, 김광락, 정재후, 안도희, 백승우
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*njbshim@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력발전소에서 나오는 사용후핵연료의 감용 및 고속로(SFR)를 기반으로 하는 미래 원자력시스템을 구축하기 위해 파이로 공정(Pyroprocess) 기술의 연구개발이 국내외에서 추진되고 있다. 파이로 기술의 활용에 있어 중요한 경제성 및 방사선 안전에 대한 신뢰성을 높이기 위해 처분장으로 보내는 고준위폐기물 내 악티늄족 원소의 양을 최소화시켜야 한다. 이를 위해 한국원자력연구원에서는 전해제련 공정의 용융염 폐기물에서 우라늄과 TRU 같은 악티늄족 원소를 최대로 회수할 목적으로 "잔류악티늄족 원소 회수(RAR)" 기술을 개발하였다[1,2]. 최근에는 RAR 기술이 가까운 장래에 실용화가 가능하도록 효율성 및 경제성이 크게 향상된 희토류(RE) 금속을 환원제로 활용하는 혁신적인 공정 및 장치를 개발하는 연구를 진행하고 있으며, 신개념의 RAR 핵심기술 연구 결과의 일부를 본 학회의 학술발표회에서 보고하였다[3,4].

본 논문에서는 우라늄, TRU 및 희토류 원소 몇 종이 들어있는 모의 공융염 혼합물에서 Y, Gd 및 Nd 금속을 환원제로 선정하여 악티늄족 원소가 선택적으로 공회수되는 특성을 회수율, 제염계수 및 잔류농도 측면에서 검토하여 보았다.

2. 본론

2.1 RAR 핵심기술의 악티늄족 원소 공회수 반응에 대한 HSC 코드를 이용한 계산

공융염 혼합물 속에 희토류(RE) 금속을 넣으면 RE가 환원제 역할을 하면서 악티늄족 염화물($AnCl_3$)과 RE가 당량적으로 치환되는 반응이 진행된다. 이로 인해 용융염 속에는 점차 $RECl_3$가 생성되며 이와 동시에 An 이온은 환원되어 An 금속이 생성되며 아래 반응식과 같이 진행된다.

$$RE_1(s) + AnCl_3 + RE_2Cl_3 \rightarrow RE_1Cl_3 + RE_2Cl_3 + An(s) \quad (1)$$

HSC 6.0 전산코드를 이용하여 다성분계 모의 조성 LiCl-KCl 공융염에서 Y, Gd 및 Nd 금속을 이용한 악티늄족 이온의 환원반응 평형을 계산하고 생성물의 평형 분배곡선을 작성하였다. 다성분계 평형분배 계산 결과를 분석하여 악티늄족 원소의 선택적 회수율, 제염계수 및 잔류농도 등의 회수 특성을 환원제의 종류에 대해 검토하였다.

2.2 RAR 핵심기술의 악티늄족 원소 선택적 공회수 특성 분석

2.2.1 Gd 환원제에 의한 회수 특성

Gd 금속을 이용한 악티늄족 이온의 환원반응 생성물들의 평형분배곡선을 작성하였으며 Fig. 1에 나타내었다. U 및 TRU의 회수특성을 Table 1(a)에 실었다. Am의 회수율이 가장 작게 나타났으며, 잔류 농도는 Pu가 가장 큰 값을 보여주었다. 전해정련 공정 후 LCC 전해제련 공정으로 들어오는 모든 악티늄족 금속 염화물의 유입 농도(Co)를 바탕으로 LCC 전해제련 후 RAR 핵심기술(RE 환원)로 처리한 뒤 나오는 용융염의 악티늄족 금속의 배출 농도(C)는 $AmCl_3$의 농도가 약 13.133 ppm이고 $PuCl_3$가 약 35 ppm이었다. U와 Np는 잔류 농도에 미치는 영향이 매우 작은 것으로 나타났다. RAR 핵심기술의 총괄 악티늄족 원소의 잔류농도는 약 48.2 ppm이고 제염계수는 274이며 회수율은 99.64%로 계산되었다. 한편, LCC+RAR 연계한 제련공정의 총괄 제염계수(DF)는 1,130이고 회수율은 99.91%로 나타났다. 이 때 회수물 중의 An/RE 비율은 약 7.34로 계산되어 연구 목표치인 4.0을 상회하였다.

2.2.2 Y 환원제에 의한 회수 특성

LCC 전해제련 후 RAR 핵심기술로 처리한 뒤 나오는 용융염의 악티늄족 금속 배출 농도(C)는 $AmCl_3$이 약 9.999 ppm이고 $PuCl_3$가 약 36.602 ppm이었다. RAR 핵심기술의 총괄 악티늄족 원소의 잔류농도는 약 36.6 ppm이고 제염계수는 361이며 회수율은 99.72%로 계산되어 Gd 보다는 Y를 환원제로 사용할 때 회수 효과가 약간 향상되었다.

그리고, LCC+RAR 연계한 제련공정의 총괄 제염계수(DF)도 1,490이고 회수율은 99.93%로 나타났다. 특히 회수물 중의 An/RE 비율은 약 55.4로 계산되어 연구 목표치인 4.0을 매우 크게 상회하여 회수물의 RE 함량이 매우 적어지는 것을 볼 수 있었다.

2.2.3 Nd 환원제에 의한 회수 특성

RAR 핵심기술로 처리한 뒤 나오는 용융염의 악티늄족 금속의 배출 농도(C)는 $AmCl_3$이 약 0.1212 ppm이고 $PuCl_3$가 약 0.3200 ppm이었다. Nd를 환원제로 사용할 경우 U와 Np는 잔류 농도가 극미량으로 나타났다. RAR 핵심기술의 총괄 악티늄족 원소의 잔류농도는 약 0.441 ppm이고 제염계수는 약 29,900으로 DF = 30,000 수준에 달하며 회수율은 99.997%로 계산되어 Gd나 Y를 환원제로 사용할 때보다는 훨씬 큰 회수 효과를 보여준다. LCC 전해제련과 연계할 경우 제련공정의 총괄 제염계수(DF)는 124,000이고 회수율은 99.999%로 나타났다. 여기서 회수물의 An/RE 비율은 약 3.25로 계산되었는데 이는 목표치인 4.0보다 약간 작아 RE 함량이 증가되었다. 그러나 환원된 희토류 금속이 회수물 중에 함유되지 않고 용융염 표면으로 부유된다고 보면[4], 회수물 중의 RE 함량은 3.25보다는 훨씬 더 큰 값까지 증가할 수 있을 것으로 예상된다.

3. 결론

HSC 6.0 전산코드를 이용하여 모의 조성 공융염 혼합물에서 RAR 핵심기술(RE 환원)의 반응생성물에 대한 평형분배 거동을 조사하였으며 An 회수율, 제염계수, 잔류농도 및 회수물의 An/RE 비에 대한 검토 자료를 확보하였다. RAR 핵심기술의 개발이 완료되면 공정 및 장치의 간소화와 더불어 악티늄족 금속의 회수 효율을 크게 향상시킬 수 있을 것으로 기대된다. 또한 금속염화물의 형성 자유에너지 값을 바탕으로 자연계의 자발적인 반응 현상을 활용하여 악티늄족 금속을 선택적으로 공회수할 수 있기 때문에 공정운전 제어를 위한 용융염의 조성을 현장에서 실시간(in-situ)으로 측정하는 등의 아직까지 실용화가 확립되지 않은 번거로운 농도확인 작업이 필요하지 않는 점은 매우 큰 장점이라고 생각된다.

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 제 10-1047838호, 2011.

[2] Joon-Bo Shim, et al., U.S. Patent No. 8,506,786 B2, Aug. 13, 2013.

[3] 심준보 외, 한국방사성폐기물학회, 2013년 춘계학술발표회 논문요약집, pp. 171-172, 2013.

[4] 심준보 외, 한국방사성폐기물학회, 2014년 춘계학술발표회 논문요약집, pp. 115-116, 2014.

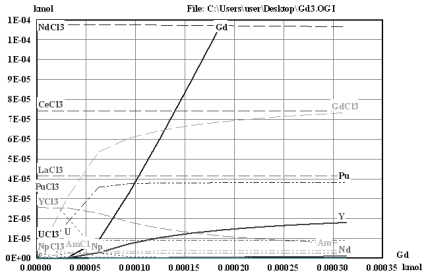


Fig. 1. Distribution result for an equilibrium reaction of MCl_3 with Gd metal using the HSC code.

Table 1. Analysis on rcovery of the actinides using Gd(upper), Y(mid) and Nd(lower) metals

Metal	잔류농도, ppm	제염계수, DF	회수율, %	제련 DF/회수율
U	4.197E-06	5.19E+08	99.99999	
Pu	35.022	2.67E+02	99.62587	
Np	0.00016	3.93E+06	99.99997	
Am	13.133	7.33E+01	98.63493	
Total	48.2	274	99.64	1,130/ 99.91 %

Metal	잔류농도, ppm	제염계수, DF	회수율, %	제련 DF/회수율
U	3.185E-06	6.84E+08	99.99999	
Pu	36.602	3.52E+02	99.71582	
Np	0.00012	5.18E+06	99.99998	
Am	9.999	9.62E+01	98.96065	
Total	36.6	361	99.72	1,490/ 99.93 %

Metal	잔류농도, ppm	제염계수, DF	회수율, %	제련 DF/회수율
U	3.821E-08	5.70E+10	100	
Pu	0.3200	2.92E+04	99.99658	
Np	1.459E-06	4.32E+08	99.99999	
Am	0.1212	7.94E+03	99.98740	
Total	0.441	29,900	99.997	124,000/ 99.999 %

일체형 LCC 전극모듈 시험장치의 구조에 따른 분극영향

김광락*, 김택진, 김가영, 김시형, 심준보, 정재후, 안도희, 백승우
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*krkim1@kaeri.re.kr

1. 서론

용융염 기반의 파이로프로세싱 공법은 주로 고온의 공융염(LiCl-KCl) 전해 매질에서 사용후핵연료 원소의 전기화학적 반응공정으로 이루어진다. 액체 카드뮴 음극(LCC)을 사용하는 전해제련 공정에서는 용융염과 전극계면으로 접하는 카드뮴은 전해 금속이온에 대한 활성도 계수가 매우 낮기 때문에 공전착이 가능한 전해환경을 제공한다 [1, 2]. 액체 카드뮴 금속은 공융염 매질보다 비중이 크고 혼합되지 않는 특성을 가지며, 상간의 자유계면이 불균일계 전극반응을 일으키는 전극 면적을 제공한다. 따라서 전극으로 사용되는 카드뮴은 후속 음극처리를 용이하기 위하여 내열성 세라믹 도가니에 담아 사용하는 것이 일반화되어 있다.

전기적으로 통전되지 않는 세라믹 도가니는 액상의 카드뮴과 전착물이 넘치지 않게 수용하기 위해서는 LCC 계면보다 높게 설계한다. 고체 전극과는 달리 LCC는 전극면이 항상 수평을 유지하며 도가니 장벽의 높이가 전류흐름의 통로를 길게 하므로 저항으로 작용한다. 따라서 용융염 전해질내에 배치하는 LCC 도가니의 위치에 따라 분극의 영향을 파악하는 것이 전해제련 장치의 설계와 스케일업에 활용될 수 있다.

본 연구에서는 비활성 양극과 액체카드뮴 음극이 일체형으로 구성된 LCC 전극모듈 시험장치를 대상으로 하였으며, LCC 도가니의 위치, LCC 계면과 도가니 높이 그리고 LCC 전극면적에 따른 양극과 LCC간에 형성되는 저항전위차를 모사하였다.

2. 본론

2.1 전해셀의 전압-전류 모델

전해제련 반응기에서 전극간에 형성되는 전압-전류 관계를 알기 위해 전극을 통한 물질 수지는 다음 식과 같다.

$$\partial C_{i,Salt}/\partial t = -\nabla \cdot N_i \quad (1)$$

여기에서 $C_{i,Salt}$는 용융염 전해질에서의 전해 활성원소 i의 농도 그리고 N_i는 전극면을 통해서 출입하는 원소 i의 몰 플럭스를 나타낸다. (1)식을 원소 i의 valence (n_i)와 Faraday 상수(F)를 곱하여 전극반응에 참여하는 모든 전해활성 원소를 포함하면 다음 식으로 나타낸다.

$$\partial\left(F\sum_i n_i C_{i,Salt}\right)/\partial t = -\nabla \cdot F\sum_i n_i N_i \quad (2)$$

(2)식에서 전해질 본체 용액은 전기적으로 중성($\sum_i n_i C_{i,Salt} = 0$)이므로 전해질을 통해 흐르는 전체 전류($i_c$)는 다음 식과 같이 나타낼 수 있다.

$$-\nabla \cdot F\sum_i n_i N_i = -\nabla \cdot i_c = 0 \quad (3)$$

원소의 플럭스는 전극면에서 전해질의 농도구배 및 대류의 영향을 무시하면 퍼텐셜(Φ) 구배만의 항으로 표현된다.

$$i_c = -F^2 \nabla\Phi \sum_i n_i^2 u_i C_{i,Salt} \quad (4)$$

여기에서 u_i는 원소 i의 이온 이동도이다. 전해질내 농도의 분포가 균일하다면 (4)식에서 전해질의 전도도(κ)는 $F^2\sum_i n_i^2 u_i C_{i,Salt}$로 정의 되므로 (3)식에 대입하면 다음 식과 같이 전해질 영역에서 퍼텐셜 분포를 표현하는 Laplace 방정식으로 된다.

$$\nabla^2\Phi = 0 \quad (5)$$

2.2 전압-전류의 2D 모델 수치해석

전해질 영역에서 전극간의 전류-전압 모델은 균일한 농도분포를 가정하여 농도 및 활성화 분극이 없는 1차계 전기화학 모델을 기반으로 하였다.

양쪽 전극을 통해 전류인가(i_{app})에 따른 패러데이법

칙에 의해 드나드는 질량 소스항은 (6)식으로 표현되며, 전해질에 접하는 전극 면적에 의해 전류밀도는 달라진다. 양극에서는 임의의 전위를 가정하고, 음극에서는 인가전류에 해당하는 전류 플럭스의 혼합 경계조건을 설정하였다.

$$S_c = \pm \frac{i_{app}}{nF} \quad (6)$$

LCC 도가니가 전해셀의 중심에 위치하고 있는 일체형 전극모듈 시험장치(Fig. 1(a))를 대칭형으로 가정하여 2D 전해질 영역을 격자화 하였다 (Fig. 1(b)).

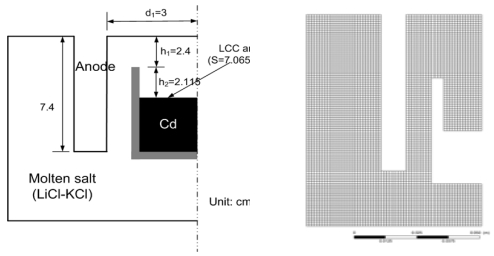


Fig. 1. Integrated experimental LCC module: (a) 2D symmetrical and (b) meshed model.

2.3 2D 전류-전압 모사

Fig. 2는 LCC 전극면적 기준으로 100mA/cm^{2}의 전류 인가조건에서 형성된 전류흐름의 경로(a)와 전해질에서의 퍼텐셜 분포(b) 그리고 전기장 벡터(c)를 보여주고 있다. LCC 계면과 도가니의 높이 그리고 전해질 액면과 도가니 상부 사이에 전류 통로를 확보할 수 있는 공간의 크기에 따라 저항이 달라짐을 알 수 있다. 전류 흐름은 도가니 벽을 따라 밀집될 수 있음을 보여주었다.

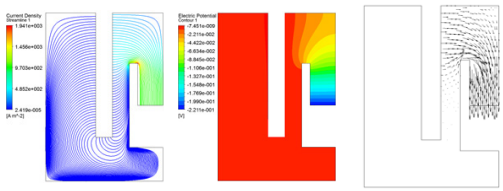


Fig. 2. Simulated (a)current streams, (b) potential distribution and (c)electric field vectors.

Table 1은 일체형 LCC 전극모듈 시험장치에서 셀 내 LCC도가니의 위치(LCC 액위, 전해질과 도가니 상부와의 간격)와 그리고 전극면적을 나열하였으며, 이들의 구조에서 모사한 셀전압과 저항 값의 결과를 보여주고 있다. 모사된 저항 값들로부터 (7)식과 같은 상관 관계식을 도출할 수 있었다.

Table 1. Comparison of simulated cell resistance and correlation results

No.	h_1	h_2	S	Current density	Cell potential (V)	Cell resistance (ohm)	
	(cm)	(cm)	(cm^2)	(A/cm^2)	Calculated	Calculated	Correlation
1	3	2.5	7.068	0.1	0.2211	0.312	0.305
2	1	4.5	7.068	0.1	0.3872	0.547	0.519
3	2	3.5	7.068	0.1	0.2873	0.406	0.399
4	4	1.5	7.068	0.1	0.1638	0.231	0.217
5	5	0.5	7.068	0.1	0.1133	0.160	0.132
6	3	3	7.068	0.1	0.2481	0.350	0.346
7	3	3.5	7.068	0.1	0.2751	0.389	0.386
8	3	4	7.068	0.1	0.3021	0.427	0.427
9	2	3.5	8	0.1	0.2873	0.359	0.366
10	2	3.5	9	0.1	0.2873	0.319	0.338
11	2	3.5	10	0.1	0.2873	0.287	0.316
12	2	3.5	11	0.1	0.2873	0.261	0.297

$$F(h_1, h_2, S) = 0.0765 + \frac{0.0766}{h_1} + \frac{0.5751 h_2}{S} \quad (7)$$

3. 결론

본 연구에서는 2D 전류-전압 알고리즘을 이용하여 LCC 전해제련로의 도가니 위치 및 구조에 따른 셀의 저항을 모사하였다. 이 모사기법은 셀내 LCC 도가니 위치와 배치 그리고 전극면적을 결정하는 스케일업 설계기술에 활용될 수 있다.

4. 감사의 글

이 논문은 2014년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임.

5. 참고문헌

[1] M. Iizuka et al., Development of Plutonium Recovery Process by Molten Salt Electrorefining with Liquid Cadmium Cathode, Information Exchange Meeting, Madrid, Spain (2001).

[2] T. Kobayashi, M. Tokiwai and E. C. Gay, Journal of Nuclear Science and Technology, 32(1), pp. 68-74 (1995).

U-Mo 금속핵연료 용해 및 성분 U, Mo 및 동위원소 동시정량

김정석*, 전영신, 박양순, 탁영욱, 박재일, 박용준
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*njskim1@kaeri.re.kr

1. 서론

현재 대부분의 연구로용 원자로에는 uranium silicide(U_3Si/Al 등) 합금 분산핵연료를 사용하고 있다. 높은 중성자속의 고성능 원자로를 유지할 수 있고 원자로에서 사용한 핵연료의 처분이 용이한 차세대 연구로용 핵연료로서 고밀도 우라늄의 U-Mo 금속핵연료 개발이 전세계적으로 진행 중에 있다. U-Mo 고밀도핵연료 개발 및 성능검증이 완료되면 현재의 uranium silicide 핵연료는 U-Mo 금속핵연료로 전환될 것으로 기대되며. 현재 건설이 진행 중인 기장 수출용 신형 연구용원자로(KJRR)에도 플레이트 타입의 U-Mo 금속핵연료가 사용될 예정이다. 조사된 금속핵연료의 화학적 조사후시험(연소도측정 및 핵종분석 등)을 수행하기 위해서는 핵연료의 용해와 분석과 관련된 성분원소의 분리 및 분석기술이 확립되어야 한다[1]. U-Al 금속r핵연료의 용해에는 수은염을 첨가한 고농도 질산용해, 고온(200^{0}C 이상)에서의 염산용해, 소량의 불산 및 질산을 첨가한 염산 용해, 염산 및 질산의 혼합산 용해 등이 보고되었으며, U-Mo 금속핵연료의 용해에는 저농도 질산용해 및 침전물분리, 철화합물을 첨가한 질산용해, 염산용해 등이 이용되었다. 금속핵연료 성분분석에 동위원소희석 열이온화질량분석(ID-TIMS) 기술이 이용되었으며, 이 방법은 금속핵연료 중의 성분원소들의 균질분포와 핵분열성 동위원소의 밀도를 동시에 측정할 수 있는 장점 뿐아니라 정밀도 및 정확도가 매우 우수(1% 이상) 한 것으로 알려졌다[2]. 다량의 Mo과 Al을 포함하는 조사 U-Mo 금속핵연료의 연소도측정 및 U 동위원소를 정량하기 위해서는 핵연료용액으로부터 U을 순수하게 분리해야 한다. 염산매질에서 음이온교환수지를 이용하여 U을 분리할 경우 비슷한 분포계수를 가지는 Mo의 간섭으로1단계 분리만으로는 U의 순수분리는 매우 어렵다[3], 또한, 분리한 U 용액 중에 Mo의 포함될 경우 감마선 방출핵종 등에 의하여 U의 질량분석을 방해하므로 적절한 정제가 필요하다.

본 연구에서는 조사 U-Mo 금속핵연료의 연소도측정 및 관련 동위원소들을 분석하기 위한 기초실험으로 몇가지 연구를 수행하였다. 먼저 조사 U-Mo 금속핵연료 용해조건 설정을 위하여 모사 U-Mo 금속핵연료를 준비하여 몇가지 매질에서 용해시험 후 최적의 용해조건을 설정하였다. 금속핵연료를 둘러싼 알루미늄 피복재 용해에 따른 용해율을 측정해 보았다. 또한 금속핵연료 중의 U을 Mo의 간섭없이 순수분리하는 조건을 설정하기 위하여 U-Mo 금속핵연료 용해용액 및 모의핵분열생성물을 첨가한 용해용액으로부터 U과 Mo을 분리해 보았다. U-233과 Mo-96을 스파이크로 이용하는 동위원소희석 질량분석기술을 이용하여 용액 중의 U과 Mo 동위원소들을 동시정량하고, 이 결과들을 토대로 U-Mo 금속핵연료의 완전용해 및 U의 순수분리 여부를 확인하고 U의 질량분석과정에서 간섭을 검토하였다.

2. 실험 및 결과

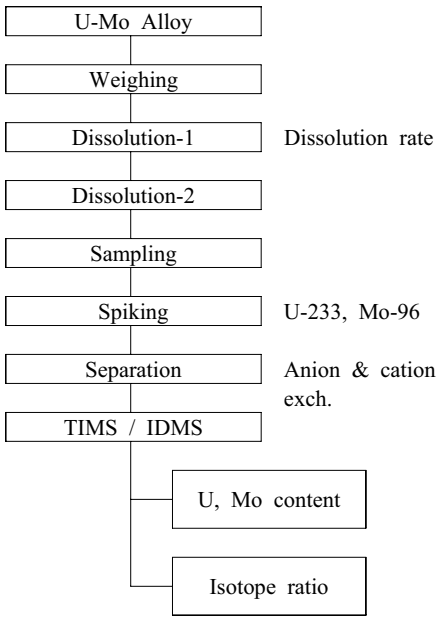


Fig. 1. Analytical processes for the determination of U, Mo and their isotopes in a U-Mo alloy fuel.

2.1 금속핵연료 용해 및 용해율측정

본 연구에 사용한 금속핵연료는 차후 화학분석을

수행할 조사 U-Mo 금속핵연료와 동일한 과정으로 제조하였으며 DU-7wt% Mo과 Al-5wt%Si 분말 혼합체의 핵연료심재 및 Al 6061 plate 피복재로 구성되었다. 금속핵연료의 용해조건 설정, U과 Mo 함유량 및 성분 동위원소정량을 위한 전반적인 과정은 Fig. 1과 같다. 핵연료용해는 피복재를 용해하는 1단계와 심재핵연료를 용해하는 2단계 과정을 연속적으로 수행하였으며 5종의 매질을 이용하여 시험하였다(Table 1). 염산만으로 용해가 가능한 알루미늄 플레이트에 대한 용해율을 핵연료시료의 무게손실측정법으로 측정해 보았으며(Fig. 2), 10 mL 미만의 6M HCl 용액으로 완전용해가 가능한 것을 하였다.

Table 1. Dissolution media for U-Mo alloy fuels

No.	Medium		Res. filt.
	1st	2nd	
S1	4M HCl, 25°C	10M HNO_3, 90°C, 8h	A
S2	6M HCl, 25°C	14M HNO_3, 90°C, 8h	B
S3	6M HCl-1.6M HNO_3, 90°C, 6h	14M HNO_3, 90°C, 12h	C
S4	6M HCl, 90°C, 3h	14M HNO_3-1M HF, 25°C, 24h	D
S5	6M HCl, 90°C, 3h	14M HNO_3-1M HF, 60°C, 3h	E

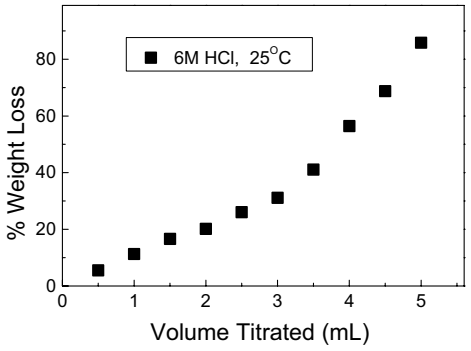


Fig. 2. Weight loss curve of Al plate for the reaction in 6M HCl at a temperature of 25°C.

2단계 용해법 중 Table 1의 S1, S, S3 용해조건으로는 핵연료의 완전용해가 불가능하였으며 여과하였을 때 잔유물이 소량 검출되었다(Fig. 3의 A, B, C). S4는 투명한 용해용액을 얻었으나 여과시 잔유물의 흔적을 보였으며(D), S5는 여과시에도 잔유물이 검출되지 않았다.

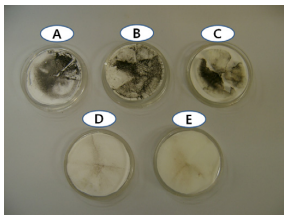


Fig. 3. Collection of insoluble residues after two-step dissolution of U-Mo alloy fuels.

2.2 금속핵연료중 U, Mo 및 성분동위원소 정량

조사 U-Mo 금속핵연료에 대한 연소도 및 관련 동위원소 측정을 위하여 2종의 시료를 준비하였다. 한 시료는 상기 S-5 용해과정으로 얻은 U-Mo 용액 일정량을 취하고, 다른 시료는 여기에 시판 표준용액으로 제조한 모의 핵분열생성물용액 일정량을 첨가하여 준비하였다. 동위원소희석 질량분석법으로 U, Mo 및 각각의 성분동위원소들을 정량하기 위하여 ORNL산의 U-233(99.47 atom%) 및 Mo-96(95.78 atom%)을 스파이크로 이용하였다. 확립된 분리방법[1]에 준하여 핵연료시료 중의 U 및 Mo을 1차 분리하고 이어 양이온교환분리법으로 각각을 순수하게 분리하였다. 분리용액을 농축후 열이온화 질량분석기로 시료 및 스파이크첨가시료의 동위원소조성을 측정하고 정량 하였다.

3. 결론

조사 U-Mo 금속핵연료 연소도측정 및 관련동위원소 분석을 위한 핵연료 용해조건 설정 및 핵연료 중의 U 순수분리 및 정량, 성분동위원소들에 대한 질량분석기술을 미조사 U-Mo 금속핵연료를 이용하여 확립하였다. 차후 수행하게 될 연소도지표원소(Nd-148 등) 분리 및 정량기술이 확립하면 조사 U-Mo 금속핵연료 연소도측정 및 관련동위원소 분석이 성공적으로 수행될 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] J. S. Kim et al., J. Korean. Nucl. Soc., Vol. 33, No. 1, pp. 375-385, 2001.

[2] K .L. Ramakumar et al., J. Radioanal. Nucl. Chem. Art., Vol. 158, No. 1, pp. 13-21, 1992.

[3] R. J. Rosenberg et al., J. Radioanal. Nucl. Chem. Art., Vol. 152, No. 1, pp. 117-126, 1991.

회수성 관점에서의 사용후핵연료 저장방식 비교

이동진*, 박정수, 최광순
한국전력기술(주), 경기도 용인시 기흥구 용구대로 2354
*djlee@kepco-enc.com

1. 서론

우리나라는 2016년경부터 소내 임시저장시설의 포화가 예상됨에 따라 2024년까지 사용후핵연료 중간저장시설 건설을 목표로 하고 있다. 사용후핵연료 중간저장시설 또는 최종처분의 개념에 따라 사용후핵연료 회수성을 고려하여 설계를 하게 되는데, 회수성의 개념은 규제기준이 존재함에 불구하고 그 해석이 사업주(Utility)와 규제기관에 따라 다른 것이 현실이다.

본 논문에서는 사용후핵연료 회수성 관점에서 미국의 임시저장시설와 스페인의 ATC 중앙집중식 저장시설을 비교 분석하고 이를 통해 향후 우리나라에서 중간저장시설을 설계 시 회수성 측면에서 고려하여야 할 기술적인 사항을 도출해보고자 한다.

2. 본론

2.1 회수성

사용후핵연료의 회수성(Retrievability)은 다발 단위의 회수성(Assembly based Retrievability)과 캐니스터 단위의 회수성(Canister based Retrievability)으로 구분된다. 이는 사용후핵연료를 회수할 때의 단위가 다발 단위인지 캐니스터 단위인지에 따라 구분한 것이다. 미국 10CFR Part 72에 따르면 연료의 회수성을 요구하고 있으나 적용범위가 다발 단위인지 캐니스터 단위인지는 명확하게 언급되어 있지 않다. 다만, 미국 원자력규제위원회(US-NRC)에서는 사용후핵연료를 건식저장시설로부터 다발 단위로 회수하는 것으로 해석하고 있었다. 이에 US-NRC는 2012년부터 기존의 다발 단위가 아닌 캐니스터 단위로 회수하는 것을 골자로 한 사용후핵연료 회수성 요건(retrieability requirement)을 재검토하고 있다. 다발 단위 회수성은 재포장이 용이한 반면 피복재 건전성 확보에 많은 작업이 요구되는 단점이 있다. 캐니스터 단위 회수성은 수송 및 저장 겸용 캐니스터의 경우 용기 교체가 불필요하고 피복재(cladding), 캐니스터(canister)의 다중 방벽으로 안전성이 더 높은 반면 최종 처분시 캐니스터 단위 처분이 불가능할 때 처분을 위한 다발 단위의 재포장이 불가피하고 별도로 캐닝화되지 않은 손상핵연료가 다량 발생할 우려가 있다. 회수성에 대한 각각의 장단점을 정리하면 Table 1과 같다.

Table 1. Comparison of Retrievability

Assembly based Retriveability	Canister based Retriveability
- Ease to repackage - The lack of reliable data for long term storage - The difficulty for demonstrate and inspection - Cladding degradation	- Adopting the dual purpose canister, no required replacement - Defense-in-depth as cladding & canister - The easiness to demonstrate and monitor - According to final disposal policy, need to canning

사용후핵연료 저장시설 설계와 관련하여 회수성에 대한 선제적인 정의가 이루어져야 하므로 사용후핵연료 회수성 관점에서 대표적인 사례 2가지를 선정하여 비교하였다.

2.2 미국 사례

사용후핵연료 회수성 요건과 관련하여 사용후핵연료 저장용기를 제작하고 있는 홀텍(Holtec International)사에서는 다발단위의 회수를 할 수 있는 기술력을 보유하고 있다. 캐니스터 상단의 뚜껑을 뜯어내는 원심형 절단기를 사용하여 회수가 필요할 경우 다발 단위의 회수가 가능하도록 하는 것이다. 이는 캐니스터 기반 시스템(Canister based system)을 채택할 경우에 한하며, 수송 및 저장 겸용 금속용기를 채택할 경우는 기본적으로 다발 단위로 회수하게 된다. 캐니스터 기반 시스템이란 저장 및 수송 캐니스터가 별도로 존재하여 수송 캐스크 내에 장입된 캐니스터에 사용후핵연료를 저장하여 수송한 후 저장을 위해 캐니스터를 인출하여 저장 오버팩(ovepack)에 다시 장입하는

시스템이다. 최근 캐니스터 기반 시스템의 대표적인 모델인 HI-STORM 100에 대한 국제적인 수요가 증가하고 있다. 그 이유는 최종처분방식이 불확실한 시점에서 중간저장이 장기저장으로 갈 확률이 높고 그런 경우 안전성에 대한 사회적 요구가 더 높기 때문이다. 또한 HI-STORM 100 내부의 캐니스터는 용접 방식으로 완전히 밀봉되어 있어 격납 경계(containment barrier)로서의 역할을 수행하고, 강철-콘크리트-강철로 구성된 오버팩(overpack)용기가 구조적 안전성이 매우 높기 때문이다.

2012년부터 US-NRC는 사용후핵연료 저장 및 운반 규정의 적합성, 규제 변경 여부 및 변경 방향을 살펴보며 회수성 문제에 대해서 검토 중이다. 미국 원자력산업계는 캐니스터 단위 회수성을 채택할 경우 피복재는 저장과 운송 과정 중 대부분 손상 없이 보존되고, 손상되는 경우에도 무시할 수 있을 만큼 제한적일 거라고 인식하고 있다.

2.3 스페인 사례

스페인은 사용후핵연료 회수성 요건으로 다발 단위의 회수성을 원칙으로 하고 있다. 스페인의 사용후핵연료 저장시설로는 홀텍(Holtec International)사 및 엔사(Equipos Nucleares, S.A.)사에서 제작한 용기를 이용하여 개방저장방식으로 임시저장중이다. Jose Cabrera 및 Asco 원전의 임시저장시설에는 HI-STORM 100을 이용하여 사용후핵연료를 저장한다. 또한 Trillo 원전에서는 ENSA-DPT 금속용기를 이용하여 옥내저장시설에 저장하고 Garona 원전에서는 ENSA-ENUN52 용기를 이용하여 개방저장방식으로 사용후핵연료를 저장한다. Fig. 1과 같이 스페인 ATC 중앙집중식 사용후핵연료 중간저장시설은 프랑스 재처리건물을 참조로 하여 관리의 효율성을 위해서 중앙집중식으로 선정하여 설계하였으며 2개의 구역으로 나누어 운영한다. 하나의 구역에는 유리화된 고준위 폐기물을 저장튜브(storage tube)에 직접 장입하여 저장하고 또 다른 구역에는 사용후핵연료를 캐니스터 내에 장입하여 저장튜브(storage tube) 내에 저장한다. 다시 말해 사용후핵연료를 저장하기 위한 저장 튜브 내에 별도의 저장전용 캐니스터를 이용하여 그 내부에 사용후핵연료를 다발 단위로 장입하는 구조로 설계되어 있다. 또한 각 저장 셀 간격 사이에 1.8m의 콘크리트 벽으로 이루어져 있어 항공기충돌평가 규제요건을 만족시키도록 설계하였다. ATC 중간저장시설은 기본적으로 다발단위의 회수성을 고려하여 설계한 것임을 알 수 있다.

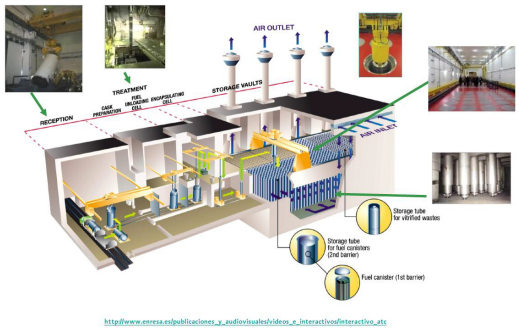


Fig. 1. Concept of ATC spent fuel storage facility.

3. 결론

우리나라 사용후핵연료 중간저장시설 설계시 회수성에 대한 정의가 분명히 이루어지고 이를 바탕으로 한 중간저장시설 설계가 이루어져야 할 것이다. 그 이유는 회수성이 어떻게 규정되느냐에 따라서 중간저장시설의 개념이 달라지기 때문이다. 다발기준 회수성 요건을 채택할 경우 캐니스터 용접 방식 중 볼트 방식은 다발 단위의 회수가 용이한 반면 용접 방식은 절단기를 이용한 해체 과정이 필수적으로 동반되어야 한다. 반면 캐니스터 단위의 회수성 요건이 채택된다면 용접된 캐니스터 단위로 중간저장 및 최종 처분이 가능해지기 때문에 작업이 용이해진다는 장점이 있다. 그러므로 다발 단위 및 캐니스터 단위 회수성 요건이 가지는 장단점을 면밀히 분석하고 이와 관련한 추가적인 연구가 필요할 것이다.

4. 참고문헌

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

[2] US-NRC 10CFR Part 72, Licensing requrements for the independent storage of spent nuclear fuel, high-level radioactiv waste, and reactor-related greater than class c waste.

동북아 지역 핵연료주기 다자협력 기반 연구

노현엽*, 황일순
서울대학교, 서울특별시 관악구 관악로 1
*nogaya02@snu.ac.kr

1. 서 론

원자력의 평화적 이용에 있어 핵연료주기 서비스는 반드시 필요하지만, 농축과 재처리 등 민감 기술의 전용 우려와 관련되어 국제 핵비확산 체제를 통해 그 확산 가능성을 억제 및 통제하고 있다. 오늘날 급증하는 원자력 수요에 대응하면서 동시에 핵비확산 체제를 유지·강화하기 위한 해결책으로 핵연료주기 다자협력 방안들이 제기되어 왔다. 그러나 다자협력 제안들 중 구체적으로 추진된 사례는 극히 드물다.
동북아 지역은 전 세계 가동 중 원전의 약 23%, 건설 중 원전의 약 52%가 밀집되어 있는 곳으로 높은 원전 이용률을 보이고 있으며, 이 추세는 앞으로도 더 증대될 것으로 예상된다. 이에 본 연구에서는 동북아 지역에 필요한 핵연료주기 다자협력의 방향과 검토할 사항들에 대해서 검토하였다.

2. 본 론

2.1 기존 핵연료주기 다자협력 제안 검토

원자력의 평화적 이용과 핵비확산 목표를 동시에 달성하기 위한 방안으로 제기된 핵연료주기 다자협력 제안들은 원자력 이용 초기부터 오늘날까지 논의되어 왔다. 특히 2003년 엘바라데이 전 국제원자력기구 사무총장의 지지에 힘입어 이 후 수년 간 다수의 국가들로부터 제안되어 왔다[1]. 하지만 많은 제안들이 전 세계 국가들을 핵연료주기서비스 공급국과 이용국으로 이분화하고, 공급국 입장에서의 핵비확산 논리를 강조한다는 불평등성이 지적되어 왔다. 또한 이용국 입장에서 불가침 권리의 행사를 유보하고 다자협력 체제에 합류할 유인이 부족했다는 점도 기존 제안들이 논의 수준에 그치게 된 이유로 지적된다[2]. 합리적인 다자협력으로 인정받기 위해서는 공급국 중심의 사고가 아닌, 이용국의 실제 요구에 대한 일부 수용 또는 모두가 공감할 수 있는 이슈로부터 출발하는 것이 필요하다. 공급국 중심으로 추진하기 쉬운 선행핵연료주기 분야보다는 다수 국가들이 필요로 하는 후행 분야의 문제 해결에 앞서야 한다. 사용후핵연료 처리·처분 문제 해결은 공급국과 이용국 모두가 필요하기에 상호 협력의 이익을 구체화할 수 있고 이를 바탕으로 다자협력 논의가 가능할 것으로 보인다.

2.2 핵연료주기서비스 수요-공급 현황

2014년 국제원자력기구에서 발표한 자료에 의하면, 현재 세계 농축 시장의 총 용량은 연간 6천 5백만 SWU로 연간 수요량인 4천 5백만 SWU를 훨씬 웃돌고 있다. 반면에 현재까지 누적된 사용후핵연료는 약 370,500t HM이며 이 중 약 1/3은 이미 재처리되었고, 나머지는 발전소 내·외부에 저장되어 있는 상태이다. 연간 재처리 능력은 4800t HM에 불과하다[3].
선행에 비해서 후행핵주기 부문의 수요가 높음에도 불구하고 사용후핵연료의 최종 처분 방안의 어려움 및 핵확산 위험성 등의 문제, 원자력 신흥국에게 당장 필요한 것은 안정적인 핵연료의 공급 이슈라는 이유로 기존 다자협력 제안들은 선행핵연료주기 중심이었다. 이제는 각 국의 구체적인 사용후핵연료 정책 수립과 연계될 수 있도록 후행핵연료주기 측면의 구체적인 협력이 필요하다. 이를 위해서는 기존 핵공급국의 기술 기반하에 누적 사용후핵연료 문제 해결의 시급성을 공감하는 국가들의 적극적인 참여를 중심으로 한 다자협력 체제의 구성이 가능할 것이다.

2.3 핵연료주기 다자협력과 핵확산 위험성

농축과 재처리 기술은 군수용 농축우라늄과 플루토늄 생산에 직접적으로 역할 할 수 있다는 점에서 민감 기술로 분류되어 국제 핵비확산 체제 내에서 관리·통제되어 왔다. 하지만 초기 기술 원형에서 크게 변화가 없이 시간이 흐르면서, 단일 국가들의 핵확산 시도 및 그 성공사례가 보고되고 있다. 현 핵비확산 체제가 강조했던 개별 국가들의 기술에 대한 접근 통제만으로는 그 한계가 있다[4]. 이제는 핵연료주기 활동에 대한 연구를 비확산체제 내에서 안전하게 추진할 수 있도록 제도적 방벽을 높이는 것이 필요하며, 이는 다자협력 체제를 통해 달성할 수 있다. 다국적 관리 하에서의 핵연료주기 시설

운영을 통해 민감 시설의 확산 억제 및 운영의 투명성 제고, 상호 감독의 효과, 그리고 덜 차별적 접근이라는 핵비확산 측면의 장점을 살릴 수 있다 [5]. 민감 기술을 민수용으로 이용하되 충분한 핵비확산성을 확보하는 것이 핵연료주기 다자협력의 핵심이다.

2.4 동북아 후행핵연료주기 협력과 그 효과

한·중·일을 포함한 동북아 지역은 원전 고밀도 지역으로, 원자력 이용과 관련하여 안전·안보·비확산 이슈를 공유한다. 다만 한국과 일본의 경우 사용후핵연료의 처리·처분에, 중국의 경우 원전 운영의 안정화와 해외 수출에 관심이 높기에 지역 내 개별 국가의 관심, 기술 수준, 국내 여건 등이 상이함을 고려해야 한다.

사용후핵연료에 대한 최종 관리 방안은 최종 폐기물의 처분 정책뿐만 아니라 원전 수출·입에 있어서도 중요하다. 동북아 개별 국가들의 상이한 입장을 수렴할 수 있는 주요 사안도 결국 보편적 문제의 해결을 기반으로 할 수 있다. 이를 기반으로 동북아 원자력 이용국 및 신흥국들에게 지역 협력의 참가 이익과 공동 목표를 도출해야 한다.

동북아 지역 각 국에서 생성되는 사용후핵연료를 지역 중간저장 시설에 보관 후 반환하는 방안, 사용후핵연료를 후처리 공정을 통해 부피와 방사성 준위를 낮추어 반환하는 방안 등에 대해서 구체적으로 논의될 필요가 있다. 동북아 후행핵연료주기 협력을 통해서 누적된 사용후핵연료 문제를 해결한다면, 신규 연구개발 분야의 협력과 원자력 안전 및 핵안보 협력을 강건히 하고, 나아가 국가 간 상호 신뢰구축에 이바지 할 수 있을 것이다.

2.5 소 결

기존에 제기된 핵연료주기 다자협력 제안들은, 공급국 입장에서 산업화하기 용이하고 기존 비확산 인식을 벗어나지 않는 수준의 접근법이었다. 하지만 다자협력이 공동의 목표를 가지고 구체화되기 위해서는, 시급한 후행핵연료주기 측면의 협력이 필요하며 다자협력을 통한 비확산 측면의 장점을 활용해야 한다.

특히 동북아 지역 내 후행핵연료주기 다자협력을 추진함에 있어서는 각 국이 협력할 이익을 명백히 할 필요가 있으며, 한·중·일의 경우 원자력의 안전한 이용, 지역 안보 및 핵비확산에 대한 대응과 관련된 장기적 관점의 협력을 도모할 수 있을 것으로 기대되므로, 동북아 지역의 다자협력이 중요하다.

3. 결 론

본 연구는 동북아 지역 핵연료주기 협력의 기반과 근거로서 협력의 필요성과 방향성에 대한 분석을 그 내용으로 한다. 특히 동북아 지역의 복잡한 역학관계 내에서 사용후핵연료 문제 해결이라는 공동의 목표 설립을 기반으로 한 다자협력의 필요성을 강조한다. 향후 추가적인 연구를 통해 동북아 지역의 구체적인 다자협력 체제를 가정하고, 지역 내 핵비확산, 핵안보 측면의 영향을 평가하고자 한다.

4. 감사의 글

이 논문은 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구입니다. (NRF-2011-0031839, NRF-2011-0031890)

5. 참고문헌

[1] Yury Yudin, Multinationalization of the Nuclear Fuel Cycle: Assessing the Existing Proposals, UNDIR (2009).

[2] 문주현, "핵연료주기 다자화 제안의 잠재적 영향 평가", 한국방사성폐기물학회지, 8(4), pp. 339-346 (2010).

[3] IAEA, Nuclear Technology Review 2014, GC(58)/INF/4 (2014).

[4] R. Scott Kemp, "The Nonproliferation Emperor Has No Clothes: The Gas Centrifuge, Supply-Side Controls, and the Future of Nuclear Proliferation", International Security, Vol. 38, No. 4, pp. 39-78 (2014).

[5] F. McGoldrick, "New US-ROK Peaceful Nuclear Cooperation Agreement: A Precedent for a New Global Nuclear Architecture", Center for US-Korea Policy (2009).

사용후핵연료 저장 수조에서의 흡수체 물질별 핵적 성능 분석

김미진[1], 이현철[2], 장종화[2], 손동성[1*]
[1]울산과학기술대학교, 울산광역시 울주군 언양읍 유니스트길 50
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*dssohn@unist.ac.kr

1. 서론

국내의 사용후핵연료는 모든 경수로의 경우 사용후 핵연료 저장조에 습식저장이 되어 있고 중수로의 경우에는 습식 및 건식 저장을 함께 사용하고 있다. 사용후 핵연료는 2013년 12월말 기준으로 원자력발전소 단지 내 총 18629톤이 발생하였고 매년 약 759톤씩의 사용후 핵연료가 발생하기 때문에 2016년 고리원전부터 2022년 월성원전까지 포화가 전망된다.[1]
사용후 핵연료 방사성폐기물 처리를 위해 여러 가지 대안이 현재 고려중인데 조밀랙(rack) 설치, 호기 간 이송, 건식 저장소 설치 등의 방법이 있다. 조밀랙 설치 및 건식 저장소 설치 등을 시행하기 위해서는 우수한 성능의 중성자 흡수 및 차폐용 소재가 필요하다.
참고문헌 2에서는 판형 핵연료 집합체의 저장조 랙에서의 임계도 불확실도를 MCNP 코드를 이용해 분석하였고 Neuber는 연소 이득을 고려한 가압경수로 저장 수조에서의 임계도를 SCALE 코드를 사용하여 분석하였고[3] 참고문헌 4에서는 새로운 사용후 핵연료 저장 수조인 ET-RR-1에서의 임계도를 분석하였다. 위의 논문들에서는 한가지의 흡수체에 대하여 임계도 분석을 하였는데 본 논문에서는 붕소(B)와 가돌리늄(Gd)를 독물질로 사용할 경우에 대해 물질별 임계도 비교 분석을 하고자 한다.

2. 본론

2.1 계산 모델

Fig. 1 (a)는 기존의 사용후 핵연료 저장 랙은 사각 기둥 모양의 스테인리스강 외부에 알루미늄과 붕소의 혼합물인 중성자 흡수체를 덧대고 이를 외피가 감싸져있는 형태이다. Fig. 2 (b)는 스테인리스강에 중성자 흡수 물질을 혼합하여 만든 일체형 랙을 보여준다. 5mm는 구조물, 흡수체 그리고 외피의 두께를 합친 것이다. 일체형 랙에 섞는 중성자 흡수체 물질의 종류와 함량에 따른 일체형 랙의 핵적 성능을 평가한다.

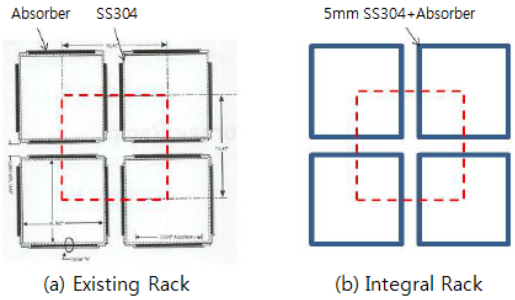


Fig. 1. Schematic of Spent Nuclear Fuel Storage.

2.2 전산 코드

계산에서는 McCARD를 사용하였는데 이는 몬테칼로 방법을 이용해 중성자-광자 운송 시뮬레이션을 통해 원자로와 핵연료의 중성자적 해석을 위한 코드이다.[5] Fig. 1의 점선으로 표시된 부분이 무한 반복 되는 것으로 가정하였고 무한증배계수를 비교하였다. 이때 사용된 붕산 농도는 0 ppm이다.

2.3 결과

2.3.1 붕소 사용 일체형 랙

Table 1은 붕소를 흡수체로 사용할 경우 붕소 함량에 따른 일체형 랙의 무한증배계수를 보여준다. 기존 랙의 무한증배계수와 비슷할 때 까지 붕소의 함량을 높여가며 무한증배계수를 계산하였다. 약 14 a/o 정도의 함량에서 기존 랙과 비슷한 무한증배계수를 보임을 알 수 있다.

Table 1. k_{inf} when B as Absorber in Integral Rack

Existing Rack	0.0 a/o	0.5 a/o	4.9 a/o	9.4 a/o	16.8 a/o
1.0918	1.3083	1.2532	1.1458	1.1110	1.0759

2.3.2 가돌리늄 사용 일체형 랙

Table 2는 가돌리늄을 흡수체로 사용할 경우 가돌리늄 함량에 따른 일체형 랙의 무한증배계수를 보여준다. 가돌리늄의 경우 약 18 a/o를 넣었을 때도 기존의 랙보다 큰 무한증배계수 값을 나타내었다.

Table 2. k_{inf} when Gd as Absorber in Integral Rack

Existing Rack	0.035 a/o	1.4 a/o	2.7 a/o	5.3 a/o	18.3 a/o
1.0918	1.2072	1.1803	1.1625	1.1423	1.0994

2.4 분석

함량이 0.035 a/o인 경우에는 붕소보다는 가돌리늄을 흡수체로 사용하였을 때 더 낮은 무한증배계수를 보였지만 함량이 높아질수록 붕소보다 더 높은 무한증배계수를 갖고 기존 랙과 비슷한 값을 갖기 위해서는 약 19 a/o이상의 함량이 요구됨을 알 수 있다.

Fig. 2와 같이 열중성자 영역에서는 가돌리늄의 흡수 단면적이 붕소의 흡수 단면적보다 약 40배가량 큰 값을 가지며 이는 2.3절의 결과와 대치되는 것으로 보인다. 그러나 이는 두 가지의 이유로 설명이 가능한데 첫 번째는 에너지 자기차폐현상이다. 가돌리늄이 함유되면 가돌리늄의 열중성자 흡수에 의해 열중성자 영역에서의 중성자속이 낮아지고 낮은 열중성자속으로 인해 가돌리늄의 함유량이 더 늘어나더라도 열중성자 영역에서의 중성자 흡수 반응이 가돌리늄의 함량에 비례하여 늘지 않는다. 즉, 가돌리늄의 함량이 증가할수록 가돌리늄의 유효흡수단면적은 작아지게 된다. 또한 가돌리늄의 공명 골짜기 부분은 단면적이 상대적으로 작기 때문에 가돌리늄의 함량을 높여도 이 영역에서의 중성자 흡수에 크게 기여하지 못한다.

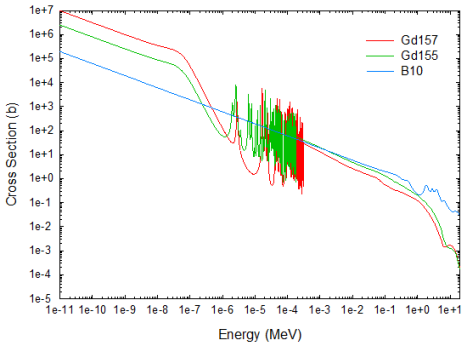


Fig. 2. Neutron Absorption Cross-section of B-10, Gd-157 and Gd-155 [6].

다른 이유는 가돌리늄의 원자량이 붕소에 비해 16배가량 크기 때문이다. 같은 무게일지라도 가돌리늄 원자의 수밀도는 붕소 원자의 수밀도보다 16배 가량 작게 된다. 그러므로 원자량을 나눠 원자량당 유효미시흡수단면적을 비교하여야 한다.

3. 결론

스테인리스강 본체에 중성자 흡수 물질을 혼합하여 만든 일체형 사용후 핵연료 저장 랙에서 흡수체 종류와 함량에 따른 핵적 성능을 기존 랙의 핵적 성능과 비교 분석하였다.

붕소를 사용하는 경우 약 10 a/o 함량에서 기존 랙과 비슷한 성능을 보였으며 가돌리늄을 사용하는 경우에는 약 19 a/o 함량에서 기존 랙과 같은 성능을 보였다.

결과를 통하여 봤을 때는 붕소의 사용이 효율적이나 붕소는 중성자와 반응해 헬륨 가스를 생성하고 붕소가 많이 들어갈수록 경도 및 충격 강도가 낮아지기 때문에 장기적인 사용후 핵연료 저장에 좋지 않다. 그러므로 가돌리늄을 사용함으로써 붕소 함량을 줄이는 것을 고려할 수 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 2014년도 산업통상자원부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다. (No. 20131520000060)

5. 참고문헌

[1] 사용후핵연료 공론화위원회, 사용후핵연료 관리 방안에 관한 이슈 및 검토의견서, 2014.

[2] Tae Young Han et al., Annals of Nuclear Energy, Vol. 53, pp.82-89, 2013.

[3] J.C. NEUBER, IAEA, Proceedings of a symposium held in Vienna, pp.257-258, 1998.

[4] E. Massoud et al., Annals of Nuclear Energy, Vol. 28, pp.375-383, 2001.

[5] HYUNG JIN SHIM et al., Nuclear Engineering and Technology, Vol. 44, 2012

[6] Evaluated Nuclear Data File(ENDF), ENDF-B/VII.1, International Atomic Energy Agency

2분과

방사성폐기물 처분 및 부지특성(Oral)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

The Fate of Iodide in Oxidizing Process of Ferrous Hydroxide

J. H. Min[1*], M. H. Baik[2], and J. T. Jeong[2]

[1]Korea Association for Radiation Application (KARA), Sung-soo 44, Sungdong-gu, Seoul, Korea

[2]Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI), 111 Daedeok-daero 989, Yuseong-gu, Daejeon, Korea

[*]jhmin1031@gmail.com

1. Introduction

Understanding the corrosion process/products of iron and the variety geochemical reactions with nuclide released in a deep geological condition, which is necessary for safety of radioactive waste disposal site. However, the study for the interaction between corrosion products of iron and iodide in a radioactive waste disposal environment is scarce. In this study, we investigated the iodide behavior with time during oxidation of $Fe(OH)_2$ in presence of Cl^-.

2. Experiments

2.1 Preparation of $Fe(OH)_2$ suspensions

Two separate 100 mL solutions of 0.23 M $Fe(II)Cl_2 \cdot 4H_2O$ and 0.4 M NaOH were freshly prepared in a glove box. Afterward, the 0.4 M NaOH was slowly added into the 0.23 M $Fe(II)Cl_2 \cdot 4H_2O$. This mixed solution was stirred for 24 hours. The prepared $Fe(OH)_2$ was washed 3 to 4 times. (A): washed $Fe(OH)_2$, (B): washed $Fe(OH)_2$ in 1.52 mM NaCl and (C): non-washed $Fe(OH)_2$ suspensions were prepared in a glove box, respectively.

2.2 ^{125}I sorption in oxidation process of $Fe(OH)_2$

^{125}I (185 KBq/mL) 1 mL was added to (A), (B) and (C) suspensions, respectively. The (A), (B) and (C) suspensions were oxidized by air in a reaction vessel equipped with a magnetic stirrer and pH and Eh electrodes. A volume aliquot of (A), (B) and (C) suspensions containing ^{125}I were taken intermittently through 0.22 um PES syringe filter during oxidation.

2.3 Thermodynamic modeling

The oxidation process of $Fe(OH)_2$ by air was simulated using a PHREEQC 3.0 code, which was based on the experimentation.

3. Results and Discussion

3.1 Oxidation products of $Fe(OH)_2$

The formed products with time during oxidation of (A) suspension by air were observed by XRD with the variations of pH, which are shown in figure 1. The formed products with time during oxidation of (A) suspension by air are following; $Fe(OH)_2 \rightarrow GR(Cl^-) \rightarrow Fe_3O_4 \rightarrow \gamma$-FeOOH.

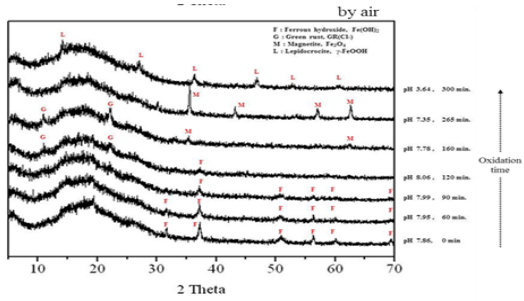


Fig. 1. The XRD patterns of oxidation products of (A) suspension by air.

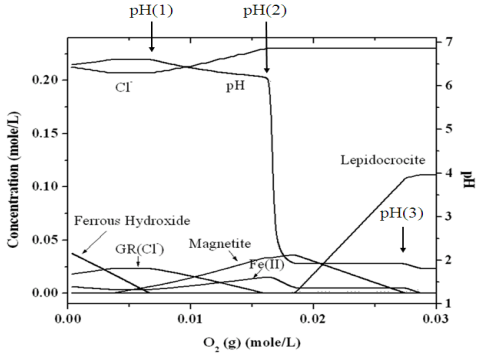


Fig. 2. Oxidation products of $Fe(OH)_2$ by $O_2(g)$ and the variations of pH and dissolved ions, which are simulated by PHREEQC.

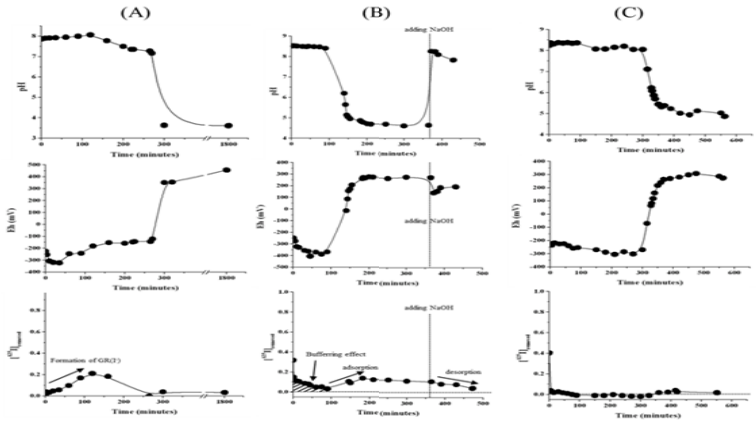


Fig. 3. The variations of pH, Eh values and fractions of ^{125}I as a function of oxidation time.

3.2 Thermodynamic modeling

In figure 2, the variations of pH during oxidation of $Fe(OH)_2$ are related to the variation of formed products. $Fe(OH)_2$ is disappeared with slightly pH decrease at pH(1) point, $GR(Cl^-)$ is disappeared with rapidly pH decrease at pH(2) point and, Fe_3O_4 is disappeared with pH decrease at pH(3) point but which could depend on the kind of final product. The pH(1) to (3) points were fairly related to the appeared and disappeared products during oxidation of $Fe(OH)_2$.

3.3 ^{125}I behavior during oxidation of $Fe(OH)_2$

The $[^{125}I]_{removed}$ is observed with the variations of pH and Eh with time during oxidation of (A), (B) and (C) suspensions by air, which are shown in figure 3. In the oxidation process of (A) suspension, $[^{125}I]_{removed}$ increase gradually up to 22 % until 120 minutes with pH slight increase (from 7.86 to 8.06), then again decrease gradually until 300 minutes with pH slight decrease (from 8.06 to 7.35). It's assumed that the formed $GR(Cl^-)$ before rapidly change of pH and Eh have an interaction with ^{125}I at neutral pH. The formation of $GR(Cl^-)$ were confirmed by XRD at 120 and 160 minutes (figure. 1) when before rapidly change of pH and Eh in oxidation process of (A) suspension by air.

$[^{125}I]_{removed}$ with time during oxidation of (B) suspension by air is declined slowly with buffering effect which shown in a range of time from 0 to 100 minutes in figure 3(B). The formed products under the buffering effect time are supposed to be $GR(^{125}I)$ and $GR(Cl^-)$ which have an interaction with ^{125}I in the conditions (pH 8.4 and Eh -400 ~ -300 mV). After a buffering effect time, the oxidation is finished with rapidly change of pH (from 8.4 to 4.6), Eh (from -400 to 290 mV) and $[^{125}I]_{removed}$ gradually increase up to 15%. After 100 minutes, the ^{125}I may be sorbed on the formed final products at low pH.

As soon as air was introduced, the $[^{125}I]_{removed}$ in (C) suspension is rapidly declined to near 0% and which is constant until finish the oxidation. It's assumed that ^{125}I have no interaction with formed products with time during oxidation of (C) suspension by air.

4. Conclustion

In oxidation process of $Fe(OH)_2$, the concentration of Cl^- is one of the important factors in order to form the $GR(Cl^-)$. Furthermore, formed $GR(Cl^-)$ can affect to the behavior of $[^{125}I]_{removed}$ at neutral pH. $GR(Cl^-)$, as a naturally occurred corrosion product of iron near seawater[1], could be applied to "Technology development of ^{129}I radioactive contamination prevention at neutral pH in the radioactive waste disposal environment".

5. Reference

[1] J. -M. R. Génin , A. A. Olowe, N. D. Benbouzid-Rollet, D. Prieur, M. Confente, B. Resiak, Hyper., Inter., 69 (1991) 875-878.

방사성폐기물 처분시설 설계-평가 연계 방안에 대한 고찰

윤정현*, 김민수, 이승현, 하창용, 김지연, 이길남
한국원자력환경공단, 경북 경주시 북성로 89
*jhyoon@korad.or.kr

1. 서론

국내 처음으로 건설하는 중저준위 처분시설은 2005년 경주로 부지를 선정한 이후 많은 관심과 노력 가운데 준공을 앞두고 있다. 1단계 동굴처분시설 인허가과정과 건설 경험을 바탕으로 더욱 신뢰성있는 처분시설 건설을 위해서는 처분시설의 부지자료, 설계와 그리고 최종적으로 안전성평가가 효율적으로 연계되어야 함은 명백하다. 본 소고를 통해서는 2단계 건설을 앞두고 있는 경주 처분시설의 설계와 평가의 연계를 간단히 고찰해보고자 한다.

2. 본론

2.1 처분시설 설계의 특성

처분시설 설계는 일반 원자력시설의 다른 특징을 가지고 있는데 대표적인 차이는 시설의 설계가 주로 영향을 미치는 시기와 설계에 적용한과학적 방법과 자료등이 점진적으로 진보해야 한다는 사실이다. 이러한 사실은 운영 측면이 강조되는 원자력발전소와는 달리 처분시설의 안전성평가의 관건은 먼 미래의 장기적인 안전성여부로 처분시설의 운영이나 추가건설 등에 따라 점진적으로 얻어지는 입력자료를 반영하여 반복적으로 수행되어야 한다는 특징이 있다. 이는 처분시설이 가지고 있는 고유의 불확실성에 기인하는데 처분시설의 안전성평가의 핵심은 많은 부분이 현재의 사실에 기초한 미래사건의 전개과정 즉 시나리오의 타당성에 의존한다. 처분시설의 설계와 부지특성은 시나리오 구성의 가장 주요한 인자가 된다.

2.2 처분시설의 안전사례 구축(설계-평가 연계)

처분시설의 안전성은 안전성평가 결과가 단순히 법규에서 규정한 성능목표치의 만족여부만을 확인하는데 그치지 않는다. 더 나아가 안전성평가에 적용되는 모든 인자들이 타당성과 신뢰성을 가지야만 의미가 있다고 할 수있다. 하지만 이러한 인자들은 필연적으로 불확실성을 가지게 되는데 이러한 불확실성을 정성/정량적으로 최소화하는 노력이 필요하고 이 노력을 통해 결국 처분시설 안전에 대한 논리는 더욱 견고성을 가질 수 있다. 이러한 행위를 총칭하여 안전사례 구축이라 할 수 있으며 이를 위해서는 처분시설은 단계의 진행에 따라 설계와 반복적 안전평가 그리고 기술개발에 의해 보완되고 개선되어야 한다고 국제원자력기구 IAEA에서는 규정하고 있다[1]. 처분시설의 설계와 평가 연계를 해야하는 타당성도 안전사례구축이 과학적이고 체계적으로 이루어지위한 노력의 일환이라고 할 수 있다. 아울러 설계가 진행됨에 따라 안전성평가는 정교화되고 처분부지를 대상으로 이루어져야 한다.

처분시설의 설계-평가 연계의 큰 흐름을 살펴보면 우선 설계조직에서 수립한 처분시설의 기본설계요건(혹은 내용)을 기준으로 설계와 평가조직이 함께 참여하는 처분시설 안전기능분석을 한다. 이후 안전기능분석을 바탕으로 기본설계 변경방향을 제시되면 설계조직은 기본설계를 변경하고 처분시설 상세설계요건을 제시하게 된다. 뒤이어 처분시설 현상분석 및 불확실성 확인을 수행하게 된다. 현재 국내 처분시설은 프랑스 ANDRA에서 개발한 방법론을 국내 실정맞게 개선하여 적용을 고려하고 있다. 최종적으로 설계조직에서는 처분시설 상세설계 최적화 추진하고 평가조직에서는 처분시설 안전평가 수행하여 처분시설의 성능목표치 만족여부를 확인한다. 이러한 과정은 일과성으로 끝나는 것이 아니고 설계조직과 평가조직 상호간의 Interactive feedback을 통해 점진적으로 불확성을 감소시키는 방향으로 진행된다. 불확실성의 감소는 규제기관을 포함한 이해당사자들에게 용인될 수 있는 수준까지 이루어 졌다고 판단될 때까지 계속 수행하게 된다. 처분시설의 안전사례 수립을 설계의 주요 업무는 사업주(건설/운영의 주체)의 안전사례 원칙에 입각한 목표 및 전략 반영을 하고 처분시설 SSC(Structure, System 및 Components)의 안전, 내진 및 품질등급(안)을 안전, 내진 및 품질등급에 대한 설계대안 제시등이 구체적인 활동이다. Fig. 1 및 Fig 2는 전술한 Iterative 한 설계-평가 연계과정을 개념적으로 설명하고 있다.

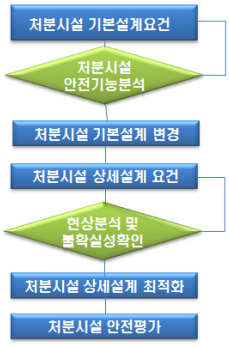


Fig. 1. Connective Flowchart of Design and Safety Assessment of RW Disposal Facility.

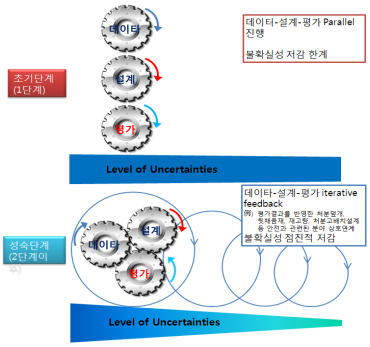


Fig. 2. Concept of Iterative Procedure in associated with Site Data, Design and Safety Assessment of RW Disposal Facility.

2.3 안전사례 구축의 실제

안전사례 구축의 원칙에 따르면 기존의 안전성의 개념과는 다르게 안전성평가 뿐만아니라 처분시설의 개발에 참여하는 각 분야가 유기적으로 연결되어야 한다. Fig. 3은 처분시설의 개발을 위해 수행조직의 연결과 업무분장을 나타내었다.

전술한 바와 같이 처분시설의 개발을 위해서는 평가와 연계한 상세설계를 위한 안전기능분석과 설계요건(URD) 보완이 이루어지고 처분시설 상세설계 및 정성적 현상분석을 통한 안전기능 불확실성 확인과 안전성평가가 이루어진다. 이러한 과정중에서도 미해결된 불확실성의 감소는 연구개발분야 도출 및 이해관계자들의 참여등을 통해서 일정부분 달성될 수 있다. 이러한 과정중에 가장 중요한 부분이 안전성평가와 관련된 천연/인공방벽에 관한 입력자료 생산과 전달과정의 신뢰성이다. Fig. 4 처분시설의 안전성평가를 위한 입력자료의 체계적인 흐름의 예를 보여주고 있다.

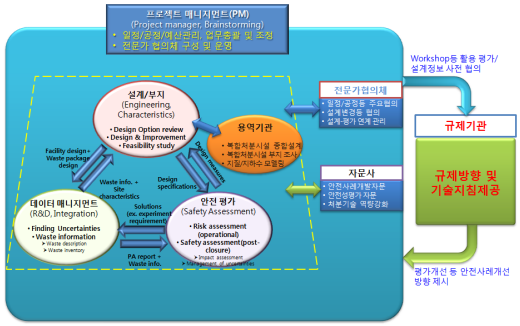


Fig. 3. Organization Project Management to Establish the Safety Case.

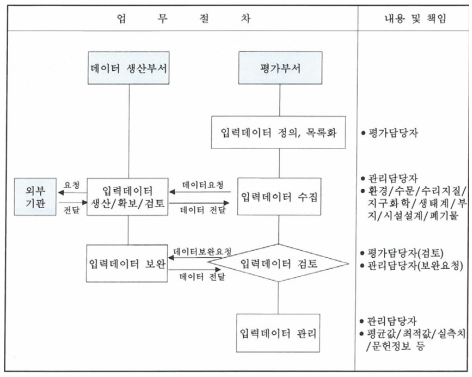


Fig. 4. Flowchart of Provision of Input data for Safety Assessment of RW Disposal Facility[2].

3. 결론

본 논문에서는 현재 진행 중인 경주 처분시설의 단계별 건설에 적용할 설계-평가 연계에 대한 타당성과 그 준비 등에 대하여 간단히 기술하였다. 두말할 나위 없이 처분시설은 안전성을 기반으로 개발되어야 하는데 그 안전성은 이해관계자들도 공감할 수 있는 신뢰성에 근거해야한다. 향후 국내에서 진행될 처분시설의 개발은 이러한 대 원칙하에서 진행될 것으로 판단하며 이는 중저준위 처분사업뿐만아니라 후행핵주기 관련된 후속 사업에도 동일하게 적용되어야 할 것이다.

4. 참고문헌

[1] IAEA Specific Safety Guides-23 "The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste", 2012.

[2] 한국원자력환경공단, "처분시설 Safety Case 종합 프로그램 구축보고서", 2014.

TOUGH-UDEC 시뮬레이터

이재원[1*], 민기복[2], Jonny Rutqvist[3]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]서울대학교, 서울시 관악구 관악로 1
[3]Lawrence Berkeley National Laboratory, 1 Cyclotron road, Berkeley, CA, USA
[*]jwl@kaeri.re.kr

1. 서론

절리면 전단 거동은 방사성폐기물처분장이나 이산화탄소 지중저장과 같은 많은 지질 공학 응용 분야에서 매우 중요한 이슈이다. 절리의 전단 변형이 발생하게 되면 역학적인 불안정성을 야기할 뿐만이 아니라 절리면의 틈이 벌어져 더 많은 물이 흐를 수 있게 되고, 그에 따라 그 지역의 투수율이 증가하기 때문이다 [1]. 온도 및 수압의 증가로 인한 절리면 전단 거동 현상을 살펴보기 위해서는 열적-수리적-역학적 (THM) 해석이 가능하여야 하며, 다상-다중의 유체 흐름 해석이 가능하여야 한다. 또한 절리를 모사하여야 하기 때문에 불연속체 해석이 필수적이다. 하지만 기존의 해석 코드로는 이와 같은 해석을 수행하기에 부적합하기 때문에 새로운 해석 코드의 개발이 필요하다. 따라서 본 연구에서는 새로 개발된 TOUGH-UDEC 연동 해석 코드 및 해석 과정을 간략히 설명하고자 한다.

2. TOUGH-UDEC 시뮬레이터

TOUGH-UDEC은 두 개의 상용 코드인 TOUGH2 [2]와 UDEC [3]을 연동시킨 코드이다. TOUGH2는 미국 Lawrence Berkeley National Laboratory (LBNL)에서 개발되었으며, 열 전달과 다상 및 다중의 유체 해석과 관련하여 세계적으로 널리 쓰이고 있는 코드이다. ITASCA™에서 개발된 UDEC은 암석역학 분야에서 주로 쓰이는 개별요소법 코드로서, 암석 블록 및 절리의 역학적인 거동을 모사하는데 강점이 있다.

2.1 메쉬 변환

TOUGH2와 UDEC을 연동시키기 위해, 각 코드의 메쉬 형상 및 순서가 일치하여야만 한다. 이를 위해 UDEC 메쉬 정보를 이용해 TOUGH2 메쉬를 생성시켜주는 특별한 MATLAB 코드를 작성하였다. TOUGH2에서는 요소의 중심에 존재하는 하나의 노드를 이용해 메쉬를 생성하는 반면, UDEC에서는 요소의 꼭지점에 존재하는 노드들을 이용하여 메쉬를 생성한다. 더욱이 UDEC의 절리면은 간극 정보를 포함한 도메인이라는 특수한 메쉬로 이루어져 있다. 이 때, 절리 간극의 크기는 상대적으로 매우 작기 때문에 해석의 불안정성을 야기할 수 있다. 따라서 절리 간극의 크기를 증가시켰으며, 투과율과 저류율을 일치시키기 위해 등가 투수계수와 공극률을 갖는 등가 다공성 매질로 가정하였다(Fig. 1).

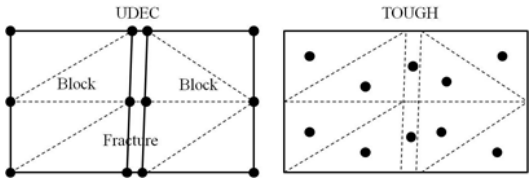


Fig. 1. Schematic view of UDEC and TOUGH mesh.

암석 블록에서의 수리 물성은 변하지 않지만, 절리의 등가 투수계수와 공극률은 절리 간극의 크기에 따라 변화하게 된다. 등가 투수계수는 삼승근의 법칙에 따라 계산되며, 등가 투수계수와 공극률은 다음과 같다.

$$k_e = \frac{e^3}{12b} \quad (1)$$

$$n_e = \frac{e}{b} \quad (2)$$

여기서 k_e는 등가 투수계수, n_e는 등가 공극률, e는 절리 간극, 그리고 b는 절리의 간격을 의미한다.

2.2 코드 연동 로직

TOUGH-UDEC의 코드 연동 로직은 TOUGH-FLAC과 유사하며, Fig. 2에 나타나 있다. TOUGH-UDEC 해석 수행 시, 두 코드는 순차적으로 해석이 수행되며, 결합 모듈을 통해 필요한 정보를 주고받게 된다. TOUGH2 해석이 끝난 이후, 간극 수압 과 온도 정보가 UDEC의 암반 블록으로

전달되며, 절리는 간극 수압 정보만 전달받게 된다. 간극 수압은 UDEC 요소의 중심에 직접적으로 정보가 전달되는 반면, 온도의 경우 보간법을 통해 UDEC 요소의 꼭지점에 존재하는 노드들로 정보가 전달이 된다 (Fig. 3). 이 정보를 입력값으로 이용하여 UDEC 해석이 수행되며 역학 해석이 끝난 후, 절리의 간극 정보를 이용해 계산된 등가 투수계수 및 공극률 정보가 TOUGH2로 전달된다 (Fig. 4). 이후 계산 효율을 위해 explicit sequence를 이용하여, 위의 과정을 반복적으로 수행함으로써 전체적인 해석이 진행된다.

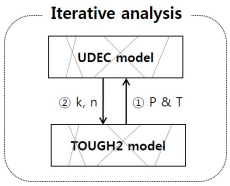


Fig. 2. Schematic view of code-linking logic for TOUGH-UDEC.

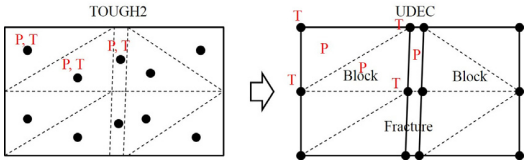


Fig. 3. Information conversion from TOUGH2 to UDEC.

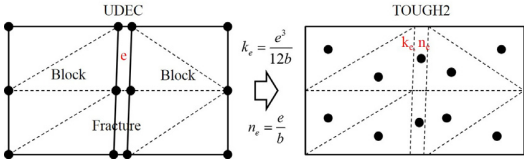


Fig. 4. Information conversion from UDEC to TOUGH2.

3. 결론

균열 암반의 열적-수리적-역학적인 거동 해석을 위해 TOUGH-UDEC 코드가 개발되었으며, 본 논문에서는 현재까지의 개발 상태에 대해 간략하게 설명하였다. 이 연구의 주요 내용을 요약하면 다음과 같다.

• 두 개의 상용코드 TOUGH2와 UDEC을 연동시켜 균열 암반에서의 온도 및 수압의 증가로 인한 절리면 전단거동을 모사할 수 있는 코드를 개발하였다.

• TOUGH-UDEC 해석을 위해서는 각 코드의 메쉬 형상 및 순서가 일치하여야만 한다.

• 매우 작은 절리 간극의 크기는 해석의 불안정성을 야기할 수 있기 때문에, 등가 투수계수와 공극률을 갖는 등가 다공성 매질로 가정하였다

• TOUGH2 및 UDEC 각각의 코드는 순차적으로 해석을 수행하며, 결합 모듈을 통해 필요한 정보를 주고받게 된다.

4. 감사의 글

이 논문은 해양수산부/한국해양과학기술진흥원/한국해양연구원의 지원으로 서울대학교에서 수행하고 있는 "CO_2 해양지중저장기술개발"사업의 연구결과 중 일부임을 밝히며, 연구비 지원에 감사드립니다.

5. 참고문헌

[1] Min K. B., Rutqvist J., Tsang C. F., Jing L., 2004, Stress-dependent permeability of fractured rock masses: a numerical study, International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences, Vol. 41, pp. 1191-1210.

[2] Pruess K., Oldenburg C., Moridis G., 2011, TOUGH2 User's Guide, Version 2.0 (Lawrence Berkeley National Laboratory Report LBNL-43134(revised)). Berkeley, CA, USA.

[3] Itasca Consulting Group Inc., 2011, UDEC Manual: Universal Distinct Element Code version 5.0.

Transport Behavior of ^{238}U and ^{99}Tc for Repository Site Selection

Seho Choi[1*], Won-Seok Kim[1], Wooyong Um[1,2]

[1]Division of Advanced Nuclear Engineering, (POSTECH), 77 Cheongam-ro, Nam-gu, Pohang, Korea

[2]Pacific Northwest National Laboratory (PNNL), Richland, WA, USA

[*]seho0405@postech.ac.kr

1. Introduction

A radioactive waste repository has been operated to store the low- and intermediate-level radioactive wastes at Wolsung site, South Korea. The second stage repository is planned to build in shallow depth condition at the same Wolsung area. Released radionuclide from the radioactive waste repository can transport through groundwater flow and affect to human health and environment[1,2]. When the radionuclide is released from the repository, mobility of radionuclide is controlled by surrounding physical-chemical environments. More researches need to increase our understanding of radionuclide transport behavior with various environmental conditions in the proposed second stage repository at Wolsung site.

The objective of this study is to investigate sorption and transport behavior of two radionuclides, ^{238}U and ^{99}Tc using the selected rock samples collected from the Wolsung second stage repository area.

2. Materials and Methods

2.1 Materials

Fracture sand stone, sand stone, and mud stone were collected from Wolsung site for site specific investigation of radionuclide transport and sorption. Groundwater was also obtained from Wolsung area (borehole #PW5).

2.2 Batch sorption experiment

For batch sorption experiment, three different rock samples were used for ^{99}Tc and ^{238}U. Three different concentrations (10^{-5}M, 10^{-6}M and 10^{-7}M) of ^{238}U and one concentration of ^{99}Tc (10^{-7}M) were used for batch sorption experiment. Rock sample was crushed to 0.075 ~ 0.15mm size fraction and washed couple of times by groundwater until the pH was close to groundwater pH (~7.3). The pretreated rock sample was reacted with ^{238}U or ^{99}Tc spiked groundwater solution (solid concentration of 0.1g/10mL and 1.0g/10mL for ^{238}U and ^{99}Tc, respectively). After 7days sorption reaction, the samples were centrifuged(Eppendorf 5810R) and filtered by 0.45μm pore size filters before analysis.

2.3 Diffusion experiment

The mud-stone sample(1.8cm x 1.8cm x 0.4cm) was installed between tracer and measurement cells. Each cell was filled with 500mL groundwater and the rock sample was saturated by groundwater in advance. After saturation, the solution in the tracer cell was spiked by Br and the sample was collected from the measurement cell as a function of time. Effective diffusion coefficient (D_{eff}) of non-reactive tracer (Br) and rock capacity value were determined by a time-lag method. After D_{eff} of Br was calculated, solution of the tracer cell was replaced by radionuclide-spiked groundwater (U:10^{-6}M or Tc:3.2×10^{-10}M) and the measurement cell was filled by pure groundwater. Diffusion experiments for radionuclides were conducted with the same method as Br diffusion experiment.

2.4 Flow-through column experiment

The Chromaflex column (diameter:2.5cm and height:15cm) was used for column experiments. Column was packed with mud-stone with 1.50μm-1mm size fraction and saturated by groundwater for overnight. After saturation, a constant flow (~3.5mL/day) was controlled by a syringe pump for couple of days and a non-reactive Br solution was introduced. After Br breakthrough was obtained, the input solution was replaced by radionuclide (^{238}U or ^{99}Tc) containing groundwater solution.

2.5 Radionuclide analysis

The concentrations of ^{238}U and ^{99}Tc were analyzed by Inductively Coupled Plasma-Mass Spectrometry(Nexion-300D) and Liquid Scintillation Counter(Tri-Carb 2910R), respectively.

3. Results and Discussion

3.1 Batch sorption experiment

Batch sorption distribution coefficient(K_d) of ^{238}U and ^{99}Tc are shown in Table 1. The K_d value of fractured-stone sample was the highest for ^{238}U sorption, because of secondary Fe oxides or mineral coatings on the fracture surfaces due to the weathering. Therefore, ^{238}U mobility is considered to be the lowest in the fractured-stone. However, the highest K_d of ^{99}Tc was found in mud stone compared to other rock samples, because mud stone is expected to have higher clay and organic content.

Table 1. Sorption distribution coefficients, K_d(mL/g)

	Mud -stone	Fractured -stone	Sand -stone
U(10^{-5}M)	11.6	74.7	5.41
U(10^{-6}M)	6.39	33.8	5.70
U(10^{-7}M)	13.4	71.8	7.56
Tc(10^{-7}M)	0.24	0.00	0.00

3.2 Diffusion experiment

Fig.1. shows the accumulated mass of Br diffused through the specimen as function of time. Effective diffusion coefficient and rock capacity values were calculated from slope and intercept information of the linearized equation in Fig.1. ^{238}U and ^{99}Tc diffusion experiments showed different results. Because of relatively higher sorption K_d value of ^{238}U than ^{99}Tc, the ^{99}Tc effective diffusivity was much faster than ^{238}U and showed very similar to that of Br.

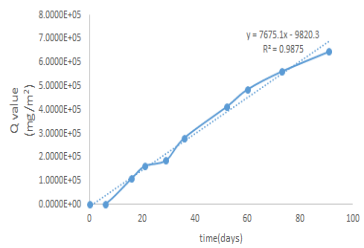


Fig. 1. Br tracer diffusion experiment.

3.3 Flow-through column experiment

Fig.2. shows the breakthrough curves of Br tracer experiment and the CXTFIT model fit results. Dispersion coefficient determined by CXTFIT model fit was 0.016 cm^2/min, and it was fixed for model fit to radionuclides breakthrough curves. ^{238}U and ^{99}Tc column experiments also showed different transport behavior. Due to higher sorption K_d value of ^{238}U, ^{238}U transport was significantly retarded compared to ^{99}Tc, consistent with diffusion experiment result.

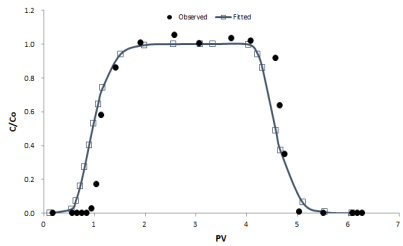


Fig. 2. Breakthrough curves of Br with measured data(filled circle) and model fit(empty square and solid line).

4. Conclusions

Based on various experiments, ^{99}Tc showed negligible sorption K_d compared to ^{238}U, which can increase ^{99}Tc mobility in the selected mud-stone. However, ^{238}U transport in the fracture rock in the proposed second stage repository at Wolsung site can be significantly retarded by the secondary precipitates formed on the fracture surfaces.

5. References

[1] Sorption and diffusion behavior of selenium in tuff, Journal of Contaminant Hydrology, 35, pp77-89, 1998.

[2] Environmental impact assessment of the uranium mining activity in the bihor district, Water in Mining Environments, IMWA Symposium 2007.

환경관리센터 단층상시감시시스템 구축 현황

주병찬[1*], 김효일[1], 김수정[2], 하창용[2], 이승현[2], 조현문[3], 한병원[4]
[1]한국전력기술, 경기도 용인시 기흥구 용구대로 2354
[2]한국원자력환경공단, 경상북도 경주시 북성로 89
[3]산하이앤씨, 경기도 성남시 중원구 사기막골로 124
[4]하이앤비그룹, 경기도 성남시 중원구 둔촌대로 464
*bcjoo@kepco-enc.com

1. 서론

방사성폐기물 처분장 부지의 지진안전성에 대한 국민적 신뢰감을 향상하기 위해 처분시설 부지감시 항목인 운영중에 연속적으로 감시하여야 하는 단층변위 계측에 대한 상시모니터링 설비 구축을 수행하였다.

2. 본론

2.1 지형 및 지질

부지는 동쪽이 해안에 인접하며 서쪽에 비해 낮은 서고동저의 양상을 나타내며 전체적으로 구릉지 지형을 형성한다. 서부지역이 상대적으로 고지를 형성하고 있으나 가장 높은 곳이 EL. 220m가량에 불과하며 비교적 완만한 경사를 갖는다. 북서-남동 방향 내지 동-서 방향의 능선들이 부지주변 주능선을 형성하고 있으며 분기하는 소규모 능선들도 대부분 유사한 방향으로 연장된다. 주능선 및 소규모 능선을 따라 소계곡, 하천 등의 수계가 발달하며, 서쪽지역은 변성퇴적암, 동쪽지역은 화강암류로 이루어져있으며 변성퇴적암 지역은 비교적 지형 기복이 심한 양상을 나타낸다(Fig. 1).

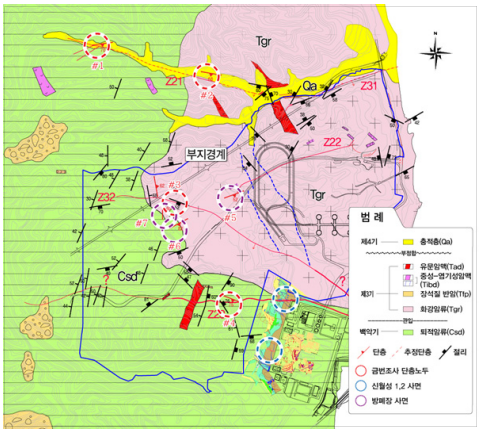


Fig. 1. Geological map of the site.

2.2 계측기 설치 및 종류

부지내 효율적인 계측을 위해 세지점(KZF-1,2,3)을 선정하여 계측기 설치를 수행하였으며, 계측기 배치도는 Fig. 2와 같다.

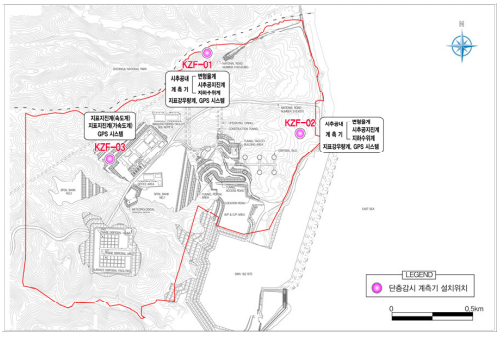


Fig. 2. Location of instruments of composing the fault monitoring system.

계측은 공내계측과 지표계측으로 이루어지며, 공내계측은 스트레인미터, 지하수위계, 시추공지진계로 지표계측은 GPS 및 속도/가속도 지진계로 구성하였다. 설치된 계측기 종류 및 사양은 Table 1과 같다.

Table 1. Fault monitoring system instrumentation configurations

구성 계측기	정밀도	설치심도	관측내용
스트레인미터 (GTSM)	5×10^{-10}	GL.-177.6m GL.-168.5m	응력변화
시추공지진계 (CMG3T-B)	2×1,000V/m/s	GL.-107.0m GL.-107.0m	지진
지하수위계 (PLS)	수위 ±0.05% 온도 ±0.5℃	GL.-30.0m GL.-50.0m	수위, 온도
지표지진계 (CMG-3T)	2×750V/m/s	지표	지진
지표가속도계 (ES-T)	<1,000μg/g²	지표	지진
GPS (Trimble)	수평 ±3㎜+0.1ppm 수직 ±3.5㎜+0.4ppm	지표	지반변위

* 지진기록계 : Q330HRS, 무전원전원장치 및 통신장비 공통

2.3 시추 및 착정조사

계측기 설치를 위한 지반상태 파악 및 계측공 설치를 위하여 시추 및 착정조사를 수행하였다. 시추공계측기 설치 예정지역인 KZF-1, 2지점에서 총 6개소의 착정공과 착정후 물리검층을 위해 스트레인미터공 2개소에서 시추조사를 실시하였다. 시추공계측기는 스트레인미터, 지하수위계, 시추공지진계로 착정 후 각 계측기 설치 요건에 부합하도록 케이싱 및 유공관을 설치하고 최적의 설치상태를 확보하였다(Fig. 3).

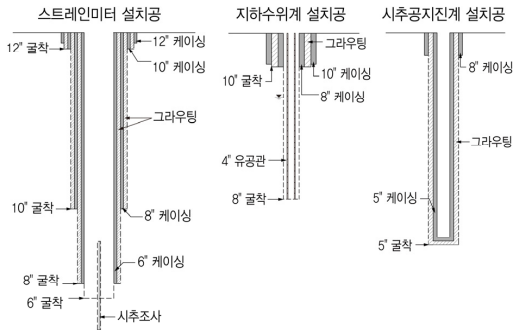


Fig. 3. Schematic map of drilling.

2.4 물리검층

스트레인미터 설치요건을 충족하는 설치지점을 선정하기 위하여 물리검층을 수행하고 시추조사에서 확인된 지반의 상태 및 성상을 비교 분석하였다(Table 2).

Table 2. The status of performed geophysical logging

검 층	검토항목	계측공
자연감마검층	암상변화	BOB-1(확공 후) BOB-2(확공 전, 후)
전기검층	대수층 분포여부	
자연전위검층	심도별 자연전위	
완전파형음파검층	지반 동적특성	
온도검층	심도별 온도변화	
공경검층	심도별 공경, 만곡도	BOB-1,2(확공 후)
공벽영상화검층	불연속면 분포특성	BOB-1(확공 후) BOB-2(확공 전, 후)

2.5 통합관리시스템 구축

계측된 자료를 관리하기 위하여 통합관리 시스템을 구축하였으며, 계측 데이터를 전송하는 계측기 그룹과 계측기 데이터를 수집/감시하고 웹 서비스를 제공하는 서버그룹, 계측데이터를 상시감시하는 통합모니터링그룹과 DATA 연계를 위한 통신그룹으로 구성되어 있다.

단층감시 프로그램의 구성은 계측데이터 수집과 데이터베이스 구축 작업을 핵심으로 하여 안정적인 시스템 운영을 목표로 개발되었으며, 계측데이터 수집, 실시간 데이터 제공, 동적분석, DB구축으로 계측시스템 업무를 분리하여 시스템 효율을 극대화 하였으며, 구성은 Fig. 4과 같다.

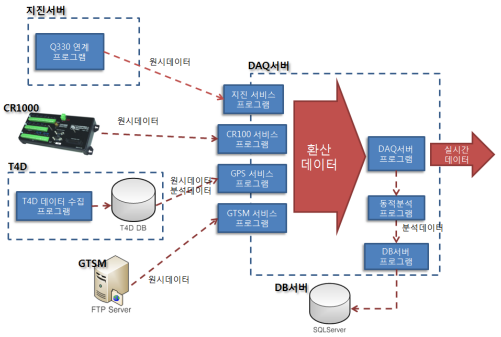


Fig. 4. Fault monitoring program configurations.

2.6 시운전

스트레인미터 관측자료 분석 결과 시간경과에 따라 천천히 압축작용이 진행중에 있는 것으로 파악되었으며, 지진계 관측자료 배경잡음 분석결과 모두 대체적으로 낮은 잡음 수준을 보이고 있다. 지하수위계 응답은 양호한 상태이며, GPS 관측소 변위분석 결과 관측기간동안 ±5㎜ 이내의 변동량을 보이고 있어 기선거리를 고려한 GP의 오차범위내에서 관측되고 있다.

3. 결론

환경관리센타 부지의 단층변위 계측에 대한 모니터링 설비인 스트레인미터, 지표 및 시추공지진계, 지하수위계, GPS를 통하여 단층 거동 특성을 실시간으로 정밀하게 관측할 수 있어 처분장 부지의 지진안정성 확보 및 대국민 신뢰제고에 매우 유용하게 활용 될 수 있을 것으로 사료된다.

4. 참고문헌

[1] 대한지질학회, 지질학회지, J. Geol. Soc. Korea, Vol 48, No. 6, pp. 491-501, 2012.
[2] 대한지질학회, 지질학회지, J. Geol. Soc. Korea, Vol 48, No. 6, pp. 533-542, 2012.

벤토나이트 완충재 장기 열적 거동 분석

최영철*, 윤찬훈, 김진섭, 최희주
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*cyc@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위 방사성 폐기물 처분시스템은 Fig. 1과 같이 지하 500 m 심도에서 암반에 터널을 뚫어 고준위폐기물 처분용기를 넣고 주위를 완충재로 매우는 형태이다. 이때 완충재는 처분용기의 열을 외부로 이동시키며, 핵종이동을 막는 등 중요한 역할을 한다. 따라서 이러한 완충재에 대한 열적, 수리적, 역학적 장기거동 분석이 매우 중요하다. 본 논문에서는 완충재의 열적, 수리적, 역학적 장기 거동 실험이 가능한 시험장치에 대해 소개하고, 열적 장기거동 시험결과에 대해 토의해 보고자 한다.

.

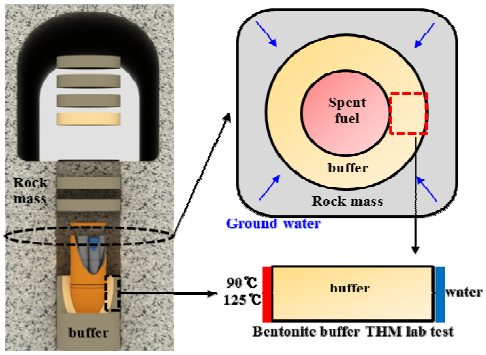


Fig. 1. High level radioactive waste disposal system.

2. 본론

2.1 완충재 장기 거동 분석 시험장치[1]

Fig. 2는 완충재의 열적, 수리적, 역학적 장기거동 실험이 가능한 시험장치를 보여주고 있다. 이때 완충재의 크기는 340 mm X 120 mm X 60 mm이다, 열적 거동을 분석하기 위해 열전대 17채널, 수리적 거동을 측정하기 위해 상대습도 센서 4채널, 함습율 센서 5채널을 부착하였다. 또한 역학적 거동 특성 분석을 위해 간극수압계 5채널, 팽윤압 센서 5채널 등 총 36채널을 사용하여 데이터를 동시 측정할 수 있다.

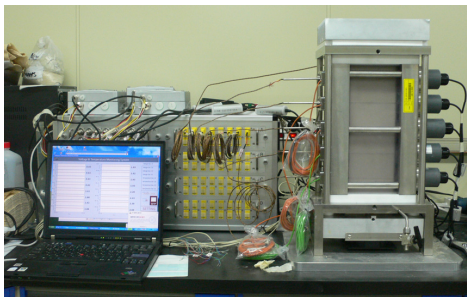
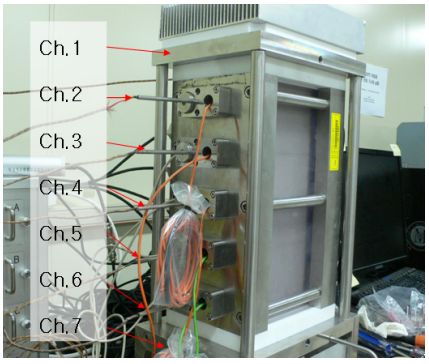


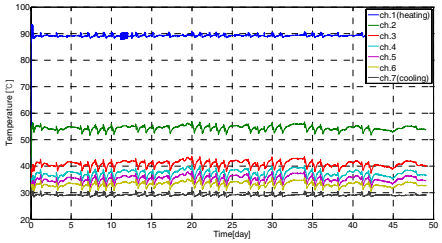
Fig. 2. Experimental setup for long-term evolution of a buffer.

2.2 장기 열적 거동 시험 결과

정상상태일 때를 고려하여 가열부에서는 90℃, 저열부에서는 30℃로 세팅하여 실험을 수행하였다. Fig. 3은 열전대를 사용하여 길이 방향으로 온도분포를 측정한 결과를 보여주고 있다.

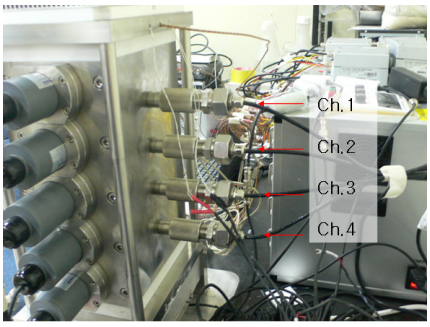


(a)

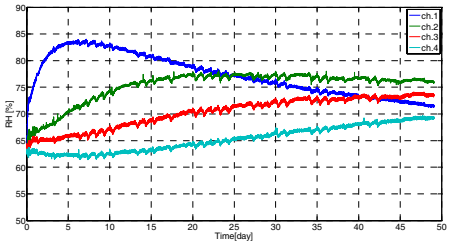


(b)

Fig. 3. Experimental result using the thermo-couple. (a) Picture of sensor, (b) Temperature result.

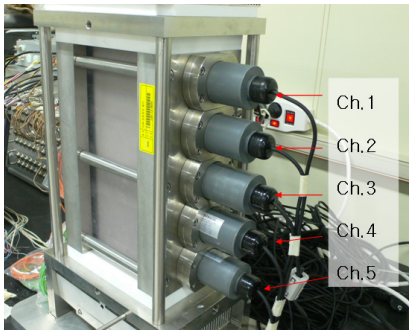


(a)

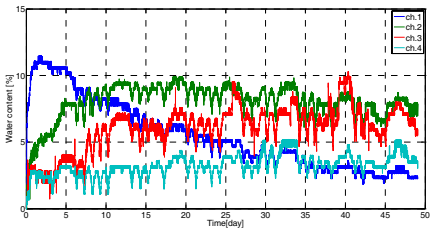


(b)

Fig. 4. Experimental result using the relative humidity sensor. (a) Picture of sensor, (b) Relative humidity result.



(a)



(b)

Fig. 5. Experimental result using the water content sensor. (a) Picture of sensor, (b) Relative humidity result.

이때 Ch.1은 가열부의 온도를 나타내며, Ch.7은 저온부의 온도를 나타내고 있다. 결과 그래프에서 볼 수 있듯이 완충재의 온도는 약 12시간 이내에 정상상태 (steady state)로 도달함을 확인할 수 있었다. Fig.3은 상대습도 센서(HMT334, VAISALA)를 사용하여 시간에 따른 상대습도 변화를 보여주고 있다. 특이한 사항은 시간이 지남에 따라 고온부에 있는 상대습도가 올라가다가 일정한 값에 도달한 후 떨어지는 현상을 관찰할 수 있었다.

이러한 현상은 Fig.5 의 함습율 측정 결과에서도 관찰할 수 있었다. 이것은 초기 완충재의 수분이 골고루 분포하다가, 온도차이가 발생하면 고온부의 수분이 기화하여 저온부로 이동하기 때문에 발생하는 것으로 추정된다.

3. 결론 및 향후계획

본 논문에서는 완충재의 열적, 수리적, 역학적 장기거동 분석을 위해 개발한 시험장치에 대해 소개하고, 약 2개월간의 열적 거동시험 결과를 분석하였다. 결과에서 볼 수 있듯이 물을 주입하지 않더라도, 온도 차이가 발생하면 완충재의 수분분포가 달라짐을 확인할 수 있었다. 따라서, 지하수 유입에 따른 완충재의 수리적 장기거동을 정확하게 분석하기 위해서는 가열 후 상대습도 및 함습율이 변하지 않을 때까지, 즉 정상상태에 도달한 후 실험을 수행해야 함을 알 수 있었다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 한국방사성폐기물학회, 2013년 추계학술발표회 논문요약집, pp.205-206, 2013.

WIPP 처분장 사고사례를 통해 본 방사성폐기물처분장의 안전을 위한 제언

이재민*, 연유진
경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 덕영대로 1732
*jaeminlee@khu.ac.kr

1. 서론

2014년 2월, 미국 유일의 방사성폐기물 심지층 처분장인 Waste Isolation Pilot Plant (이하 WIPP)에서 독립된 2 건의 사고가 연달아 발생했다. 첫 번째 사고는, 2014년 2월 5일에 처분장 지하에서 암염을 운반하던 트럭의 엔진과열로 인해 발생한 화재사고이다. 두 번째 사고는 같은 달 14일에 발생한, 초우라늄(Transuranic; TRU) 폐기물 저장용기로부터 아메리슘과 플루토늄이 누출된 사고이다. 그러나 WIPP 처분장은 설계시 사고대응체계의 구축으로 인해 피해를 최소화하였다. 이 사고들로 인해 국제사회는 방사성폐기물 심지층 처분장의 안전성과 사고대응체계에 관심을 가지게 되었다. 방사성폐기물처분장의 안전시스템은 방사성폐기물 심지층 처분장에 대한 이해에서부터 시작되며, 안전시스템 구축시 방사선에 대한 요소를 반드시 고려해야 한다.

이에 본 논문에서는 WIPP에서 발생한 2 건의 사고사례를 통해 WIPP 처분장의 안전시스템을 분석하고, 방사성폐기물처분장의 특성을 고려한 안전시스템 구축을 위한 제언을 하고자 한다.

2. 본론

2.1 WIPP 처분장 사고사례

2.1.1 사고 1 : 암염운반트럭 화재사고

2014년 2월 5일 WIPP 처분장에서 암염을 채굴하여 운반하던 트럭에서 화재가 발생했다. 사고 당시 지하 채굴장에서는 86명의 작업자가 있었으나, 대부분 안전하게 대피하였다. 그러나 6명의 작업자가 화재에 의한 연기를 흡입하여 근처병원으로 이송됐으며, 7명의 근로자는 경미한 부상으로 인해 현장에서 조치를 받았다. 화재 사고의 원인은 가열된 트럭의 엔진이 누출된 가연성 액체와 맞닿아 화재가 발생한 것으로 추측한다.

2.1.2 사고 2 : 방사성물질 누출사고

2014년 2월 14일 WIPP 처분장에서 초우라늄 폐기물 저장용기로부터 아메리슘과 플루토늄이 누출되는 사고가 발생했다. 지하에서 발생한 방사성물질 누출사고로 인해 지하저장고 앞에 있던 지속공기감시장치(Continuous air monitoring; CAM)의 알람이 울렸으며, 자동으로 환기시스템이 작동하여 고성능미립자(High-efficiency particulate air; HEPA) 필터를 가동하였다. 그러나 배기시스템의 설계문제로 인해 지상으로 소량의 방사능 물질이 누출되었으며, 추후 내부피폭 검사결과 근로자 중 21명에게 극히 낮은 피폭이 발생한 것으로 확인되었다.

2.2 WIPP 처분장 안전시스템 분석

방사성폐기물처분장 안전시스템의 목적은 인명안전 확보와 방사성 물질누출에 대한 방호이다. WIPP 처분장은 화재진압시스템과 비상구급용품, 지속공기감시장치 등을 통해 화재사고 및 방사성물질 누출사고에 대비하고 있다. 사고대비에도 불구하고 사고가 발생시에는 환기시스템을 통해 오염된 공기가 지상으로 배출되지 못하게 막는다. 이러한 시스템은 원자력시설의 기본개념인 '심층방호' 이다. WIPP 처분장은 심층방호를 통해 화재사고 및 방사성물질 누출사고에도 불구하고 피해가 확산되지 않게 최소화하였다.

2.2.1 화재사고 대비 안전시스템

- 화재진압시스템(Fire Suppression System) :
방사성폐기물처분장 지하에서 화재가 발생하였을 경우 각종 소화 장비와 소화계통을 활용하여 화재를 진압하는 시스템이다.
- 비상구급용품 (Emergency rescue equipments) :
지하에서 응급상황이 발생하여 지상으로 대피시 작업자의 안전을 위해 지하에 배치되어 있는 구급용품들을 말한다. 대표적으로 자기구명기, 휴대용 산소 공급원, 산소마스크 등이 있다. 자기구명기는 지하에 내려갈 때 작업자가 소지해야 하며 휴대용 산소 공급원과 산소마스크는 지하에 배치되어 있다.

2.2.2 방사능 누출사고 대비 안전시스템

- 환기시스템(Ventilation system) :
지하처분장에서 방사능이 누출될 경우 지속공기감시장치(Continuous air monitoring; CAM)에서 방사능을

검출한다. 지하의 유도공기중농도(Derived air concentration; DAC)가 일정량 이상이 되면 CAM이 알람을 울려 필터가동모드(Filtration mode)를 가동시킨다. 필터가동모드란 Main fan을 통해 260,000 scfm(Standard cubic feet per minute) 즉, 분당 약 7260 m^3 정도 지상으로 배출되던 공기가 댐퍼를 통해 공기의 이동을 막은 후, Filtration Duct로 이동하여 HEPA Filter를 통한 여과 후 60,000 scfm 즉, 분당 1700 m^3 정도 지상으로 배출시키는 시스템이다. 이러한 일련의 과정이 환기시스템이다.

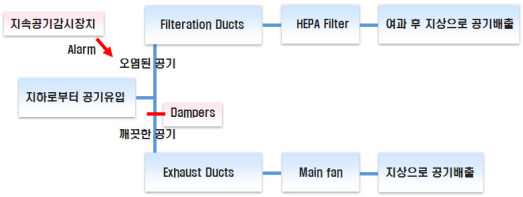


Fig. 1. Ventilation system.

- 지속공기감시장치(Continuous air monitoring; CAM) : 지하처분장에 위치하여 방사능 유출여부를 24시간 감시하는 장치. 방사능 유출이 감시되면 알람을 통해 자동으로 필터가동모드(Filtration mode)로 전환시킨다.

2.3 방사성폐기물처분장의 안전을 위한 제언

2.3.1 화재안전관리

Table 1. Concept for fire protection

개 념	조 치
화재예방활동	화재발생요인 제거 주기적 화재예방 설비점검
화재탐지 초기진압	화재탐지설비 가동 자동진압설비 가동
사고대응	화재확산방지, 배연설비가동 인명안전확보를 위한 노력

표와 같이 화재방호를 위한 개념은 심층방호가 기본이다. 일반적 화재방호와 더불어 방사성폐기물처분장은 화재 발생시 방사선에 대한 요소를 반드시 고려해야 한다. 화재시 방사성 물질화된 연기는 방사능을 제거한 후 방출할 수 있게 환기시스템(Ventilation system)과 같은 설비를 고려해야 한다.

2.3.2 방사성물질 누출 안전관리

Table 2. Prevention of Radioactive leakage

개 념	조 치
예방활동	24시간 자동공기감시장치 가동 환기시스템 점검
초기대응	자동공기감시장치 알람 발생 필터가동모드 가동
사고대응	방사능오염 해제까지 필터가동모드 가동 근로자 내부피폭상태확인

방사성폐기물처분장에서는 여러 사고로 방사성물질이 외부로 누출될 수 있다. 이에 사고발생시 초기발견을 위한 자동공기감시장치(Continuous air monitoring; CAM)나 사고대응시스템인 환기시스템(Ventilation system) 등이 갖춰져야 한다.

3. 결론 및 논의

2014년 2월 WIPP 처분장에서 화재사고와 방사성물질 누출사고 2 건이 독립적으로 연달아 발생했다. WIPP 처분장에서는 사고를 미연에 방지하지 못했지만 체계적인 안전시스템으로 사고에 대응하여 피해를 확산시키지 않고 최소화하였다. 이는 처분장 사고는 사고예방도 중요하지만 사고 후 대응 시스템을 갖추는 것이 무엇보다 중요하다는 것을 보여준다.

본고에서는 WIPP 처분장의 안전시스템을 분석하였다. 이를 통해 방사성폐기물처분장에서는 화재사고 및 방사성물질 누출사고에 대비해야하며, 사고대비에도 불구하고 사고가 발생시에는 환기시스템을 통해 오염된 공기가 지상으로 배출되지 못하게 막는 '심층방호'를 실시해야함을 알 수 있었다. 향후에는 본 연구를 심화하여 국내 방사성폐기물처분장 설계시 사고대응체계를 심층적으로 갖추는 방안을 모색할 것이다.

4. 참고문헌

[1] U.S. Department of Energy Office, Underground Salt Haul Truck Fire at the Waste Isolation Pilot Plant February 5, 2014, March 2014.
[2] U.S. Department of Energy Office, Radiological Release Event at the Waste Isolation Pilot Plant on February 14, 2014, April 2014.
[3] U.S. Department of Energy, WIPP Waste Isolation Pilot Plant Recovery, http://www.wipp.energy.gov

월성원자력환경관리센터 실증실험실 운영 현황

정해룡*, 박진백, 박주완
한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nohul@korad.or.kr

1. 서론

한국원자력환경공단(이하 KORAD)에서는 지하처분시설을 활용한 현장 연구를 위하여 월성원자력환경관리센터 건설동굴 2단계 확장부에 30 m 길이의 현장 실험을 위한 실증실험실을 확보하였다[1]. 실증실험실은 국내 최초의 처분시설 내 현장 실험실로서, 처분환경을 반영한 현장 실험을 통해 월성원자력환경관리센터 안전성평가 보수성 저감과 지속적인 처분사업을 위한 기초자료 확보에 기여할 수 있을 것으로 판단된다.

2. 실험 현황

2.1 추진 현황

KORAD에서는 '10년 12월부터 실증실험실을 기획하여 실증실험실 설치를 위한 월성원자력환경관리센터 건설·운영변경허가를 '12년 확보하였으며, '13년 4월부터 본격적으로 운영하고 있다.

2.2 실증실험실 배치

실증실험실은 Fig. 1과 같이 월성원자력환경관리센터 건설동굴 2단계 확자부 끝단에 위치하고 있으며, 길이는 약 30 m이며, 해수면 130 m 아래에 위치하고 있다. 실증실험실에는 안정적인 전원공급을 위한 비상전원공급장치, 콘크리트 장기열화 실증실험 장치, 기체발생 장기실증실험 장치, 지하수 공급장치 등이 설치되어 있다.

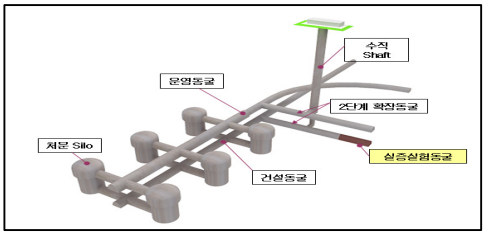


Fig. 1. Underground research laboratory at the Wolsong LILW Disposal Center.

2.3 실험 내용

실증실험실에서는 현재 처분장 현장조건을 반영한 사일로 콘크리트 장기열화 실증실험과 기체발생 장기실증실험을 수행하고 있다.

2.3.1 콘크리트 장기열화 실증실험

본 실험에서는 월성원자력환경관리센터 사일로 콘크리트의 주요 열화인자로 평가되는 철근부식의 영향을 평가하기 위하여, 사일로 콘크리트와 동일한 배합비로 제작된 콘크리트 시편내에 철근 부식센서를 깊이별로 설치하여 장기간 발생하는 콘크리트 내 부식현상을 모니터링하고 있다(Fig. 2).

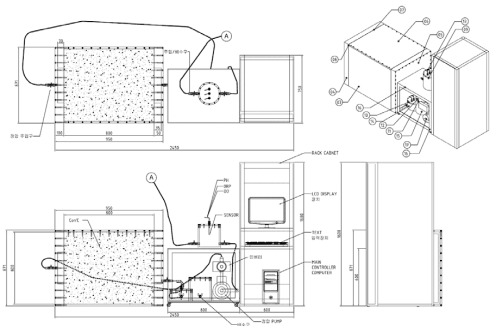


Fig. 2. Schematics of Long-Term Experiment on Concrete Degradation.

2.3.2 기체발생 장기실증실험

실제 처분환경과 유사한 조건에서 장기간에 걸친 중.저준위 방사성폐기물의 처분 및 폐쇄에 따른 기체발생 영향을 확인하기 위해 기체발생 장기 실증실험 장치를 구축하였다. 원전 운영에 따라 발생되는 중.저준위 방사성폐기물 가운데 가장 많은 비율을 차지하는 것은 잡고체이며, 이러한 잡고체 폐기물은 모두 철제드럼(200L 및 320L)으로 포장되어 각 형태에 대해 고유하게 설계된 콘크리트 처분용기(16-pack 및 9-pack)에 구분/적재된 후 월성원자력환경관리센터에 처분된다. 따라서, 실제 처분환경과 유사한 조건을 제공하고, 처분대상 폐기물의 비균질성을 모사하기 위해 16-pack 및 9-pack 2가지 형태로 구분하여 설치하여, 장기간 발생하는

기체발생량을 관측하고 있다(Fig. 3).



Fig. 3. Full-scale experimental facility for gas generation.

2.3.3 지하수 분석

실험장치에 주입되는 지하수 내에 존재하는 미생물 및 이온성분 분석을 수행하였다.

3. 실험 결과

3.1 지하수 분석

지하수 시료에서 호기성 미생물 개체수는 0.7 CFU/mL, 혐기성 미생물 개체수는 1.4 CFU/mL로 측정되었으며, 조건적 호기성 미생물의 주된 종은 미생물 개체수의 약 43%에 해당되는 *Bacillus subtilis* sp.로 분석되었다. 혐기성 조건에서는 *Enterobacter* sp.와 *Klebsiella* sp.가 분석된 모든 시료들에서 우세한 종으로 측정되었다. *Enterobacter*가 지하수 시료내 약 38%를 나타났다. 이들 미생물들은 탄소 등을 에너지원으로 활용함으로써 다양한 종류의 유기성 폐기물 분해에 영향을 미칠 수 있을 것으로 판단된다.

그 외 월성원자력환경관리센터 지하수 내의 이온성분들은 안전성분석보고서(SAR)에 자세히 나타내었다.

3.2 콘크리트 장기열화 분석

Fig. 4에 '13년 3월 부터'14년 1월 까지 약 10개월간 측정한 철근부식 센서 모니터링 결과를 나타내었다. 일반적으로 부식 전극 사이에서 측정되는 전압 감소특성을 관찰하여 콘크리트 내에 매설된 철근에서 발생하는 부식진행 정도를 파악할 수 있다. 본 실험 약 10개월간 측정한 자료에서는 아직 명확한 부식 진행 현상이 관찰되지 않는 것을 알 수 있으며, 향후 지속적인 모니터링을 진행할 계획이다.

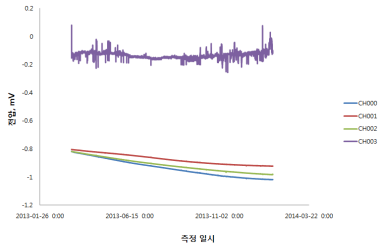


Fig. 4. Monitoring data of corrosion senser.

3.3 기체발생 장기실증실험 결과 분석

실증실험 액체시료에서 다양한 미생물 군집이 존재하는 것을 확인하였다. 유기탄소량은 증가하는 추세를 보여주었다. 지방산은 9-Pack 시료에서만 비교적 높은 농도의 acetic acid가 관찰되었다. 하지만, glucose와 ISA가 검출되지 않은 점을 미루어 볼 때, 미생물의 활동에 의한 유기성 폐기물의 분해는 진행 중인 과정으로 판단된다. 하지만, 현재까지 실증실험을 통한 기체발생은 관찰되지 않았다.

4. 참고문헌

[1] 한국원자력환경공단, 중·저준위방사성폐기물처분시설 실증실험동굴 기본설계서, 2012.

2분과

방사성폐기물 처분 및 부지특성(Poster)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

방사성폐기물 대표드럼 선정 방안에 대한 연구

박지은*, 김학수, 김정주
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*pje86@khnp.co.kr

1. 서 론

원자력발전소 임시저장고에 저장되어 있는 방사성폐기물 드럼은 적기 처분을 위해 처분적합성이 입증되어야 한다. 원자력안전위원회 고시 제2013-29 "중.저준위 방사성폐기물 인도 규정"에서는 폐기물에 포함되어 있는 전체 방사성핵종의 95% 이상을 규명하여야 하며, 포장물의 구조적 건전성을 입증해야 한다고 명시되어 있다. 그러나 과거 발생 드럼 전체에 대한 특성분석은 시간 및 비용 등의 효율 측면에서 현실적으로 불가능하므로, 드럼 일부의 분석결과를 이용하여 전체 드럼을 추정하는 방안이 고려되어야 한다. 본 논문에서는 대표성 확보를 위한 대표드럼 선정방안을 검토하였다.

2. 본 론

2.1 국내외 연구현황

대표시료 선정과 관련한 연구는 국내외적으로 초기단계이며, 국내의 경우 원자력안전기술원(KINS) 방사성폐기물 규제기술개발 중 방사성폐기물 규제해제 요건개발(KINS-RR-144)에서는 균질화 방안 및 평균화 방안을 제시하고 있다. 국외의 경우 광범위로 오염된 토양에 대한 권고안들이 대부분이다. IAEA-TECDOC-855, IAEA-TECDOC-1000 및 IAEA-TECDOC-383에서는 시료채취 방법을 제시하였고 EPA-QA/G-5S 및 IAEA-TECDOC-1415에서는 표본추출 방법론을 소개하고 있다. 또한 NRC (Nuclear Regulatory Commission)는 연구로 해체 후 부지 및 건물의 최종 현황을 조사하기 위한 MARSSIM(Multi- Agency Radiation Survey & Site Investigation Manual) 절차서를 개발하였으며, PNNL(Pacific Northwest Na- tional Laboratory)은 통계 분석 및 수학적 개념을 기반으로 표본추출 방법과 의사결정을 지원하는 소프트웨어 VSP(Visual Sample Plan) 프로그램을 개발하였다.

2.2 대표드럼 선정에 대한 제한사항

원전에서 발생되는 대부분의 방사성폐기물은 잡고체, 농축폐액, 폐수지, 폐필터 등이며 발생 시기 및 드럼 처리방식에 따라 그 특성(압축/비압축, 가연성/비가연성, 철/비철, 유리수의 유무, 킬레이트제의 유무 등)이 매우 다양하다.

한편 통계적 추론에 있어서, 표본을 산정하기 위한 기본 개념은 식 (1)과 같이 추론하고자 하는 모수(θ)와 추정값($\hat{\theta}$)의 차이 즉 표본오차(Sampling Error) d가 일정한 값 C 이내로 될 확률 값이 일정하게 되도록 표본의 크기를 결정하는 것을 원칙으로 한다. 예를 들어 모집단 평균 추정을 위해 필요한 표본의 개수 산정식(2)에서는 모집단 분산의 추정값($\hat{\sigma}^2$)이 필요하다.

$$P\{\,|\,\hat{\theta}-\theta\,|\,\le C\} = (1-\alpha) \quad (1)$$

$$n = Z^2\,\frac{\hat{\sigma}^2}{d^2} \quad (2)$$

그러나 방사성폐기물은 모집단 드럼의 특성을 예상하기 어려우므로, 대표드럼을 선정하기 위해서는 모집단의 특성 값이 배제된 방안을 모색해야 한다.

2.3 통계적 표본추출 설계 소프트웨어

2.3.1 VSP 프로그램

VSP 프로그램은 PNNL에서 개발하여 EPA(Environ- mental Protection Agency), DOE(Department of Energy) 및 DOD(Department of Defense) 등에서 후원하고 있는 소프트웨어이다. 이 프로그램은 표본추출 목적에 맞는 통계기법을 이용하여 표본개수 산정식 및 알고리즘을 제공하며 부지, 건물, 표본의 위치를 시각화하여 최적의 추출방안 설계를 통해 설정한 신뢰도 및 성능에 맞도록 통계적 결과를 산출한다.

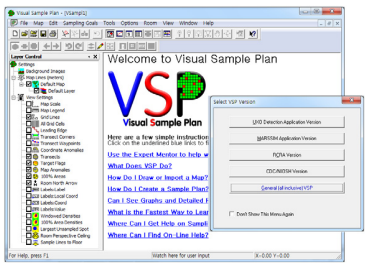


Fig. 1. VSP Program.

VSP 프로그램은 다양한 옵션(평균 추정, 평균 비교, 신뢰구간 구축, 건물 내 표본추출, 조사지점 선정, 오염경계 설정, 방사선 횡단면 측량, 비통계적 표본추출 방법 등)에 따라, 오류의 허용수치 및 신뢰도 등을 반복적으로 조정하여 표본추출 계획을 설계할 수 있다. 즉, 사용자가 적절한 통계학적 가설검정을 선택하여 입력(Input)자료에 따라 필요한 표본개수를 계산하고 추출 지점을 선정한다.

2.3.2 선정 옵션 : Item Sampling

과거발생 드럼에 대한 대표드럼을 선정하기 위해 적합하다고 판단되는 옵션은 'Item Sampling'이다. 'Item Sampling'은 초기하(Hypergeometric) 분포를 적용한 것으로, NUREG/CR-4604에 따르면 초기하분포는 특성표본추출(Attribution Sampling)에 대하여 유한한 모집단에서 랜덤 표본추출에 적합한 모델이다. 특성표본추출에서의 검증(측정/검사)은 검증대상을 '적합' 또는 '부적합'으로 분류하여 부적합 비율이나 개수를 산출하는 것이다(측정된 차이의 크기는 중요하지 않다). 산출 결과를 통해 모집단을 채택/기각할 것인지 결정한다. 우선 가설(대립가설 및 귀무가설)을 설정하여 통계적 가설검증을 통해 채택/기각 여부를 결정하고 이에 따라 모집단의 부적합 개수 또는 비율을 추측할 수 있다. 특히 모집단의 부적합 비율을 모르는 경우, 최대오차 및 신뢰도를 설정하여 모집단의 부적합 검출확률을 계산하여 표본추출 계획을 설계한다.

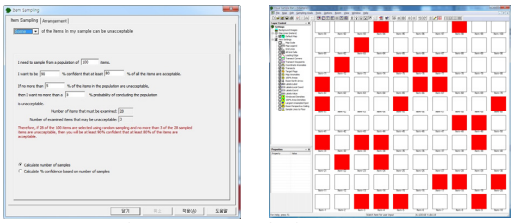


Fig. 2. Input Data & Output Result.

2.4 대표드럼 선정 방안

2.4.1 표본개수 산정 식 : Bowen & Bennett ('88)

VSP에서 선정한 옵션 'Item Sampling'에서 표본개수를 산정하기 위한 수식은 다음과 같다.

$$n \approx [0.5(1-\beta^{1/V})(2N-V+1)] \quad (3)$$

식 (3)에서 n은 표본 개수, β는 (1 - 신뢰도), N은 모집단 개수, V는 $max(1, PN)$, P는 (1 - 부적합 허용수치)를 의미한다. 또한 식 (3)는 가설검정(Hypothesis Test)을 위해 모집단 크기에 상관없이 표본의 부적합 발생을 허용할 수 없다고 가정(허용 부적합 개수 0)하여, 표본개수 산출 계산을 단순화 시킨 것이다.

2.4.2 대표드럼 선정 예시

IAEA-TECDOC-1415에 따르면, 대부분의 분석에서 95% 신뢰도(5% 허용오차)를 적용하는 것이 일반적이지만, 필수 사항은 아니며 인간에 미치는 영향이나 경제적 요인에 따라 더 낮게 설정될 수 있다.
예를 들어 전체 10,000 개 드럼에서 신뢰도 95% 및 허용 부적합 비율 1%를 조건으로 계산해보면, 산정된 대표드럼의 개수는 294 개이다. 이 결과는 *"10,000 개의 전체 드럼 중, 294 개 드럼을 랜덤 추출하여 294 개 모두 적합하다고 분석된다면, 최소한 모집단 전체 드럼의 99%(100-1%)가 적합하다는 것을 95 % 신뢰할 수 있다"*고 해석할 수 있다.

3. 결 론

방사성폐기물 드럼의 처분적합성을 입증함에 있어서 시간 및 비용 등의 효율성 문제가 제기되므로 전체 드럼의 특성을 반영할 수 있는 최적의 대표드럼을 선정해야 하며, 대표성을 설명할 수 있어야 한다. 그러나 발생 드럼의 종류가 매우 다양하여 일반적인 표본개수 산정식에 적용하기 어렵다.
본 연구에서는 VSP 프로그램의 Item Sampling 옵션을 선택하여 지정한 허용수치 및 신뢰도에 대한 대표드럼을 선정하는 방안을 제시하였다.
향후 수행할 연구에서 목적에 맞는 적절한 옵션을 선택한다면, VSP 프로그램은 통계 소프트웨어로서 다양한 연구에 활용될 수 있을 것이다.

4. 참고문헌

[1] 한국수자원공사, 토양.지하수 오염조사지침개발 최종보고서, pp.216-251 2010.
[2] 한국방사성폐기물학회, 2006년 춘계학술대회 논문요약집, pp.134-134, 2006.
[3] 성신여자대학교, 표본크기 추정에 관한 연구, Journal of Basic Science, pp.109-119, 1993.
[4] PNNL, Statistical Methods for Nuclear Material Management, NUREG/CR-4604, pp.871-923, 1988.
[5] PNNL, Visual Sample Plan Version 6.0 User's Guide, PNNL-19915, 2010.
[6] IAEA, Soil Sampling for Environmental Contaminants, IAEA-TECDOC-1415, pp.26-27, 2004.

원전 금속방사성폐기물 자체처분현황과 폐기물의 처분에 대한 고찰

나경원*, 김영남, 윤태형, 이지영
에코리서치그룹(주), 서울특별시 영등포구 국제금융로6길 33
*kelvin.erg@gmail.com

1. 서론

원자력발전소 관리구역내에서 발생하는 고체금속 방사성폐기물은 크게 나누어 폐기물 드럼처리 및 오염제거 가능한 자체처분대상 폐기물로 나누어진다. 그리고 관리구역 외부에서 발생하는 2차측 공정폐기물과 더불어 오염제거 가능한 방사성폐기물은 제염작업 후 방사(선)능에 대한 표면 및 체적오염이 규제해제 기준치 미만임을 입증한 경우 자체처분 대상 폐기물로 분류하여 폐기물별로 승인을 거친 후 매립, 재활용의 처리방법에 의하여 처분되고 있다.

본 내용에서는 원자력발전소에서 발생되어진 금속 방사성폐기물의 감용 방안과 자체처분 폐기물로 승인되어진 폐기물을 그 종류에 따라 처분 방법 및 재활용 극대화 방안을 고찰하고 폐기물 처분 비용 및 경제성 효과에 타당한 처분방법을 도출하여 향후 원자력발전소에서 발생되는 방사성폐기물과 자체처분 대상 폐기물의 감용 및 처분방법의 개선책을 모색하고자 하였다.

2. 본론

2.1 금속방사성폐기물의 감용 처리 및 자체처분 대상 폐기물로의 전환

금속방사성폐기물 실증 연구 시설인 한빛 1발전소의 경우 1985년부터 금속폐기물 누적 발생량이 총 558 드럼이었으며, 한빛 2발전소에서는 총 168 드럼의 금속폐기물이 발생된 것으로 조사되고 있다.

한빛 1발전소의 경우에는 계획예방 정비 시 철재류, 철판, RTD 배관, 철사 및 철망, 함석(보온재 커버) 등이 주로 발생되었으며, 정상 운전 중에는 철재류 및 핵연료 저장랙이 발생되었다.

한빛 2발전소의 경우에는 주 발생폐기물이 철판, 배관, 파이프 등이었으며, 그 외에 필터 및 필터 프레임, ECT Prove, ICI 절단물 등이 발생되고 있다. 이들 폐기물의 감용 처리방법은 다음과 같다.

1. 오염, 비오염 폐기물을 분리수거하여 비오염 폐기물은 오염이 되는 것을 방지하고 비오염 폐기물은 자체처분 대상 폐기물로 분류하여 관리하고 오염 제거 가능한 철재류 폐기물은 특성 및 종류에 따라 제염작업 후 자체처분
2. 오염된 폐전선류의 피복은 최대한 제염한 후 플라스틱류 및 구리선은 자체처분
3. 드럼처리 폐철재류 폐기물은 세부 분해 및 조밀 절단(산소, 고속, 플라즈마 절단)하여 드럼내 공극률 최소를 위한 드럼내 장입 계획에 의거 드럼발생량 최소화



Fig. 1. Type of metal waste in nuclear power plants.

2.2 자체처분 대상 폐기물의 규제해제 방법 및 절차

2.2.1 관리구역내 발생 폐기물

폐기물의 발생원에 따라 비오염이거나 오염제거 가능한 금속폐기물을 분류하여 제염가능 폐기물은 오염제거 작업을 수행한 후 방사선(능) 측정을 하여 반출 기준치를 만족함을 확인하고 폐기물별 200Kg을 한단위로 하여 시료를 채취한 후 핵종 분석 값이 핵종별 자체처분 기준치 만족하고 핵종별 분율의 합이 1이하임이 입증 될 때 관리구역 외부로 반출하여 자체처분 대상 폐기물 보관장으로 이동하여 보관하고 개인 및 집단선량 평가(RESRAD 코드)를 하여 승인절차를 거친 후 처분한다.

※ 규제해제 선량기준: 개인선량 10 μSv/y 및 집단선량 1person.Sv/y

2.2.2 2차측 공정폐기물 및 원자력발전소내 건설폐기물

2차측 공정폐기물이나 건설폐기물의 경우 단일 계통, 공정, 폐기물별로 분류하여 시료채취시의 대표성 확보를 위해 균질화, 평균화 방안으로 시료를 채취하여 관리구역내 발생 폐기물과 동일한 방법으로 자체처분한다.

2.2.3 규제해제 적용 방법

① 시료 및 측정결과의 대표성 확보 방안
② 자체처분 대상 폐기물의 포장상태 및 포장재 처리 방안
③ 방사선안전관리기준에 관한 규칙 만족여부
④ 난검출성 핵종의 평가
⑤ 자체처분에 따른 선량 평가 시 흡입에 대한 핵종별 선량환산인자 선정근거
⑥ 전알파, 베타 방사능 분석 결과 및 환경시료 비교 분석결과

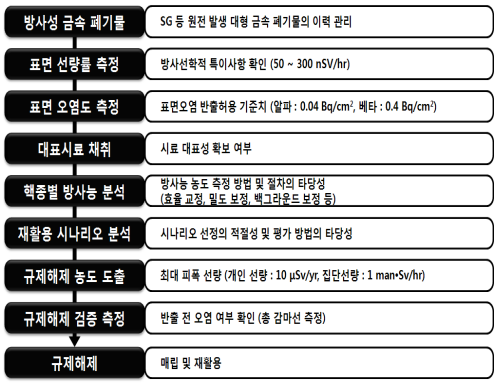


Fig. 2. Procedure of self-disposal and radioactive metal waste measure.

2.3 금속방사성폐기물 제염 처리 현황

현재 원자력발전소의 금속방사성폐기물은 보조건물 또는 원자로건물내의 설비개선, 공기정화계통 및 장비 성능개선 등의 단위작업, 노후 시설물 교체의 작업등에서 발생되며 이렇게 발생된 금속방사성폐기물은 드럼처리, 감쇠저장, 임시보관의 형태로 처리.보관하고 있다.

드럼처리의 경우, 제염이 불가능한 고오염 금속방사성폐기물을 대상으로 전처리 및 절단작업을 통하여 부피감용 후 드럼처리를 수행하고, 감쇠저장의 경우, 장반감기 핵종 오염 대형시설물 및 형상이 복잡한 금속방사성폐기물을 대상으로 저장하여 감쇠하며, 임시보관의 경우, 자체처분이 가능한 금속방사성폐기물을 대상으로 임시보관 후 제염하여 자체처분을 수행한다.

현재 원전에서는 임시 보관된 금속방사성폐기물을 대상으로 제거성 오염에 대해서는 Scrubbing 제염 후 고압 스팀분사 및 헹굼수로 세척하여 오염을 제거하며, 고착성오염에 대해서는 연삭(Grinding)제염을 수행하여 표면을 약 0.1-0.2 ㎜ 정도로 연산 후 스팀분사기를 사용하여 오염물질을 제거한다.

통상적으로 임시 보관된 금속방사성폐기물의 경우, 제염을 통하여 자체처분을 수행하며, 통상적으로 수행되는 국내 원자력발전소의 금속방사성폐기물의 제염 및 자체처분 공정에는 다음과 같은 문제점이 있다.

- 연삭작업시간 과다
- 형상에 따라 추가 고착현상 발생으로 작업공정 지연
- 다량의 물량 장기 작업 시 부적합
- 기계적 금속표면 절삭가능 장비 부재
- 수공구 사용으로 인한 작업의 위험성 및 작업효율 저하
- 작업자의 방사선피폭 발생

3. 결론

금속방사성폐기물은 모든 산업활동에 수반해서 불가피하게 발생되는 불용물로서 모든 산업에서 예외 없이 배출되고 원자력발전에서 수반되어 발생하는 방사성폐기물은 환경적인 측면뿐만 아니라 그 처리 비용에서도 많은 경제적 손실을 가져오고 있다. 현재 원전에서 사용하고 있는 금속방사성폐기물 재활용 및 자체처분의 공정이 복잡하고, 작업의 어려움과 수작업에 의하여 피폭 및 안전 위험성이 높으며, 효율성이 떨어지므로, 이러한 문제점을 해결할 금속방사성폐기물 일괄 제염처리 장비 및 운용 기술의 수립이 필요함.

4. 감사의 글

본 연구는 산업자원통상부 기술료지원사업(10048075)으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 한국원자력안전기술원 Development of Regulatory Requirements for Clearance of Radioactive Waste (방사성폐기물 규제해제 요건 개발, 주재별 보고서), KINS/RR-144
[2] 한국방사성폐기물학회, 2011년 춘계학술발표회 논문요약집, pp.191-192, 2011.

고압 및 동결/융해 하에서의 암석 균열 생성 및 성장 분석

김혜진[1,2], 최정해[1*], 채병곤[1], 김교원[2]
[1]한국지질자원연구원, 대전광역시 유성구 과학로 124
[2]경북대학교, 대구광역시 북구 대학로 80
*jhchoi@kigam.re.kr

1. 서론

계절에 따른 온도변화가 뚜렷한 우리나라의 경우 미세균열을 가지는 암석의 풍화는 주로 동결/융해에 의한 영향을 많이 받는다[1]. 또한 불연속 암반은 일반적으로 가압상태 하에서 균열을 발생, 성장시킨다[2]. 본 연구에서는 암석시료의 풍화를 가속시키기 위해 동결/융해 및 가압조건하에서 실험을 실시하고 실험이 진행되는 동안 시료의 표면에 나타나는 균열의 생성 및 성장에 대한 연구를 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험 방법

2.1.1 시료

시료는 대전지역에 분포하는 복운모화강암을 사용하였으며, 크기는 고압 환경 조성 및 다초점 레이저 스캔 현미경(CLSM(Confocal Laser Scanning Microscope)) 분석의 용이성을 위해 2(W)×4(L)×1(H)cm로 성형하였다. 또 CLSM의 정밀한 측정을 위해 시료의 표면은 화학적으로 처리하여 반사도를 극대화하였고 두 면의 편평도를 약 0.001%로 만들었다. 실험에 사용된 시료는 총 3개로 주어진 압력은 50 MPa, 55 MPa, 70 MPa로 설정하였다.

2.1.2 동결-융해 시험

이 실험에서는 VISION사의 VS-9111H-0을 사용하였고, 온도는 우리나라의 계절별 기온 변화를 고려하여 -20~40℃로 설정하였다. 그 주기는 40℃까지 온도가 상승하는 데 1시간, 유지하는 데 2시간, 또 -20℃까지 하강하는 데 1시간, 유지하는 데 2시간으로 총 6시간이며 이를 20주기 반복한 후 관찰하였다.

2.1.3 CLSM 분석

분석에 사용된 장비는 OLYMPUS사에서 제조된 OSL4000 모델을 이용하였다 (Fig. 1). 동결/융해 각 20주기가 끝난 시료 표면의 특정 부분을 5× 및 50× 렌즈로 관찰, 촬영하여 μm 단위의 세밀한 분석이 수행되었다. 그리고 각 주기에 따라 새로 발생한 균열 유무를 확인하고 발생한 균열의 길이를 측정하였다.

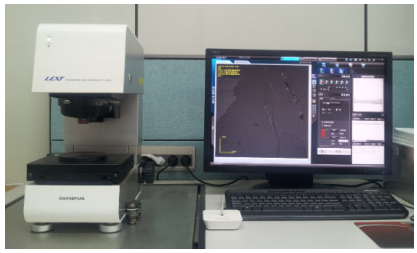


Fig. 1. CLSM (Confocal Laser Scanning Microscope).

2.2 실험 결과

2.2.1 균열의 개수

CLSM 5× 촬영 영역(2560×2560 μm)에서 각 시료의 동결/융해 200주기까지 균열 발생 개수를 모든시료에서 측정하였다. 그 결과 Fig. 2에서와 같이 압력이 50 MPa인 시료에서는 총 7개의 균열, 압력이 55 MPa인 시료에서는 총 9개, 압력이 70 MPa인 시료에서는 총 17개의 균열이 관찰되었다. 즉, 고압의 환경하에서 동결/융해를 거친 암석시료에 대해서 더 많은 균열이 발생하는 것을 확인하였다. 각 시료에 대한 동결/융해 주기별 균열 발생 개수는 Fig. 3에 나타나있다. 압력 50 MPa인 시료에서는 동결/융해 100주기 이후에 2개의 균열이 발생하여 160주기까지 총 7개의 균열이 발생한 후 200주기까지 균열 개수를 유지하였다. 압력 55 MPa인 시료에서는 20주기에서 균열 6개가 발생하고 80주기까지 9개가 된 후 200주기까지 유지하였다. 압력 70 MPa인 시료에서는 20주기 이후에 10개의 균열이 발생한 후 60주기 이상 균열의 개수가 유지된 적 없이 200주기까지 서서히 증가하여 총 17개가 되었다. 이를 통해 압력이 큰 시료일수록 동결/융해 주기 초기부터 더 많은 균열이 발생하는 것을 확인하였다.

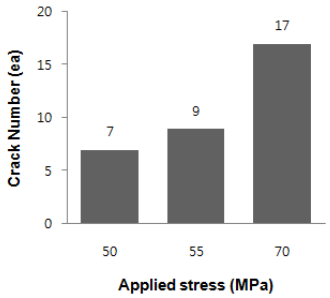


Fig. 2. Relationship between applied stress and crack number.

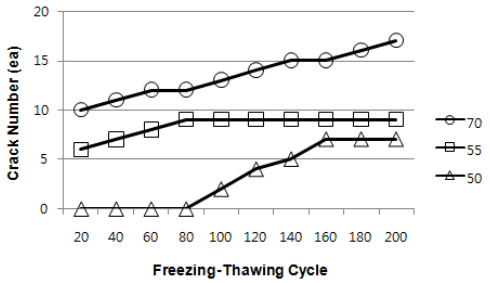


Fig. 3. Relationship between freezing-thawing cycle and crack number.

2.2.2 균열의 길이

CLSM 50× 촬영 영역(256×256 μm)을 통해 각 시료 당 뚜렷하게 발달된 균열의 길이를 동결/융해 주기 마다 측정하였다. 이 때 압력이 50 MPa인 시료에서는 길이를 측정하기에 적당한 균열 1개, 55 MPa, 70 MPa인 시료에서는 균열 각 3개씩을 선택하였으며, 측정한 균열의 길이를 통해 각 시료의 누적 길이 변화를 확인하였다.

우선 누적 길이 변화는 Fig. 4와 같으며, 압력이 55 MPa, 70 MPa인 시료의 균열 길이는 3개 균열의 평균값을 이용하였다. 그 결과 50 MPa인 시료의 누적 균열 길이는 28.79μm, 55 MPa인 시료의 평균 누적 균열 길이는 66.37μm, 70 MPa인 시료의 평균 누적 균열 길이는 111.15μm로 나타났다. 즉, 압력에 따라 균열의 누적 길이 변화에 차이가 있으며, 압력이 클수록 그 길이가 길어졌음을 확인하였다.

2.2.3 균열 성장 속도

균열의 누적 길이 변화를 이용하여 계산한 균열 성장 속도는 Fig. 5와 같다. 압력이 50 MPa인 시료에서 균열의 속도는 0.78μm/day, 55 MPa인 시료에서 1.59μm/day, 70 MPa인 시료에서 2.93μm/day이다. 즉, 속도 또한 압력에 따른 차이가 있으며 압력이 클수록 빨라졌음을 확인하였다.

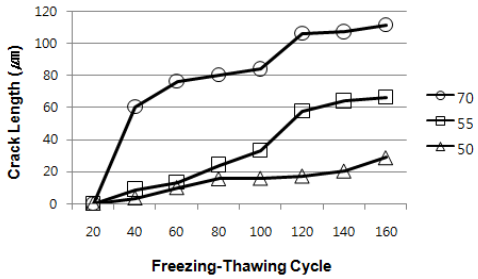


Fig. 4. Relationship between freezing-thawing cycle and crack length.

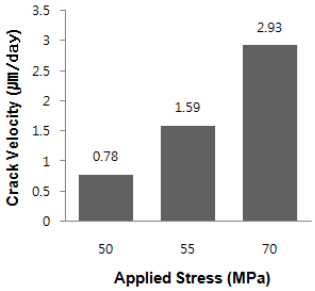


Fig. 5. Relationship between applied stress and crack velocity.

3. 결론

이 실험에서는 고압 및 동결/융해 환경에서 암석의 균열이 발생하고 성장하는 데 어떠한 특징이 나타는가에 대한 기초적인 분석을 실시하였다. 그 결과 균열은 동결/융해와 압력 조건에 영향을 받아 생성되고 성장하였으며, 특히 낮은 압력 보다 높은 압력을 가한 시료에서 균열이 더 많이 발생하였고, 길이도 더 길게 나타났다. 이를 토대로 계산한 속도 또한 높은 압력을 가한 시료에서 빠르다는 것을 확인하였다.

4. 참고문헌

[1] J.G Um, Ik Woo, H.J Park, "Engineering Geological Characteristics of Freeze- Thaw Weathered Gneiss in the Wonju Area, Korea", The Journal of Engineering Geology, Vol. 24, No. 2, pp. 161-169 (2014).

[2] C.H. Park and A. Bobet, "Crack initiation, propagation and coalescence from firctional flaws in uniaxial compression", Engineering Fracture Mechanics, Vol. 77, pp. 2727-2748 (2010).

방사성폐기물 처분 관점의 장기 방사능 변화 예측

신성규*, 이상훈, 김수진, 권민철, 성석현
한국원자력환경공단, 경상북도 경주시 북부동 116-3
*skshin@korad.or.kr

1. 서론

방사성폐기물(이하 '방폐물'이라 한다)은 원자력발전소, 원자력연구원, 핵연료주식회사 및 일반 산업체 등 방사성물질 사용기관에서 발생되며, 사용의 목적이 종료된 방사성물질은 원자력안전법에 의거 방폐물로 분류되어 방폐물 처분 전문기관(한국원자력환경공단)에 인도된다. 처분관점에서 전자를 방폐물 발생기관(이하 '발생기관'이라 한다)이라하고 후자를 방폐물 처분기관(이하 '처분기관'이라 한다)이라고 한다.

국내 처분기관은 근래에 1단계 동굴처분시설이 완공되어 방폐물을 사일로에 정치할 시점이다. 따라서 처분기관은 안전성평가에서 이루어진 예측 개념의 방사능 규명을 고려하여 실제 핵종분석결과에 근거한 향후 방사능의 수준을 평가하고 예측하여 철저한 방사성물질 처분관리에 대비해야 할 것이다.

본 연구에서는 처분기관에서 기 인수한 방폐물의 방사능 수준과 특성을 분석하여 향후 처분관리할 방사능의 수준을 평가하고, 과거 발생된 방폐물과 근래에 발생된 방폐물의 붕괴시간 차이에 따른 향후 방사능의 수준 변화를 예측하고자 한다.

2. 본론

2.1 기 인수 방폐물의 방사능 분석

2.1.1 월성원전이 생성한 잡고체 방폐물 2,536(생성년도 : 2004년~2010년)드럼의 드럼당 핵종별 평균 방사능을 Table 1에 나타내었다.

Table 1. Average radioactivity of Wolsung NPP

핵종	방사능(Bq)	핵종	방사능(Bq)	핵종	방사능(Bq)
H-3	1.545E+10	C-14	5.912E+06	Co-60	1.537E+06
Ni-59	1.212E+08	Ni-63	2.851E+06	Sr-90	1.020E+05
Nb-94	6.204E+04	Tc-99	1.247E+05	I-129	1.142E+03
Cs-137	3.464E+05	Grossα	2.510E+04	기타	1.270E+07
Total			1.560E+10		

월성원전의 경우 전체 방사능 중 H-3의 방사능이 99% 이상인 것을 알 수 있다.

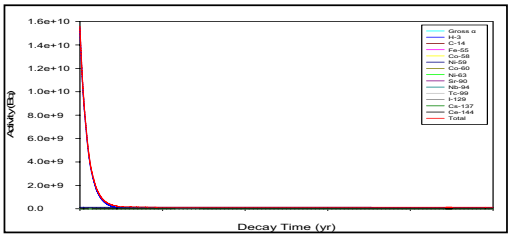


Fig. 1. Decay curve of Wolsung NPP.

Fig 1.은 월성원전 핵종별 평균 방사능의 감쇄를 나타내며, H-3의 방사능과 동일한 형태로 감쇄되는 것을 알 수 있으며, 2114년까지 방사능이 급격히 감소함을 알 수 있다.

2.1.2 울진원전에서 생성된 잡고체 방폐물 1,000(생성년도 : 2004년~2010년)드럼의 핵종별 평균 방사능을 Table 2에 나타냈었다.

Table 2. Average radioactivity of Hanul NPP

핵종	방사능(Bq)	핵종	방사능(Bq)	핵종	방사능(Bq)
H-3	1.629E+07	C-14	4.359E+05	Co-60	6.797E+06
Ni-59	2.724E+05	Ni-63	8.208E+06	Sr-90	7.452E+04
Nb-94	1.287E+04	Tc-99	4.744E+04	I-129	5.231E+02
Cs-137	1.152E+06	Grossα	2.707E+04	기타	3.300E+07
Total			6.635E+07		

울진원전의 경우에도 H-3의 방사능이 비교적 높으나 다른 핵종의 방사능과 비슷한 수준으로 분포되어 있는 것을 알 수 있다.

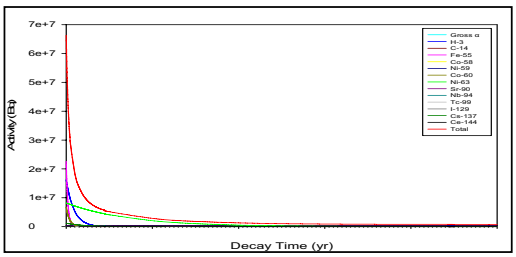


Fig. 2. Decay curve of Hanul NPP.

Fig 2.는 울진원전 방폐물의 핵종별 평균 방사능의 감쇄를 나타내며, 월성원전과 비교하여 전체적으로 방사능이 낮은 수준이지만 반감기가 긴 핵종의 영향으로 천천히 감쇠되는 것을 알 수 있다.

2.2 기 인수 방폐물의 방사능 붕괴 비교 및 예측

Fig 3에는 기 인수 방폐물의 방사능 붕괴 형태를 도시하였으며 국내 제도적관리기간에 해당하는 100년, 국외 제도적관리기간에 해당하는 300년, 안전성평가기간에 해당하는 1,000년으로 구간을 나누어 각 구간에 대한 방사능 수준을 비교하였다.

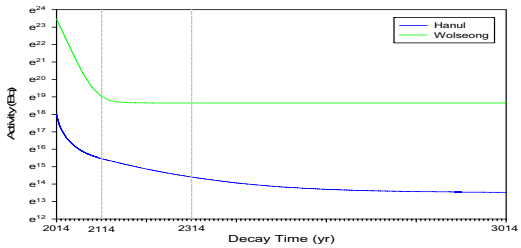


Fig. 3. Wolsung & Hanul activity decay curve.

월성원전 방폐물은 울진원전보다 약 10^3배 높은 방사능을 가지며, 시간이 경과할수록 그 차이는 더욱 커지는 것으로 나타났다.

2.3 향후 인수 방폐물의 방사능 예측

2.3.1 기 인수 방폐물 이외 방폐물의 방사능

2003년 이전에 생성된 방폐물은 현재를 기점으로 10~36년간 감쇠된 방사능을 나타낼 것이다. 또한 2011년 이후에 생성된 방폐물은 3년 이하의 기간동안 붕괴된 후 처분될 것이다.

2.3.2 기 인수 월성원전 방폐물의 방사능 비교

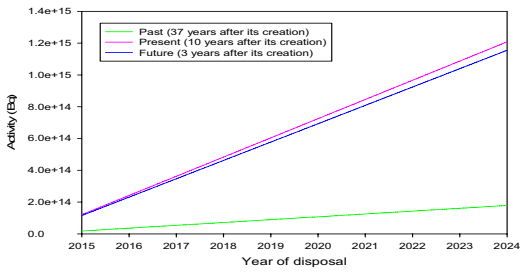


Fig. 4. Estimation of Wolsung radiowaste activity.

Fig 4.에서는 기 인수 월성원전 방폐물의 방사능 대비 과거 방폐물과 미래 방폐물의 방사능 수준을 비교하였다. 비교결과 기 인수 방폐물의 방사능 대비 과거 발생 방폐물은 상당히 낮은 방사능 준위를 나타내며 미래 방폐물은 현재보다 약간 낮은 방사능 준위를 가지는 것으로 나타났다.

2.3.3 기 인수 울진원전 방폐물의 방사능 비교

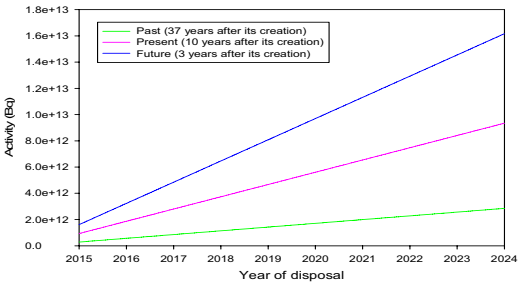


Fig. 5. Estimation of Hanul radiowaste activity.

Fig 5.에서는 기 인수 울진원전 방폐물의 방사능 대비 과거 방폐물과 미래 방폐물의 방사능 수준을 비교하였다. 비교결과 기 인수 방폐물의 방사능 대비 과거 발생 방폐물은 낮은 방사능 준위를 나타내며 미래 방폐물은 현재보다 높은 방사능 준위를 가지는 것으로 나타났다.

3. 결론

이 연구를 통해 월성원전 방폐물의 방사능이 울진원전 보다 약 1,000배 높은 값을 가지며, 이는 전체 방사능 중 가장 많은 부분을 차지하는 삼중수소 때문인 것으로 평가되었다. 또한 향후 처분시설에 인도될 과거 발생 방폐물의 방사능은 비교적 낮은 값을 가지며, 미래 방생될 방폐물은 기 인수 방폐물과 비교하여 월성의 경우 더 낮은 방사능 준위를 나타낼 것으로 평가되었다.

이 논문에 사용된 방사능 평가 결과는 향후 다양한 방폐물의 처분 방사능을 예측하는데 있어 기초자료로 활용될 수 있을 것이다.

4. 참고문헌

[1] 한국방사성폐기물학회, 2014년 춘계학술발표회 논문요약집, pp.209-210, 2014

중저준위 방사성폐기물 처분시설의 안전성평가를 위한 생태계 모델링 적용

김민성*, 정미선, 박진백
한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*mskim86@korad.or.kr

1. 서론

현재 국내 중저준위 방사성폐기물 처분시설은 경주 양북면에 위치해 있으며, 2014년 6월 건설이 완료되었으며 운영을 앞두고 있다.

일반적으로 처분시설은 먼 미래에 일어나는 방사성 위해로부터 인간과 환경을 보호하기 위하여 안전하게 격리하여야 한다. 폐기물 처분용기로부터 누출된 방사성 핵종들은 공학적 방벽 및 자연방벽을 이동하여 인간환경에 영향을 미치는데 이에 대한 핵종이동 평가뿐만 아니라 생태계 모델링을 통한 평가가 필요하다.

특히 생태계는 기후, 지형 등이 지속적으로 변화하기 때문에 여러 가정을 통하여 단순화된 모델이 사용되며 이로 인해 불확실성이 존재할 수밖에 없다. 따라서, 생태계 모델링은 가장 보수적인 방법으로 평가하고 있으며, 국내 중저준위 방사성폐기물 처분시설에도 동일하게 평가하였다.

본 논문에서는 국내 중저준위 방사성폐기물 처분시설의 안전성평가를 위해 사용된 생태계 모델링 방법을 소개하고, Goldsim 프로그램을 이용하여 생태계를 모델링하고 평가하였다.

2. 생태계 모델링

2.1 결정집단 설정

일반적으로 생태환경에서 핵종 거동과 섭생경로에 따라 다양한 피폭집단들이 구성된다는 가정하에 부지주변의 생태환경을 파악하고 피폭집단을 미리 설정하여 가장 피폭을 많이 받는 집단을 결정집단으로 설정한다. 평가를 위해 설정된 결정집단은 해양어업 피폭집단과 우물이용 피폭집단으로, Fig. 1에 나타내었다.

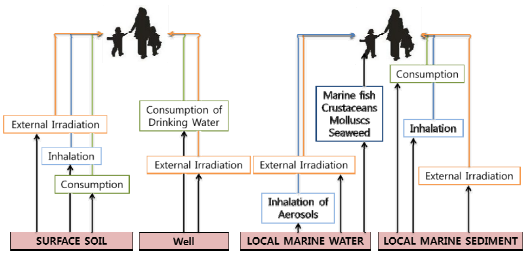


Fig. 1. Receptor for Biosphere Modelling.

해양어업 피폭집단은 어류, 해조류, 갑각류, 연체류를 섭취하고, 해상활동으로 인한 외부 피폭 및 호흡으로 인한 피폭이 발생한다고 가정하였다.

우물이용 피폭집단은 우물을 통해 오염된 물을 음용수로 섭취하거나, 이로 인해 오염된 토양층으로부터의 외부 피폭 및 호흡으로 인한 피폭이 발생한다고 가정하였다. 또한 농작물 경작이나 가축 사육은 하지 않고 외부에서 전량 공급받는다고 가정하였다.

2.2 모델링 적용

생태계 모델링의 경우 핵종이 유출되어 지하매질에서 생태계로 들어가는 경계 GBI (Geosphere-Biosphere Interface)를 생태계 평가 모델의 선원항으로 지정하여, 연간 1Bq/yr 핵종을 유입한다.

또한, 지질계와 생태계 두 개념간의 경계가 될 수 있는 GBI는 부지특성을 고려하여 지하수의 생태계로의 유출이 일어날 수 있는 바다나 우물 등 지표수체를 가능한 물리적인 GBI로 선별한다.

지질계에서의 핵종이동과 생태계에서의 핵종의 전이 확산이 상당한 정도 선형적으로 연결되므로 지하매질에서 생태계로 들어오는 핵종의 유출 플럭스를 GBI에서 시작되는 생태계 평가 모델의 선원항으로 보는 것이 모델링상으로 편리하다.

GBI로 유입된 핵종들은 각 구획간의 액체상 및 고체상, 기체상의 물질이동 과정을 거쳐 최종적으로 인간에게 도달하게 되며, 생태계 모델링 모식도를 Fig. 2 에 나타내었다.

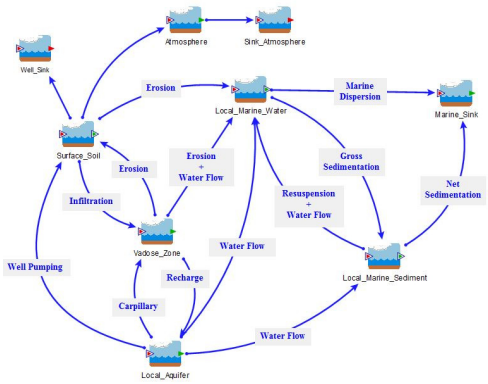


Fig. 2. Biosphere Modelling.

2.3 입력데이터

생태계 모델링은 처분시설이 위치한 주변 환경에 따라 결정되므로, 평가를 위한 입력데이터는 처분부지에서의 현장조사 및 실험을 통한 결과값을 사용하는 것이 적합하다.

그러나 생태계 모델링을 위해서는 다양한 입력데이터가 필요하지만, 모든 입력데이터에 대하여 현장조사나 실험을 수행할 수는 없다. 이와 관련하여 국외 문헌에서는 생태계 평가를 위한 입력데이터는 처분부지의 데이터를 반드시 사용하여야 할 필요는 없다고 언급하고 있으며, 입력데이터의 불확실성을 저감하기 위하여 여러 나라들이 BioProta와 같은 프로젝트를 통해 다양한 입력데이터를 확보하고 있다.

따라서 본 생태계 모델링에서도 입력데이터를 처분부지의 현장 조사 및 실험에 의한 데이터를 우선적으로 사용하고, 현장 조사 및 실험값이 없는 데이터들에 대해서는 국제표준문헌값(ICRP, IAEA 등)과 국외 문헌을 참고하여 사용하였다.

2.4 결과

본 논문에서의 생태계 모델링은 최종적으로 지질계로부터 유출된 핵종이 인간에게 미치는 영향을 평가하기 위한 선량환산인자를 구하는 것이 목적이다. Goldsim 프로그램을 사용하여 각 피폭집단의 선량환산인자를 계산하였으며 그 결과를 Table 1에 나타내었다.

생태계에서 평가된 선량환산인자는 지질계에서 유출된 핵종이동 플럭스와 선형적으로 연결되어 최종적으로 방사성폐기물 처분시설이 인간에게 미치는 영향을 평가한다.

Table 1. Dose Conversion Factor for Each Receptor

핵종	해양어업	우물이용
H-3	5.35E-22	2.11E-16
C-14	5.22E-17	7.08E-15
Fe-55	3.34E-18	3.46E-15
Co-58	9.59E-18	2.99E-15
Ni-59	6.96E-19	7.69E-16
Co-60	5.23E-17	3.80E-14
Ni-63	7.33E-19	1.82E-15
Sr-90	6.06E-18	3.36E-13
Nb-94	1.63E-17	2.07E-14
Tc-99	1.24E-17	7.8E-15
I-129	6.64E-16	1.34E-12
Cs-137	5.66E-18	1.56E-13
Ce-144	1.70E-17	4.19E-14
전알파	6.89E-15	3.05E-12

3. 결론

방사성폐기물 처분시설의 안전성을 평가하기 위해서는 생태계 모델링 및 평가가 필요하지만 생태계의 지속적인 변화로 인하여 생태계 모델링에는 불확실성이 늘 존재하며, 이를 저감하기 위해서는 많은 노력들이 필요하다.

본 논문에서는 이론적.실험적인 가정들을 통해 단순화하여 보수적으로 생태계를 모델링하고 평가하였으며, 또한 향후 생태계의 모델링의 정교화 와 BioProta와 같은 프로젝트를 통해 신뢰성있는 입력데이터의 추가 확보가 필요하다.

4. 참고문헌

[1] BIOPROTA, Modelling Processes at the Geosphere Biosphere Interface Zone, 2005.

[2] ICRP, Age-dependent Doses to the Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Coefficients, ICRP 72, Ann. ICRP 26, 1995.

[3] JAEA, H12: Project to Establish the Scientific and Technical Basis for HLW Disposal in Japan, Supporting Report 3, JAEA, 1999.

[4] IAEA, Technical Report Series No.422, Sediment Distribution Coefficients and Concentration Factors for Biota in the Marine Environment, 2004.

중저준위 방사성폐기물 처분시설 폐쇄 후 안전성평가의 불확실성 분석

정강일*, 박진백
한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kangile@korad.or.kr

1. 서 론

방사성폐기물 처분시설의 폐쇄 후 안전평가는 다른 원자력시설과는 달리 폐쇄 후 먼 미래에 궁극의 목표를 두며, 운영 중 단계뿐만 아니라 장기적 관점에서 부지선정, 공학적 방벽 및 제도적 관리의 설정 등 처분안전성 확보를 위한 대책을 필요로 한다.

처분시설의 설계, 건설, 운영, 폐쇄, 제도적 관리를 포함한 처분사업의 각 단계에 있어 안전성 제시를 위한 평가를 수행하며, 안전성평가 수행을 위해서는 IAEA ISAM방법론을 기반으로 시나리오를 선정한 후 평가 프로그램에 필요한 입력데이터는 개별 실험 및 문헌 결과를 통해 확보하고 있다.

본 논문에서는 한국원자력환경공단 환경관리센터의 폐쇄 후 안전성평가 중 정상시나리오를 선정하여 방사성핵종의 지하수이동과 생태계 거동에 대해 주요 입력변수 변화에 따른 영향을 검토하기 위해 MASCOT/MOP 프로그램을 통해 불확실성 분석을 수행하였다.

2. 본 론

2.1 시나리오 선정

방사성폐기물 처분시설의 안전평가는 현재와 미래에 가능한 상황을 고려하여 선원항, 인공방벽, 자연방벽 및 생태계로 구분되는 처분시스템의 통합성능을 평가한다.

현재 인간능력으로 먼 미래 시점에 개별 그리고 전체 처분시스템의 변화에 대한 지식 및 정보의 부재로 인해 불확실성을 내포하고 있어 예상되는 시나리오의 도출과 시나리오에 대한 평가결과의 확률론적 분석방법을 이용한다.

시나리오 선정은 처분시설에서 발생이 가능한 적절한 요인(FEPs)을 포괄적으로 파악하고 논리적으로 목록화하여 선정한다.

본 논문에서 선정한 정상시나리오는 콘크리트방벽의 열화과정에 따라 침투하는 지하수와 이들 침투한 지하수에 의해 핵종의 용해와 용해된 방사성핵종들이 폐기물로부터 폐기물 포장물, 처분용기, 뒤채움재 및 콘크리트 사일로를 통해 자연암반을 걸쳐 생태계로 누출되는 정상시나리오를 선정하여 평가를 수행하였다.

2.2 프로그램 구성

MASCOT는 영국 AEA사에 개발한 방사성폐기물 처분시설의 안전평가 프로그램으로 지하매질에서의 방사성핵종이동을 평가하는 수치적인 Laplace 역변환법을 이용하여 평가한다. 본 논문에서는 MASCOT/MOP를 이용하여 확률론적 평가를 수행, 불확실성 분석을 평가하였다.

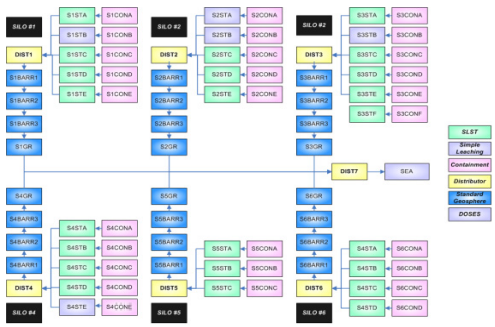


Fig. 1. Modeling Structure of MASCOT.

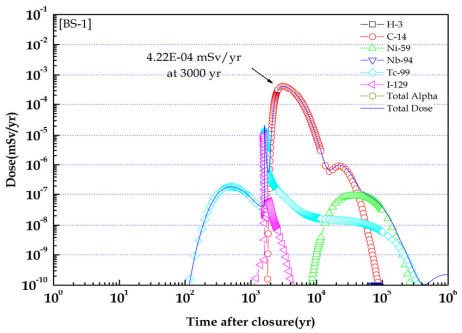


Fig. 2. Result of Deterministic Safety Assessment for Normal Scenario.

2.3 입력변수 확률분포 선정

안전성평가에 사용하는 입력변수들은 자료확보 측면에서 다양한 형태를 가지고 있다. 용기수명처럼 실

제적인 측정이 어렵고 단지 설계치나 예측만으로 가능한 경우도 있으며, 핵종분배계수처럼 다양한 조건에서 많은 실험자료가 축적된 경우도 있다. 그러므로 이들 자료들의 특성에 맞는 확률분포를 선정하여 통계처리하는게 중요하다.

특히, 핵종용해도, 핵종 분배계수, 생태계까지의 거리들은 값의 변화에 따라 최종 피폭선량에 미치는 영향이 크다고 볼 수 있다. Table 1의 확률분포 선정기준을 기반으로 정상시나리오에서 방사성핵종의 지하수 이동 및 생태계에서의 거동에 대한 주요 입력변수를 Table 2와 같이 선정한 후 입력분포에 적용된 변수에 대해 300개의 샘플을 통하여 폐쇄 후 연간피폭선량을 평가하였다.

Table 1. Property of Probability Distribution and Chosen Basis

값 구성	확률분포	활용상황
상한값, 하한값	(Log)Uniform	- 자료정보가 빈약
상한값, 하한값 최적값	(Log)Triangular	- 자료정보가 빈약 - 최적값을 인지
평균, 분산	(Log)Normal	- 통계처리가 충분한 자료 확보시
평균, 분산, 범위	(Log)Beta	- 통계처리가 충분한 자료 확보시

Table 2. Probability Distribution of Chosen Input Data

입력변수	확률분포	확률분포 값
침출률	Uniform	U(10-3, 10-1)
방벽별 용해도	Uniform	U(-1, 0)
방벽별 분배계수	Log-Triangular	상하 1승수 범위
방벽별 확산계수	Log-Triangular	상하 1승수 범위
자연암반 지하수 유속	Log-Triangular	상하 1승수 범위
자연암반 지하수 이동거리	Log-Triangular	상하 1승수 범위
생태계 선량환산인자	Log-Triangular	상하 1승수 범위

2.4 결과

정상시나리오에 대한 불확실성 평가결과는 95% 신뢰로 범위에서 시간에 따른 연간피폭선량의 변화를 도출하였다. Fig. 2는 결정론적 평가를 통해 수행된 동일 시나리오에 대한 결과이며, Fig. 3는 Table 2의 입력변수를 고려한 확률론적 평가결과이다.

콘크리트 사일로 열화시점을 중심으로 급격히 피폭선량의 변화를 보이며 최대피폭선량 값이 결정론적 평가 결과에 비해 확률론적 평가 결과가 증가되었음을 알 수 있다.

결정론적 결과와 확률론적 결과는 원자력안전위원회의 고시에서 요구하는 성능목표치(연간 0.1 mSv/yr)를 만족하는 결과를 보였다.

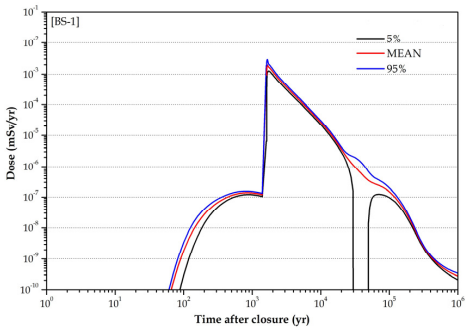


Fig. 3. Result of Probability Safety Assessment Normal Scenario.

3. 결론

안전성평가에서 시나리오, 모델 그리고 데이터에 대한 불확실성은 상호의존적이며, 이를 관리하기 위한 방법은 확률론적 접근 또는 민감도분석을 통한 방법과 플럭스나 방사선위험도등의 보조안전지표에 대하여 보수적 가정을 도입하여 관리하는 방법들을 들 수 있다.

본 논문에서는 환경관리센터의 폐쇄 후 안전성평가 중 정상시나리오를 선정하여 지하수 이동 및 생태계 거동에 대한 주요입력변수를 선정하여 불확실성 분석을 수행하였다. MASCOT 프로그램 특성상 연속적인 현상변화를 적용하지 못함으로써 콘크리트 열화전과 열화후를 따로 평가하였으며, 지하수를 통한 방사성 핵종의 이동에 영향이 큰 입력변수 위주로 선정하여 평가하였다.

향후 불확실성 관리를 위해서는 다양한 입력변수와 분포를 반영하거나 자연적 또는 인위적 사건을 고려한 비정상시나리오에 대하여 불확실성 분석을 추가 수행할 예정이다.

4. 참고문헌

[1] 한국방사성폐기물학회, 방사성폐기물학회지, Journal of Nuclear Fuel Cycle and Waste Technology, Vol. 11, No. 4, pp. 311-324, 2013.

[2] J.E.Sinclair and P.J.Agg, MASCOT and MOP Programs for Probabilistic Safety Assessment Part A, AEA Technology, UK, 1994

중.저준위폐기물 복합처분시설 설계요건 도출 방안

방제헌*, 박진백, 박주완
한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jhbang@korad.or.kr

1. 서론

중.저준위 방사성폐기물 전체 처분용량 80만 드럼의 처분장인 월성 원자력환경관리센터(이하 월성센터)는 10만 드럼 처분용량의 1단계 지하사일로처분시설이 최근 완공되었으며, 2단계로 12.5만 드럼 처분용량의 천층처분시설을 계획 중이다.

Fig. 1에서와 같이 월성 센터는 동일 부지 내에 서로 다른 두 가지 처분방식이 혼재하고, 주변 원자력발전소와도 상호작용하므로 높은 수준의 복잡성을 띄고 있다. 이러한 복잡성은 처분장의 장기적 성능예측에 많은 불확실성을 내포하고, 궁극적으로 안전성을 확보하는데도 어려움이 예상되므로[1], 복합처분시스템 특성으로 기인하는 다양한 문제들에 대해 현재 2단계 처분시설 개발 초기에 취할 수 있는 구체적인 안전성 확보방안 마련이 시급하다. 본문에서는 복합처분시스템 이슈들을 설계단계에서 관리하는 방안을 제시하였으며, 이를 처분덮개 설계요건 도출에 적용하였다.



Fig. 1. Co-disposal panoramic view.

2. 본론

2.1 복합처분시스템 설계요건 도출 방안

2.1.1 안전논점

월성센터 개발에 있어 단순 개별 시스템의 안전성을 확보하는데 주안점을 두기 보다는 다양한 외부환경과의 상호작용을 고려할 수 있는 복합처분시스템 문맥에서 처분시설을 개발해야 한다.

복합처분시스템의 특성들로 인해 유발될 수 있는 이슈들[2]은 Table 1과 같이 요약할 수 있다.

Table 1. Safety issues with respect to co-disposal system

No	안전논점	원인
1	복합처분시설 안전기준 적용의 혼란	시스템 특성의 차이로 인한 장기 방사선 영향의 중첩
2	복합처분시설 안전기준 부합성 입증	개별 시스템간의 상호간섭
3	복합처분시설 안전여유도 확보	성능평가 시 불필요한 보수성 포함

2.1.2 설계요건 도출 과정

Fig. 2에서 볼 수 있듯이 설계요건 도출 과정은 크게 다섯 단계로 구성되며, 개별 시스템의 특성과는 무관하게 일반적으로 모든 세부시스템들의 설계요건 도출에 적용할 수 있다.[3]

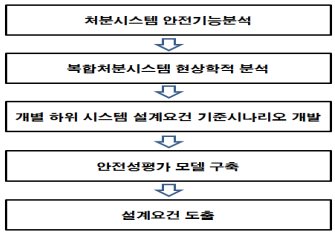


Fig. 2. Determination of design requirements.

2.2 처분덮개 침투수율 설계요건 도출

천층처분시설은 지하사일로처분시설과 달리 강우, 기온변화, 바람, 인간활동 등 지표환경들로부터 영향을 많이 받는다. 그러므로 이러한 영향들로부터 처분된 방사성폐기물을 장기적으로 안전하게 격리시키기 위해서는 처분덮개의 안전기능이 무엇보다 중요하다.

복합처분시스템 이슈들로부터의 영향을 관리하기 위해서는 임의의 시나리오 ***k***에 대해 $D^{k}_{total}(p_{cover}) \leq D^{k}_{contraint}$ 조건을 만족시키는 처분덮개 설계요건 p_{cover}을 도출해야한다. 여기서 D^{k}_{total}은 복합처분시스템으로부터의 연간 피폭영향이며, $D^{k}_{contraint}$ 는 복합처분시스템에 부여된 안전기준이다.

안전기능 분석 결과 처분덮개에 할당된 최고 수준의 안전기능은 1)처분고 내로의 침투수 제한, 2)인간침입가능성 감소, 3)처분된 폐기물 및 콘크리트 구조물

의 보호로 분석되었다. 이 중 처분고 내로 침투수 제한은 직접적으로 방사능 물질의 누출을 제한할 뿐만 아니라 대기 및 식생층으로부터 발생한 이산화탄소의 용해/이동을 저감하여 콘크리트 구조물의 열화를 지연시키는 기능과 연관이 있다. 따라서 침투수 제한 기능을 정량화 하는 변수 p_{cover}를 정의하고 이에 대한 설계요건을 최우선으로 도출하고자 한다. 침투수 제한 기능과 관련하여 단위면적당 연간 처분덮개 바닥면을 통과하는 물의 체적을 나타내는 침투수율(Infiltration Rate 이하 IR)을 성능지표 p_{cover}로 정의한다.

2.2.1 복합처분시스템 성능평가

복합처분시스템 설계요건 기준시나리오에 대한 대표인의 선량 ***D***는 다음과 같다.

$$D = f(S_1 + S_2) \simeq \tilde{f}(S_1) + \tilde{f}(S_2, IR) + D_{complex} + \omega \quad (1)$$

여기서 ***f***는 비선형 사상(map)이며, $\tilde{f}$는 ***f***의 선형화(linearization)된 사상이다. ***S***는 개별 처분시스템의 오염원, $D_{complex}$는 복합처분시스템 특성으로부터 기인한 비선형영향, ***ω*** 불확실성을 관리하기위한 보수성, IR은 민감도 분석을 통해 도출하고자 하는 설계요건이다.

$\tilde{f}(S_1)$는 복합처분시스템을 구성하는 기존 1단계 처분시설 및 부지 인근 원전시설로부터의 선량으로, 기체상, 액체상 및 직접피폭 등을 모두 고려한 값이다. 실제 IR 민감도 분석 시 가장 보수적인 사례를 선정하며, 지식의 부족으로 인한 불확실성은 적절한 penalty를 부과하는 방식으로 보수성을 확보한다.

$D_{complex}$는 실제 평가에서 다루기 어려운 경우가 많다. 일반적으로 통합 안전성평가 모델을 구축하기 위해 개념화(conceptualization) 과정에서 비선형적인 현상을 지나치게 단순화 하는데서 실제현상을 제대로 모사하지 못하는 경우가 발생할 수 있다. 예를 들어 중.저준위 처분시설의 경우 전통적으로 선형분배계수 Kd를 사용하여 핵종이동 모델의 지연계수를 도출한다. 이는 오염원의 농도가 낮다는 조건하에서 타당성을 갖기 때문에 복합처분시스템의 경우 핵종이동 경로의 독립성이 보장되지 않을 경우 오염원의 흡착 메커니즘에서 PH 및 다른 이온들과의 경쟁 효과를 고려하여 Kd의 유효성을 검증하여야 한다.

2.2.2 침투수율 설계요건 결정

Fig. 3은 식 (1)를 이용하여 제도적관리기간의 IR 설계요건을 도출한 결과를 나타낸 것이다. 단순 선형화 대비 복합처분시설 이슈들을 모두 고려하여 평가한 경우 약 10배가량의 차이를 보였으며 국내외 천층처분시설의 사례분석 결과 실현가능성이 충분한 설계요건으로 판단된다.

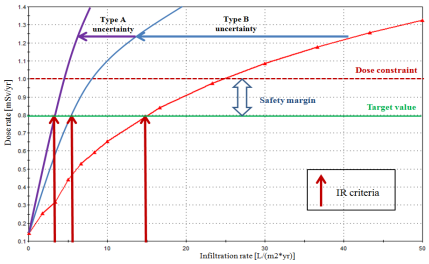


Fig. 3. Determination of infiltration rate (IR) criteria covering various uncertainties.

3. 맺음말

복합처분시스템에서의 설계요건 도출과정과 사례를 제시하였다. 설계요건은 큰 틀에서 Safety case 구축의 일환으로 고려할 수 있으나 그 자체로는 처분시스템의 안전성능을 나타낸다고 할 수는 없다. 또한 설계요건 도출의 가장 초기 단계에서는 필연적으로 먼 미래상황에 대한 불확실성을 관리하기 위해 불필요한 보수성을 내보할 가능성이 크다. 이를 극복하기 위해서는 설계 단계 후 설계-안전성평가의 반복적 접근을 통해 복합처분시스템의 설계 최적화 및 실체적 성능 파악이 가능할 것이다.[3]

4. 참고문헌

[1] 경주 방폐장 종합개발과 안전성확보를 위한 과제, 방사성폐기물학회 '09 춘계학회 논문요약집

[2] 중저준위 방폐장 종합개발을 위한 아전성평가 고려사항, 방사성폐기물학회 '11춘계학회 논문요약집

[3] Safety case 종합프로그램 구축, KORAD, 2014

천부 및 심부 지하수의 수리지구화학적 특성 분석

이정환, 정해룡*, 정재열
한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nohul@korad.or.kr

1. 서론

심지층 처분(Deep geological disposal) 방식은 세계에서 가장 안정하고 실현가능성이 큰 고준위방사성폐기물 처분 방식으로 고려되고 있다[1]. 심지층 처분의 성능 평가를 위해서는 10만년 이상의 기간 동안 지구조 규모의 장기 안정성 요소(단층, 지질, 지진, 화산, 융기/침강 등) 및 처분장 자체의 안전성 확보를 위해 심부 환경 자료의 정량화가 필수적으로 요구된다[2]. 스웨덴, 핀란드, 프랑스, 스위스, 독일, 영국, 미국, 일본 등은 전국적인 장기 안정성 요소들과 체계적으로 심부 환경 자료를 구축하고 있다. 그러나, 우리나라의 경우 국외의 선진 심지층 처분 연구에 비교하여 아직도 미비한 연구 수준이다.

본 연구는 심부환경 특성을 규명하기 위해서 심도 100m 이내의 천부 지하수와 심도가 500m 이상인 심부 온천수의 수질 분석을 통하여 천부 및 심부의 수리화학적 평가 및 진화 특성을 규명하고자 한다.

2. 연구지역

2.1 천부 지하수

천부 지하수의 수리화학적 특성은 그 지역의 수문학적인 특성과 인위적 오염 특성을 반영할 수가 있다. 본 연구는 총 154개의 천부 지하수 수질을 분석하여 천부 지하수의 수리화학적 특성과 인위적 진화특성을 평가하였다.

2.2 온천 지하수

심부 온천 지하수 시료는 전국의 온천지역으로부터 총 377개의 시료를 획득하여 분석하였다. 온천 지하수공의 심도는 약 120～3,373 m로서 심도의 표준편차가 크지만 평균 시추공의 깊이는 약 600 m의 심도를 가지고 있다. 화강암류 지역에 분포되는 온천수공은 176개, 변성암류 102개, 퇴적암류에는 58개, 화산암류에는 41개로 각각 지질별로 분포하고 있다.

3. 결과 및 토의

3.1 천부 지하수

전반적으로 천부 지하수는 질산성질소와 일반세균에 대한 오염 비율이 가장 큰 것으로 나타난다. 또한 EC와의 오염 비율 특성과도 높은 상관성을 지시하고 있다. 이는 측정지점이 위치되는 토지이용도와 밀접한 관련성을 보이는 것을 지시한다[3]. 따라서 천부 지하수는 자연적인 물-암석 반응과 인위적인 영향에 의해서 동시에 받고 있다. 반면에, 염수에 의한 효과는 미비한 것으로 판단된다(Fig. 1).

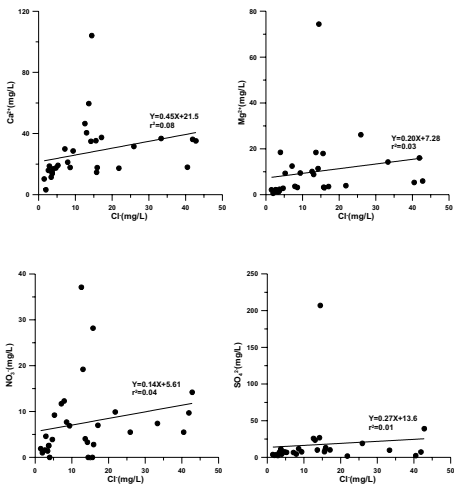


Fig. 1. Relationship between Cl^- and other major ions(Ca^{2+}, Mg^{2+}, NO_3^- and, SO_4^{2-}).

질산성질소의 탈질화작용 효과가 낮은 것으로 보아 지속적인 오염원에 의해서 영향을 받고 있으며, 대부분의 기원은 유기물질에 의한 것으로 사료된다.

3.2 온천 지하수

모든 화학성분들의 공간적인 농도 변동이 크게 나타난다. 이러한 공간적인 수리화학적 특성은 광역적인 수리화학 분석 자료가 나타내는 일반적인 특성에 해당된다[4]. 심부 온천수의 양이온은 Ca^{2+}와 Na^+가 우세한 것으로 나타난다. 그리고 해안지역에

위치한 온천 지하수는 해수에 의한 Na^+ 영향도 일부분 나타난다. 그러나 음이온의 경우, HCO_3^-, SO_4^{2-}, Cl^-의 영역에 고르게 분포한다. 이는 심부환경에서 다양한 음이온 성분의 혼합이 발생하고 있음을 지시한다. 따라서, 심부 온천 지하수는 다양한 심부환경 조건에 의해 영향을 받고 있음을 지시한다[5].

한편, 심부 온천 지하수의 진화 특성을 평가하기 위해서 수의 수질 변화를 평가하기 위해서 듀로브 다이어그램을 이용하여 분석하였다(Fig. 2). 분석한 결과, Na-HCO_3형, Ca-HCO_3형, Ca-Cl형, Ca-SO_4형, Na-Cl형, Na-SO_4형이 나타난다. Na- HCO_3형과 Ca-HCO_3(66%)는 심부 온천수 수질이 물-암석 반응에 의한 영향을 의미하며, Na-HCO_3형이 Ca-HCO_3형보다 깊은 심도에서 나타난다. Na-Cl형, Na-SO_4형(10% 정도)은 다른 온천 지하수보다 TDS가 높아 해수의 영향을 받고 있는 것으로 판단된다. 이는 Na^+이온과 Ca^{2+}의 의한 해수-담수 양이온 치환을 지시한다. 한편, Ca-Cl형과 Ca-SO_4형은 전체 온천 지하수 시료 중에서 약 4%정도로 차지하며 염의 침입에 의한 영향을 반영하는 것으로 사료된다.

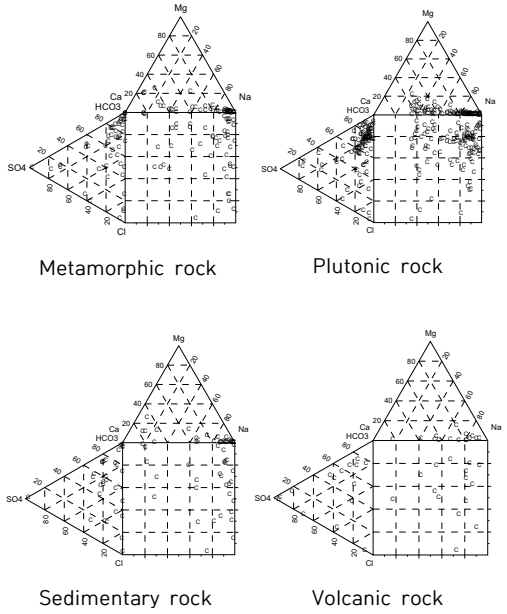


Fig. 2. Durov diagram of deep thermal groundwater samples.

4. 결론

천부 지하수와 심부 온천 지하수의 수리화학적 특성을 분석한 결과, 천부 지하수는 물-암석 반응과 주변 인위적인 영향에 의해서 수리화학적 특성이 결정되는 반면에 심부 온천 지하수 경우는 물-암석 반응과 해수에 의한 염의 영향이 심부 수질의 결정하는 주요한 화학 반응으로 나타난다.

5. 감사의 글

본 연구는 2012년도 산업통상자원부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다(No. 20121710200001A).

6. 참고문헌

[1] Ahn J., Apted.A.J., Geological repository systems for safe disposal of spent nuclear fuels and radioactive waste, CRC Press, 762p, 2010.

[2] 정해룡, 김현주, 김민정, 정재열, 정의영, 이은용, 국외 심지층 처분장 부지선정기준 분석(Ⅰ) : 지질, 한국방사성폐기물학회지, Vol. 10, No. 4, pp. 305-311, 2012.

[3] 이정환, 함세영, 김광성, 정재열, 류상민, 김득호, 김현지, 요인분석과 농약성분 특성에 의한 농업지역의 지하수 수질 평가, 자원환경지질, Vol. 42, No. 3, pp. 217-234, 2009.

[4] 김규한, 최현정, 남한의 온천지역의 열수와 지하수의 지구화학적 연구, 한국지구과학회지, Vol. 19, No. 1, pp. 22-34, 1998.

[5] Chae, G.-T., Yun, S.-T., Mayer, B., Kim, K.-H., Kim, S.-Y., Kwon, J.S., Kim, K., Koh, Y.-K., Fluorine geochemistry in bedrock groundwater of South Korea, Science of Total Enviroment, Vol. 385, pp. 272-283, 2007.

국내 화강암질 암반 내 장심도 지하수의 수리지구화학 특성 예비 평가

김지연*, 권장순, 오승주, 고용권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jykim0205@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성폐기물을 심지층 처분하는데 있어서 처분에 유리한 화강암질과 같은 결정질 암반의 심부환경을 이해하는 것은 매우 중요하다. 특히 처분장의 안전성 평가를 위해서는 해당 지역 지하수의 화학적 특성, 지하수의 체류시간, 지하수와 접촉하는 모암 및 단열충전광물특성 규명 등의 수리지화학적 특성을 규명하는 것이 필수적으로 요구된다[1].

국내 화강암질 암반 지역 내에 100m 심도의 단심도 시추공(AH-4, AH-5)와 500m(AH-1), 400m(AH-2), 800m(AH-3) 심도의 심부 시추공을 굴착하여 심도별 지하수의 지구화학적 분석을 통해 수리지화학적 특성을 알아보았다.

2. 본론

2.1 연구지역

조사지역 및 주변의 기반암은 하부로부터 시대미상의 각종 퇴적암류와 이들을 관입한 쥬라기의 화강암류 및 백악기 내지는 제 3기의 맥암류로 분류된다[2]. 본 조사지역은 중생대의 화강암류와 충적층으로 이루어져 있으며, 주로 복운모 화강암과 세립-중립의 흑운모 화강암으로 구성되어 있다. 주구성광물은 사장석, 각섬석, 흑운모, 알칼리장석, 석영, 녹니석, illite 등이다[3].

2.2 시료채취 및 분석

시료 채취는 단심도 시추공의 경우 50m 구간마다, 장심도 시추공의 경우 100m 심도구간마다 시료를 채취하였다. 또한 시추공의 지구물리검층 결과 및 시추코아 조사 등의 단열자료분석을 통해 결정된 단열대 구간의 시료를 채취하였다. 패커시스템을 이용하여 구간을 격리시킨 후 심도별 시료 채취 및 현장수질측정을 수행하였다. 지하수의 지구화학적인 성분분석을 위해 ICP-AES, ICP-MS 및 IC를 이용하여 주요 양.음이온 및 미량원소를 분석하였고 그 외 산소-수소 안정동위원소, 콜로이드, 미생물 분석 또한 수행되었다.

2.3 지하수의 지구화학적 특성

연구지역 지하수의 화학분석 결과를 piper's diagram에 도시해본 결과 단심도인 AH-4, AH-5의 경우 Ca-HCO_3 유형이며 이는 인접 지역의 화강암반 내 설치되어 있는 기존의 100m 이하 심도의 관측공에서 채취된 지하수의 유형과 일치한다[4]. 장심도 시추공인 AH-1, AH-2, AH-3의 경우 Ca-HCO_3 유형과 , Na-HCO_3 유형이 혼합되어 나타나며, 심도가 깊어질수록 Ca-HCO_3 유형에서 Na-HCO_3 유형으로 진화하는 경향을 나타낸다(Fig. 1).

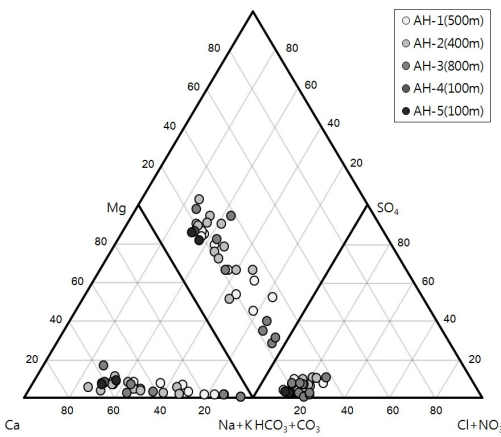


Fig. 1. Piper's diagram of the groundwaters within granitic bedrock.

특히 800 m 장심도 공인 AH-3 지하수의 용존 이온 분석 결과를 살펴보면 심도가 깊어질수록 Ca 함량이 감소하고 Na함량이 증가하는 양상이 눈에 띄게 관찰되며, 특정 심도에서 F와 Cl의 함량이 높게 나타나는걸 알 수 있다(Fig. 2). 현장 수질 측정값 역시 심도에 따른 경향을 나타내는데 심도가 깊어질수록 pH 증가, Eh 감소, EC 증가 등의 경향을 나타낸다.

수소산소 동위원소 분포를 살펴보면 연구지역의 지하수들은 GMWL(Global Meteoric Water Line) 상에 위치하며(Fig. 3), 심도에 따른 고도효과가 관찰되고 있다.

.

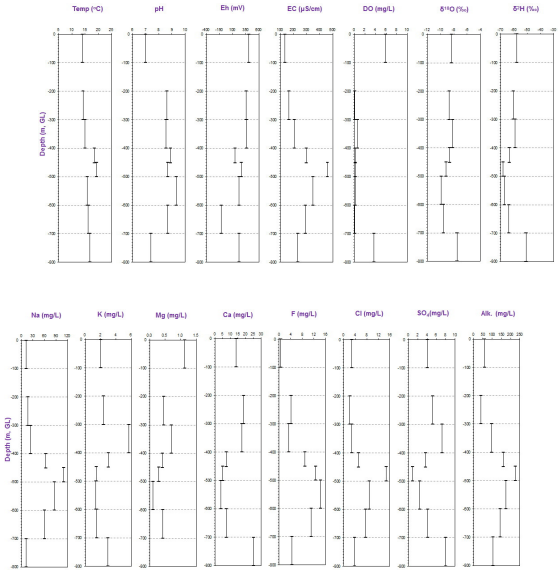


Fig. 2. Geochemical distribution of groundwater in AH-3(800m).

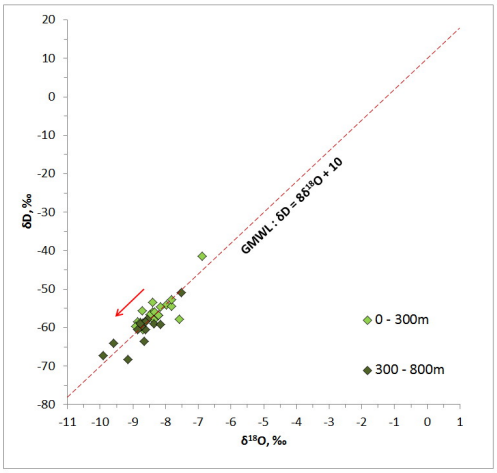


Fig. 3. Plots of δD versus $\delta^{18}O$ value of groundwater in the study area.

3. 결론

국내 화강암반 내 다심도 시추공의 지하수에 대한 지화학 분석을 통해 심부환경의 수리지화학적 특성을 알아보았다. 심도가 깊어짐에 따라 대체적으로 pH와 EC 증가, Eh가 감소하는 양상을 보였고, 특히 AH-3 의 600-700m 구간에서는 pH 8.6, Eh -116 mV으로 심부 지하수의 특성을 잘 나타내고 있다. 또한 심부로 갈수록 Na 함량이 증가하여 Ca 유형에서 Na 유형으로 변화하는 것을 알 수 있었으며, 수소산소 동위원소의 심도에 따른 고도효과 역시 관찰되었다.

4. 감사의 글

본 연구는 2014년도 산업통상자율부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행되었음을 밝힌다.

5. 참고문헌

[1] 한국광물학회.한국암석학회, 2005년 공동학술발표 논문집, pp.45-46, 2005.
[2] 자원개발연구소, 한국지질도 유성도폭(1:50,000) 및 도폭설명서, p.21, 1977.
[3] 한국방사성폐기물학회, 2014년 춘계학술발표회 논문요약집, pp.185-186, 2014.
[4] 한국방사성폐기물학회, 2010년 춘계학술발표회 논문요약집, pp.181-182, 2010.

월성 방폐장 부지 다중패커 감시공 지하수압 온라인 자동계측 시스템 구축

권장순[1*], 김대희[1], 고용권[1], 김지연[2], 옥순일[2], 박성민[3]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국원자력환경공단, 경상북도 경주시 북성로 89
[3](주)모움과나눔, 충청북도 청원군 오창읍 중심상업로 7
*jskwon@kaeri.re.kr

1. 서론

경주 중.저준위 방사성폐기물 처분시설 부지에는 현재 총 8개의 다중패커시스템이 설치되어 있으며, 이중 4개소의 시추공들에 대해 '압력을 모니터링'하고 '지하수 샘플 채취' 가능한 Pump Multi-Packer System(PMPS, Sol-Expert, 스위스)가 설치되어 있다. PMPS 감시공의 지하수압 연속 계측자료는 주기적으로 현장을 방문하는 조사자에 의해 수동으로 취득되고 있어 운영자에게 실시간으로 DB의 전달을 위하여 온라인 자동계측 시스템을 구축하였다.

2. 본론

2.1 부지 내 PMPS 운영 현황

부지 내 PMPS는 GM-4,5,6,7 각 시추공에 6개의 각기 다른 심도 구간으로 나누어 설치가 완료되어 운영중이다.

2.1.1 지하수압 센서(Pressure sensors)

지하수압 센서는 다심도 구간별 지하수두(hydraulic head)를 측정하며, 패커의 팽창 이후 "Solowin data logger"에 케이블을 따라 연결되어 있다. 또한 GM-4 관측공의 경우 대기압의 변화를 측정할 수 있는 대기압 측정 센서가 추가되어 운영되고 있다.

2.1.2 데이터 로거(Data logger)

PMPS 내 각 압력센서는 시추공 상단부 벽면 로거에 연결되며, 이는 1.5V 상업용 건전지 4개로 구동되고 있다. 데이터 로거의 저장공간(약 32,000 자료)이 포화되면 오래된 데이터가 자동 삭제되며 새로이 데이터가 기록되게 설계되어 있다. 로거로부터 노트북 등을 사용하여 데이터를 읽거나 백업할 수 있다. 압력 데이터의 경우 bar의 형태로, 건전지 전압의 경우 Volts로 표시되며, Excel 파일의 형태로 전환하여 저장 가능하다. 또한 수두압력의 자료는 대기압 측정 데이터를 이용하여 대기압 보정을 실시할 수 있도록 구성되어 있다.

Table 1. Major tasks of the automatic monitoring system

	주요 업무내용 및 기능	설치위치
현장 컨트롤박스 구성	1) 실시간 자료 추득 모듈* 구성 2) 자동 자료 전송 모듈* 구성 3) CDMA 송신 모듈 구성	감시지점 (4개소)
서버 컨트롤박스 구성	1) CDMA 수신 모듈 구성 2) 데이터 변환 및 모니터링 모듈* 구성	관리부서 (1개소)

* Solexperts사 MP 시스템 계측센서 전용으로 KAERI 개발



Fig. 1. Photographs of system installation.

2.2 MP 감시공 지하수압 자동계측 시스템 구축

시스템 설치 및 구축은 2014년 5월 19일부터 23일까지 KAERI가 주관하여 Table 1 및 Fig. 1과 같이 실시되었다.

감시지점의 DB 수집 및 전송 장치는 태양광 전원으로부터 전기를 공급받아 운영되며, 센터 내 모니터링 시스템까지 CDMA 통신 방식을 통하여 DB를 전송받아 최종 Oracle DB 서버(SIMONS: 월성원자력환경관리센터 중앙관리시스템)에 IP 통신을 사용하여 DB가 적산되도록 설계하였다.

구체적인 MP 감시공 지하수압 자동계측 시스템의 작업일지는 Table 2에 정리하였으며, 최종 모니터링 시스템 내 GUI는 Fig. 2와 같다.

Table 2. Daily work report for the system installation

Date	주요 업무내용
May 19	- 현장 도착 및 점검
May 20	- DB logger로부터 지하수압 자료 획득 - 태양광발전을 통한 전원공급 이상유무 확인 - 전송시스템, 모니터링 시스템, 연결 케이블 등 반입된 장비의 외관 점검 - CDMA 수신감도 및 정상작동 여부 확인
May 21	(1) 모니터링 및 전송시스템 설치(GM-4,5,6,7) - 태양광 전원 연결 - DB logger와 모니터링 시스템 결선 (2) PMPS 모니터링 시스템 설치 - KORAD 월성센터 구조부지실 내
May 22	- DB logger 데이터와 PMPS 시스템 모니터링 데이터의 일치성 확인 - Oracle 접속 IP 확인 - CDMA 통신 송수신 상태 샘플링 및 확인
May 23	- PMPA 모니터링 시스템 최종 구축 - PMPS 시스템 내 DB 표시 및 저장 확인 - Oracle DB Server 접속상태 확인 - Oracle DB Server로의 DB 전송 확인 - 기기 Log 기록 확인 - 작업완료 및 철수

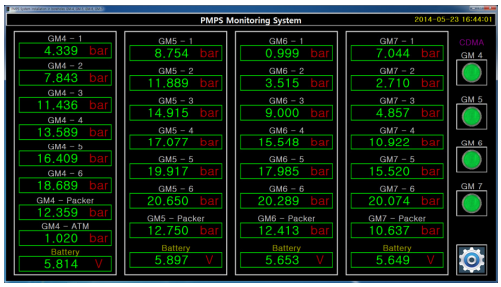


Fig. 2. Screen composition of the monitoring system.

2.3 DB logger 자료와 PMPS 모니터링 자료의 비교 검증

기존 MP 관측공 지하수압 자료를 획득했던 방식(Solowin DB logger로부터 컴퓨터 소프트웨어를 활용한 취득) 자료와 자동 송수신 계측 설비(PMPS 모니터링 시스템)을 활용한 취득 자료의 비교 검증을 위하여 30분 간격의 19회 자료를 동시에 획득하였으며, 해당 기간 동안 CDMA 결측자료는 없었다.

2.3.1 수치요약-산포척도(Bland-Altman plot)

자료의 비교 검증을 위하여 획득된 자료의 개수는 551개로서 그 양이 많아, 참값을 모르는 경우

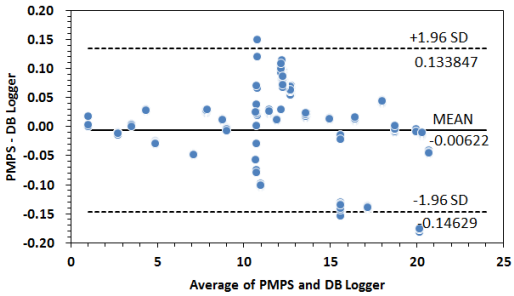


Fig. 3. Bland-Altman plot using DB from logger and PMPS monitoring system.

2회 측정한 데이터간 일치성(agreement)를 측정하고 데이터간 차이와 평균을 이용하여 시각적 표현 방법으로 나타낼 수 있는 'Bland-Altman plot'를 도시하였다(Fig. 3).

x- 및 y-축은 각각 두 측정값의 평균 및 두 측정치의 차이를 나타낸다. 두 측정값 간의 차를 평균하여 수평으로 선을 그리고, 이를 중심으로 ±1.96 X 표준편차(SD)를 표기하여 95% 신뢰구간을 표시한다.

2.3.2 수치요약-비교검증

두 계측 자료간 차이의 평균은 -0.00622로서 0에 가까우며, 두 계측 자료간의 차이가 거의 없음을 나타낸다. 551개의 데이터 중 98% 이상이 ±1.96SD, 95% 일치성 신뢰구간 내에 포함되며, 산포척도는 평균에 상관없이 차이가 랜덤하게 나타나고 있다.

3. 결론

월성원자력환경관리센터 내 다심도 지하수 관측정 구간별 지하수압을 실시간 모니터링 하기 위하여 연속 계측자료의 자동 취득·송수신 시스템을 구축하여 부지감시 시스템에 연계하였다. 해당 구축 시스템은 자료의 결측, 비이상적인 DB 산출 등에 대한 로그 기록 및 알림 기능을 동시에 탑재하였다.

4. 감사의 글

본 과업은 KORAD의 재원(수탁사업)으로 수행되었으며, 구축 시스템 내 운용 프로그램은 2014년도 미래창조과학부 재원으로 한국연구재단의 지원(핵연료주기사업)을 받아 개발되었다.

화강암반 지하수의 산화환원전위 고찰

오승주*, 류지훈, 권장순, 고용권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ohseungju@kaeri.re.kr

1. 서론

산화-환원전위(oxidation reduction potential, ORP)는 자연수의 특성을 평가하는데 중요한 인자로서 특히 방사성폐기물 처분과 관련한 안정성 평가에 있어 긴요하게 사용된다. 이는 지하수의 용존 이온의 종과 용해도, 수·탈착능력에 영향을 미치기 때문이며, 특히 핵종의 거동을 파악하는데 매우 중요하다[1]. 그러나 자연수의 산화환원전위 측정은 대기 중의 산소와 빠른 결합으로 인하여 정확한 값을 측정하는데 어려움이 있으며 지하수 유동이 활발한 지역의 Eh 값을 결정하는데 어려움이 있다. 따라서 본 연구에서는 연구지역의 지하수에 산화-환원에 민감한 용존 이온을 이용, PHREEQC 모델링으로 Eh 값을 계산하여 현장 측정값과 비교함으로써 보다 정확한 연구 부지의 산화-환원환경을 알아보고자 하였다.

2. 연구 방법

연구 지역의 5개 시추공의 -76.3~-280 m 깊이의 지하수 시료채취를 위하여 다중 패커 시스템을 적용하여 시추공을 구간별로 격리시켜 심도별 시료채취가 이루어졌다. 지하수의 산소와의 접촉은 산화-환원전위값의 변화를 야기하므로 이를 최소화하고자 유동셀내에서 측정을 실시 하였다. 현장측정항목은 산화-환원전위(Eh), 용존산소(DO), 전기 전도도(EC), pH, 알칼리도, 온도이며 DO값이 안정한 상태에 이르렀다고 판단되었을 때 현장측정값을 획득하였다. 지하수의 용존 철과 망간, 황 분석은 분광분석기기로 현장에서 즉시 분석하였다. 수리화학분석을 위한 시료채취와 함께 동위원소분석용 시료 역시 현장에서 전처리 과정을 거쳐 채취하였다. 연구에서 제시된 음이온은 원자력연구원에서 분석하였으며 양이온 분석은 한국기초과학지원연구원의 열이온화 질량분석기(Model VG Sector 54-30)를 이용하여 수행하였다.

3. 결과 및 토의

3.1 영향인자

자연수의 산화-환원 환경에 관여하는 다양한 산화-환원물이 존재하며 주요 산화-환원 전자쌍은 O_2/H_2O_2, NO_3/NO_2, Mn^{4+}/Mn^{2+}, Fe^{3+}/Fe^{2+}, SO_4^{2-}/HS^-, C^{4+}/C^{4-}과 같다. 산화-환원은 전자의 전이에 의한 반응이며 유기물이 반응에 필수적으로 관여한다(Table 1).

Table 1. The sequential redox reaction related with redox sensitive elements

O_2 consumtion	$CH_2O + O_2 = CO_2 + H_2O$
Denitrification	$5CH_2O + 4NO3^- + 4H^+ = 2N_2 + 5CO_2 + 10H_2O$
Mn reduction	$CH_2O + 2MnO_2 + 4H^+ = 2Mn^{2+} + CO_2 + 3H_2O$
Fe reduction	$CH_2O + 4FeOOH + 8H^+ = 4Fe^{2+} + CO_2 + 7H_2O$
sulfate reduction	$2CH_2O + SO_4^{2-} + H^+ = HS^- + 2CO_2 + 2H_2O$
Methanogenesis	$CH_2O = CH_4 + CO_2$

또한 반응에는 미생물 종 및 유무 뿐만아니라 대수층을 구성하는 광물종과 용해도 역시 산화-환원 환경에 영향을 주는 요인이다.

3.2 산화-환원 모델링

현장에서 측정한 Eh 값의 범위는 -79~240 mV으로 각 시추공마다 천부에서 심부로 갈수록 낮아지는 경향을 보인다. DO값은 1 mg/L이하로 전체적으로 낮은 값을 보여 연구지역은 환원 환경을 형성하고 있다. 지하수의 산화-환원을 결정하기위하여 현장 Eh측정 외에 영향인자를 Fe^{3+}/Fe^{2+}, SO_4^{2-}/HS^- 값으로 규정하였다. 그러나 현장 Eh 값과 계산된 Eh 값의 일치에는 어려움이 있다(Fig. 1). 이는 현장의 지하수 조건이 모든 산화-환원 쌍에 대해 완전히 평형상태에 이르지 않았기 때문이다[2].

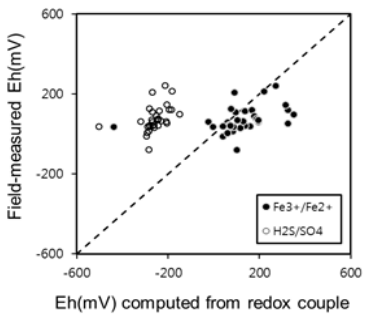


Fig. 1. Diagram showing computed Eh values vs. field-masured Eh values.

현장 분석으로 얻은 Fe^{3+}/Fe^{2+}, SO_4^{2-}/HS^- 농도 뿐만아니라 각 시료의 pH, EC, DO, 주요 양·음이온 함량을 input 데이터로 PHREEQC 모델링을 실시하여 Eh 값을 계산하고, 이를 현장 Eh와 함께 도시 하여 연구 지역의 산화-환원 조건을 결정하는 요인이 무엇인지 살펴 보았다(Fig. 2). Fig 2에서 Eh 현장 측정값은 황 이온 쌍(SO_4^{2-}/HS^-)보다 철 이온 쌍(Fe^{3+}/Fe^{2+})에 의해 모델링 된 값과 비교적 상응하는 것으로 나타났다. 이것은 Fe의 산화-환원 반응이 연구지역의 산화-환원 과정을 대변하는 주요 기작임을 나타낸다. 연구 지역 지하수의 황산염 농도는 지구화학 반응에 참여하지 않는 비반응성 원소인 Cl과 높은 상관성을 보인다(Fig. 2). 이것은 SO_4^{2-}가 환원 반응에 의해 농도가 감소하지 않고 보존적인 거동을 보여주고 있음으로 철의 산화-환원이 주요 기작으로 작용함을 뒷받침한다.

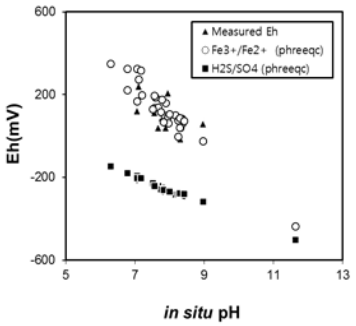


Fig. 2. Eh–pH diagram of groundwater in study area.

4. 결론

자연수의 다양하고 복잡한 반응이 산화-환원전위에 영향을 미치며 현장에서 정확한 값을 얻기에 어려움이 있다. 현장측정값과 함께 산화-환원전위 이온종의 지화학 분석을 통하여 신뢰도를 높였으며 PHREEQC 모델을 이용하여 지하수의 Eh 값을 계산하였다. 이를 현장 Eh화 비교하므로써 그 차이를 확인하고 산화-환원기작을 알아보고자 하였다. 그 결과 철 이온 쌍(Fe^{3+}/Fe^{2+})으로 계산한 값과 비교적 상응하였고 연구지역의 주요한 산화-환원기작은 철의 산화-환원작용임을 유추할 수 있었다.

5. 감사의 글

본 연구는 2014년도 산업통상자원부의 재원으로 한국에너지 기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다.

6. 참고문헌

[1] Grenthe, I., Stumm, W., Laaksoharju, M., A.C., Wikberg, P., 1992. Redox potentials and redox reations in deep groundwater sustems. Chem.Ceol. 98, pp.131-150.

[2] Ralph D.L., Donald D.R., 1984, Groundwater redox reaction: An analysis of equlilbrium state applied to Eh measurements and geochemical modeling, Science, 225, pp.925-927.

KURT 확장 중 수리간섭 영향 예비 평가

김대희*, 고용권, 박경우, 권장순
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kdh2803@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성폐기물 처분연구는 향후 인간의 생활에 유해하지 않게 핵종 누출을 봉쇄하거나 지연시키는 것이다. 이에 한국원자력연구원은 심지층 환경 연구를 목적으로 KURT를 건설하였으며 2014년 확장을 실시하였다.
본 연구에서는 KURT 확장으로 인한 주변 지하수위의 영향평가를 하여 지하수 흐름을 예측하고자 하였다.

2. 본론

2.1 연구지역

2.1.1 지형
연구지역인 KURT는 대전분지의 유성지역에 위치한다. 유성지역은 소규모의 집수역이 형성되어 있으며 집수역에 발달된 하천이나 지하수의 유출구에 해당한다[1]. 연구지역의 동쪽으로는 갑천이 남쪽에서 북쪽으로 흐르고, 서쪽에는 금병산이 자리하고 있는 고지대가 존재한다.

2.1.2 지질
유성지역은 주로 선캠브리아기의 편마암류와 중생대의 심성암과 맥암류로 구성되어있고 경기변성암복합체 내에 위치한다.

2.2 굴착

Fig. 1은 확장을 위한 굴착 모식도이다. 또한 확장 전면 부 단열망 관측을 위해 7월 28일부터 30일까지 K3 시추공을 굴착하였다(Fig. 1).

2.3 조사용 시추공

수위평가 시추공으로는 KURT 내 DB-1, MB-1 그리고 KURT 외각에 있는 MB-2 세개의 시추공을 대상으로 하였고, 각각 시추공은 DB-1 7구간, MB-1 3구간, MB-2 5구간에 걸쳐 다심도 패커에 의해 구분되어 있다.

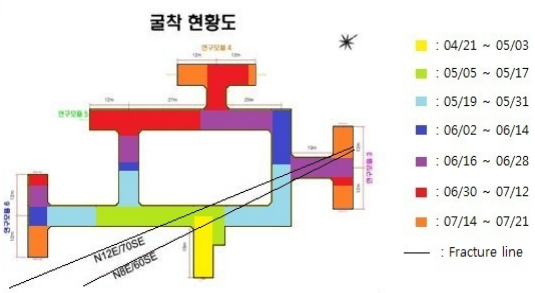


Fig. 1. Tunnel excavation for the KURT extension.

2.4 굴착 영향평가

KURT 확장에 따른 지하수위 변화를 Fig. 2, 3, 4에 도시하였다. Fig. 2는 DB-1의 7구간 중 4개의 구간에 대한 압력데이터를 나타내었다. Fig. 1의 주단열대를 굴착하면서 지하수위는 꾸준히 떨어지는 것을 확인할 수 있다. 또한 굴착을 시작하기 전의 압력보다 굴착 중·후의 압력이 낮아진 상태를 확인할 수 있다.
Fig. 3은 MB-1에서의 지하수 심도변화를 나타내며, KURT 확장 후에 지하수위의 하강 확인할 수 있다. 또한 K3 시추공을 굴착 시에 지하수위는 재차 하강하고 있다. 하강된 지하수위의 회복은 Packer 설치로 인한 결과로 판단된다. 이는 MB-1이 K3 시추공과 단열대에 의해 연결됨을 지시한다. Fig. 4는 MB-2의 지하수위를 나타내며, 다른 모니터링 시추공과 마찬가지로 전체적인 수위강하가 확인되고, MB-2의 4, 5구간에서 K3 시추공 굴착의 영향이 발생하여 지하수위가 하강하고, Packer설치로 회복되는 것을 확인하였다. MB-2의 4구간과 5구간 또한 K3과연결 되어있음을 알 수 있다.
이와 같이 터널과 시추공 굴착으로 인한 지하수위 변동의 영향을 평가함으로써 향후 지하 단열대를 예측하고 지하수 흐름을 파악하여 지하수 흐름모델 개발에 반영할 수 있을 것이다.

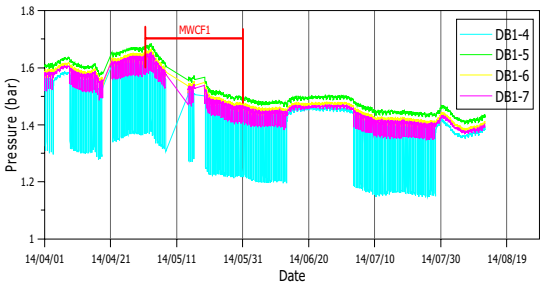


Fig. 2. Variation of groundwater pressure in DB-1 borehole during the KURT excavation.

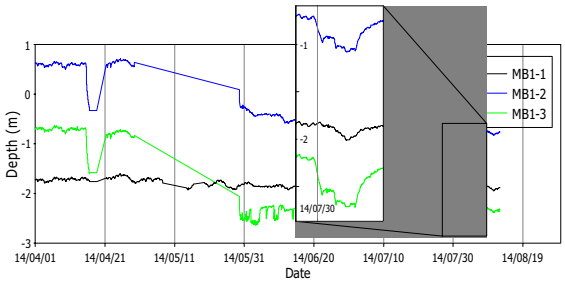


Fig. 3. Variation of groundwater level in MB-1 borehole during the KURT excavation.

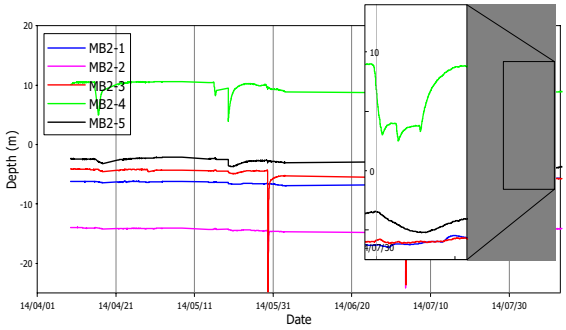


Fig. 4. Variation of groundwater level in MB-2 borehole during the KURT excavation.

3. 결론

KURT 확장공사로 인한 지하수위 변화를 주변 모니터링 시추공을 통해 분석하였다. KURT 확장공사 도중 단열대를 통해 굴착될 시 모니터링 시추공의 지하수위의 변화로 주요 단열대의 경로를 예측하였다. 이러한 예측으로 KURT 주변의 수리지질학적 특성을 파악하며, 장기적으로 수리지질학적 특성뿐만 아니라 지구화학적 특성 분석을 통해 더욱 정확한 단열대의 경로와 연결성을 예측 할 수 있을 것이다.

4. 감사의 글

2014년도 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 지원(핵연료주기사업)을 받아 일부 수행되었다.

5. 참고문헌

[1] Jeong, J.G., Suh, M.C., Kim, K.S., and Hwang, H.J., 1997, Characterization on the Geological Structures and Geothermal Gradient Distribution in the Yusong Area, The Journal of Engineering Geology, Vol.7, No.3, pp.173-189

KURT 지역 단열충전광물의 지구화학적 연구

류지훈*, 고용권, 권장순, 오승주, 김지연, 정홍윤
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jryu@kaeri.re.kr

1. 서론

최근 수십 년 동안 비약적인 ICP-MS(MC-ICP-MS) 측정기술의 개발로 기존 동위원소 분석에 Ca 보다 무거운 화학종의 동위원소들을 활용하기 시작하였다. 이러한 연구는 지구환경에서 화학적 평형상태에서의 동위원소 값을 기준으로 삼았을 때 그 밖에 발생할 수 있는 non-equilibrium 현상들, (가령 산화환원과정, weathering, evaporation 등)에 의한 동위원소 메카니즘을 밝히는데 중요한 정보를 제공한다.
본 연구에서는 KURT 지역에서 MWCF를 중심으로 단열충전광물을 광학적 및 지화학적으로 분석하고 이들이 함유하고 있는 우라늄과 철 동위원소를 분석하여 과거에 진행되었던 non-equilibrium 현상들을 조사하였다.

2. 본론

2.1 방법

본 연구에서는 KURT 지역에서 MWCF를 모니터링하기 위하여 시추된 모니터링공 MB-1, MB-2, KP-3, KP-4의 시추코어에서 단열충전광물을 채취하였다(Fig. 1). 이들 단열충전광물을 SEM, EPMA, XRD등을 이용하여 광학적으로 분석하였다. 또한 단열충전광물은 연속적 화학용액추출법 및 총함량 분석법 등을 통하여 화학적으로 분석되었다. 특히 단열충전광물에 포함된 우라늄을 하나의 지표로 설정하고 연속적 화학용액추출법을 수행하였다. 단열충전광물의 우라늄 동위원소분석을 위하여 ^{238}U, ^{235}U, ^{223}U를 측정하였고 $^{238}U/^{235}U$ 및 $^{235}U/^{234}U$값을 결정하였으며 철 동위원소분석을 위하여 각 시료에 대한 철 동위원소를 측정하고 $\delta^{56}Fe$값을 결정하였다.

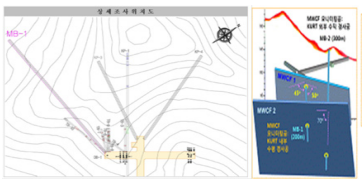


Fig. 1. Locations of monitoring boreholes for MWCF in KURT study site.

2.2 결과

2.2.1 광물분석

모니터링공 MB-1, MB-2, KP-3 및 KP-4에서 채취한 단열충전광물의 주요광물 및 이차생성광물로는 방해석, 석영, 로몬타이트(laumontite), 몬모리노나이트(montmorillonite), 일라이트(illite), 클리노클로아(clinochlore), 녹니석(chlorite), 에피도트(epidote), 황철석(pyrite)등이 존재하는 것으로 나타났다.
방해석, 석영 등이 대부분의 단열충전광물 채취구간에서 발견되었으며 특히 몬모리노나이트, 녹니석 및 철 함유광물이 MWCF 구간에서 나타났다.
총함량분석에서 단열충전광물의 주요 지화학적 성분으로 CaO, Al_2O_3, MgO, Fe_2O_3, Na_2O, K_2O등이 나타났으며 이들의 분포형태는 MWCF에 의하여 영향을 받는 것으로 나타났다. 가령 CaO 원소의 경우 MWCF 구간에서 높은 함량을 나타내고 있다. Fe_2O_3 및 MnO등의 산화환원조건에 민감한 원소들의 함량분포는 MWCF 구간에서 급격한 변화를 보이는데 이는 단열구간에 의한 산화환원 환경변화에 의한 것으로 보인다. CaO는 방해석과 밀접한 관련이 있으며 혼합된 clay와도 상관관계가 있는 것으로 생각되며 Fe_2O_3, MgO, MnO는 녹니석(chlorite), 일라이트 및 그 밖의 clay 혼합체와 관련이 있다.

2.2.2 동위원소 분석

단열충전광물의 진화과정 메카니즘을 규명하기위하여 우라늄 및 철 동위원소를 분석하였다. 우라늄 동위원소 값의 비율을 분석함으로써 오랜시간 동안 동위원소 값을 변화시킨 지화학적 과정을 유추할 수 있다. 우라늄 동위원소에는 ^{238}U ($t_{1/2} \approx 4.5Ga$), ^{235}U($t_{1/2} \approx 700Ma$), ^{234}U ($t_{1/2} \approx 245{,}000a$)가 존재하며 이들은 우라늄 decay chain에서 발생한다. 특히, 우라늄 동위원소 $^{238}U/^{235}U$비율은 자연상에 나타나는 대부분의 암석에서 일정하게 나타나는 것으로 알려져 있다[1]. 이들은 장기간의 decay chain 과정에 의하여 secular equilibrium 상태에 도달하기 때문이다. 하지만 광물생성온도가 낮을 경우(<~200◦C), $^{238}U/^{235}U$의 값은 다양하게 나타난다 이러한 동위원소의 분별작용중에 가장 큰 영향을 미치는 것이 산화환원과정이라는 것이 현재까지 가장 설득력 있는 이론이다. 이러한 산화환원과정에 의하여 ^{238}U가 선호되는 것으로 기존 실험연구결과들이 밝히고 있다[2]. KURT 지역의 단열충전광물에 포함되어 있는 우라늄의 $^{238}U/^{235}U$값이 다양하게 나타나고 있는데 이러한 현상은 저온도의 산화환원과정에 의한 것으로 유추할 수 있다. 특히 MB-2의 경우 MWCF 보다 깊은 지역에서 그 현상이 확연하다(Fig. 2).
우라늄의 동위원소 $^{235}U/^{234}U$의 비율도 $^{238}U/^{235}U$과 마찬가지로 오랜 기간의 decay chain 과정을 거치

는 동안 secular equilibrium에 의하여 대부분의 경우 자연상에서 일정한 비율을 나타내고 있다[1]. 하지만 광물생성이 특히 저온 (<~200℃)일 경우, 일정치 않은 $^{235}U/^{234}U$ 값을 나타낼 수 있는데 이러한 동위원소의 분별작용에 지하수의 weathering 과정이 주요한 영향을 미치는 것으로 실험사례들이 주장하고 있다[3]. 이들은 지하수와 광물의 상호반응과정에서 ^{234}U가 광물구조에서 weathering 되어 빠져나가거나 ^{234}U의 함량이 높은 지하수와 광물이 상호 반응하여 이차생성광물을 만들 때 생기는 현상이라고 주장하고 있다[3].

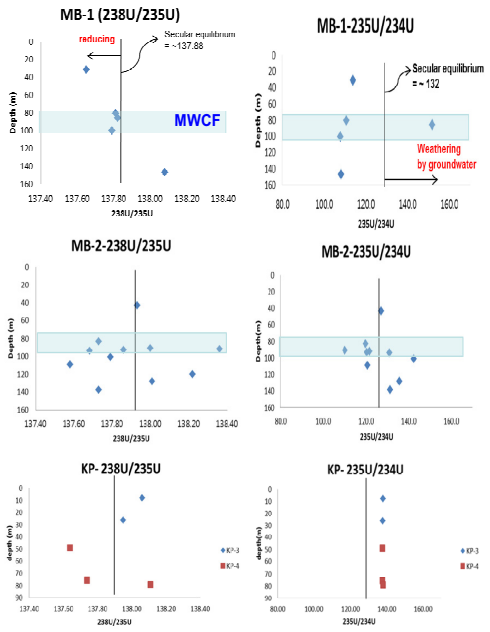


Fig. 2. Ratios of $^{238}U/^{235}U$ 및 $^{235}U/^{234}U$ in fracture filling minerals.

철 동위원소 중 적어도 두 개의 다른 철 동위원소 비율 (예, $^{56}Fe/^{54}Fe$)가 지구화학적 및 생지구화학적인 현상을 분석하는 하나의 지표가 될 수 있다. 철 동위원소의 경우도 자연상의 암석에서 일반적으로 일정한 $\delta^{56}Fe$ 값을 나타낸다[4]. 하지만 광물생성온도가 저온일 경우 (<~200℃) 그 값이 일정하지 않게 나타나는데 이는 산환환원과정이 주요과정으로 영향을 주고 있다는 것이 현재까지 가장 신뢰되는 메카니즘이다[4]. 이러한 과정은 다양한 철 함유광물 에 따라 다르게 나타나는데 이를 "mass dependent fractionation"현상이라고 한다. 기존 실험연구결과에서는 $\delta^{56}Fe$의 값이 magnetite> siderite> ankerite의 순으로 나타나며 hematite의 경우 $\delta^{56}Fe$값은 일반적으로 0에 가까운 값을 나타낸다고 밝히고 있다[4]. 본 연구에서 채취한 단열충전광물의 $\delta^{56}Fe$값은 siderite와 hematite의 혼합체 값을 나타내고 있다. 이는 KURT 지역에서 철 관련 산화환원과정이 siderite와 hematite와 관련이 있음을 나타낸다(Fig. 3).

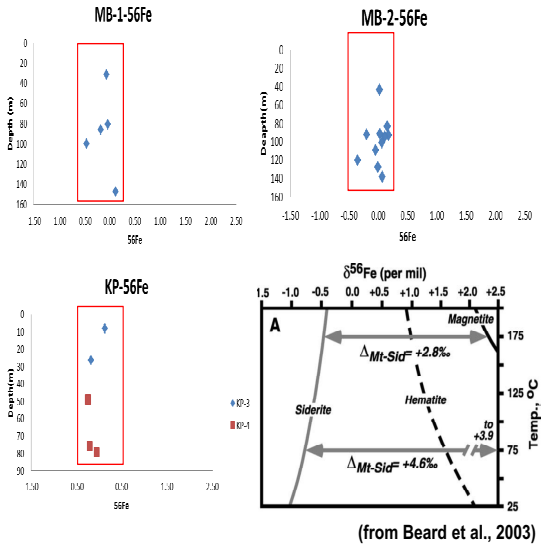


Fig. 3. Values of $\delta^{56}Fe$ in fracture filling minerals.

3. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

4. 참고문헌

[1] S. Weyer, A.D. Anbar, A. Gerdes, G.W. Gordon, T.J. Algeo, E.A. Boyle, Natural fractionation of 238U/235U, Geochimica et Cosmochimica Acta, 72, 345-359, 2008.

[2] C.J. Bopp, C.C. Lundstrom, T.M. Johnson, R.A. Sanford, P.E. Long, K.H. Williams, Uranium 238U/235U isotope ratios as indicators of reduction: Results from an in situ Biostimulation Experiment at Rifle, Colorado, U.S.A. Environmental Science and Technology, 44, 5927-5923, 2010.

[3] M.B. Anderson, Y. Erel, B. Bourdon, Experimental evidence for 234U-238U fractionation during granite weathering with implications for 234U/238U in natural waters, Geochimica et Cosmochimica Acta, 73, 4124-4141, 2009.

[4] B.L. Beard, C.M. Johnson, J.L Skulan, K.H. Nealson, L.Cox, H.Sun, Application of Fe isotopes to tracing the geochemical and biological cycling of Fe, Chemical Geology, 195, 87-117, 2003

LIBD를 이용한 KURT 주변 화강암반 지하수콜로이드의 심도별 특성 분석

신주도, 백민훈*, 권장순, 정종태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*mhbaik@kaeri.re.kr

1. 서론

처분장 주변 암반단열을 통한 지하수의 흐름은 방사성 핵종들이 유출되는 주요한 경로이다. 방사성 핵종들은 스스로 콜로이드를 형성하거나(특히 악티나이드 핵종들의 경우) 지하수 내 자연콜로이드에 수착하여 의사콜로이드를 형성하는데, 이러한 콜로이드 형성으로 인하여 핵종이동이 가속된다는 연구결과들이 보고되었다[1]. 따라서 지하수 내 방사성 핵종의 존재 형태와 암반 내 이동성에 대한 평가를 위해 지하수콜로이드의 크기, 농도와 같은 기초특성을 조사하는 것이 중요하다[2].
본 연구에서는 한국원자력연구원 내 KURT 주변의 화강암반에서 심도별로 채취된 지하수콜로이드의 크기와 농도를 LIBD(Laser-Induced Breakdown Detection)를 이용하여 분석하고자 한다.

2. 본론

2.1 지하수 채취

분석에 사용된 지하수는 한국원자력연구원 내의 화강암반 부지에 설치된 약 700 m 심도의 다중패커가 설치된 시추공으로부터 채취하였으며, 패커가 설치된 위치에 따라 심도별로 7종류의 지하수 시료를 채취하였다. 채취된 지하수의 기본 특성을 Table 1에 나타내었다.

Table 1. The basic information of the granite groundwater samples

Sample No.	Sampling Date	Depth(Up) (m)	Depth(Down) (m)	pH	Temp.(℃)
A	2014-04-03	0	100	6.98	17.2
B	2014-04-03	200	300	8.63	16.8
C	2014-04-03	300	400	8.54	16.5
D	2014-04-03	400	450	8.88	16.7
E	2014-04-03	450	500	8.67	16.7
F	2014-04-03	500	600	9.32	16.5
G	2014-04-03	600	700	8.67	16.4

약 2 L의 지하수를 지하수 채취용 용기에 약 400 mL/min의 유량으로 채취하였다. 채취 시에 콜로이드보다 큰 입자성 물질의 채취를 막기 위해 450 nm 기공 크기의 필터(Millipak 40, Millipore)로 전여과를 실시하였다.

2.2 지하수콜로이드 분석을 위한 LIBD 시스템과 시료 준비

LIBD분석은 레이저 펄스를 시료에 주사시켜 입자들의 파열현상을 유도하고 이때 발생되는 음파(acoustic wave) 또는 플라스마를 측정하여 이를 표준시료와 비교하여 미지의 콜로이드 크기와 농도를 알아내는 분석방법이다.
본 연구에서는 Nd-YAG 레이저를 사용하여 10Hz의 반복율의 532 nm 파장의 레이저를 주사하였으며 레이저 펄스에너지는 pyroelectric 에너지 검출기에 의해 관측된다. 또한 레이저 빔 축과 직각으로 CCD(Charge Coupled Device) 카메라를 설치하여 플라스마 섬광과 픽셀좌표를 기록하여 플라스마의 공간분포를 알아내었다.
시료는 빛의 굴절이나 산란의 영향을 제거하기 위해 등방체인 석영 셀(Hellma)에 담아 분석하였다(Fig. 1).



Fig. 1. LIBD system.

2.3 지하수콜로이드 크기 측정

레이저빔이 진행하는 방향(Z축)으로 형성되는 플라즈마 공간분포의 길이는 입자의 크기에 따라 달라지므로 이를 측정하여 지하수콜로이드 입자 크기

를 결정할 수 있다. 광학영상길이(optical image length)에 초점을 중심으로 Z축 방향 95%의 레이저유도파열이 발생한 길이를 비교하게 되는데 이것을 유효초점거리(EFL, effective focal length)라고 한다.

지하수콜로이드의 크기 측정을 위해 크기를 알고 있는 구형의 polystyrene 나노 입자(Duke Scientific)를 사용하였으며 0.7 mJ 레이저 펄스 에너지를 입사시켜 각 표준시료의 파열확률이 15~30% 이상일 때 EFL을 측정하여 검증곡선을 얻었다(Fig. 2).

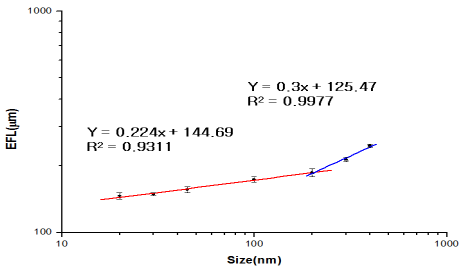


Fig. 2. EFL calibration lines obtained from standard colloids for the size estimation.

채취된 지하수 시료에 파열문턱에너지(threshold energy) 0.7 mJ을 입사시켜 EFL을 알아내고 이를 Fig. 2의 검증곡선에 대입한 뒤 크기를 산출하여 결과를 Table 2에 정리하였다.

Table 2. Comparison on the average size with size calculated by average EFL for the granite groundwater samples

Sample No.	Threshold energy(mJ)	Ave. Size(nm)	Size by Ave. EFL(μm)
A	0.713	90.7	90.7
B	0.708	194.7	191.1
C	0.713	223.4	213.4
D	0.713	214.5	209.7
E	0.711	165.1	165.1
F	0.713	142.8	142.8
G	0.712	172.5	172.5

2.4 지하수콜로이드의 농도측정

지하수콜로이드의 농도측정을 위해 표준 콜로이드 입자(polystyrene)의 농도에 따른 S-curve를 활용하여 지하수콜로이드 농도를 산출하였다(Fig. 3). 표준시료의 S-curve에 지하수시료의 S-curve를 피팅한 결과 A와 B는 <10 μg/L, C는 800 μg/L, D와 E는 > 1000 μg/L, F는 1500 μg/L 마지막으로 G는 200 μg/L 임을 알 수 있었다.

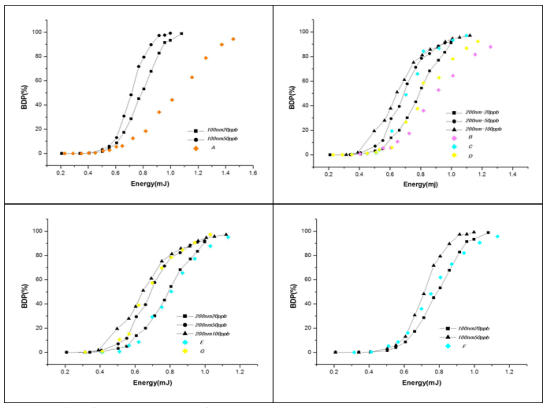


Fig. 3. Calibration S-curves obtained from standard colloids to determine concentration of colloid in the groundwater.

3. 결론

LIBD를 이용하여 지하수콜로이드의 크기와 농도를 분석한 결과를 Table 3에 정리하였다. 본 연구는 추후 콜로이드와 방사성 핵종의 수착에 따른 핵종이동의 연구와 화강암반 지하수콜로이드 연구에 있어 기초자료를 제공할 수 있을 것이라 사료된다.

Table 3. Comparison on the size and concentration of the granite groundwater colloids near the KURT

Sample No.	Size(nm)	Conc.(μg/L)
A	90.7	<10
B	194.7	<10
C	223.4	800
D	214.5	4000
E	165.1	1000
F	142.8	1500
G	172.5	200

4. 감사의 글

본 연구는 원자력연구개발사업의 일환으로 미래창조과학부의 지원을 받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] A.P. Novikov et al., Science, Vol. 314. No. 1, pp. 638-641, 2006.

[2] C. Degueldre, H.-R. Pfeffer, W. Alexander, B. Wernli, and R. Bruetsch, Appl. Geochem., Vol. 11, pp. 677-695, 1996.

A-KRS 파이로 처분 시스템 완충재 손실도의 확률론적 영향

이연명*, 정종태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ymlee@kaeri.re.kr

1. 서론

A-KRS 처분 시스템은 사용후 핵연료를 파이로처리(pyroprocessing) 하면서 발생되는 2차 방사성 폐기물을 처분하는 개념으로 제안되었다.[1] 사용후 핵연료를 파이로처리하여 발생되는 두 종류의 방사성폐기물을 지하매질 내에 처분 심도를 달리 하여 복층 형태로 건설된 처분장에 영구 처분하는 방식이다. 즉, 지표로부터 200 m 깊이의 천지층에는 중저준위 방사성 폐기물로 분류되는 금속폐기물(metal waste)을, 500 m 깊이의 심지층에는 고준위 방사성 폐기물로 간주할 수 있는 세라믹 폐기물(ceramic waste)을 분리하여 처분한다. 굴착된 터널 내에 처분되는 금속 폐기물은 대부분 장반감기를 갖긴 하지만, 붕괴열은 거의 갖지 않는 핵종을 함유한다. 그러나 보다 고 방사능을 가지며 붕괴열도 비교적 높은 핵종을 갖는 세라믹 폐기물은 A-KRS 이전에 고려되었던 사용후 핵연료의 직접처분과 유사한 방식으로서 스웨덴의 KBS-3 처분개념[2]으로 심지층에 굴착된 처분 터널 바닥에 따로 굴착된 처분공에 처분된다. 처분 시스템에 대한 성능 평가를 위하여 수행되어야 할 안전성 평가에서 정상 시나리오가 우선적으로 고려된다. 지하수의 자연스러운 유동에 따른 이러한 핵종 유출 시나리오는, 처분장에 지하수가 침투된 후 처분 용기가 부식되어 핵종이 인공방벽으로 유출되고, 완충재나 뒷채움재와 같은 인공 방벽의 주된 구성 요소인 처분 시스템 근계 영역(near-field)을 통하여 모암 내 천연 방벽으로 이루어지는 원계 영역(far-field)으로 들어 가 모암 내 균열 네트워크을 형성하는 암반 매질을 지나 단층이나 규모가 큰 균열과 같이 지하수의 유동이 급격하고 대량적으로 이루어지는 선택적 경로로서의 MWCF (major water conducting feature or fault) 지역을 만나 지하매질과 생태계의 경계(geosphere-biosphere interface; GBI)를 지나 생태계로 유출되는 것이 보편적이다. 이러한 정상 시나리오에서 주요한 방벽 중의 하나인 완충재의 영향을 확률론적으로 평가하기 위한 연구가 수행되었다.

2. 모델링

두 개의 처분장을 상이한 형태로 갖는 A-KRS 시스템 내 각 방벽과 매질 별로 핵종의 유출 및 이동에 관한 상세한 모델링은 골드심[3]을 이용하여 수행되었다. 폐기물이 처분되는 처분장 자체와 핵종의 유출 및 이동을 저지하고 처분의 안정성을 유지하기 위한 구조물로서의 인공방벽까지를 근계 영역으로 한정하는 것이 일반적이라면, 자연방벽으로서의 모암으로 구성되는 지하매질은 원계 영역으로 볼 수 있다. 따라서 근계 영역은 원계 영역과 다르게 설계에 따른 방벽으로서의 그 기능이 다양해질 수 있으며, 평가에 필요한 입력 파라미터의 불확실성을 정량적으로 평가할 필요성이 보다 더 높을 수 있게 된다. 금속폐기물 처분장의 경우 근계 영역 내에서 폴리머 콘크리트 내의 처분 용기를 빠져 나온 핵종은 완충재와 뒷채움재를 차례로 지나며 매질 내에서 확산 이동을 통하여 처분장 밖, 원계 영역으로 나가는 것으로 모델링하였고, 세라믹폐기물 처분장의 경우 근계 영역 내 처분 터널 내에서의 핵종의 이동은 터널 위쪽을 한 출구로 하고 터널 옆과 터널 바닥 쪽을 또 다른 출구로 나누어 모델링하였다. 두 처분장 내 근계 영역 매질 내에서의 이동은 이류적 이동을 야기할 만한 수준의 지하수의 유동은 존재하지 않으며 완충재와 뒷채움재 내에서는 확산에 의해서만 핵종의 이동이 이루어진다고 보았다. 보다 복잡한 구조의 세라믹 처분장의 경우 터널 위쪽의 지하수로 채워진 빈 공간인 크라운 (crown)으로 핵종이 들어오면 크라운과 연결되는 암반 매질 내 균열대를 만나 원계 영역으로의 핵종의 전달이 일어나는 한편, 터널의 옆과 바닥 쪽에서는 바로 균열대를 만나며 핵종의 전달이 일어나는 것으로 간주하였다. 세라믹 폐기물 처분장도 금속폐기물 처분장의 경우와 마찬가지로 칼슘 벤토나이트 완충재, 그리고 쇄석과 벤토나이트의 혼합물로 이루어지는 뒷채움재가 사용되는 것으로 가정하였다.

3. 계산 결과 및 논의

정상적인 완충재의 공극률인 0.41값 대신, 금속 폐기물과 세라믹 폐기물에 대해서 공히 0과 1사이에서 통계적으로 균등 분포를 갖는 것으로 가정하여 확률론적 계산을 수행하였다. 계산에 사용된 입력자료는 이전 연구에 상세히 기술되어 있다.[예 4] 그 결과로서 나타난 Fig. 1에서 보면 연간 선량 피폭 선량의 변화가 파과곡선 전반에 걸쳐 심하게 나타나고 있는 것을 알 수 있다 이는 고려하고 있는 대부분의 핵종이 거의 모두 변화에 기여하고 있다는 것을 암시하는 것으로 볼 수 있는데, 실제로 각 핵종별로 기여하는 연간 피폭 선량을 검토해 보면 반감기가 아주 길고, Kd도 상대적으로 낮은 ^{135}Cs 정도만 제외하고는 나머지 핵종에 대하여 모두 적지 않은 민감도를 보여주는 것을 알 수 있었다.

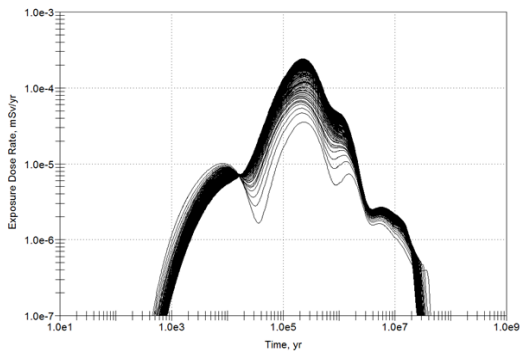


Fig. 1. Total exposure dose rate due to all the nuclides in the metal and ceramic waste repositories to the farming exposure group.

4. 참고문헌

[1] Heui-Joo Choi et al., "Preliminary Conceptual Design of a Geological Disposal System for High-level Wastes from the Pyroprocessing of PWR Spent Fuels," *Nuclear Engineering and Design*, 241, 3348, (2011).

[2] KBS, "Final Storage of Spent Nuclear Fuel," KBS-3, Summary SKBF/KBS, Sweden, (1983).

[3] GoldSim Contaminant Transport Module, User's Guide, Version 4, GoldSim Technology Group, 2006.

[4] Youn-Myoung Lee et al., "An Evaluation of an Earthquake Scenario for a Pyroprocessed Waste Repository," *Progress in Nuclear Energy*, 66, 133-145, (2013).

벤토나이트 자연유사연구 해외동향과 국내 벤토나이트 특성 분석

백민훈[1*], 김건영[1], 이승엽[1], 박태진[1], 윤종일[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국과학기술원, 대전시 유성구 대학로 291번길
*mhbaik@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료를 포함하는 고준위 방사성폐기물의 심지층 처분장의 처분시스템에서 공학적방벽 재료인 완충재물질의 후보물질인 벤토나이트는 화학적/수력학적 방벽으로서의 기능을 갖고 있으나 온도, 처분용기 및 시멘트 등 다른 물질과의 반응에 의해 변질되어 그 기능을 상실할 수 있다. 벤토나이트의 지속성 및 변질 특성에 대한 자연유사연구는 신뢰성 있는 처분장 안전성평가와 safety case의 보조 안전지표로써 꼭 필요한 연구이다. 따라서 본 연구는 고준위폐기물의 심지층 처분을 포함하는 방사성폐기물 처분시시설의 장기 안전성평가를 위해 완충재 후보물질인 벤토나이트에 대한 해외의 자연유사연구 연구동향을 조사·분석하고, 국내 벤토나이트의 특성을 조사하였다.

2. 해외의 벤토나이트 자연유사연구

2.1 벤토나이트 자연유사연구 연구항목 및 결과

해외에서 수행된 방사성폐기물 처분관점에서의 벤토나이트 자연유사연구에 대한 주요 연구내용은 다음과 같으며, 이들 내용에 대한 주요 연구결과들을 정리하였다[1].

- 변질의 정도와 오랜 지속성
- 열에 의한 물리화학적 특성들의 변화
- 처분용기의 침하
- 다른 처분장 물질들과의 상호작용
- 차수성능과 콜로이드 여과 기능

2.2 Cyprus 자연유사연구 프로젝트

벤토나이트 자연유사연구 프로젝트는 Cyprus Natural Analogue Project (CNAP)가 대표적이다[2]. 이 프로젝트는 자연유사연구 선진국이 주가 되어 알칼리성 샘물 및 대규모 벤토나이트와 벤토나이트 침전물이 광범위하게 발생한 Cyprus 섬을 중심으로 진행되었다.

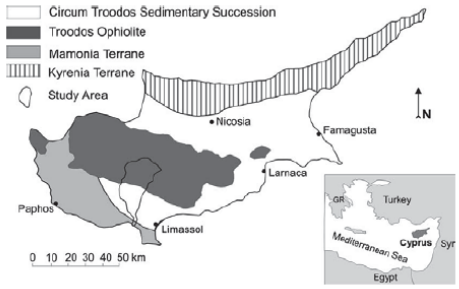


Fig. 1. Geological formation and topography of the Cyprus natural analogue site.

2.3 Philippines 자연유사연구 프로젝트

저알칼리 시멘트 유출수와와 벤토나이트와의 반응에 의한 벤토나이트의 장기안전성에 대한 자연유사연구 수행을 위해 필리핀 북서부의 Zambales ophiolite와 bentonite 광상 지역을 중심으로 일본의 여러 기관들이 주도하여 수행하고 있는 프로젝트 이다.

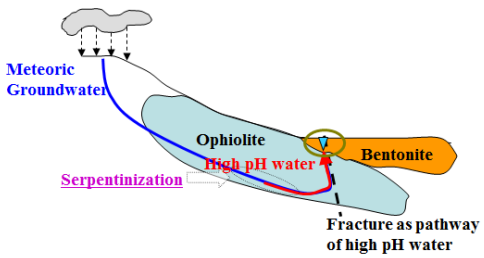


Fig. 2. The natural analogue concept in the Philippines natural analogue site.

3. 국내 벤토나이트 특성

3.1 벤토나이트 분포 및 광물학적 특성

국내 벤토나이트 광산의 분포 및 주요 지질학적 특성 등을 조사한 결과, 국내에서 부존자원으로서의 잠재성을 갖는 벤토나이트 광상은 지역적으로는 신생대 제3기층의 분포지역인 포항-경주-울산으로

이어지는 삼각지대에 분포하며, 부존지역의 지질여건과 산출상태를 고려하여 벤토나이트의 산출지를 영일지역, 감포지역, 하서지역 등으로 구분 가능하다.

국내 경주 벤토나이트의 광물학적 특성들을 분석한 결과, 국내산 벤토나이트 원광들은 스멕타이트군 광물(smectite group)의 함유도와 불순광물의 조성에 있어서 다양한 양상을 보이며, 다양한 몬모릴로나이트 함량을 가지는 것으로 나타났다. 벤토나이트들은 대부분 Ca형이며, K 함량은 전반적으로 매우 낮은 것으로 분석되지만, 영일 지역의 일부 제올라이트질 벤토나이트에서는 상대적으로 많이 함유되는 K-장석의 영향으로 비교적 높은 함량을 보였다.

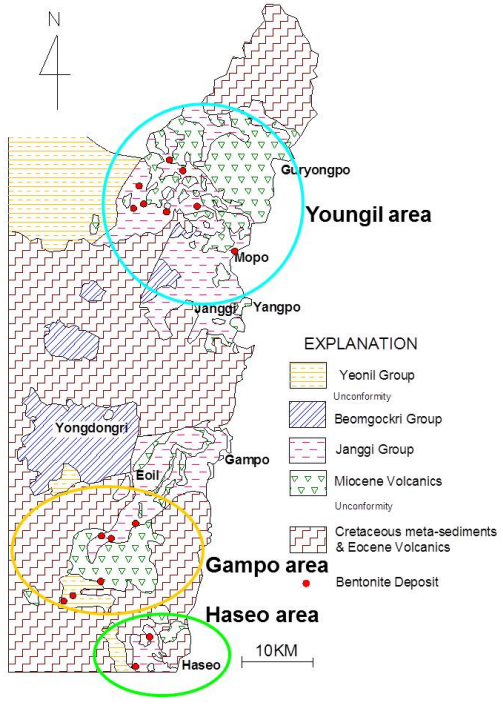


Fig. 3. Distribution of Gyeongju bentonite mines in Youngil-Gampo-Haseo areas.

3.2 완충재로써 벤토나이트 특성

처분장 완충재로써의 기본적인 요건을 Table 1에 정리하였다. 국내산 경주벤토나이트의 경우 이러한 특성을 대체적으로 만족하는 것으로 판단된다. 처분장 완충재물질로써 고려해야 할 벤토나이트의 기본 특성은 다음과 같다.

- 온도 및 압력의 영향: K 성분이 주변에 어느 정도 존재하는 환경에서는 몬모릴로나이트의 변질 및 상전이가 쉽게 발생하여 기존에 존재하지 않던 새로운 광물들이 다양하게 형성된다.
- pH의 영향: 높은 pH(예: $11.5 \leq pH \leq 13.9$)의 물이 존재할 때 벤토나이트의 용해도는 증가하며, 특히 Si 성분이 잘 녹아나와 비정질 교결(cement)물질을 형성한다. $pH < 11$에서는 제올라이트(clinoptilolite, phillipsite)가 잘 형성되며, 그 이상의 pH에서는 calcium silicate hydrates, 일라이트 및 장석류가 생성된다. 높은 pH(예: pH13)에서는 벤토나이트의 팽윤압이 급격히 감소한다.
- 고염수의 영향: 고염수에 의한 벤토나이트의 팽윤압 감소의 이유는 새로운 광물종들(예를 들면, kaolinisation/ pyrophyllitisation 등)의 생성 및 벤토나이트의 층전하 감소에 기인한다.

Table 1. Bentonite properties as a buffer material for a high-level radioactive waste repository

Parameter	Values
Hydraulic conductivity	$< 10^{-12}$ m/s
Swelling pressure	> 2 MPa
Buffer temperature	< 100 °C
Saturated density	1.90 - 2.05 g/cm^3

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회의 사용후핵연료 및 방사성폐기물 안전연구센터의 지원을 받아 수행되었음.

5. 참고문헌

[1] 백민훈, 김건영, 이승엽, 박태진, 벤토나이트 자연유사연구 해외 현황 및 국내 벤토나이트 특성 조사 분석, KAERI/TR-5569/2014, 한국원자력연구원 Daejeon, 2014.

[2] W.R. Alexander, A.E. Milodowski, A.F. Pitty, Cyprus Natural Analogue Project(CNAP) - Phase III Final Report. Working Report 2011-177, Posiva Oy, Olkiluoto, 2012.

벤토나이트 완충재에서의 구리 장기부식거동

이민수*, 최희주
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*minm@kaeri.re.kr

1. 서론

본 연구는 처분용기 내부식성 재료로서 고려되는 저온분사코팅구리의[1] 장기부식거동을 조사한 다년간의 결과를 정리한 것이다. 실제 처분조건과 유사한 심부처분환경을 조성한 부식환경에서 정확한 구리의 장기부식율을 측정하고자 하였다. 모의 부식환경을 조성하기 위해 KURT(KAERI Underground Research Tunnel) 지하수가 이용되었다. 저온분사코팅구리 이외에도 일반동, 단조동 등의 다른 구리종에 대해서도 비교하여 살펴보았다. 초기 단계에서는 예비적으로 실험실에서 공학적 방벽을 모사한 조건을 구현하여 구리 부식시험을 수행하였으며, 2번째 단계에서는 KURT 현장 지하수를 활용하여 장기간 부식실험을 진행하였다.

2. 본론

2.1 시편과 압축블록

구리 시편은 저온분사코팅동 2종(창성코팅동, Tafa 코팅동)과 일반 압출동, 단조동, Al Bronze, 및 Naval Brass 등으로 하였다. 창성코팅동은 국산 창성구리 분말(순도 99.5wt%%, 산소함량 0.41wt%)을 주철 표면에 저온분사코팅하여 얻은 코팅물을 코팅면에 평형한 방향으로 동전면이 나오도록 시편을 떼어 낸 것이며, Tafa 코팅동은 미국산 Tafa-159 구리 분말(순도 99.9wt%%, 산소함량 0.02wt%)을 스테인리스강 표면에 저온분사코팅하여 얻은 것이다. 일반 압출동은 시중에서 구입하여 사용하였으며, 단조동은 압출동을 단조한 것이다. Al Bronze와 Naval Brass는 구리 알로이 중에서 염수에 대한 부식저항성이 높은 상용제품을 구입하여 사용하였다.

시편 크기는 직경 15 mm, 두께 1.0 mm의 동전형으로 가공하여 표면적이 약 400 ㎟이 되도록 하였다. 시편 표면은 연마기를 사용하여 먼저 #1,000의 사포로 표면을 연마한 후, 다시 0.3 ㎛ 실리카 슬러리로 연마한 후, 에탄올로 5분간 초음파 세척한 후, 사용하였다.

압축블록은 기준 경주벤토나이트 완충재로 제작하였다. 경주 벤토나이트는 Ca형으로서 함습율은 약 12.6wt%이었다. 벤토나이트 압축 밀도는 부식셀 내적을 기준으로 건조밀도가 약 1.6 g/㎤가 되도록 제작하였다. 건조밀도 1.6 g/㎤의 기준완충재는 상온에서 약 5~7MPa의 팽윤압을 갖고 있으며, 7.6 x 10^{-14} m/sec의 수리전도도를 가지는 것으로 측정된다. 압축블록의 크기는 직경 30 mm, 높이 10 mm이며, A형과 B형 의 2개조로 하였으며, B형 압축블록은 구리시편을 삽입할 수 있도록 한면에 직경 15 mm, 깊이 1.0 mm의 홈을 중앙면에 넣었다.

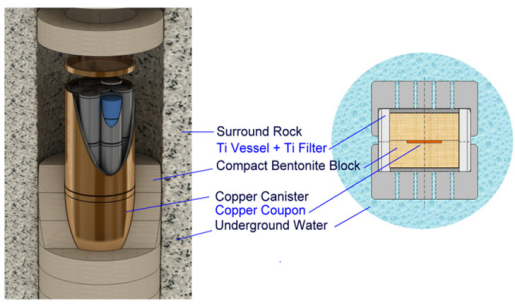


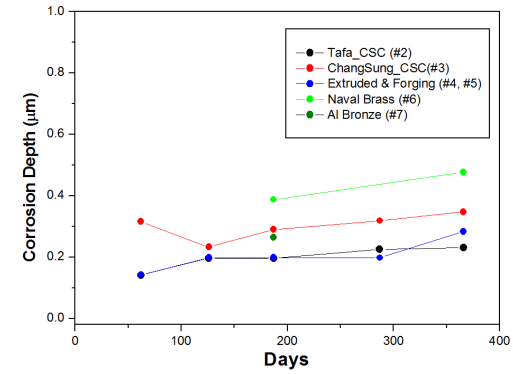
Fig. 1. Brief illustration of a corrosion cell matching with engineered barrier system.

2.2 장기 부식 시험

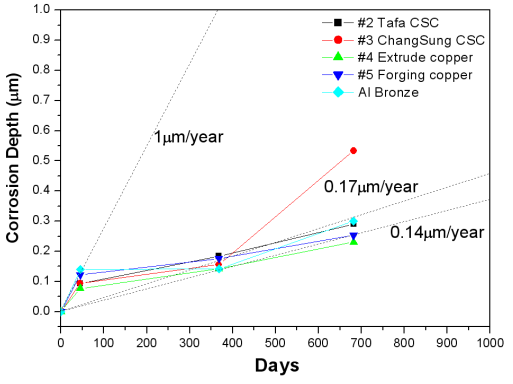
고준위폐기물 심지층 처분장의 공학적 방벽을 모사하여 Fig. 1과 같이 부식 셀을 구성하였다. 동전형 구리시편 (직경 15 mm, 두께 1.0 mm)을 2개의 압축벤토나이트 블락(직경 30 mm, 높이 10 mm) 사이 중앙에 위치시키고, 티타늄 재질의 부식 셀에 삽입하였다. 실험실 시험에서 부식 셀은 KURT 지하수가 담긴 밀폐용 유리병에 넣었으며, 시험은 2년간 진행되었다. KURT 현장시험에서는 KURT 지하수가 흐르는 유리관에 직렬로 넣었다. 구리시편은 처분용기 외벽, 압축 벤토나이트 블록은 완충재, 티타늄 셀은 심부 암반을 모사하였다. KURT 지하수는 티타늄 필터와 압축벤토나이트를 통해 구리시편에 접촉하도록 하였다. 컬럼형 KURT 현장 부식시험은 3년간 진행되었다.

2.3 시험 결과

저온분사로 제작된 2종의 코팅동(#2, #3)과 일반동의 실험실에서의 지난 2년간 측정된 부식두께를 아래 Fig. 2 (a)에 나타내었다. 초기 2개월에서 12개월 사이의 구리 시편의 부식두께는 0.1~0.3 ㎛ 부근으로 더 이상 증가하지 않고 아주 낮은 일정한 값을 나타내었다. 이 동안 부식시편은 표면만 변색되었을 뿐, 초기 연마된 표면의 광택를 그대로 유지하고 있었다. 2년간의 시험에도 모든 부식 두께는 1 ㎛ 이하를 유지하였다.



(a)



(b)

Fig. 2. Corrosion depth graphs for (a) laboratory test and (b) KURT field test.

KURT 현장 컬럼형 장기부식시험 682일간(2년)의 측정된 각 시편의 부식두께를 Fig. 2 (b)에 나타내었다. 5종의 시편은 시편 종류에 상관없이 부식 시간에 따라서 거의 비슷한 부식두께의 증가를 나타내었다. 구리시편들은 항상 초기에는 순수 금속표면의 부식피막 형성으로 인해 처음에는 높은 부식두께를 보이는 경향이 있다. 부식피막이 형성된 이후에는 일정한 부식두께의 증가를 보였다. 시험 결과에서 저온분사코팅 구리를 포함한 모든 구리에 있어서 682일간의 부식두께로부터 얻은 평균 부식율은 약 0.14 um/year를 나타내었다.

3. 결론

실험실에서의 구리의 부식율은 코팅동이나, 일반동은 큰 차이가 없으며, 구리 alloy의 부식율이 상대적으로 낮은 것으로 나온다. 실험실에서의 구리 부식율 0.1~0.15 ㎛/year은 10 mm 구리 두께가 부식되려면 약 6.7~10만년의 시간이 소요되는 값이다.

KURT에서의 장기 부식두께 값은 실험실에서의 값들과 비교하여 상관 계수가 0.95 이상으로 선형관계가 뚜렷하게 나타났다. 기울기도 0.10~0.15 ㎛/year수준으로 일정하였으며, 구리의 종류에 따른 차이도 크게 눈에 띄지 않았다. 특히 코팅동은 일반동과 전혀 차이를 보이지 않았다. 실험실에서의 12개월 부식율 결과치(0.15 ㎛/year)와 KURT 3년 결과치(0.13 ㎛/year))에서 얻은 구리 부식율은 비슷하다는 거의 비슷하게 나왔다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력기술개발 사업의 일환으로 수행되었습니다..

5. 참고문헌

[1] MIN SOO LEE, HEUI JOO CHOI, JONG WON CHOI, and HYUNG JUN KIM, NUCLEAR ENGINEERING AND TECHNOLOGY, VOL.43 NO.6, pp. 557-566, 2011.

완충재 내 THM 센서 최적 설치방안 분석 및 완충재 수리실험

김진섭[1*], 이창수[1], 최영철[1], 최희주[1], 이항복[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국지질자원연구원, 대전광역시 유성구 과학로 124
*kjs@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위폐기물의 심지층 처분장의 장기 처분 안전성은 천연방벽과 공학적방벽으로 구성된 다중방벽 시스템과 밀접하게 연관되어 있으며, 이의 신뢰도를 향상하기 위해서는 실제 처분조건에서의 현장실증 연구가 매우 중요하다. 특히 많은 예산과 노력이 소요되는 복합거동 현장실증 실험의 경우, 성공가능성을 극대화하기 위해서 다양한 스케일의 실내실험을 통해 현장 적용 시 나타날 수 있는 문제 및 그 해결 방안에 대해 충분한 사전 연습과 기술적 노하우를 축적할 필요가 있다.

따라서 본 연구에서는 현장실증용 완충재의 제작 및 현장설치를 위한 사전연구의 일환으로, THM (Thermal-Hydro-Mechanical) 계측센서의 완충재 내 설치기법을 분석하고 이의 신뢰도를 확인하기 위하여 완충재 수리실험을 수행하였다.

2. 최적 THM 계측센서 선정

현장실험에 적합한 THM 계측 센서를 선정하기 위하여 다양한 센서류를 구매하여 실내실험을 수행하였다. 계측센서의 크기 및 정밀도 그리고 내구성 등을 고려할 때, 향후 후속연구에 사용될 현장실증용 THM 센서는 Table 1에 나타낸 바와 같다.

Table 1. THM sensors for in-situ applications

Index	Indications	Model	Manufacture
T	Temperature	Thermo-couple	K-Type
H	Relative humidity	PC mini52	Michell
		HMT334	VAISALA
M	Pore pressure	4530	Ace Instruments
	Total pressure	LQ-080U	Kulite

3. 완충재 내 센서설치 및 밀봉방안

벤토나이트 블록 내부에 THM 관련 계측센서의 효율적인 매립 및 밀봉을 위한 연구를 수행하였다. 사용 후보재료로는 에폭시(Epoxy)와 핫멜트(Hot-Melt) 그리고 실리콘(Silicon)을 선정하였다. 우선 완충재 블록 내 센서매립 위치의 확보는 조각칼과 치과치료용 전동드릴을 사용하였다. 작업효율성 및 미세 가공능력 등을 고려할 때, 두 가지 방법 중 조각용 칼이 보다 효율적이었음을 확인하였다.

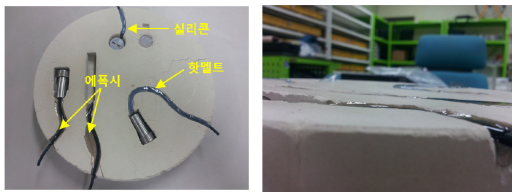


Fig. 1. Sensor insertion and sealing methods.

세 가지 모두 내수성이 뛰어났지만, 실리콘과 핫멜트는 점도가 높아 케이블과 벤토나이트 사이의 미세 틈새를 메우는데 한계를 드러냈다.

반면에 에폭시(Epoxy)는 재료강도가 높고 점도가 상대적으로 낮아, 유체의 형태로 미세 틈을 완전히 밀봉하여 케이블을 단단히 고정시키는 역할을 하였기에 사용재료 중 가장 적절한 밀봉재로 판단되었다. 이때 실제 계측이 이루어지는 센서 바디(body) 부분은 에폭시로 밀봉할 경우 포화현상에 장애를 줄 가능성이 높기 때문에 벤토나이트 파우더를 채워 넣는 방식을 사용하였다.

4. 완충재 수리실험

선정된 THM 센서가 벤토나이트 완충재 내에 설치되었을 경우의 완충재 포화특성을 분석하기 위하여 수리실험을 수행하였다. 실제 시추공에서 완충재 블록 옆면을 통한 수평적인 지하수 유입을 합리적으로 재현하기 위해, 아크릴 벽면 옆 부분에 작은 hole을 설치하여 수평적인 포화를 유도하는 실험장치 제작·완료하였다.

상대습도 센서는 아래 그림과 같이 완충재 블록(D×H: 250×42.5 mm) 바깥쪽에서부터 각각 4 cm, 7.5 cm, 11 cm 거리만큼 떨어진 곳에 3개를 위치

시켰으며, 간극수압(pore pressure) 센서는 완충재 블록 벽면으로부터 4 cm 거리에 설치하였다. 센서 몸체는 벤토나이트 파우더로 채웠으며, 센서 케이블은 이전 실험을 통한 연구결과를 바탕으로 에폭시를 이용해 틈을 메웠다.

총 4개의 벤토나이트 블록을 결합하였고, 2번째 블록과 3번째 블록에 각각 상대습도 센서와 pore pressure 센서를 설치하였다. 멀티 센서 계측기와 케이블을 아래 그림(Fig. 2)과 같이 연결시킨 후, 아크릴 벽면과 완충재 블록 사이에 모래를 채우고 바깥쪽 수조에도 모래를 채워 미세 실린지 펌프를 통해 물의 유입 및 포화를 구현하였다.



Fig. 2. Schematic view of bentonite hydraulic test.

3주에 걸쳐 상대습도 및 간극수압 그리고 온도변화를 측정하였다. 시간 경과에 따라 벤토나이트 블록이 팽창하여 아크릴 벽면과의 틈새가 사라졌으며, 팽창 후 옆면을 통한 물의 침투는 발생하지 않았다. 해체 후 관찰 결과, 센서 바디(body) 부분에 물이 직접적으로 침투하지는 않은 것으로 확인되었다.

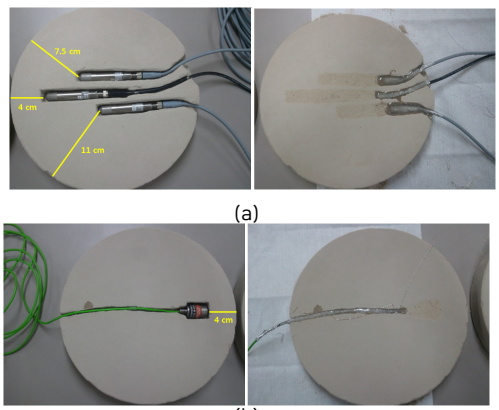


Fig. 3. Relative humidity sensor (a) and pore pressure (b) in bentonite block.

즉 벤토나이트의 팽윤압과 블록 자체의 하중으로 완충재 블록의 현장설치시, 블록 사이의 간극을 통한 지하수의 직접적인 침투가 이루어지지 않음을 실험을 통해 검증하였다.

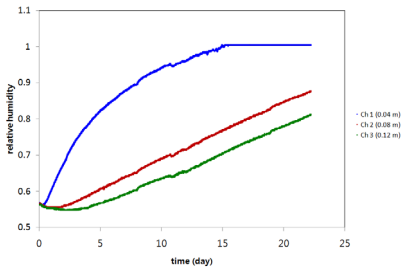


Fig. 4. Measurement of relative humidity in bentonite block with time.

5. 맺음말

다양한 실내 센서실험을 통해 현장실증 실험에 적합한 THM 계측 센서를 도출하였다. 한편 벤토나이트 블록 내 센서설치를 위해서는 케이블 밀봉을 위해 에폭시를 사용하고, 센서 바디를 밀봉하기 위해서는 벤토나이트 파우더를 사용하는 것이 가장 효율적임을 실험적으로 확인하였다. 또한 관련 수리실험을 통해 선택된 센서 및 밀봉방법이 시간경과에 따라 안정된 실험결과를 제시하여 현장실증 실험에 적합함을 밝혔다.

6. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

7. 참고문헌

[1] SKB, Long term test of buffer material at the Aspo HRL, LOT project, SKB TR-09-31, 2009.

[2] P. Karsten, O. Curt and M. George, TOUGH2 User's Guide, LBNL-43134, 1999.

처분시스템 현장실증을 위한 KURT-LOT 연구현황

김진섭[1*], 이창수[1], 최영철[1], 최희주[1], 이항복[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국지질자원연구원, 대전광역시 유성구 과학로 124
*kjs@kaeri.re.kr

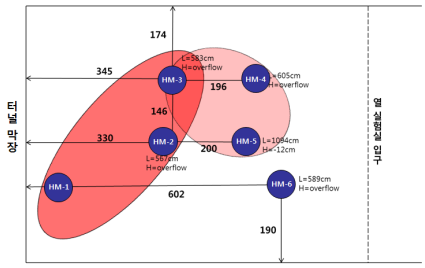
1. 서론

KURT-LOT 실험은 열-수리-역학적 복합거동 현장 실증 연구(In-DEBS; In-situ Demonstration of Engineered Barrier System)의 성공가능성을 향상시키고자 사전에 기술적 요소기술을 개발하고, 현장적용시 발생가능한 문제를 사전에 해결하는 것을 주요 목적으로 하는 연구이다.

이와 관련하여 본 연구는 부지조사를 통한 최적의 처분공 위치선정 기법 및 절리의 영향을 고려한 처분공 내 완충재의 수리거동 예측에 관한 연구현황을 기술하였다.

2. 현장부지 특성평가

한국원자력연구원 부지 내 KURT에 조사공을 설치하고 코어 검층과 초음파 검층 그리고 밀도 검층을 통해 조사공에서의 단열 분포 특성을 조사하였다. 이를 이용하여 본격적으로 현장 실험을 수행할 후보 시험공 및 실험 구간을 선정하였으며 정밀수리시험을 통해 실험 지역의 수리적 특성을 도출하였다.



물리검층 결과를 종합적으로 분석하여 조사공 내 절리의 상호 연관성을 분석하였으며, 이를 바탕으로 현장실증 실험을 수행할 후보 조사공을 HM-4 시추공으로 선정하였다. 또한 수리시험을 통해 실험 구간의 암반 투수계수 등 수리적 특성을 도출하고, 수치해석의 입력자료로 활용하였다.

3. 단열망 모델을 통한 수리해석

처분공 내 완충재의 포화특성 예측은 처분공 내 지하수의 유입유량을 얼마나 신뢰성있게 추정하는가에 달려있다. 따라서 국제공동연구인 SKB Task 8를 바탕으로 배경절리에 대한 정보를 반영하여 실증시설인 TASO 터널 내 유입유량을 예측하였다. FracMan으로 단열망을 형성하고 Mafic 프로그램을 통해 지하수 흐름을 모사하였다. 단열망 생성을 위해 지질학적 자료를 기반으로 단열의 방향성과 길이 그리고 크기 등의 데이터를 적용하였다. 해석영역을 40 m × 40 m × 40 m으로 설정하고, 해석영역 내 4 m × 1 m × 20 m의 가상의 터널을 형성하여 각 면과 터널로의 주어진 압력수두 값을 경계조건으로 부여하였다.

1) 배경단열만을 고려한 경우

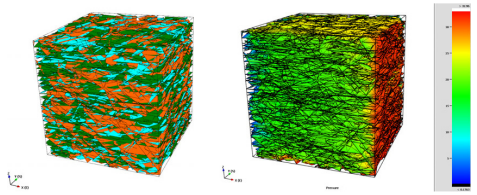


Fig. 1. Background fracture network(set1, set2 and set3) and pressure head distribution within the analysis domain of TASO tunnel.

Table 1. Estimated inflow of groundwater into TASO tunnel(Fig. 1)

NODAL GROUP	EXTERNAL INFLOW (cu m /sec)	FRACTURE INFLOW (cu m /sec)	MATRIX INFLOW (cu m /sec)	WELL HEAD (m)	WELL INFLOW (cu m /sec)
1	1.516E-04	1.516E-04	0.000E+00		
2	2.966E-04	2.966E-04	0.000E+00		
3	-8.429E-05	-8.429E-05	0.000E+00		
4	4.774E-04	4.774E-04	0.000E+00		
5	-3.816E-04	-3.816E-04	0.000E+00		
6	-4.848E-04	-4.848E-04	0.000E+00		
7	2.513E-05	2.513E-05	0.000E+00		

2) 배경단열 및 7개 교차단열을 고려한 경우

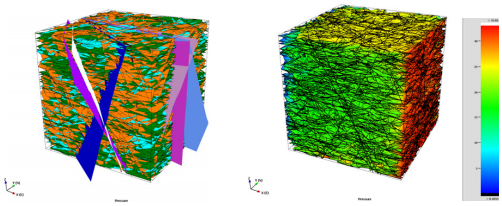


Fig. 2. Background fracture network including deterministic 7 rock joints and pressure head distribution within the analysis domain of TASO tunnel.

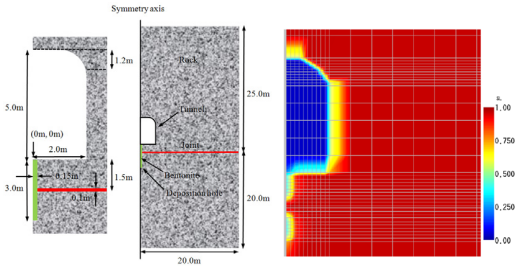
Table 2. Estimated inflow of groundwater into TASO tunnel(Fig. 2)

NODAL GROUP	EXTERNAL INFLOW (cu m /sec)	FRACTURE INFLOW (cu m /sec)	MATRIX INFLOW (cu m /sec)	WELL HEAD (m)	WELL INFLOW (cu m /sec)
1	1.862E-04	1.862E-04	0.000E+00		
2	3.978E-04	3.978E-04	0.000E+00		
3	-1.053E-04	-1.053E-04	0.000E+00		
4	5.167E-04	5.167E-04	0.000E+00		
5	-4.641E-04	-4.641E-04	0.000E+00		
6	-5.048E-04	-5.048E-04	0.000E+00		
7	-2.647E-05	-2.647E-05	0.000E+00		

수치해석결과 배경단열만을 고려했을 경우 터널 내부로의 지하수 유입유량은 8.429×10^{-5} m^3/sec이었으며, 배경단열 및 7개의 교차단열을 모두 고려하였을 경우는 1.053×10^{-4} m^3/sec의 지하수가 유입되는 것으로 예측되었다.

4. TOUGH2 코드를 통한 완충재 포화예측

주변 암반으로부터의 유입유량 정보를 바탕으로 TOUGH2 코드를 이용하여, 처분공 내 벤토나이트 완충재의 포화도를 해석적으로 예측하였다. 이때 처분공은 가상의 암반절리가 관통하는 조건이다.



(a) (b)

Fig. 3. Model geometry (a) and saturation around the diposition tunnel filled with bentonite buffer after 100 days (b).

무결암반에 비해 벤토나이트의 높은 모세관 압력과 암반절리로부터의 지하수의 원활한 유입으로 절리와 맞닿아 있는 지점부터 벤토나이트의 빠른 포화가 이루어졌다. 이를 통해 처분공 내 완충재의 포화도 예측은 처분공을 지나는 암반의 절리를 반드시 고려해야 함을 알 수 있었다.

5. 완충재 블록 현장설치방안 개념도출

완충재 블록을 현장암반 내 처분공에 설치하기 위해서는 완충재 전용 취급장치기 필요하다. 기존의 유사 실증실험인 LOT 실험(스웨덴)에서는 완충재 블럭 중심부에 긴 철제형 또는 구리형 튜브를 설치하고 도넛형 완충재 블록을 끼워 넣음으로써 일체형의 장치를 제작하였다.

하지만 KURT-LOT의 경우에는 처분용기가 가운데 위치하기 때문에 중심부에 블록 설치용 튜브를 만들 수 없으므로 바깥쪽으로 블록의 위치를 잡아주는 guide bar를 도입하였다. 벤토나이트 블록과 시추공 사이의 틈새 처리(펠렛 이용), 하중 문제, 그리고 장비의 뒤틀림 방지 등을 고려하여 아래와 같은 스펙의 설계 개념도를 완성하였다.

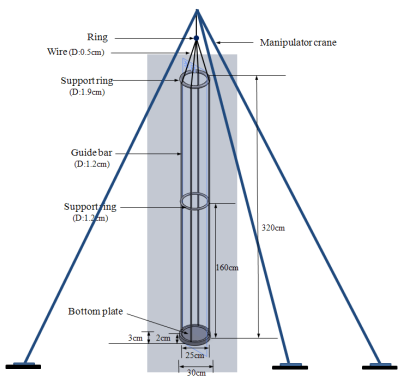


Fig. 4. Schematic drawing of bentonite manipulator.

6. 맺음말

부지조사를 통해 현장실증 실험을 위한 최적의 후보부지를 선정하는 기법을 검증하였다. 또한 암반절리의 영향을 고려하여 수치해석적으로 단열망 모델 및 TOUGH2 코드를 통해, 처분공 내 유입유량과 완충재 포화특성을 예측하였다. 현재 완충재 블록의 현장설치를 위한 전용 취급장치를 제작하기 위해 추진중에 있다. 향후 후보대상 시추공을 대상으로 완충재 블록 및 처분용기를 설치하여 장기 복합거동 현장실험을 수행할 예정이다.

CIEMAT Column Test에 대한 수치해석적 연구

이창수*, 최희주, 김진섭, 조원진, 김경수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*leecs@kaeri.re.kr

1. 서론

수치해석기법의 신뢰도와 수치해석기법 개발의 효율성을 높이고자 국제공동연구인 DECOVALEX (DEvelopment of COupled models and their VALidation against EXperiments) 프로젝트가 1992년부터 추진되고 있다. 한국원자력연구원은 2008년부터 DECOVALEX-2011에 참여하였으며 현재 DECOVALEX-2015에 참여하고 있다(이창수 외, 2012). 본 연구에서는 DECOVALEX-2015를 통해 수행한 CIEMAT column 시험 모델링 결과를 소개하고자 한다.

2. CIEMAT Column Test

한국원자력연구원은 현재 DECOVALEX-2015의 Task B1에 참여하고 있다. Task B1에서는 스위스 Mont Terri Laboratory에서 수행된 HE-D 현장시험 (Step1), CIEMAT에서 수행한 실험실 실험 (Step2), 그리고 HE-E 현장 시험 (Step3)을 모델링하는 것으로 구성이 되어 있다(이창수 외, 2012). 본 논문에서는 Step2에서 수행한 연구결과에 대해 언급하기로 한다.

CIEMAT column 시험은 MX80 벤토나이트에서의 열·수리·역학적인 복합거동 특성을 규명하기 위해 스페인 CIEMAT(Centro de Invstigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas) 연구소에서 수행된 실험실 시험이다.

CIEMAT column 시험은 12W로 히터를 약 63일 동안 가열하다가 추가적인 단열재를 설치하고 난 후, 히터를 7.5W로 약 84일간 가열하였다. 이후 다시 12W로 히터를 약 62일간 가열한 후, 0.1bar의 압력으로 상부에 수압을 가하였다.

3. 수치해석

3.1 해석 모델 및 벤토나이트 물성

불포화 매질에서 다상(multiphase) 및 다성분(multicomponent) 유체 혼합물의 다차원(multi-dimensional) 열 및 유체흐름을 모사하기 위해 미국 Lawrence Berkeley National Laboratory, LBNL에서 개발된 Transport Of Unsaturated Groundwater and Heat 2, TOUGH2 code를 이용하여 수치해석을 수행하였다. 2D axis symmetric model을 이용하였으며 모델링 메쉬는 FLAC3D를 이용하여 생성하였다. 해석 대상 모델은 벤토나이트, 테프론 블록, 스틸, 인슐레이션 폼(Insulation foam), 인슐레이션 울(Insulation wool), ISOVER 인슐레이션 및 히팅시스템으로 구성하였다. 히팅시스템은 상부판과 하부판 사이에 발열체가 설치되었으며, 상부판은 전도도가 높은 물질로 하부판은 열전도도가 매우 낮은 단열재로 구성하였다.

3.2 벤토나이트 물성 및 입력변수

시험에 사용된 MX80의 공극률, 건조밀도와 함수비는 각각 0.444, 1.53 g/cm^3, 6.4%이며, 초기 온도는 21.5℃이다. 모델링에서 사용된 물성은 Table 1에 정리하였다. 자세한 MX80의 물성과 초기 조건은 Villar 외 (2012)에 기술되어 있으며 시험장치의 모습은 Fig. 1과 같다.

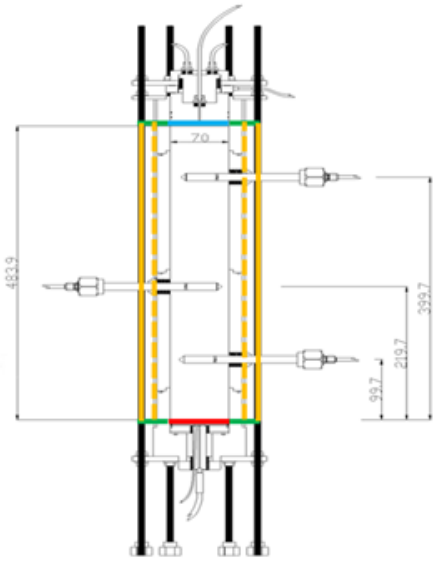


Fig. 1. Experimental layout.

Table 1. Input parameters of MX80

Parameters	Values
Parameters Initial saturation (%)	22
Initial RH (%)	40
Density of grain (g/cm^3)	2.75
Tortuosity	0.8
Thermal conductivity (W/mK)	0.2 - 1.1
Heat capacity (J/kg·K)	760
Klinkenberg slip factor (Pa)	1.1E8

열전도도의 경우, 포화도에 따라 건조 상태에서는 0.2 W/mK, 포화상태에서는 1.1로 선형적으로 변화하는 것으로 가정하였다. 벤토나이트에서의 포화도에 따른 capillary pressure의 변화는 van Genuchten model(Eq. 1)로 가정하였으며, S는 포화도이고 λ는 0.470, 1/P_0는 4.41E-8 (1/Pa)로 결정하였다.

$$P_c = -P_0(S^{-\frac{1}{\lambda}} - 1)^{1-\lambda} \quad (1)$$

3.3 모델링 결과

Fig. 2와 3은 히터로부터 9.97, 21.97, 39.97cm 이격된 지점에서 계측된 벤토나이트의 온도변화와 상대습도 변화를 나타낸 것이다. 계측된 온도와 상대습도는 점으로 나타내었으며. 모델링 결과는 각각의 지점에 대해 실선으로 나타내었다.

온도변화의 양상은 전체적으로 유사하게 나타나고 있다(Fig. 2). 히터로부터 9.97cm와 39.97cm 이격된 지점에서의 온도는 실험실 시험 결과와 매우 유사하게 나타났지만, 중간부인 이격거리 21.97cm 지점에서는 모델링 결과가 약 5도 정도 높게 나타났다. 상대습도의 변화 양상 역시 전체적으로 유사한 경향을 보이고 있지만 전체적으로 모델링 결과가 낮게 나타났다. 이는 앞서 가정한 van Genuchten model에서의 입력값이 수정되어야 할 것으로 판단된다.

본 연구에서는 CIEMAT column test에서 사용된 벤토나이트의 열·수리적 물성에 대한 정확한 정보 없이 가정에 의해 진행이 되었기 때문에 유사한 경향성은 파악이 되었지만 실험결과와 모델링 결과 값이 차이를 보이는 것으로 판단된다.

4. 결론

TOUGH2 code를 이용한 TH 모델링 기법은 추후 수행될 Lab TH 시험설계를 위한 예비해석 및 시험 결과 분석을 위한 모델링에 이용될 수 있을 것으로 판단된다.

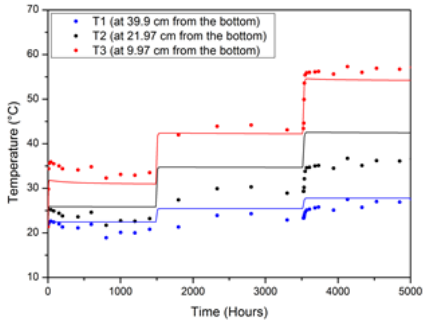


Fig. 2. Temperature evolution.

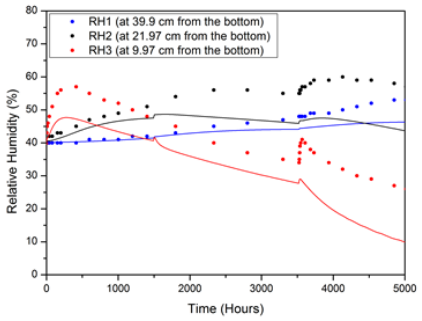


Fig. 3. Relative humidity evolution.

5. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환인 공학적방벽 성능향상 기술개발 과제(53341-14)로 수행되었으며, 실험실 시험 결과는 스페인 CIEMAT 연구소로부터 제공받았습니다.

6. 참고문헌

[1] 이창수, 권상기, 조원진, 최희주. 한국방사성폐기물학회, 2012년 추계학술발표회 논문요약집, pp.333-334, 2012.

[2] M. V. Villar, P. L. Martín, R. Gómez-Espina, F. J. Romero, J. M. Barcala. 2012. THM cells for the HE-E test: setup and first results. PEBS Report D2.2.7a. CIEMAT Technical Report CIEMAT/DMA/2G210/02/2012. Madrid, 34 pp.

공학적방벽 갭채움 펠렛의 수화 및 팽윤거동

이재완*, 최영철, 김진섭, 최희주
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jolee@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위폐기물처분장에서 굴착 처분공과 처분터널에 각각 완충재와 뒷채움재를 설치하게 되면, 처분용기와 완충재 사이, 완충재와 처분공 벽면 사이, 뒷채움재와 처분터널 벽면 사이에는 빈 공간, 즉 갭 (gap)이 생성하게 된다. 이것은 완충재나 뒷채움재 설치 시 작업의 편의성을 위해서, 또한 굴착된 처분공과 처분터널 암반의 벽면이 고르지 못해 일정한 공간을 두기 때문이다. 만약 완충재와 뒷채움재를 설치하고 처분장 폐쇄 후에도 이러한 갭이 그대로 존재하면, 구성방벽재의 차수능 (water-retarding capacity)과 열전달 효율이 떨어질 뿐만 아니라, 지하수 침식작용 (erosion)에 의한 블록의 건전성 저하와 벤토나이트 콜로이드 생성으로 인한 핵종이동 가속화가 일어날 수 있다. 그러므로 고준위폐기물처분장의 방벽성능 및 처분안전성 확보를 위해서는 갭채움물질 (gap-filling material)에 대한 연구가 필요하고, 그 결과를 처분장 설계 시에 반영하여야 한다.

본 연구에서는 이와 관련하여 롤러형 펠렛 (roller compression type pellet)의 갭채움특성을 조사하고, 갭채움 펠렛의 수화 (hydration) 및 팽윤 거동 (swelling behavior)을 규명하고자 하였다.

2. 실험

2.1 벤토나이트

실험에 사용된 벤토나이트는 경주산 벤토나이트로, 원광을 분쇄 한 후 200 메쉬(mesh) ASTM 망체를 통과한 것을 사용하였다. 광물분석 결과, 이 벤토나이트는 몬모릴로나이트(montmorillo nite, 70 %)와 장석(feldspars, 29%)을 주성분으로 하고, 소량의 석영(quartz, ~1%)을 포함하였다. 화학조성은 SiO_2 56.8%, Al_2O_3 20.0%, Fe_2O_3 6.0% 및 기타 미량성분으로 되어 있으며, 양이온 교환능 (CEC)은 57.6 meq/100g 이었다. 그밖에 액상한계 244.5%, 소성한계 46.1%를 보였으며, 소성지수는 198.4%이었다.

2.2 펠렛

펠렛은 롤러 압축방식 (roller compression technique)의 제조장치 [1]를 이용하여 제조하였다. 펠렛의 형상과 크기는 Fig. 1과 같다. 펠렛의 건조밀도와 함수비는 각각 2.2 Mg/m^3, 13% 이었다. UTM (Universal Testing Machine) ISTRON-583으로 측정한 펠렛의 압축강도 (axia compressive strength)는 190 N이었다.

2.3 갭채움 (densification) 시험

최대 건조밀도를 얻을 수 있는 펠렛의 갭채움 조건을 찾는데 목적을 두었다. 실험 대상시료는 펠렛 (Case 1)과 펠렛-분말 혼합재 (Case 2)를 실험군으로 하였으며, 대조군으로는 분말 벤토나이트 (Case 3)를 사용하였다. 펠렛-분말 혼합물에서, 갭채움 충전밀도는 펠렛에 대한 분말 벤토나이트의 비율을 높이면서 증가시켰다.

2.4 수화 및 팽윤시험

갭채움 펠렛의 수화 및 팽윤거동은 자유체적시험 (free volume test) 방법으로 조사하였다. 이 실험에서 물은 실험장치의 하부에서 상부로 주입되었으며, 실험은 갭채움 시험에서와 마찬가지로 세 가지 케이스에 대해서 수행되었다.

3. 결과 및 토의

갭채움 시험 결과, Case 1 (펠렛만 채웠을 때)은 Case 3 (분말 벤토나이트를 채웠을 때)보다 충전밀도가 크게 증가하지는 않았다. Case 1은 0.99 Mg/m^3, Case 3는 0.84 Mg/m^3의 값을 보였다. 반면에, Case 2 (펠렛에 분말 벤토나이트를 섞었을 때)는 분말 벤토나이트 비율이 커질수록 충전밀도가 증가하였다. 이것은 벤토나이트 분말이 펠렛과 펠렛 간의 공극, 즉, 갭을 메우기 때문이다. 하지만, 분말 벤토나이트의 비율이 약 30% 이상을 넘었을 때에는, 분말 벤토나이트가 펠렛 사이의 갭을 더 이상 채우지 못하고, 갭채움 펠렛 상부에 쌓여지는 현상을 보였다. 펠렛-분말 벤토나이트 혼합물에서 분말 벤토나이트의 비율이 30% 일

때 충전밀도는 1.55 Mg/m^{3}의 값을 보였다.
펠렛의 수화 및 팽윤시험 결과로서, 샬레 속에 한 개의 펠렛을 두고 물과 접촉시켰을 때, 펠렛은 바깥쪽부터 풀어지면서 5시간 이상 경과 했을 때에는 많은 부분이 풀렸다.
Case 1의 갭채움 펠렛을 이용한 자유체적시험에서, 펠렛의 수화는 2 단계로 진행되었다: 1) 펠렛과 펠렛 간의 공극 속으로 물이 빠르게 침투하고, 2) 펠렛 주위에 있던 물이 다시 펠렛 속으로 확산되면서 갭채움 펠렛 전체가 서서히 포화 (saturation) 되었다. 갭채움 펠렛의 팽윤은 수화과정과 거의 동시에 일어났다. 즉, 펠렛과 펠렛 사이로 물이 침투하고, 물과 접촉한 펠렛이 팽윤을 하여, 펠렛과 펠렛 사이의 공극을 메우면서 팽윤에 의한 갭채움 펠렛의 부피가 차츰 증가하였다.
Case 2 (펠렛-분말 벤토나이트 혼합물로 채움)의 경우는 펠렛과 펠렛 사이 공극 내에 분말 벤토나이트가 존재하므로서, Case 1과는 달리 공극을 통한 물의 침투가 매우 느리게 일어났고, 그 결과 갭채움 펠렛의 포화와 팽윤도 Case 1에 비해 천천히 진행되었다. 그러나 일정 시간이 경과한 후에는 팽윤에 의한 부피 증가가 오히려 더 크게 나타났다.
대조군으로 실시한 Case 3 (분말 벤토나이트로 채움)에서는 물의 침투가 Case 1보다 천천히 진행되었으나, Case 2보다는 빠르게 진행되었다. 그래서 팽윤에 의한 충전 분말 벤토나이트의 부피는 초기에 Case 1보다 작았으나, 시간이 경과할수록 Case 1에 거의 접근을 하였다. 그리고 Case 2보다는 초기에 큰 부피 증가를 보였지만, 시간이 경과할수록 오히려 더 작은 부피를 나타내었다.

4. 결론

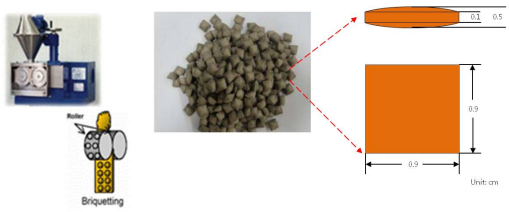
본 연구에서는 롤러형 펠렛을 대상으로 갭채움 특성을 조사하고, 실험을 통해 갭채움 펠렛의 수화 및 팽윤거동을 규명하였다. 갭채움 충전밀도는 펠렛만 사용할 때보다 펠렛-분말 벤토나이트의 혼합물을 사용할 때 더 큰 충전밀도를 얻을 수 있었으며, 분말 벤토나이트의 비율이 30% 일 때 약 1.55 Mg/m^{3}이었다. 펠렛-분말 벤토나이트 혼합물로 된 갭채움 펠렛은 수화가 느리게 진행되었으나, 팽윤에 의한 부피는 시간이 경과할수록 증가하였고, 펠렛만으로 채워지거나 분말 벤토나이트로 채워진 경우보다 더 큰 값을 보였다.

5. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부 (한국연구재단)의 원자력연구개발사업 일환으로 수행되었습니다.

6. 참고문헌

[1] Kim K.H. et al., “Study on the high volume reduction of radioactive wastes,” Transactions of the Kor. Nucl. Soc. Autumn Meeting, Gyeongju, Korea (2013).



(a) Roller compression (b) Pellet products (c) Pellet dimension

Fig. 1. Roller compression technique and pellet products.

연료봉을 밀집한 사용후핵연료 심지층시스템 개념 분석

이종열*, 김현아, 배대석, 이민수, 김건영
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*njylee@kaeri.re.kr

1. 서 론

현재의 기술수준으로 고준위폐기물을 인간환경으로부터 가장 안전하게 장기간 격리시키기 위한 방법으로 고려되고 있는 방식은 지하 심도 500 ~ 1,000 m의 안정한 암반에 공학적방벽 개념을 도입하여 처분하는 심지층처분방식이다.

본 논문에서는 이러한 심지층처분 기술에 있어서 사용후핵연료를 직접 처분하는 방안으로서 처분효율 향상을 위한 다양한 방안 중의 하나로 고려할 수 있는 PWR 사용후핵연료 집합체를 해체하여 연료봉을 밀집한 경우에 대한 처분개념 및 그에 따른 처분 효율을 분석하였다. 이를 위하여, 각 처분개념 별로 열해석을 수행하고, 처분공 간격, 처분터널 간격 및 처분용기 열발산 면적에 따른 열해석 결과를 바탕으로, 단위처분 면적 관점에서의 처분효율을 비교/분석하고 평가하였다. 또한, 사용후핵연료봉을 밀집시킨 경우에 있어서 냉각기간에 따른 처분개념을 분석하였다.

2. 심지층 처분 공학적방벽 및 밀집 개념

2.1 심지층 처분 공학적방벽 개념

심지층 처분시스템에 있어서 다중방벽은 천연방벽과 공학적방벽으로 구성되며, 이들 구성요소들이 일련의 조합으로서, 취급의 용이성, 처분장 운영의 효율성과 안전성, 주변 암반과 연계된 상태에서의 구조적 안정성 등을 포용할 수 있도록 하여 장기간 동안 성능을 유지할 수 있도록 최적화하여야 한다. 공학적 방벽 개념은 처분 안전성에 대한 확고한 신뢰구축을 위하여 도입하고 있으며, 이는 처분대상이 되는 사용후핵연료 또는 고준위폐기물, 처분용기, 완충재, 뒷채움재 등으로 구성(Fig. 1)된다[1].

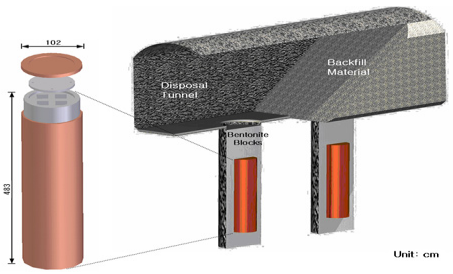


Fig. 1. An Engineered Barrier Concept.

2.2 사용후핵연료봉 밀집

일반적으로 사용후핵연료 집합체는 Fig. 2에서 보이는 바와 같이 상하단 고정체(1, 5), 지지격자(2, 3, 4) 및 연료봉(6)으로 구성되어있다. 이러한 사용후핵연료를 중간저장 또는 직접 처분하는 경우, 이의 효율을 높이기 위하여 사용후핵연료 집합체를 해체한 후 연료봉(6)을 인출하여 밀집시켜 중간저장하거나 처분하는 방안에 대한 연구를 수행하는 국가들이 있다[2].

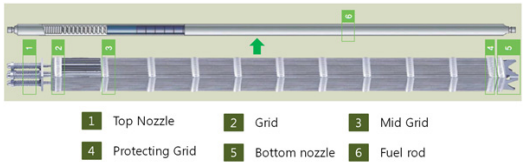


Fig. 2. Spent fuel Assembly.

3. 사용후핵연료봉 밀집을 고려한 처분시스템 열해석 결과 분석

3.1 기존 처분용기에 밀집 처분한 경우

열해석 결과에 따르면 기존의 처분용기와 동일한 제원의 처분용기에 사용후핵연료 봉을 밀집하여 처분하는 경우 처분공과 처분터널 간격 조정만으로 완충재 온도를 100℃이하로 유지 해야 하는 처분시스템 온도요건[3]을 만족시키기 어려울 것으로 판단되었다(Fig. 3 참조).

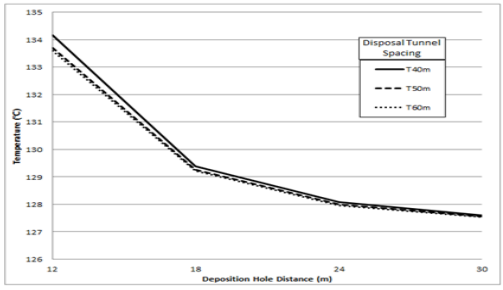


Fig. 3. Maximum temperature in the case of rod-con. disposal in existing canister.

3.2 처분용기 개선한 경우 결과 분석

본 연구에서는 동일한 용량의 밀집 연료봉을 적재한 처분용기의 규모를 조정하여 사용후핵연료로부터 방출되는 붕괴열을 발산시키는 면적을 확대한 조건에서 열해석을 수행하였다. Table 1에서 알 수 있는 바와 같이, 사용후핵연료 집합체를 해체하여 밀집한 연료봉을 처분용기에 적재한 처분시스템에 있어서 열적요건을 만족시키기 위해서는 처분공 간격, 처분터널 간격 및 처분용기의 열발산 면적 각

각에 대하여 처분용기에 추가된 열량의 배수만큼 고려하여야 함을 확인하였다.

Table 1. Max. temper. for modified canisters

Disp. Canister	D.T/D.H. Spacing(m)	Heat Emis. A. (m^2)	Max. T. (℃)
Exi. Disp. Sys.	40/6	12.25	< 100
T40-B12-H5-R5	40/12	14.00	127.718
T40-B30-H10-R10	40/30	16.04	117.30
T80-B12-H0-R60	80/12	34.17	91.97
T80-B12-H50-R30	80/12	26.17	100.54
T80-B12-H50-R50	80/12	31.48	96.92

Table 2는 기존의 밀집을 고려하지 않은 처분시스템과 본 연구에서의 연료봉 밀집을 고려한 처분시스템에 대한 단위 처분면적 관점에서 비교 분석한 내용을 나타내고 있다. 표에서 나타내고 있는 바와 같이, 동일한 냉각기간의 사용후핵연료를 처분하는 경우 집합체당 처분면적이 기존의 밀집하지 않은 경우는 60 m^2 이고, 밀집을 고려한 경우는 120 m^2 로 나타나 밀집하는 경우가 오히려 불리한 것으로 나타났다. 또한, 처분용기 크기의 증가로 이에 따라 처분용기 재료인 구리 및 주철, 완충재 및 뒷채움재의 양이 증가하고 굴착량이 증가하여 더욱 불리할 것으로 판단되었다.

Table 2. Comparison between existing disposal system and rod con.disposal system

		Existing D. S.	Rod Con. D. S.
Disposal Canister	Capacity	4	8
	Size	Φ102 x 485	Φ152 x 535
	Heat	1,540 W	3,080 W
Unit disposal area	Hole distance	6 m	12 m
	T. spacing	40 m	80 m
	Unit area	240	960
Disposal area per assembly		60 m^2	120 m^2

3.3 냉각기간 고려 사용후핵연료 밀집 처분시스템

사용후핵연료봉 밀집에 의한 처분시스템이 안전성, 경제성 측면에서 효율적인 시스템이 되도록 하는 방법은 사용후핵연료의 냉각기간을 고려하여 밀집된 처분용기가 기존의 4개 집합체 용량의 처분용기의 열량과 동일한 열량을 갖도록 하는 것이다. 기존의 시스템은 냉각기간 40년이 사용후핵연료집합체를 4다발 적재한 처분용기를 처분하는 것으로 이때 열량은 1540 W 이다. 따라서, 기존의 처분용기 제원에 사용후핵연료 집합체 6 다발을 밀집하여 처분하기 위해서는 냉각기간이 약 70년이 필요하고 집합체 8 다발을 밀집하여 처분하기 위해서는 냉각기간이 약 100년이 필요할 것으로 분석되었다. Fig. 4는 냉각기간 70년된 사용후핵연료 6다발을 밀집하여 기존의 처분용기에 적재하여 기존의 처분개념에 있어서의 처분터널과 처분공 간격인 40 m와 6 m로 처분한 경우의 시간에 따른 온도이력을 나타내고 있다. 그림에서 보여주고 있는 바와 같이 처분시스템 열적 요건인 완충재의 온도 100℃ 이하를 유지함을 확인하였다. 이에 따른 단위처분면적은 처분효율이 1.5배 정도 향상되었다. 다만, 냉각기간의 장기화에 따른 저장조건 및 사용후핵연료의 건전성 등에 대하여 추가적인 평가가 필요하다.

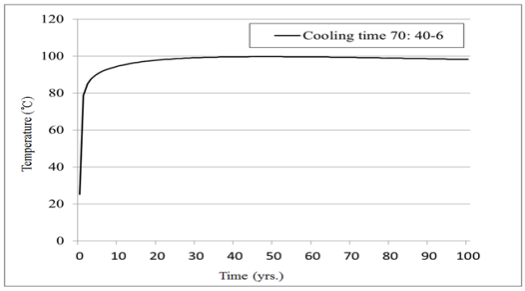


Fig. 4. Result of thermal analysis.

4. 결 론

본 연구에서는 현재 기술수준으로 가장 안전한 고준위폐기물 처분방식으로 고려되고 있는 심지층 처분기술에 있어서, 처분효율 향상을 위한 다양한 방안연구의 일환으로 고려할 수 있는 PWR 사용후핵연료 집합체를 해체하여 연료봉을 밀집 처분하는 경우에 대한 분석을 수행하였다.

분석은 밀집된 연료봉에 대한 각 처분개념 별로 처분공 간격, 처분터널 간격 및 처분용기 열발산 면적에 따른 열해석 결과를 바탕으로, 단위처분 면적 관점에서의 처분효율을 비교/분석하고 평가하였다. 또한, 사용후핵연료봉을 밀집시킨 경우에 있어서 냉각기간에 따른 처분개념을 분석하였다.

이들 연구결과는 사용후핵연료를 대상으로 하는 다양한 처분기술에 대한 국내 적용성 및 처분효율 향상방안 등 타당성 분석을 위한 입력자료로서 유용하게 활용될 수 있을 것으로 판단된다.

5. 감 사 의 글

본 논문은 미래창조과학부에서 지원하는 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

6. 참 고 문 헌

[1] J. Y. Lee, et al., Analyses of disposal efficiency based on nuclear spent fuels cooling time and disposal tunnel/pit spacing for the design of a geological repository, Progress in Nuclear Energy 53, pp. 361-367 (2011).
[2] Bill Arnold, et al. Reference Design and Operations for Deep Borehole Disposal of High-Level Radioactive Waste, Sandia National Laboratories Report, SAND2011-6749, (2011).
[3] H. J. Choi, et al., Design Requirements for the Korean Reference Repository System of HLW, KAERI, KAERI/TR-3003/2005 (2005).

건조 간극을 고려한 고준위폐기물 처분시스템 주변의 열 해석

최희주*, 김인영, 김현아
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hjchoi@kaeri.re.kr

1. 서론

현재 한국원자력연구원에서 고려하고 있는 고준위폐기물 심지층 처분방식은 스웨덴의 KBS-3 개념이다. 즉, 구리-주철 처분용기에 고준위폐기물을 넣고, 처분용기 주변을 완충재로 채워, 처분용기와 지하수의 접촉을 최소화하는 개념이다. 이러한 방식을 통하여 처분용기의 부식을 최대한 억제하며, 암반의 움직임과 같은 역학적 외력에 대해서도 처분용기를 보호하는 것이다. 완충재의 가장 중요한 성능은 지하수 침입 억제에 필요한 팽윤성과 낮은 수리전도도이다. 이와 같은 특성 때문에 각국에서는 팽윤성이 좋은 벤토나이트를 완충재로 고려하고 있다. 그러나 벤토나이트 완충재의 이와 같은 특성은 온도가 100℃를 넘게 되면, 벤토나이트의 주요 광물인 몬모릴로나이트가 일라이트로 변하며 팽윤성과 수리전도도가 나빠진다. 따라서 처분시스템을 설계할 경우, 완충재의 최고 온도가 100℃를 넘지 않도록 설계하고 있다[1].

심지층 처분시스템은 지하 500미터의 심도를 고려하여 설계하고 있으며, 이 정도의 깊이 암반은 국내의 경우 대부분 지하수로 포화되어 있다. 처분장 설계 시 완충재는 지하수에 의해 재포화되며, 이와 같이 포화된 상태를 가정하여 열 해석을 수행하고 있다. 그러나 화강암과 같이 수리전도도가 낮은 암반의 경우, 암반 내에 균열이 거의 없다면, 암반 내의 지하수 흐름은 매우 낮으며, 지하에 처분터널 혹은 처분공을 굴착하고 처분용기와 완충재를 설치한 후에도 빈 공간은 쉽게 지하수로 채워지지 않고 건조한 상태가 유지될 수 있다. 저자들은 이와 같은 상황을 반영하여 처분장 주변에 대한 열 해석을 수행하였으며[2], 그 결과 완충재 내의 최고 온도가 10℃정도 상승할 수 있음을 확인한 바 있다.

본 논문에서는 보다 다양한 조건의 건조 간극에 대해 처분장 주변 열 해석을 수행하였다. 즉, 보다 복잡한 형태의 건조간극이 존재할 경우 예상되는 최고 온도를 구해 봄으로써 완충재 내 예상되는 최고 온도를 구하고자 하였다.

2. 본론

2.1 심지층 처분시스템

본 논문에서는 심지층 처분 개념으로서 수직공 처분을 고려하였다. 처분용기는 저온분사방법[3]으로 제작한 1 cm 두께의 구리 외부용기와 주철 내부용기로 된 이중구조 용기를 고려하였다. 처분터널 간격은 40 미터이며, 1개의 처분공에 4개의 처분용기를 넣었다. Fig. 1에는 수직공 처분에 대한 개념도를 나타내었다. 정상 상태에서의 열 해석 결과[1]에 의하면, 수직 처분공에 4개의 처분용기를 넣으면 처분공 간격은 8 미터가 되었다.

완충재는 국내산 칼슘-벤토나이트 특성을 이용하였으며, 건조밀도 1.6 g/cm^{3}로서 완충재 두께는 36 cm이다. 처분용기 바닥부분에 50 cm 두께의 완충재를 설치하였으며, 처분용기 윗부분에는 250 cm 두께의 완충재를 채웠다. 처분터널을 벤토나이트와 모래 혼합재로 구성된 뒷채움재로 채웠다.

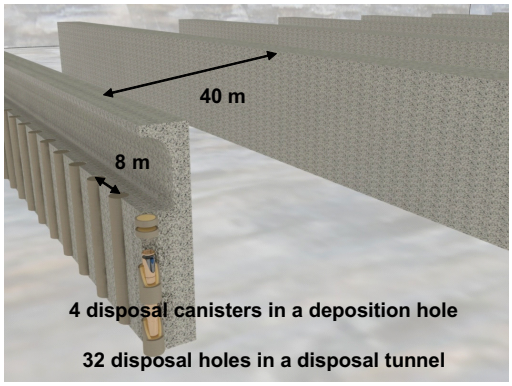


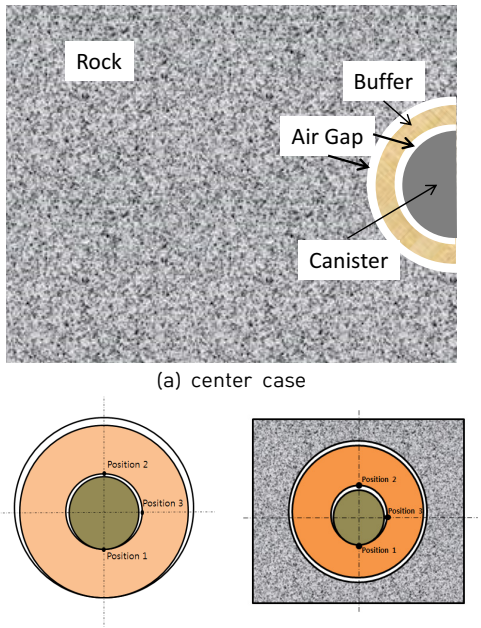
Fig. 1. Schematic of borehole deposition.

2.2 건조 간극 시나리오

정상 조건에서 심지층 처분시스템은 주변 암반 균열을 통해 유입되는 지하수에 의해 완충재가 재포화되며 팽윤한다. 그러나 지하 암반이 너무 좋을 경우 확률은 낮지만 처분공과 만나는 균열이 없게 되면 처분공 내 완충재와 암반 사이의 간극은 건조 상태를 유지하며, 이 경우 열 전달은 어려우며, 완

충재가 설계보다 과열될 수 있다. 이와 같은 상황을 고려하여 여러 가지 경우에 대하여 열 해석을 하였다.

Fig. 2에는 본 논문에서 고려한 3가지 건조 간극에 대한 개념도를 나타내었다. Fig. 2(a)는 완충재와 처분용기가 정상적으로 설치되었으나 처분공이 건조 상태로 유지되는 경우이며, Fig. 2(b)는 처분용기와 완충재가 동시에 중심에 맞지 않고 그림과 같이 한 쪽으로 치우쳐 설치되며, 건조 상태로 처분공이 유지되는 경우이다. Fig. 3(c)는 보다 보수적 관점에서 암반과 완충재 사이는 정상적으로 설치되었으나 완충재와 처분용기 사이는 비정상적으로 설치되는 경우이다. 이와 같은 건조 간극 시나리오에 대한 열 해석을 수행하고 정상 상태의 열 해석 결과와 비교하였다.



(a) center case

(b) off-center-1 case (c) off-center-2 case

Fig. 2. Three dry gap scenarios.

2.3 건조 간극 시나리오 평가

건조 간극이 존재할 경우 열 해석은 기존의 해석과 달리 고려할 사항이 많다. 일반적으로 심지층 처분시스템 주변 열 해석은 전도에 의한 것으로 간주하여 수행하나, 건조 간극에서는 열 전달은 복사와 대류가 함께 존재하고 있어 복잡하다. 그러나 이와 같은 현상을 보다 효율적으로 수행하기 위하여 유효 열전도도를 구하고 전도에 의한 해석을 수행하였다. 건조 간극의 유효 열전도도는 간극의 폭과 관련되므로 Off-center 시나리오의 경우 Fig. 3과 같이 구역을 구분하여 열전도도를 계산하여 활용하였다.

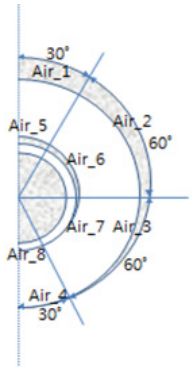


Fig. 3. Calculation of effective diffusivity of a dry gap.

3. 결론

고준위폐기물 심지층 처분시스템이 처분 후 지하수로 포화되지 않고 건조한 상태로 상당기간 유지될 경우에 대하여 여러 가지 시나리오를 개발하고 이에 대한 열 해석을 수행하였다. 건조 간극 부분의 열 해석을 위하여 유효 열전도도를 구하였다. 열 해석 결과 완충재가 지하수로 포화되어 팽윤하는 것보다 시나리오별로 약간의 차이는 있었으나 대략 10℃정도 온도가 상승하였다. Off-center-2 시나리오의 경우가 가장 극한 조건으로 밝혀졌다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Heui-Joo Choi, Minsoo Lee, Jong Youl Lee, Nuclear Engineering and Design, Vol.241, p.3348, 2011.

[2] 최희주, 김인영, 김현아, 한국방사성폐기물학회 2013년 춘계 학술발표회 논문집, p.177, 2013.

[3] Minsoo Lee, Heui-Joo Choi, Jongwon Choi, Hyung Jun Kim, Nuclear Engineering and Technology, Vol.43(6), p.557, 2011.

사용후핵연료 복층 심지층처분장 개념의 열 해석

조원진*, 최희주
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*wjcho@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 심지층처분장은 지하 수백 m 깊이에 위치한 안정된 지층 내에 건설된 터널 형태의 구조물이다. 심지층처분장에서는 처분동굴 바닥에 수직 또는 동굴 벽에 수평으로 원통형 처분공을 굴착한 후, 처분공 내에 사용후핵연료를 포장한 처분용기를 정치시키고 처분공 내벽과 처분용기 사이의 공간은 완충재로 충전시킨다.

처분된 사용후핵연료의 붕괴열로 인해, 심지층처분장의 온도가 지나치게 상승하면, 처분장의 격리 성능을 저하시킬 수 있으므로, 심지층처분장의 첨두 온도(peak temperature)에 대한 제한이 설정되어 있다. 포화 경암층에 건설되는 심지층처분장의 경우에는 완충재의 열적 변성(thermal alteration)과 처분용기의 부식 가속화를 방지하기 위해 처분용기와 완충재의 사이 계면에서의 첨두 온도가 100℃를 초과하지 않도록 하고 있다 [1, 2].

기존에 제안된 사용후핵연료 심지층처분장 설계개념에서는 사용후핵연료를 처분하는 지하구조물이 단일 층인 단층 처분장 (single-layer repository) 개념을 채택하고 있다. 이 단층 처분장 개념은 구조가 단순하여, 성능 평가나, 운영 작업이 용이한 장점이 있으나, 주어진 양의 사용후핵연료를 처분하기 위해 필요한 부지의 면적이 지나치게 커지는 단점이 있다. 국토가 광대하고, 인구가 적어 민간 거주지로부터 멀리 떨어진 넓은 부지를 확보하는데 어려움이 적은 국가에서는 단층 처분장 개념이 무리 없이 적용될 수 있다. 그러나 우리나라와 같이 국토가 협소하고, 인구밀도가 높은 국가에서, 민간 거주 지역으로부터 멀리 떨어진 양질의 심부암반을 갖춘 대규모 부지를 확보하는 것은 현실적으로 쉽지 않은 실정이다. 따라서 우리나라에서는 사용후핵연료 처분장 부지 소요면적을 줄여, 부지 확보가 상대적으로 용이하게 하는 복층 심지층처분장 (double-layer repository) 개념을 고려할 필요가 있다.

이 연구에서는 열-수리(hydrothermal) 모델을 이용하여 복층 심지층처분장 (double-layer repository) 개념의 열 해석을 수행하고, 첨두 온도 관점에서 복층 처분장 개념의 가능성을 분석하였다.

2. 모델링 및 해석

복층 심지층처분장의 열해석에는 TOUGH2 컴퓨터코드[3]가 사용되었으며, 심지층처분장 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 가정된다.

복층 처분장 (double-layer repository)은 상층 처분장이 동일한 구조의 하층 처분장 위에 100 m 간격을 두고 겹쳐서 쌓여 있는 구조이다. 상층 처분장과 하층 처분장은 각각 지하 400 m와 500 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 8 m이고, 인접 처분 터널 사이의 거리는 40 m이다.

처분장 폐쇄 후 10년이 경과하였을 때, 복층 처분장 (double-layer repository) 상층 및 하층 처분장에서의 온도 분포를 Fig. 2에 나타내었다. 이 온도 분포는 심지층처분장 내에서 온도 분포가 가장 높게 나타나는 사용후핵연료 처분용기 중간 높이 지점 평면에서 처분장 폐쇄 후 10년이 경과했을 때의 온도 분포를 나타낸 것이다. 이 시점 이후에는 사용후핵연료 붕괴열의 감소에 따라 처분장 내의 첨두 온도도 서서히 감소해 간다.

복층 처분장의 첨두 온도는 단층 처분장의 첨두 온도와 큰 차이가 없었으며, 이것은 심지층처분장의

존재가 암반의 온도 분포에 미치는 영향은 처분장 주위 수십 미터 내에서만 중요하며, 그 이상의 거리에서는 제한적이기 때문이다. 하층 처분장의 첨두 온도는 상층처분장의 첨두 온도보다 약간 높게 나타났다. 하층 처분장의 경우에는, 상층 처분장에서 방출되는 열의 존재로 인해 하층처분장에서 주위 암반으로의 열이 발산되는 것이 방해를 받기 때문에, 온도가 증가하는 것이다. 그러나 상층 처분장과 하층 처분장의 첨두온도는 모두 온도 제한치인 100℃ 이하였다.

3. 결론

사용후핵연료 복층 심지층처분장의 열해석 결과, 하층 처분장의 첨두 온도가 상층처분장의 첨두 온도보다는 약간 높게 나타났으나 상층 처분장과 하층 처분장 첨두 온도는 모두 온도 제한치인 100℃ 이하였다.

4. 감사의 글

이 논문은 미래창조과학부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

[1] SKB, 2009. Design premises for a KBS-3V repository based on results from the safety assessment SR-Can and some subsequent analyses. SKB TR-09-22, SKB.

[2] G. R. Simmons and P. Baumgartner, "The disposal of Canada's nuclear fuel waste: engineering for a disposal facility," AECL-10715, COG-93-5, Atomic Energy of Canada Limited (1994).

[3] Pruess, K., Oldenburg, C., Moridis, G., 1990. TOUGH2 User's Guide, Version 2.0. LBNL 43134, Lawrence Berkeley National Laboratory.

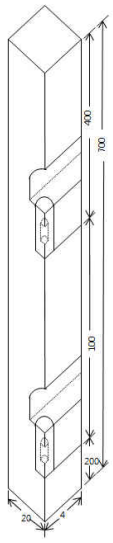


Fig. 1. Schematic analysis domain representing a quarter of the unit geological repository (unit: m, not to scale).

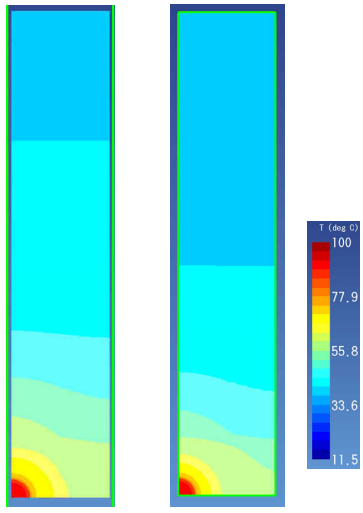


Fig. 2. Temperature distribution in the double layer repository at the mid-height of the canister at 10 years after the closure of the repository (a) lower-layer repository (b) upper-layer repository.

Goldsim을 이용한 PyroGreen 사용후핵연료 폐기물의 환경 영향 평가

김지학*, 주희재, 황일순
서울대학교, 서울특별시 관악구 관악로1
*jihak31@snu.ac.kr

1. 서론

Goldsim은 미국 Goldsim社에서 개발된 전산코드로 미국의 유카산 프로젝트, 국내의 경주 중저준위 방사성 폐기물 처분장의 안전성 평가에 사용된 바 있다. Goldsim은 다른 코드에 비해 높은 자유성을 지니고 있어 유연하게 모델링이 가능할 뿐만 아니라 뛰어난 그래픽 사용자 인터페이스를 갖추고 있어 손쉽게 모델링이 가능하다.

본 논문에서는 Goldsim 프로그램을 이용하여 직접처분과 PyroGreen의 핵종의 지하수이동에 대한 환경영향평가를 수행하였다.

2. 본론

2.1 사용후핵연료재고량

본 환경영향평가에서는 50년동안 운전한 24기의 가압경수로에서 발생한 26,000 MTU의 사용후핵연료를 고려하였다. PyroGreen 공정의 사용후핵연료 초기 재고량은 각 핵종의 초기 질량을 해당하는 제염계수로 나누어 계산하였다. PyroGreen의 제염계수는 Table 1에 나타내었다.

Table 1. Decontamination Factors of PyroGreen

	TRU	Tc	I	Cs	Sr
DF	20000	50	50	300	300
Recovery (%)	99.995	98	98	99.7	99.7

2.2 모델링

처분장 환경영향평가를 위한 Goldsim의 모델링은 공학적 방벽에서의 핵종들의 이동을 모사하는 근계모델링, 공학적 방벽으로부터 나온 핵종들의 생태계까지의 자연 방벽을 통한 이동을 모사하는 원계모델링, 최종적으로 생태계 경로를 통한 선량을 평가하는 생태계 모델링으로 크게 3가지 영역으로 나눌 수 있다.

2.3 입력자료

공학적 방벽은 콘크리트, 자연 방벽은 화강암으로 가정하였으며 지화학적 특성은 환원 환경의 자료를 사용하였다. Table 2에 평가에 사용한 각종 입력자료를 나타내었다.

Table 2. Parameters used as input data

Granite length [m]	100
Tunnel length [m]	150
Tunnel spacing [m]	40
No of containers per tunnel	329
No of tunnels	2
Density of buffer material in a container [kg/m3]	2000
Failure time of a container [yr]	1000
Early time(1yr) failure rate [%]	0.1
Dissolution time [/yr]	10^{-5}
Groundwater flow rate [m/yr]	0.0104

2.4 환경영향평가

직접처분과 PyroGreen의 경우에 대해 평가를 수행하였다.

2.4.1 근계유출률

Fig. 1과 Fig. 2에 직접처분과 PyroGreen에 대해서 근계 유출률을 나타내었다.

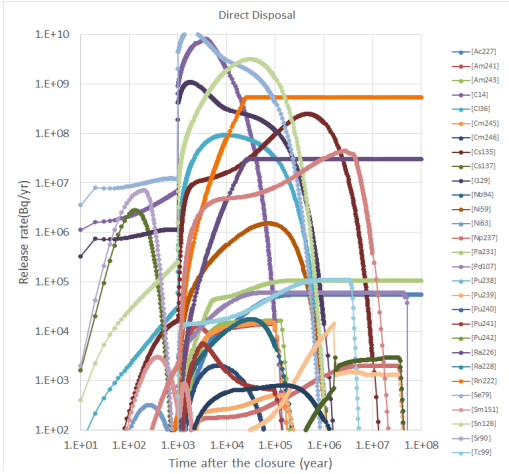


Fig. 1. Release rates at the near-field boundary in direct disposal.

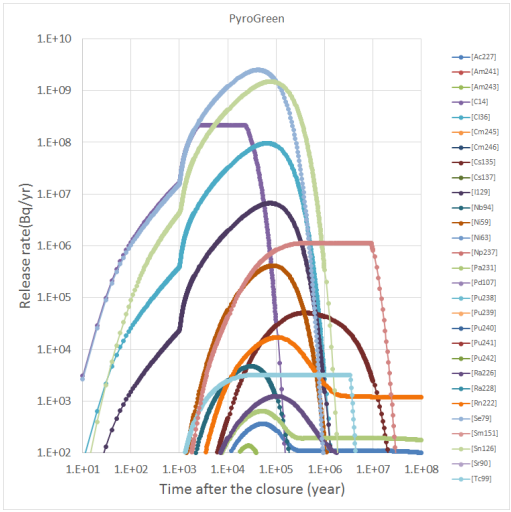


Fig. 2. Release rates at the near-field boundary in PyroGreen.

직접처분에 비해 PyroGreen 공정으로 제거된 I, Tc, Cs, Sr의 값이 크게 감소하는 것을 확인할 수 있었다.

2.4.2 연간피폭선량

Fig. 3과 Fig. 4에서는 원계에서 계산된 유출률에 선량 계수를 곱하여 연간피폭선량을 계산하였다. 연간피폭선량은 스웨덴의 SKB 보고서의 값을 참고하였다.

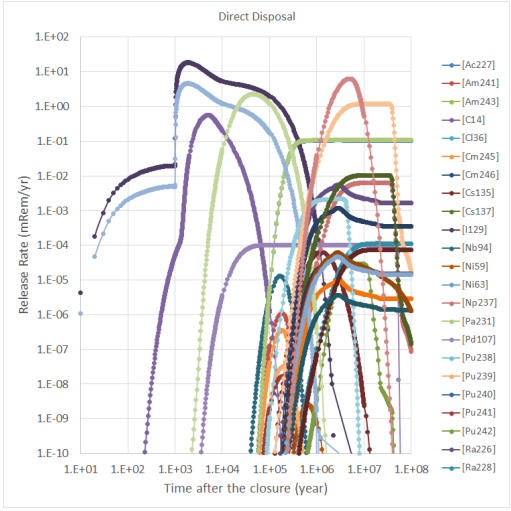


Fig. 3. Annual exposure doses in direct disposal.

직접처분에서는 I, Se, Sn과 같이 물에 대한 용해도가 크고, 지연계수(retardation coefficient)가 선량률에 크게 기여함을 알 수 있었다.

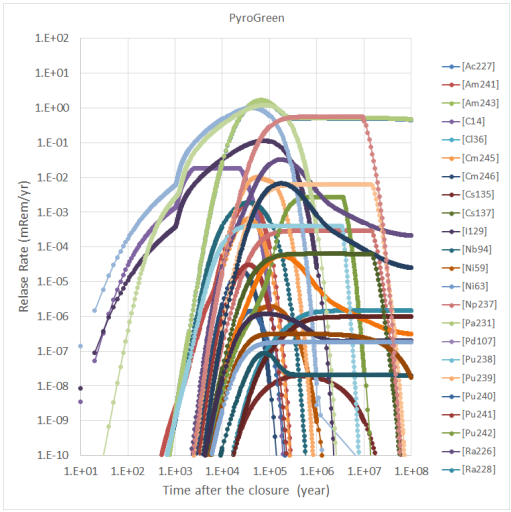


Fig. 4. Annual exposure doses in PyroGreen.

PyroGreen의 경우 대부분의 I이 PyroGreen의 공정을 거치면서 제거되기 때문에 직접처분에 비해 선량률에 미치는 영향이 작아짐을 알 수 있었다.

3. 결론

직접처분과 PyroGreen의 경우 한국의 규제기준(10mRem/yr)을 넘지 않음을 확인할 수 있었다. 하지만 PyroGreen의 경우 직접처분에 비해 피폭선량 값이 줄어들기 때문에 보다 더 안전하다고 할 수 있다.

4. 감사의 글

이 논문은 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구입니다.
(NRF-2011-0031839)

5. 참고문헌

[1] Hyo Sook Jung, Environmental Impact Assessment on the Radioactive Waste Repository of Advanced Closed Fuel Cycle based on Risk-Informed Performance -Based Criteria, 2012.

[2] SKB, Radionuclide transport report for the safety assessment SR-Site, SKB TR-10 - 50, 2010.

심지층 처분시스템의 안전성평가를 위한 비정상 사건 특성 분석

김정우*, 조동건, 고낙열, 정종태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jw_kim@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성폐기물 심지층 처분시스템에 영향을 미칠 비정상 사건들의 특성을 파악하고 예측하는 것은 처분시스템의 안전성평가를 위한 시나리오 개발에서 필수 요소라 할 수 있다. 하지만, 미래에 발생할 비정상 사건들의 특성을 정확히 예측하는 것은 거의 불가능하다. 따라서, 일반적으로 비정상 시나리오에 대한 접근방법은 각 비정상 사건들의 발생확률을 고려한 확률론적 안전성평가가 불가피하다. 이와 더불어, 미래 예측의 불확실도를 줄이기 위해서는 각 비정상 사건들의 특성을 고려한 기존 자료(역사 자료)들의 통계 분석이 함께 수반되어야 할 것이다.

본 연구에서는 방사성폐기물 심지층 처분시스템의 비정상 시나리오를 포함하는 복합피폭 시나리오에 대한 안전성평가를 위하여 비정상 시나리오를 구성하는 비정상 사건들의 국내 발생 특성을 통계.확률적인 접근법으로 분석하였다. 국내 발생 가능한 비정상 사건으로 고려된 것은 지진과 우물 침입이다.

2. 본론

2.1 지진

지진은 처분 시스템에 예상치 못한 큰 영향을 미칠 수 있는 자연재해 중 하나이다. 이러한 이유로, 일반적인 처분장 위치 선정 단계에서 대상 암반에서의 암반 균열 분포와 함께 지진 발생 가능성이 고려된다. 그 결과, 심지층 처분 시스템 근처에서 지진이 발생할 확률은 상당히 낮게 평가될 것이다. 하지만, 심지층 처분 시스템의 장시간 프레임(일반적으로 십만년 이상)을 고려할 때, 지진의 발생 특성 및 지진이 처분 시스템에 미치는 영향 등을 규명하고, 그 결과들이 처분 시스템의 안전성평가에 적용될 필요가 있다.

2.1.1 국내 지진 자료

국내 지진의 기록은 삼국사기, 고려사, 조선왕조실록 등의 역사문헌에 근거하는 역사지진(2년~1904년)과 일제강점기 이후부터 지금까지의 계기지진(1905년~)으로 크게 분류할 수 있다[1]. 하지만, 1905년 이후부터 기계식 지진계를 이용하여 관측된 계기지진 자료는 한국전쟁 등으로 대부분 소실되었고, 1978년에 발생한 규모 5.0의 홍성지진을 계기로 지진목록이 체계적으로 기록되기 시작하였다[2].

2.1.2 국내 지진 특성

방사성폐기물 심지층 처분시스템의 안전성평가 측면에서 고려되는 지진의 특성은 크게 지진의 발생확률, 지진의 규모, 그리고 진앙지의 위치가 된다. 국내 지진의 특성은 과거 지진기록을 통해 지진 규모에 따른 누적빈도수 분포를 나타내는 식인 Gutenberg-Richter 식[3]으로 나타내었다.

$$\log_{10} N(M) = a - bM \qquad (M > M_c)$$

여기서, $N(M)$은 규모 M이상 지진의 누적빈도수, M_c는 고려된 지진의 최소규모, 그리고 a와 b는 지진 목록 계수이다. 지진 목록 계수 a와 b는 지진 규모별 누적빈도수 그래프로부터 구해질 수 있다. 여기서, b는 지진의 상대적인 규모 분포를 나타내는데, b가 클수록 작은 규모의 지진 빈도수가 상대적으로 많다는 것을 의미하고, b가 작아질수록 큰 규모의 지진이 발생한 빈도수가 증가함을 의미한다[4].

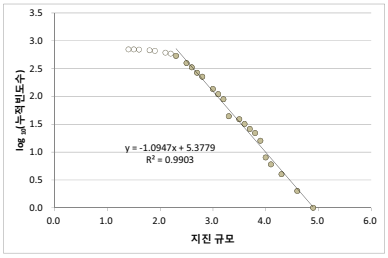


Fig. 1. Cumulative frequency of earthquake as a function earthquake magnitude.

지진연구센터에서 제공하는 1994년부터 2013년까지 주변해역을 포함하는 한반도 남부에 발생한

700건의 계기지진목록에 대한 M_c는 2.3으로 나타났다. 이에 대한 지진 목록 계수는 Fig. 1과 같이, a = 5.378, b = 1.095로 계산되었다. 이러한 지진 목록 계수를 이용하여 계산된 국내 지진 발생 확률은 36.2 /yr가 되었다.

2.2 우물 침입

처분시스템에 발생할 수 있는 우물 침입은 핵종의 이동거리를 단축시켜 설계기간보다 빠른 시기에 높은 선량의 핵종들이 지표 생태계로 유출되게끔 할 것이다. 특히, 우물 침입이 처분장의 공학적 방벽에 직접적으로 발생한다면, 핵종이동거리의 단축뿐만 아니라 공학적 방벽의 기능상실까지 함께 고려되어야 할 것이다.

2.2.1 국내 우물 자료

국토교통부(한국수자원공사)가 관리하는 국가지하수정보센터 홈페이지에서는 국내 지하수관련 정보를 수집.관리하며 1996년 이후의 관련 통계 자료들을 제공하고 있다. 2000년부터 국내 우물 개소수는 꾸준히 증가하는데, 평균적으로 매년 약 3만 공씩 증가하는 것으로 나타났다. 반면, 연간 지하수 이용량은 2003년까지 평균적으로 매년 약 2억2천만 m^3/년씩 증가하며 가파른 증가세를 보이다, 2003년 이후부터는 평균적으로 매년 약 3천만 m^3/년씩 증가하며 증가폭이 감소한 것으로 나타났다. 2012년 현재, 국내 이용중인 우물 개소수는 약 150만 공이고, 연간 총 지하수 이용량은 약 40억 m^3에 달하고 있다.

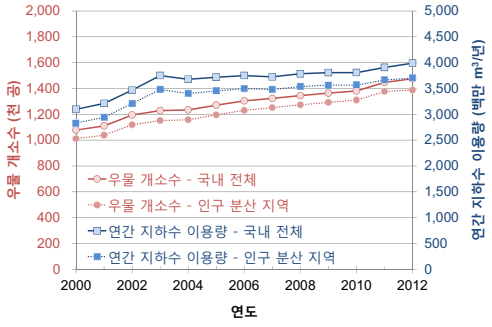


Fig. 2. Number of wells and annual groundwater usage in Korea from 2000.

2.2.2 국내 우물개발 특성

방사성폐기물 처분시스템의 비정상 사건으로써 우물침입 관점에서 기존에 이미 설치되어 있는 우물 개소수보다는 매년 새롭게 개발되는 우물의 개소수가 중요한 자료가 된다. 일반적으로 국내 연간 새롭게 개발된 우물 개소수는 3만 공정도였으나, 최종적으로 2011년에 새롭게 개발된 우물 개소수는 약 8만 공/년이었다. 연간 새롭게 개발된 우물들을 통한 지하수 이용량 분포도 우물 개소수 분포와 유사하게 나타나서, 최종적으로 2011에 새롭게 개발된 우물들을 통한 연간 지하수 이용량은 약 1억3천만 m^3/년이었다. 국내 전체에서 연간 개발된 우물 개소수를 국내 전체 면적(= 약 10만 km^2)으로 나누어 단위 면적당 연간 개발된 우물 개소수를 계산한 결과, 일반적으로 km^2당 0.3 공의 우물이 매년 새롭게 설치되는 것으로 나타났으나, 최종적으로 2011년에는 0.8 공/년/km^2의 우물이 설치된 것으로 나타났다.

3. 결론

처분시스템 안전성평가의 시간 프레임(십만년 이상)을 고려할 때, 본 연구에서 사용된 자료의 기간은 매우 짧다. 이러한 자료 부족으로 결과에 대한 신뢰성이 낮아 제한적으로 수용되어야겠지만, 향후 안전성평가의 비정상 시나리오 개발에 기초 자료로써 활용될 수 있을 것이다.

4. 감사의 글

이 논문은 2014년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임. (원자력연구개발사업, No. 2012M2A8A5025589)

5. 참고문헌

[1] 한상환, 권건업, 역사 지진을 기초로한 한반도 지진의 진앙 위치 및 규모 산정방법. 대한건축학회논문집 구조계, 19(3): 67-74, 2003.

[2] 기상청, 한국 기상기록집 2. 한반도 역사지진기록 (2년~1904년). 기상청, 예일정판, 2012.

[3] Gutenberg, R.; Richter, C.F., Frequency of earthquakes in California. Bulletin of the Seismological Society of America, 34: 185-188, 1944.

[4] Wiemer, S., Earthquake Statistics and Earthquake Prediction Research. Institute of Geophysics; Zurich, Switzerland, 2000.

지하처분환경의 생지화학적 반응특성 연구

이승엽*, 이지영, 이재광, 류지훈, 정종태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*seungylee@kaeri.re.kr

1. 서론

우리는 고준위방사성폐기물을 지하 심부(대략 500m이하)에 처분하는 것을 향후 여러 대안 중의 하나로 고려하고 있으며, 결정질 암반(예: 화강암)에 폐기물을 넣고 벤토나이트 완충재로 보호하는 구조로 설계할 예정이다[1]. 이러한 심부처분환경조건에서는 다양한 혐기성미생물들이 존재하고 있으며, 따라서 이들의 활동에 따른 영향들을 면밀히 고려할 필요가 있다. 특히, 지하수 내 산화철을 환원시키는 철환원미생물(IRB; iron-reducing bacteria)과 황산염을 환원시키는 황산염환원미생물(SRB; sulfate- reducing bacteria) 등이 미치는 영향은 상당할 것으로 예측된다. 즉, 이러한 IRB와 SRB들은 지하심부환경에서 지속적으로 활동하며 지하수의 특성을 바꾸고 주변 광물들을 용해 및 변질시킬 뿐만아니라 황화수소(H_2S)와 같은 가스 등을 생산한다. 또한, 지하수를 따라 이동하는 핵종들의 산화수를 바꾸고 핵종들의 용해도에 영향을 끼친다.

지금까지는 지하 환경 미생물들의 존재 및 영향력을 매우 과소평가해 왔다. 하지만, 최근 지하 심부 조건에서 미생물들의 생지화학적 활동이 계속 보고되고 있으며, 금속환원미생물(metal-reducing bacteria)의 활동에 의해 우라늄과 같은 핵종들의 거동이 크게 영향을 받는다는 사실이 밝혀지고 있다[2]. 따라서, 지하처분환경에서 생지화학적인 활동이 핵종들의 거동(예: 즉 산화/환원 및 수착 반응 등)에 얼마큼의 영향을 주는지 이해하는 것이 매우 중요해 졌다.

본 연구에서는 경주벤토나이트 및 KURT 단층대에 존재하는 토착미생물(indigenous bacteria)을 추출 및 분석하고 이들의 생지화학적인 활동에 의한 핵종들의 산화수 및 수착 특성 변화 등을 살펴보았다.

2. 본론

2.1 실험방법

실험에 사용된 시료는 경주벤토나이트, KURT 화강암 및 단열충전물 등이다. 준비된 시료에 존재하는 토착미생물들을 따로 배양하여 동정하였다. 그리고 고체 시료를 수개월 동안 환원조건에서 숙성시키면서 시료들의 화학적, 광물학적 변화 및 변질 등을 살펴보았다. 또한, 생지화학적으로 새롭게 생성된 이차산물들을 X-선회절분석 및 전자현미경 등을 이용하여 관찰하였다.

그리고 지하처분환경 조건에서 생지화학적인 활동에 의한 우라늄의 수착 거동을 알아보기 위해 경주벤토나이트 및 KURT 화강암 시료에 대해 H_2 가스 등을 주입하여 시간별로 우라늄의 수착 변화량을 살펴보았다.

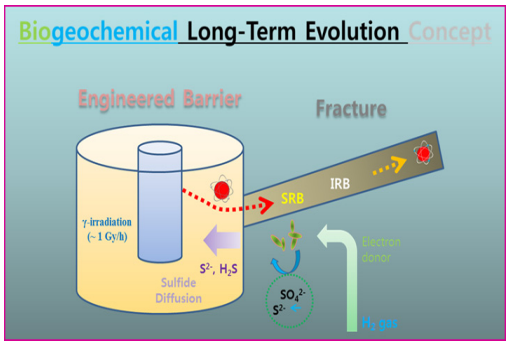


Fig. 1. Conceptual model for a biogeochemical impact on the underground HLW disposal site that is influenced by microbial activities for a long-term period.

2.2 지하처분환경의 생지화학적 영향

지하처분환경은 처음과는 다르게 시간이 흐르면서 계속적으로 변한다. 즉, 지하수 뿐만아니라 처분용기, 벤토나이트 완충재, 그리고 주변 단열충전물(fracture-filling materials) 등의 특성이 계속 바뀌게 되는데, 그 주요한 원인 중의 하나가 처분환경에 생존하는 금속환원미생물들의 활동에 기인한다(Fig. 1). 즉, 지하수와 단열충전물, 그리고 벤토나이트 완충재 등에 생존하는 미생물들이 수소 가스 등을 전자공여체로 활용하여 황화물을 새롭게 생성시킬 뿐만아니라 핵종들의 산화수와 용해도 등을 조절한다.

2.3 우라늄 수착 특성 변화

화강암과 벤토나이트에 대한 우라늄의 수착량 측정 실험에서 미생물과 H_2 가스의 역할을 살펴보았다. 미생물이 존재하는 경우 우라늄의 수착량이 약 2.5배 정도 증가하였으며, 이는 생물학적인 우라늄 수착력이 존재하며 그 영향이 상당함을 알 수 있다. 그리고, 미생물이 존재하지 않은 경우, 화강암 시료에서 우라늄의 수착량에 큰 변화가 없었다. 하지만, 벤토나이트 시료의 경우 미생물을 따로 넣어주지 않더라도 수소 가스에 의해 우라늄의 수착량이 약 5~8% 정도 증가하는 특성을 나타내었다. 이는 벤토나이트가 자체적으로 일부 토착미생물(indigenous bacteria)을 내부 공극에 가지고 있기 때문에[3] 수소 가스 등이 미생물의 전자공여체(electron donor)로 활용되어, 우라늄의 환원을 촉진하고 수착량을 증진시킨 것으로 판단된다.

3. 결론

지금까지는 지하처분환경의 생지화학적 활동 및 영향을 고려한 우라늄의 장기 거동 연구가 국내외적으로 많지 않았다. 본 실험에서는 장기적으로 생지화학적 활동에 의해 공학적방벽을 구성하는 벤토나이트 완충재 뿐만아니라 주변의 단열충전광물의 변화 그리고 지하수화학의 변화 등이 야기됨을 확인할 수 있었다. 또한, 심부환경에서 발생되는 황화수소나 수소와 같은 가스들은 자체적으로 핵종에 관해 큰 영향력은 없었지만, 토착미생물의 활동과 연계되어 전자공여체로 활용되었을 때, 핵종들(예: 우라늄)의 산화수 및 수착량 등에 큰 변화를 일으킴을 알 수 있었다.

4. 감사의 글

본 연구는 2014년도 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행되었습니다(원자력연구개발사업, No. 2012M2A8A5025589).

5. 참고문헌

[1] Choi, H.J., Lee, J.Y., Choi, J.W., 2013. Development of geological disposal systems for spent fuels and high-level radioactive wastes in Korea. Nucl. Engin. Technol. 45, 29-40.

[2] Konhauser, K., 2007. Introduction to Geomicrobiology. Blackwell publishing, 425p.

[3] 이지영, 이승엽, 백민훈, 정종태, 2013. 고준위폐기물 완충재로 사용되는 벤토나이트의 미생물의 존재 및 특성. 방사성폐기물학회지 11, 95-102.

침철석의 우라늄 수착에 대한 방사선과 *S. putrefaciens*의 영향

이재광*, 이승엽, 민제호, 이지영, 정종태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jklee1@kaeri.re.kr

1. 서론

우리나라는 원자력발전소에서 발생하는 사용후 핵연료를 포함하는 고준위폐기물을 내부식성 금속 재질의 용기에 담아 심부 지하 암반층에 안전하게 처분하는 방법을 고려하고 있다. 심부 지하환경에서 처분용기는 장시간 동안 지하수와 접촉하면 부식되어 핵종이 유출될 수 있다. 유출된 핵종은 다양한 이동과정과 지연과정에 영향을 받으며 거동한다. 특히, 수착은 지하환경에서 핵종의 이동을 지연시키는 중요한 기작으로 알려졌다. 고준위폐기물 처분용기는 외벽에서의 방사선 선량율이 1.0 Gy/hr 이하가 되도록 설계한다. 그러나 방사성폐기물 처분 후 초기 100년간 약 100 kGy의 총 선량을 처분용기 외벽에 받을 수 있다[1]. 따라서 처분용기 주변에 생성될 수 있는 이차광물들과 미생물들이 방사선에 노출될 경우, 핵종의 수착특성에 영향을 줄 수 있다.

본 연구에서는 무산소 조건에서 침철석의 우라늄 수착에 대한 방사선 및 미생물의 영향을 관찰하였다.

2. 실험재료 및 방법

2.1 실험재료

침철석의 우라늄 수착실험을 위하여 $UO_2(NO_3)_2.6H_2O$(Merck), $NaHCO_3$(Sigma), lactic acid(Sigma)와 침철석(α-FeOOH, Alfa Aesar) 등의 시약을 사용하였다. 침철석의 불순물을 제거하기 위하여 Tamm's acid를 사용하여 세척 후 건조하여 사용하였다. 미생물은 철환원박테리아의 하나인 *Schewanella putrefaciens* CN32 (ATCC BAA-1097) 을 ATCC (American Type Culture Collection)에서 구입하여 사용하였다.

2.2 감마선 조사

방사선 조사실험은 한국원자력연구원 산하 방사선과학연구소의 저준위 조사시설에서 수행하였다. Co-60을 감마선 선원으로 하여 1 Gy/hr의 선량율로 총 118 시간 동안 조사하였으며, 총 조사량은 약 110 Gy이다. 알라닌법을 이용하여 조사선량율을 측정하였다.

2.3 수착실험

바탕용액으로 멸균한 탄산수소나트륨(3 mM)을 사용하였으며 침철석을 1 g/L의 농도로 주입한 후, 용액 내 용존산소를 제거하기 위하여 약 1시간 폭기하였다. 준비된 용액을 serum 병에 일정량씩 담은 후 부틸고무마개로 병의 입구를 막고 알루미늄 재질의 캡으로 고정시켰다. 수착실험을 위하여 우라늄의 초기농도가 5×10^{-5} M, 전자공여체로 젖산나트늄의 농도가 10 mM, 그리고, *S. putrefaciens*를 일정량씩 serum 병에 각각 주입하였다. 실험의 자세한 조건들을 Table 1에 요약하여 나타내었다.

감마선 조사 및 *S. putrefaciens*에 의한 우라늄 수착 특성 변화를 측정하기 위하여 초기 5일 동안 감마선을 조사하였으며, 일정 주기로 시료를 채취하여 총 33일 동안 미생물 농도와 우라늄의 수착 변화를 분석하였다. 미생물 개체수 변화를 측정하기 위하여 BCA(Bicinchoninic acid) 법을 이용하여 상등액 중의 단백질을 정량하였다[2]. 0.2μm의 기공도를 갖는 아세트산 셀룰로오스 재질의 주사기 필터를 이용하여 고액 분리 한 후, 유도결합플라즈마-질량분석기를 이용하여 용액 중의 우라늄을 분석하였다.

Table 1. Experimental conditions for U(VI) sorption experiments

U (μM)	L.A.[1] (mM)	$NaHCO_3$ (mM)	Goethite (g/L)	S.P.[2]	Dose rate (Gy/hr)
50	10	3	1	O	0
50	10	3	1	O	1
50	10	3	1	-	0
50	10	3	1	-	1
50	10	3	0	O	0
50	10	3	0	O	1
50	10	3	0	-	0
50	10	3	0	-	1

1) L.A. : Lactic acid
2) S.P. : *S. putrefaciens*

3. 결과 및 논의

3.1 방사선에 대한 미생물의 사멸/재증식 영향

1 Gy/hr의 선량율로 5일 동안 감마선 조사를 하고 총 33일 동안 미생물의 개체수 변화를 관찰하였다 (Fig. 1). 총 조사량이 약 110 Gy 이었을 때, 미생물의 사멸과 재증식에 방사선의 영향은 거의 관찰되지 않았다. *S. putrefaciens*는 110 Gy/min의 선량율로 방사선 조사를 하면 총 조사량이 110 Gy일 때, 전체 개체수의 90%가 사멸하는 것으로 보고된 바 있다[3]. 본 실험에서는 미생물의 사멸이 거의 관찰되지 않았다. 높은 선량율로 조사하면 비교적 많은 미생물들이 사멸하고 재증식이 어렵지만, 1 Gy/hr의 낮은 선량으로 조사를 하면 미생물의 생존에는 큰 영향을 주지 않는 것으로 확인된다.

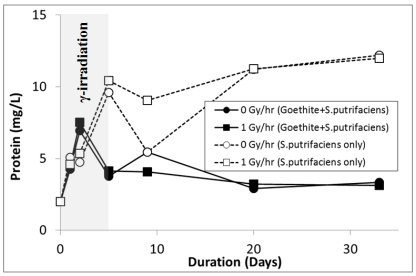


Fig. 1. Kinetics of Bacterial Killing and Regrowth.

3.2 미생물에 의한 우라늄의 제거 특성

*S. putrefaciens*가 없는 대조군에서는 우라늄의 농도 감소가 거의 관찰되지 않았으나, *S. putrefaciens*가 존재할 때, 용액 중의 우라늄 농도는 5일 이내에 급격히 감소하였다(Fig. 2). 대조군의 실험조건에서 우라늄은 대부분 $UO2(CO_3)^{2-}$의 형태로 존재하지만, *S. putrefaciens*가 존재하면 우라늄이 환원되어 침전하기 때문에 우라늄 농도가 감소한 것으로 판단된다[4].

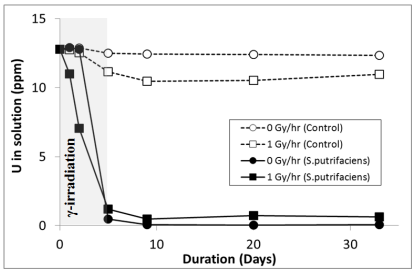


Fig. 2. Decrease of U(VI) in solution by Schewanella.

3.3 우라늄 수착에 대한 방사선과 미생물의 영향

침철석의 우라늄 수착에 대한 미생물의 영향은 거의 관찰되지 않았으며, 방사선의 영향은 일부 관찰되었다(Fig. 3). 방사선을 조사하지 않았을 때 3일 이내에 우라늄 수착이 대부분 완료 되었으나, 방사선을 조사할 경우 수착반응은 5일 이후에 완료되었으며, 방사선 조사 시료의 우라늄 수착이 미량 증가하는 경향을 보여주었다. 방사선에 의하여 침철석 표면 특성이 변화하여 우라늄과의 반응에 영향을 준 것으로 이해된다.

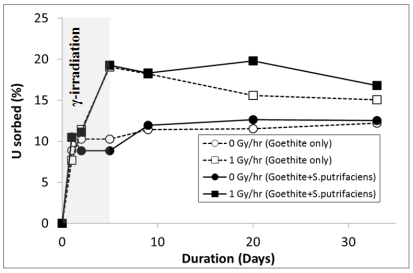


Fig. 3. Sorption of U(VI) by goethite.

4. 결론

실험조건에서 방사선 조사에 의한 미생물의 사멸이나 재증식 억제는 관찰되지 않았으며, 이는 처분용기 표면의 선량 설계기준인 1 Gy/hr 이하의 조건에서 *S. putrefaciens*등의 미생물이 생존할 수 있음을 시사한다. 또한 방사선 조사는 침철석의 우라늄 수착에 일부 영향을 주는 것으로 관찰되었다. 본 연구는 고준위폐기물 처분에 대한 핵종의 복합거동에 대한 기초자료로 활용될 것이며, 향후 핵종, 광물, 방사선 그리고, 미생물의 생지화학적 복합반응에 대한 연구를 추가적으로 수행할 예정이다.

5. 감사의 글

이 논문은 2014년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임. (원자력연구개발사업, No. 2012M2A8A5025589)

6. 참고문헌

[1] Radat. Phys. Chem., Vol. 92, pp.80-86, 2013.
[2] Anal. Biochem., Vol. 175, pp.231-237, 1988.
[3] J. Food Safety, Vol. 16, pp.151-160, 1996.
[4] Chem. Geol., Vol. 180, pp.33-54, 2001.

방사성폐기물 처분연구 관련 우라늄 고체용액 연구 동향 및 역할

박태진*, 민제호, 백민훈, 정종태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*etjpark@kaeri.re.kr

1. 서론

처분관련 연구 분야에서 방사성폐기물은 오랜 시간이 경과하면 결국 처분장에 유입된 지하수와 접촉하고, 용해된 방사성 핵종들은 지하수 흐름을 따라 주위 매질과의 상호반응을 하며 유출될 것으로 예상된다. 지하수에 용해된 방사성 핵종들의 이동은 주어진 조건에 따른 핵종의 용해도와 핵종과 다양한 고체 매질과의 반응에 의해 영향을 받게 된다[1]. 이런 다양한 고체 매질 중, 심부 처분환경에서 존재할 수 있는, 처분관점에서의 장기적인 변이과정에 의한 고체용액과 관련한 핵종의 이동특성에 대한 연구가 처분장의 장기안전성 평가와 관련하여 상당한 관심을 받고 있다[2]. 그러나 처분환경에서도 존재하며, 특히 사용후핵연료 핵종 유출 시 풍부하게 존재할 수 있는 우라늄 고체용액에 관한 국내 연구는 매우 부족한 것이 현실이다. 본 연구에선 우라늄 고체용액 연구의 동향을 살펴보고, 우라늄 고체용액연구의 방사성폐기물 처분연구에 있어서의 역할을 조사하였다.

2. 본론

2.1 고체용액의 정의

고체용액은 균일한 결정구조로 하나 또는 그 이상의 원자/분자가 구조적 변화없이 부분적으로 원원자/원분자를 치환한 것을 말한다. 이 때 격자상수는 치환된 원자/분자 특성에 따라 변화될 수 있다. 자연에는 이러한 고체용액이 늘 존재하고 있으며, 오히려 끝멤버(endmember)인 순수한 광물상으로만 존재하는 경우는 극히 드물다.

2.2 처분연구 관점에서 고체용액연구

방사성폐기물 처분연구 관련 고체용액에 대한 주요 내용은 다음을 포함한다.

- UO_2 및 MOX 사용후핵연료
- 유리화폐기물
- 시멘트 (CSH 고체용액)
- 용기 부식생성물 (Fe(III)/Fe(II) oxyhydroxide 고체용액)
- 벤토나이트 부속광물 (calcite, gypsum, montmorillonite, illite)
- Ra(II)/Ba(II) sulfate 고체용액
- Uranothorite, $(U,Th)SiO_4$ (우라늄-토륨 고체용액) 등.

2.3 우라늄 고체용액

처분연구 관점에서 관심 우라늄 고체용액은 uranothorite($(U,Th)SiO_4$)가 대표적이다. 이 고체용액은 우라늄-규소 광물 중 대표적인 coffinite의 우라늄 위치에 부분적으로 토륨이 치환된 것으로, coffinite 광물에 대한 이해를 통해 접근할 수 있다. 이해를 보다 돕기 위해 coffinite와 uranothorite 결정구조의 한 예를 Fig. 1에 도시화하였다.

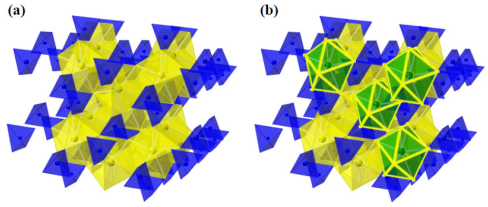


Fig. 1. The structure of (a) coffinite and (b) uranothorite. Yellow, green, and blue polyhedra represent U, Th, and Si sites, respectively.

Coffinite 광물($USiO_4$)은 uraninite(UO_{2+x}) 다음으로 지구상에 많은 U(IV) 광물이다. 따라서 우라늄 농도는 조건에 따른 uraninite와 coffinite 광물상의 안정성에 따라 영향을 받게 된다. 실리카가 풍부한 조건에서 Coffinite 형성 반응은 coffinitization(식(1))으로 알려져 있는데, 이미 Oklo reactor (가봉), Cigar Lake (캐나다) 등의 천연 부지에서 발생했다고 기록되었다[3,4].

$$UO_{2+x} + H_4SiO_{4(aq)} \rightleftharpoons USiO_4.2H_2O + 0.5xO_2\uparrow \quad (1)$$

현재 관련 우라늄 고체용액 연구는 순도높은 우라늄 고체용액 합성연구와 자연에서 발견된 우라늄 고체용액 분석연구로 진행되고 있다. 열수조건에서

우라늄-토륨 고체용액이 형성될 수 있는데, 형성에 유리한 조건을 Table 1에 간략히 정리하였다.

Tabel 1. Conditions favorable to form uranothorite under hydrothermal environments

Redox condition	Reducing to maintain U(IV)
$Th_{1-x}U_xSiO_4$	$0 \leq x \leq 0.8$
pH range	8 - 10
elements	Si-rich conditions

우라늄-토륨 고체용액이 형성 메커니즘 역시 coffinitization이 적용되며, 이를 Fig. 2에 도시화하여 정리하였다. 우라늄/토륨 비가 증가할수록 $(Th,U)O_2$와 무결정성 실리카의 형성이 증가하고, coffinitization과 비슷한 용해/재결정 과정을 통해 uranothorite가 형성되는 것으로 나타났다.

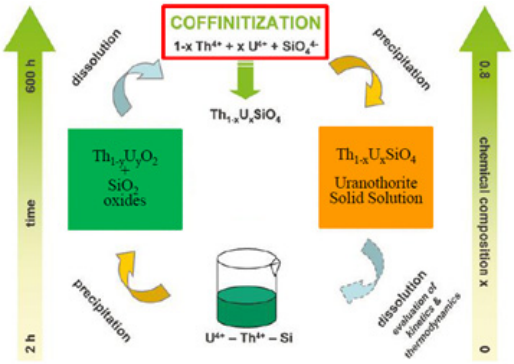


Fig. 2. Schematic of $Th_{1-x}U_xSiO_4$ uranothorite solid solution formation mechanism.

2.4 KURT 지하수 조건에서 우라늄 고체용액 형성 가능성

현재 깊은 심부 환경의 KURT 지하수는 Eh < 0, pH = 8.5 ~ 9, Si-rich의 조건을 만족하나, 토륨/우라늄 비율이 약 1/1000 이하인 것으로 나타났다. 따라서, 현재 KURT 지하수 조건에서는 우라늄-토륨 고체용액의 형성이 매우 어려울 것으로 판단되었다. 하지만, 사용후핵연료 직접처분 등으로 선원항에 토륨의 양이 상대적으로 증가할 경우, 우라늄-토륨 고체용액의 형성 가능성은 높아진다고 예상된다.

3. 결론

심부 처분환경에서 처분관점의 장기 변이과정에 의해 존재하는 고체용액의 연구 동향을 정리하고, KURT 조건에서 우라늄 고체용액 형성의 역할을 살펴보았다. 우라늄 고체용액은 사용후핵연료 직접처분 등의 경우에 더 중요하게 고려되어야 한다. 현 KURT 지하수 조건에서 우라늄 고체용액의 형성 가능성은 매우 낮으나, 사용후핵연료 직접 처분 등으로 인해 토륨의 양이 상대적으로 높아질 경우 uranothorite 형성 가능성이 높다고 판단되었다. 우라늄 고체용액의 형성은 기연구된 radium-barite 고체용액($(Ra,Ba)SO_4$) 형성이 지하수 내 라듐과 바륨의 농도를 제어한 것과 마찬가지로 지하수 내 우라늄과 토륨의 농도에 큰 영향을 줄 것으로 예상된다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발사업(No. 2012M2A8A5025589)의 일환으로 연구비를 지원을 받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Kim, J.-I., Nucl. Eng. Technol. 38(6), 459-82 (2006).
[2] Bruno, J.; Bosbach, D.; Kulik, D.; Navrotsky, A., OECD NEA Data Bank, Eds., OECD Publications, Paris, France (2007).
[3] Utsunomiya, S.; Deditius, A. P.; Pointeau, V.; Ewing, R. C., Geochim. Cosmochim. Acta 72, 968 (2008).
[4] Janeczek, J.; Ewing, R. C., J. Nucl. Mater. 190, 157-73 (1992)

처분 심도의 지하수 유량 분포를 이용한 처분공 위치 선정 방안

고낙열*, 정종태, 김경수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

*nyko@kaeri.re.kr

1. 서론

심지층 처분장에서 방사성 핵종이 누출될 가능성을 중이기 위해 가장 중요하게 고려되어야 하는 것들 중에 하나는 핵종이 처분 용기에서 누출될 가능성이 적은 지점을 처분공의 위치로 잡아야 한다는 것이다. 지진이나 인간의 침입과 같은 자연적, 또는 인위적 사고 상황 이외에, 오랜 시간동안 처분용기에 영향을 줄 수 있는 요소는 지하수에 의해 발생되는 부식 과정이다[1]. 이런 현상을 일으키는 가장 근본적인 요소는 지하수의 존재이며, 처분공에 유입되는 지하수의 유량이 많을수록 부식과 관련된 여러 현상이 더 가속화될 수 있는 가능성이 크다[2].

본 연구에서는 지하수 유동 모의 결과를 통해 가상의 처분 시설의 처분공 위치에 해당하는 처분 심도의 지하수 유동량을 분석하고, 유동량 자료를 방사선적 안전성 평가에 어떻게 이용할 것인가를 고찰하였다.

2. 가상의 처분장 부지와 처분 심도의 지하수 유동량 분포

2.1 가상의 처분장 부지

처분 심도의 지하수 유동량에 관한 자료를 이용하기 위해, KURT 부지 및 부근 지역의 지표 및 관측공에서 조사된 자료를 이용하여 해당 지역의 지하수 유동계를 모의한 이전 연구 자료를 이용하였다. KURT 부지의 대략적인 위치와 부지 부근의 유동계는 Fig. 1과 같다.

2.2 처분 심도에서의 지하수 유동량 분포

Fig. 2는 가상의 처분 시설로 선정된 위치에서 지표로 이동하는 지하수의 이동 경로와, 해당 구역의 지하수 유동량 분포를 나타내고 있다. 처분 용기의 부식으로 인해 방사성폐기물에서 핵종이 누출될 경우 가장 큰 요인이 될 수 있는 것은 지하수의 유량이 될 수 있기 때문에, 단순히 이동 거리가 짧거나 이동에 걸리는 경과 시간이 적은 지점이 아니라 지하수 유량이 크게 나타나는 곳을 누출 지점으로 선정하는 방법이 핵종이 누출될 가능성이 높은 구역을 안전성 평가의 대상으로 할 수 있어 보다 현실적인 안전성 평가가 수행될 수 있다. 처분공 위치에서 추정된 지하수 유동량의 최대값은 6.20×10^{-4} m/yr로 전체 영역의 최대값인 6.36×10^{-4} m/yr 와 거의 같다.

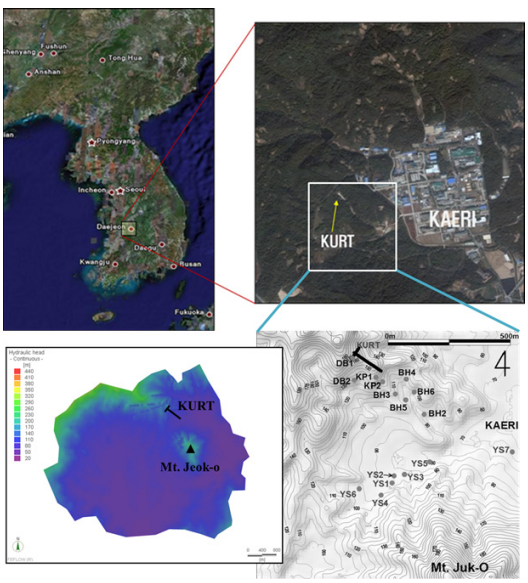


Fig. 1. Locations of the study site.

3. 지하수 유동량 분포를 반영한 핵종 이동

안전성 평가에서 최소한 하나의 처분용기가 부식되어 방사성 핵종이 누출된다는 시나리오를 세운다면, 지하수 유동량이 가장 크게 나타난다고 평가되는 처분공에서 핵종이 누출된다고 가정하는 것이 가장 현실적일 수 있다. 또한 하나 이상의 처분 용기가 부식에 의해 파손되는 상황을 고려해야 한다면, 처분공 위치에서 나타나는 지하수 유동량을 최대값으로 표준화(normalization)시킨 값을 일종의 누출 확률로 가정하여 누출이 일어날 처분공의 위치를 선정하는 것도 가능하다. 표준화한 값을 누출

이 발생할 확률로 가정하고, 세 지점에서 누출될 핵종의 양에 대한 기대값(expectation)을 구하여 결정론적인 누출이 일어난다고 가정한 이전 연구 결과와 비교하였다. 계산된 기대값은 이전 연구 결과에서 계산된 핵종 유출량보다 감소하는 것으로 나타났다(Fig. 3).

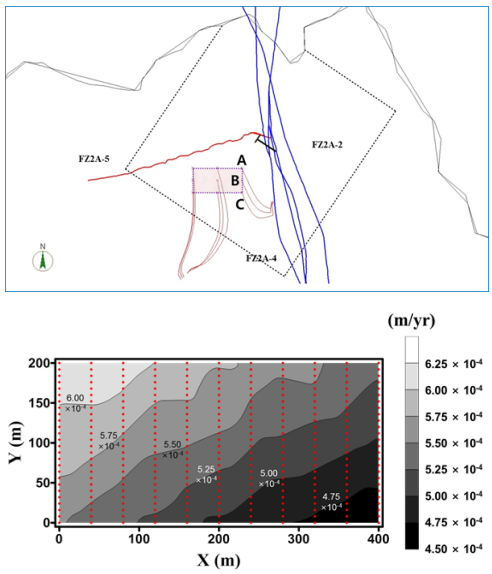


Fig. 2. Location of the hypothetical repository and groundwater discharge rates of the location at the disposal depth.

4. 결론

지하수 유입량을 이용하여 처분 용기의 파손 가능성이 다른 곳보다 높게 나타나는 처분공의 위치를 분석하고 지하수 유입량을 표준화하여 하나 이상의 처분 용기가 부식에 의해 파손되는 경우에 대해, 각 처분공 위치별 누출 가능성을 지하수 유동량을 바탕으로 평가하였다. 이 결과를 이용하여 이전 연구에서 반드시 누출된다고 가정한 처분공 위치에서 흘러나오는 방사성 핵종이 지표 환경으로 이동하는 양상을 확률론적 기대값으로 평가하여 이전 결과와 비교하였다. 처분공이 설치될 처분 심도의 지하수 유동량을 근거로 하여 처분 용기의 파손이 발생할 가능성을 추정하는 것은 처분 용기의 파손 가능성을 안전성 평가에 직접적으로 반영할 수 있고, 실제로 누출될 수 있는 가능성이 있는 지점을 대상으로 핵종의 이동 평가가 이루어질 수 있다는 측면에서 안전성 평가에 이용되는 핵종의 이동에 관한 불확실성을 줄여 현장 조건을 더욱 많이 반영할 수 있는 안전성 평가 방안 구축에 기여할 수 있을 것으로 생각된다.

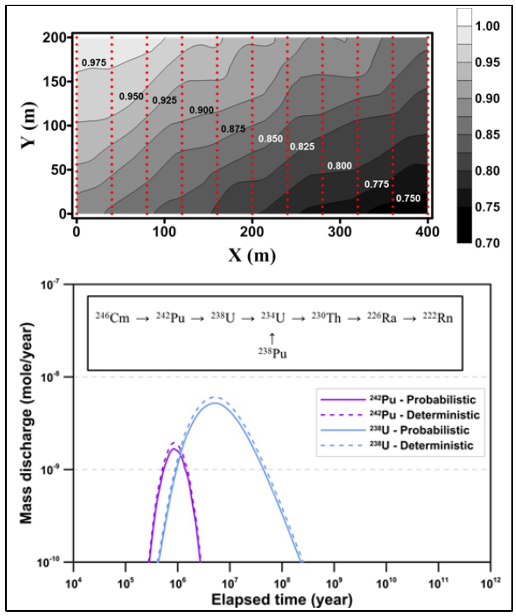


Fig. 3. Normalized distribution of groundwater discharge rates at positions of the deposition holes and the comparisons of radionuclide mass discharges obtained by the assumption of deterministic and probabilistic failure case.

5. 감사의 글

이 논문은 2014년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임(원자력연구개발사업, No. 2012M2A8A5025589).

6. 참고문헌

[1] Posiva, Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - Formulation of Radionuclide Release Scenarios 2012, POSIVA 2012-08, Posiva Oy (2013).

[2] Posiva, Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - Assessment of Radionuclide Release Scenarios for the Repository System 2012, POSIVA 2012-09, Posiva Oy (2012).

천층처분시설의 침출수 수집계통 사례연구

장근백*, 이동재
한국전력기술(주), 경기도 용인시 기흥구 용구대로 2354
*kpchang9@kepco-enc.com

1. 서론

중저준위 방사성폐기물 처분시설은 크게 동굴처분방식과 천층처분방식으로 구분된다. 동굴처분이란 암반내 또는 지표면하의 동굴에 천연방벽 또는 공학적 방벽으로 폐기물을 처분하는데 반하여, 천층처분은 지표면 또는 지표면에 가까이 천연방벽에 공학적방벽을 부가하여 그 속에 폐기물을 처분하는 것을 말한다. 원자력환경공단에서는 동굴처분방식으로 건설된 방폐장 1단계와는 달리 2단계에서는 천층처분방식을 고려하고 있다.

본 논문에서는 천층처분시설의 주요한 공학적방벽의 하나인 강수 및 침출수 배수계통에 대한 해외사례를 살펴봄으로써 우리나라에 적용가능성 및 개선사항에 대해 논의하고자 한다.

2. 본론

2.1 분리수집계통

천층처분시설은 평가된 부지특성을 참고로 공학적 방벽을 추가하여 처분시설의 안전성을 확보하고자 하는 시설이다. 천층처분시설의 공학적방벽에는 다층구조로 된 덮개시스템(Cover System)과 콘크리트 처분고, 처분고 Slab 및 처분고로부터의 강수배수 및 침출수 배수계통 등이 있는데, 본 논문에서는 처분고로부터의 강수배수와 침출수 배수계통에 대하여 프랑스 ANDRA(French Radioactive Waste Management Agency)의 경험사례를 중심으로 기술하고자 한다.

2.1.1 침출수 배수계통

천층처분시설은 지표면 또는 지표면 가까이 콘크리트 구조물(처분고)을 설치하고 방사성폐기물을 그 안에 가둠으로써 방사성핵종의 이동을 최대한 저지하는 시설물이다. 그러나, 복토시스템 및 콘크리트가 노후됨에 따라 Crack이 발생하게 되고, 이 틈으로 침투한 강수 및 지표수와 방사성폐기물과의 접촉으로 방사성핵종을 함유한 침출수의 누출을 고려해 볼 수 있다. 이러한 침출수 수집계통은 오염가능성이 없는 강수배수계통과 분리시킬 필요가 있으며, 이러한 배수계통들은 천층처분시설의 주요한 공학적방벽으로서의 역할을 하게 된다. 아래 그림은 세계적으로 천층처분시설의 모델로 평가되는 프랑스 L'lube 처분장[1,2]의 SWCS (Separative Water Collection System)에 대한 개념을 보여주고 있다.

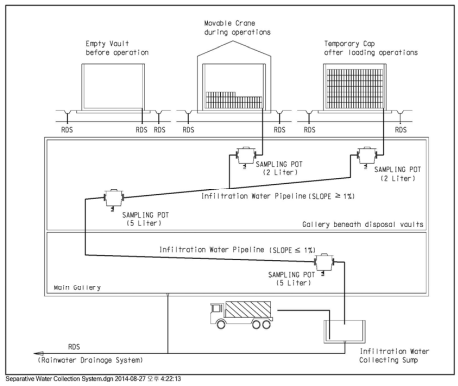


Fig. 1. Key Map of SWCS.

SWCS는 처분고 바닥의 FD(Floor Drain), 시료채취조(Sampling Pot) 및 Pipeline으로 구성되어 있으며, 그 주요한 기능은 오염가능성이 있는 침출수의 분리수집에 있다. 즉, 빈 처분고의 바닥배수가 RDS(Rainwater Drainage System)에 연결되어 배수되는 반면, 운영중이거나 운영이 완료된 처분고로 부터의 배수는 오염가능성을 고려하여 침출수 수집계통에 연결함으로써 시료채취조를 통한 주기적인 감시와 오염시 LRS(Liquid Radwaste System)으로 보내 처리가 가능하도록 설계되었다. 또한 처분고로부터의 배수계통들은 지하점검로내에 배치하여 주기적인 감시와 함께 유지보수가 가능하도록 하였음을 알 수 있다. 지하점검로내의 배수계통은 점검로 끝단의 저장탱크 방향으로 중력배수가 가능하도록 설계된다. 시료채취조는 각 처분고마다 그리고 감시편의성을 위해 처분고열마다 배치하여 오염시 추적 감시가 가능하도록 하여야 한다. 아래 Fig.2는 강수 및 침출수 배수계통에 대한 단면을

잘 보여주고 있다. 빈 처분고의 FD와 연결되어 있던 강수수집계통의 배관은 운영직전 침출수 수집계통으로 연결이 가능하도록 분리하여야 한다.

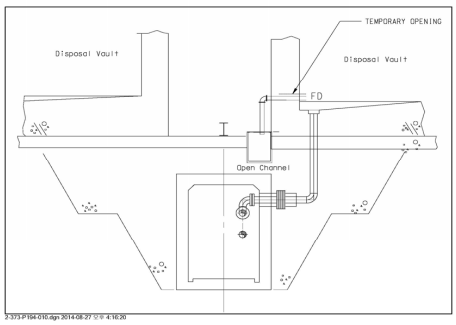


Fig. 2. Drain systems of Rainwater and Infiltration water.

2.1.2 강수수집계통

운영전 빈 처분고내의 강수 배수를 위한 배관은 부지 인근지역의 예상되는 최대 강수량을 참고하여 충분한 관경으로 설계하여야 한다. 아래 표는 천층처분시설이 건설될 월성 인근 울산 및 포항 지역의 100년 단위 예상 최대 강수량을 보여준다.

Table 1. 100 year recurrence interval rainfall intensity[3].

강수지속시간(mim)	10	30	60	360
강수량 세기 (mm/hr)	154.7	101.9	78.3	39.6

위의 표로부터 강수배수 설계를 위한 수치는 한시간당 최대 예상 강수량인 78.3mm이다. 그러나, 단시간인 10분 단위의 최대강수량을 기록하고 있는 부지특성을 설계에 고려하는 것이 필요하다고 사려된다. 즉, Fig.2에서 보여주는 바와 같이 FD를 통한 배수와 더불어 처분고 벽체에 임시개구부(Temperary Opening)를 통하여 국지적인 폭우시 다량의 강수를 Open Channel(Ditch)로 신속히 배수시킬 필요가 있다.

2.1.3 침출수 및 강수수집 배관 관경 결정요소

침출수 및 강수 배수배관의 Size를 계산하기 위해서는 처분고 크기, 부지의 강수량 및 기후특성, 배수배관의 기울기, 유체속도 그리고 무엇보다도 처분고로의 누수비율(Infiltration rate) 등의 정보가 필요하다. 누수비율은 주로 콘크리트 처분고의 노후화 정도 및 Crack, Corrosion과 나무 및 식물뿌리 등의 침투로 인한 다층덮개층(Multi-layer Cap)의 훼손정도에 기인한다.

또한, 강수배수 배관 Size를 계산하기 위해서는 부지 강수량, 단위 처분고의 크기 및 배관의 기울기 등의 정보가 필요하며 상세설계시 충분한 관경으로 결정되어야 한다. 이는 지하점검로의 크기 결정의 중요한 요소가 된다.

2.2 침출수 배관의 시료채취조

침출수 배수배관은 처분고의 콘크리트를 통하여 침투한 침투수를 수집하기 위한 것으로 강수배수 배관과는 별도의 네크워크를 형성하고 있다. 침출수 배수계통에는 시료채취조(Sampling Pot)를 설치하며, 이를 통하여 침출수의 발생 및 오염여부에 대한 감시를 수행하게 된다. 이것은 처분시설의 운영중 그리고 제도적관리기간을 포함하여 전기간에 걸친 방사능 감시 프로그램의 주요한 부분을 차지하고 있다고 할 것이다.

3. 결 론

프랑스 Andra는 지난 수십년간 천층처분시설을 운영해 오면서 중저준위 방사성폐기물이 천층처분시설에서 안전하고 능률적인 방법으로 처분 될 수 있음을 보여주고 있다. 동굴처분방식이 주로 부지의 자연방벽에 안전성을 의존하는 데 반하여 천층처분시설은 부지가 가지고 있는 자연적인 방벽을 최대한 이용하면서 공학적 방벽을 추가하여 인간의 장기간 관리를 개재시킴으로써 안전성을 담보하고자 하는 적극적인 폐기물 관리라고 사려된다. 본 논문은 Andra의 시설운영 경험에 따라 개선된 배수분리수집계통(SWCS)에 대해 살펴보았으며, 지하점검로를 통한 주기적인 감시 및 유지보수에 대한 사례를 소개하였으나, 우리나라 월성에 건설될 천층처분시설은 처분될 폐기물의 특성 및 부지특성 그리고 인허가요건을 고려하여 우리나라 특성에 맞는 개선된 처분시설로 건설되어야 할 것이다.

4. 참고문헌

[1] IAEA-SM-357/27, Andra's Centre de L'lube: Design, Construction, Operation of a State of the Art Surface Disposal Facility for Low and Intermediate Level Waste.
[2] 40 Years of operation of Near Surface Repositories. Andra Experience.
[3] LILW Disposal Facility, GDC. Document No. 1-037-B401-001, Rev.2

신 분류체계에 따른 한국원자력연구원 가연.압축성 방사성폐기물의 분류

장원혁*, 강일식, 신기백, 홍대석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*whjang@kaeri.re.kr

1. 서론

국제원자력기구(IAEA)의 분류체계에 맞추어 최근 국제적으로 방사성폐기물의 분류체계를 세분화하는 추세이다. 이와 더불어 국내에서는 중.저준위 방사성폐기물 처분시설 1단계(10만 드럼; 동굴처분)의 건설이 2014년 완료되었으며, 2016년까지 천층처분 방식의 방폐장 2단계 건설사업을 추진 할 예정이다. 세분화된 방사성폐기물의 분류체계에 따른 적절한 처분방식의 선정은 폐기물 발생자의 관리비용에 대한 경제적인 부담을 줄일 수 있다.

본 연구에서는 가연.압축성 방사성폐기물을 핵종분석장치(Wide Range Segmented Gamma System; WR-SGS)를 사용하여 감마핵종을 분석하고, 방사능 값을 '신 분류체계'에 적용해 보았다. 그 결과를 향후 적절한 처분방법 선정에 고려하고, 나아가 연구원내의 폐기물 발생부터 처리, 저장까지 처분대상폐기물을 저감할 수 있는 방안을 모색하고자 한다.

2. 본론

2.1 방사성폐기물 분류체계

2.1.1 현재의 국내 분류체계

현재의 국내 방사성폐기물 분류체계에 따르면, 고준위방사성폐기물(HLW)은 방사능농도와 열발생률이 원자력안전위원회가 정하는 값 이상인 폐기물을 말하며, 중.저준위방사성폐기물(LILW)은 고준위 방사성폐기물 외의 방사성폐기물을 말한다[1].

동 법령의 고시에 따라 이를 Fig. 1과 같이 방사능농도와 열발생률 기준으로 나타낼 수 있다[2].

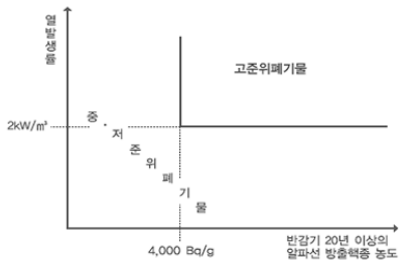


Fig. 1. Present classification system of the radioactive waste in Korea[2].

2.1.2 국제원자력기구(IAEA) 분류체계

IAEA는 2009년 방사성폐기물 분류에 관한 안전지침 개정본을 발간하였다. 개정된 안전지침은 처분 관점의 장기안전성을 고려하고, 방사능 준위와 방사성 핵종의 반감기를 등급변수로 사용하였다. 또한, 방사성폐기물 분류를 위한 정량적인 방사능준위를 제시하지 않았으며, 방출 방사선의 종류와 핵종에 의한 위험도를 감안한 리스크 차등 접근법을 적용한다.

안전지침은 Fig. 2와 같이 방사성폐기물을 반감기와 방사능 함유량에 따라 고준위폐기물(High Level Waste, HLW), 중준위폐기물(Intermediate Level Waste, ILW), 저준위폐기물(Low Level Waste, LLW), 극저준위폐기물(Very Low Level Waste, VLLW), 극단수명폐기물(Very Short-Lived Waste, VSLW) 및 규제해제폐기물(Exempt Waste, EW)의 6가지 범주로 분류하고, 각각의 폐기물에 대하여 처분방식을 함께 제시하고 있다[3].

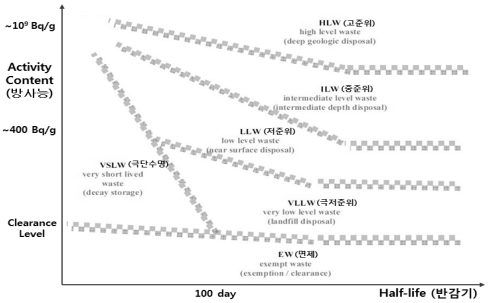


Fig. 2. International Atomic Energy Agency's the waste classification scheme[3].

2.1.3 원자력안전위원회 신 분류체계

'원자력안전위원회 신 분류체계'는 방사성폐기물의 분류, 처분 방식 및 자체처분기준을 포함하고 있다. IAEA의 안전지침(Safety Guide No. GSG-1)에 근거하여 방사능 농도에 따라 방사성폐기물을 종류별로 세분화시켜 규정하며, 세분화된 분류에 따라 각각 처분방식을 정의한다.

방사성폐기물의 처분방식을 천층처분(동굴처분, 표층처분 또는 매립형 처분을 포함) 및 심층처분으로

구분하고, 방사성폐기물의 종류별로 처분제한 사항을 규정하고 있다.[4]

2.2 원연 가연.압축성 폐기물의 분석결과

연구원에 저장중인 가연.압축성 방사성폐기물 드럼에서 검출될 수 있는 감마 핵종은 Co-60, Cs-137, Co-58, Eu-152, Nb-94, Ce-144, Fe-59, I-131의 총 8개 감마핵종이다. 주로 검출되는 핵종은 Co-60, Cs-137 이며, 나머지 핵종은 발생시설 및 발생년도에 따라 각각 다르게 검출된다.
검출된 주요핵종의 방사능, 방사능농도, 드럼무게의 최대, 최소, 평균값은 아래 Table 1과 같다.

Table 1. Analysis results for combustible & compactible waste drums

평가값	주요핵종 방사능(Bq)		방사능 농도 (Bq/g)	드럼 무게 (kg)
	Co-60	Cs-137		
최대	3.66E+08	4.09E+08	1.37E+04	159.6
최소	5.98E+02	4.76E+02	8.66E-03	35.5
평균	2.63E+06	8.73E+06	1.51E+02	85.6

2.3 신 분류체계에 따른 분류

연구원에 저장되어 있는 전체 가연.압축성 폐기물 2600여 드럼(14년 8월 현재) 중에 현재까지 분석 완료된 720드럼을 감마핵종 방사능 농도에 따라 Fig. 3와 같이 재분류하고, 그에 적합한 처분방식을 적용해 보았다.
자체처분 대상 드럼은 8%를 나타내었고, 극저준위(VLLW), 저준위(LLW) 대상 드럼은 각각 43%, 49%이었다.

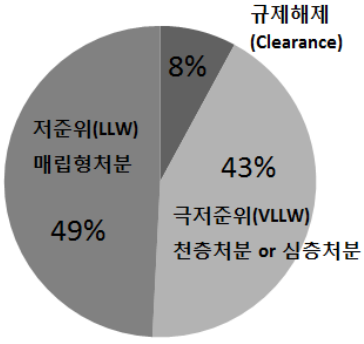


Fig. 3. New waste classification for combustible & compactible waste drums stored at KAERI. [4]

3. 결론

연구원에 저장중인 가연.압축성 폐기물 2600여 드럼(14년 8월 현재) 중에 현재까지 분석 완료된 720드럼을 대상으로 핵종을 분석하고, 방사능농도 값을 '신 분류체계'에 적용해 보았다.
'신 분류체계'에 따라 현재 중.저준위방사성폐기물(LILW)로 정의된 방사성폐기물이 극저준위(VLLW), 저준위(LLW), 중준위(ILW)로 세분화 될 경우, 연구원의 가연.압축성 폐기물은 감마 핵종 분석결과에 따라 자체처분(Regulatory Clearance) 8%를 제외하고, 극저준위(VLLW) 43%, 저준위(LLW) 49%에 해당한다. 저장되어 있는 나머지 가연.압축성 방사성폐기물 또한 발생시설 및 발생년도에 따른 폐기물 특성을 고려해 볼 때, 위와 유사한 분류결과를 예상할 수 있다.
최근 공포된 '신 분류체계'에 따른 폐기물 분류결과를 적절한 처분방법 선정에 고려하고, 처분장의 단계별 건설일정에 맞추어 연구원 처분 계획을 수립할 예정이다. 나아가 연구원내의 폐기물 발생부터 처리, 저장까지 처분대상폐기물을 저감할 수 있는 방안을 모색하고자 한다.

4. 참고문헌

[1] 원자력안전위원회, 원자력안전법 시행령, 2011.
[2] 원자력안전위원회 고시 제2013-17호, 2013.
[3] International Atomic Energy Agency, Classification of radioactive waste; General safety guide No. GSG-1, 2009.
[4] 원자력안전위원회 고시 제2014-003호, 2014.

유산소 분위기에서 UO_2 용해거동 평가

이창헌*, 김종구, 안홍주, 하영경, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nchlee1@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 처분 연구의 핵심은 사용후핵연료를 장기간 안정하게 보관할 수 있는 처분장 선정이다. 1973년부터 30년 이상 사용후핵연료 처분에 관련된 연구를 꾸준히 수행한 결과 이제 상업화 단계에 있는 스웨덴을 비롯해 미국, 영국 독일, 프랑스 등이 이와 관련된 연구를 선도하고 있다. 이에 비해 우리는 사용후핵연료 처분에 대한 국가적인 정책이 아직 결정되어 있지 않아서 이에 대한 기초적인 연구가 활발하게 수행되고 있지 않다. 그러나 현재 국내 원자력발전소에 저장되어 있는 사용후헥연료의 포화도로 미루어 볼 때 지질구조와 암석 및 지하수의 여러 지화학적 특성들을 변화시켜 가면서 사용후핵연료의 침출거동을 평가하고 데이터베이스를 구축해 놓음으로서 향후 사용후핵연료 처분정책이 결정되면 처분장 후보지의 지화학적인 특성을 파악하기만 해도 쉽게 사용후핵연료의 침출거동을 예측할 수 있고 신속하게 처분장 선정을 위한 기초자료를 제공할 수 있는 연구기반 구축이 매우 시급하다. 본 연구에서는 사용후핵연료 침출에 영향을 미치는 여러 가지 인자 중에서 사용후핵연료의 매질인 UO_2의 용해에 미치는 산소와 온도의 영향을 정적법(Static test)으로 조사하였다. 유산소 분위기란 일반 대기조건을 의미하며 용해셀에 공기를 연속적으로 불어넣어 이 조건을 재현시킬 수 있다. 한편, 사용후핵연료의 핵종 붕괴과정에서 발생하는 열로 인하여 처분장의 온도는 100~1,000년 동안 75~100℃ 범위의 높은 온도를 유지할 것으로 예상하고 있어서[2] 20% 산소 분위기에서 심지층 처분장을 모사한 60~90℃ 온도를 유지시키면서 용해거동을 조사하였다. 그리고 UO_2의 산화상태에 따른 용해거동을 재확인하기 위하여 우라늄과 Gd의 양을 변화시켜 가면서 제조한 $UGdO_2$를 사용하여 UO_2의 용해거동과 비교하였다.

2. 실험

2.1 UO_2 및 $(UGd)O_2$ 펠렛 준비

UO_2 분말 또는 Gd_2O_3을 섞은 UO_2 분말의 압분체를 수소 분위기의 1700℃를 유지하는 회화로에서 12 시간 소결시켜 제조하였다.

2.2 용해셀

유산소 분위기에서 사용한 용해셀은 UO_2 펠렛이 들어 있는 고정대(Fig. 1 참조), 용해액 채취장치, 냉각콘덴서, 온도센서가 장착되어 있는 용해용기 및 가열장치로 구성된다. (Fig. 2 및 3 참조).

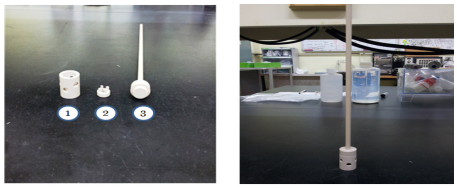


Fig. 1. Sample holder for evaluation of UO_2 dissolution behaviour. ① Sample holder ② Sample supporter ③ Sample suspender.

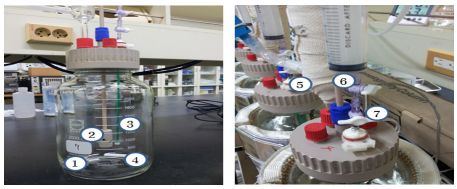


Fig. 2. A cell. for evaluation of UO_2 dissolution behaviour. ① Dissolution bottle (2 L) ② Sample suspender ③ Sampling needle ④ Stirring bar ⑤ Cooling condenser (less than 10 ℃) ⑥ Syringe for sampling, ⑦ Temperature sensor.

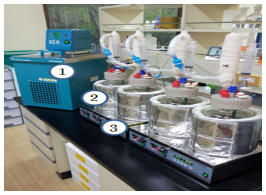


Fig. 3. A dissolution system. for evaluation of UO_2 dissolution behaviour. ① Cooler ② Heating mantle ③ Temperature controller.

3. 결과 및 토의

3.1 UO_2 용해에 미치는 온도와 용존산소 영향

유산소 분위기에서 UO_2 용해에 미치는 온도의 영향을 평가하였다. 60~90℃ 범위에서 증류수에 의한

UO_2 용해 거동을 조사하고 Fig. 4에 나타내었다. UO_2 용해율은 60~70℃까지는 증가하다가 80~90 ℃에서는 오히려 감소하였다. 본 연구에서는 이러한 원인을 용존산소에 의한 산화에 주목하고 동일한 용해조건에서 용존산소의 양을 측정하였다.

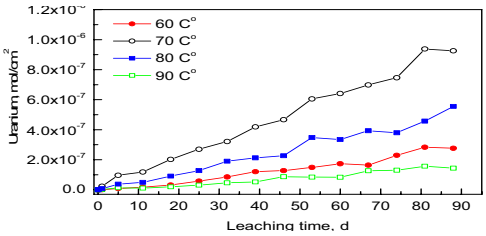


Fig. 4. Effect of temperature on dissolution of UO_2 in the range of 60~90℃ under oxic atmosphere.

용존산소의 양과 UO_2 용해율의 관계를 나타낸 Fig. 5을 살펴보면 적어도 용존산소 농도가 2.6×10^{-4} mol L^{-1} 이상에서 그리고 70℃에서 UO_2의 용해율이 최대값을 나타내었으며 이것으로부터 온도와 용존산소가 UO_2 용해에 복합적으로 작용하고 있음을 알 수 있었다.

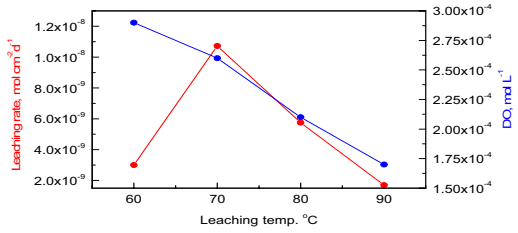


Fig. 5. Relation of leaching rate to amount of oxygen dissolved in distilled water at 60~90℃ under oxic atmosphere.

3.2 UO_2와 $UGdO_2$ 용해거동 비교

UO_2 펠렛의 Gd_2O_3 함량을 점차 증가시켜 우라늄의 산화수를 증가시킨 $UGdO_2$ 펠렛을 사용하여 산화가 UO_2 용해에 미치는 영향을 조사하였다. 이를 위하여 Fig. 5에서 확인한 바와 같이 용존산소의 영향이 가장 컸던 70℃의 유산소 분위기에서 $UGdO_2$의 용해거동을 평가하였다. Fig. 6에 나타낸 바에 의하면 60일 경과 후 $U_{0.900}Gd_{0.100}O_2$와 $U_{0.925}Gd_{0.075}O_2$는 약 3.33×10^{-9} mole/cm^2 그리고 $U_{0.950}Gd_{0.050}O_2$와 $U_{0.975}Gd_{0.025}O_2$는 약 5.68×10^{-9} mole/cm^2로서 우라늄의 산화수 변화에 따른 용해거동 차이가 두드러지게 나타나지 않았지만 용해 초기에 $UGdO_2$ 펠렛 표면에 있다고 추측되는 용해도가 큰 U(VI) 상태의 산화층이 빠르게 용해되었음을 알 수 있었다. 한편 약 7.2 시간이 경과한 후 거의 동일한 양의 극미량 우라늄이 검출되는 것으로 보아 산화층이 완전히 용해된 후 드러난 U(IV)의 작은 용해도 때문에 용해액의 우라늄 농도가 더 이상 증가하지 않았다고 판단된다. 이러한 결과는 $UGdO_2$ 내 우라늄의 화학적 상태가 용해도가 큰 U(VI) 상태로 산화되는 것을 Gd(III)가 억제하고 있기 때문으로 생각할 수 있는데 연소도가 큰, 즉 FP(III)가 많이 함유되어 있는 사용후핵연료 표면의 산화가 억제된다는 현상과 [1], $UGdO_2$의 공기중 산화반응에서 Gd의 양에 따라 U(IV)→U(VI) 반응이 억제된다는 보고가[2,3] 이 연구결과를 뒷받침한다. 이러한 용해거동을 70℃를 유지하는 유산소 분위기에서 얻은 UO_2의 용해율이 1.072×10^{-8} mole $cm^{-2}d^{-1}$(Fig. 5 참조)인 것과 비교해 보면 $UGdO_2$은 거의 용해되지 않음을 알 수 있다. 참고로 우라늄이 용해되어야 침출이 되는 Gd이 거의 검출되지 않은 것으로 미루어 보아(유도 결합 플라스마 질량분석법에 의한 측정한계; 5 ppt) 펠렛 피막의 산화층이 용해된 후U(IV) 상태의 $UGdO_2$가 거의 용해되지 않았음을 간접적으로 알 수 있었다. 따라서 UO_2의 용해는 온도보다는 산소에 의한 산화가 더 큰 영향을 미침을 알 수 있었다.

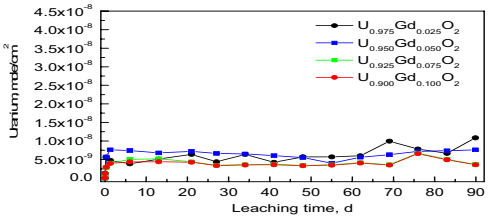


Fig. 6. Dissolution behaviour of $U_{1-y}Gd_yO_2$ at 70℃ under oxic atmosphere.

4. 결론

유산소 분위기에서 사용후핵연료의 매질인 UO_2는 70℃에서 큰 용해율을 보였으며 용존산소에 의한 산화가 주된 원인이었다. 이를 확인하기 위하여 우라늄의 산화수가 각각 다른 $UGdO_2$ 펠렛을 사용하여 UO_2 용해에 미치는 영향을 조사한 결과 역시 산화가 주된 원인이었음을 알 수 있었다.

5. 참고문헌

[1] P, Taylon, E.A. Burgess, D. G. Owen, J. Nucl. Mat. 88, 113 (1980).
[2] J. G. Kim, Y-K. Ha, K-Y. Jee and W-H. Kim, J. Nucl. Mat., Suplement 3, P. 772 (Nov. 2002).
[3] Y-K. Ha, J-G. Kim, Y-J, Park, W-H. Kim, J. Nucl. Sci. Tec., 297, 327 (2001).

무산소 분위기에서 UO_2 용해에 미치는 탄산이온의 영향

이창헌*, 윤영상, 안홍주, 하영경, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nchlee1@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료를 심지층에 처분한 후 오랜 시간이 지나면 저장용기의 부식으로 인해 지하수가 침투하게 된다. 지하수와 사용후핵연료와의 상호반응은 사용후핵연료의 매질인 UO_2의 용해뿐만 아니라 여러 핵분열생성물의 침출을 결정하는 매우 중요한 인자들이 관련되어 있으므로 처분장의 지질구조와 암석 및 지하수와 관련된 지화학적 특성에 대한 깊은 이해가 필요하다. UO_2 등과 같은 산화물의 용해를 결정하는 인자는 이온과 같은 화학종(M^{n+} 및 O^{2-})이 되도록 표면으로의 전하이동 또는 표면에서의 산화, 환원반응으로서 전기전도도, 격자 내 결함자리에서의 이온형성 그리고 산화/환원전위들이 용해에 영향을 미친다.[1] 우리는 사용후핵연료의 매질인 UO_2의 용해와 관련된 연구를 수행하는 과정에서 60~90℃의 유산소 분위기에서 증류수에서 UO_2 용해를 결정하는 주원인은 온도뿐만 아니라 용존산소에 의한 산화반응이 더 큰 영향을 주는 인자임을 확인한바 있다.

본 연구에서는 사용후핵연료 침출에 영향을 미치는 여러 가지 인자 중에서 산소와 온도의 영향을 평가하는 연구의 일환으로 심지층 처분장을 모사한 무산소 분위기(anoxic atmosphere)에서 60~90℃ 온도 범위를 유지시키면서 사용후핵연료의 매질인 UO_2의 용해거동을 정적법(Static test)으로 조사하였다. 또한 무산소 분위기에서 지하수에 함유되어 있고 우라늄과 착이온을 잘 형성하는 탄산이온[$(CO_3^{2-})_T$]의 농도를 1×10^{-4}~5×10^{-2} M 범위에서 변화시켜가면서 UO_2의 용해거동을 조사하였다.

2. 실험

2.1 용해 시스템

유산소 분위기에서 사용하던 용해 시스템을 Fig. 1에서와 같이 고순도 아르곤(99.999%)으로 충전되어 있는 장갑상자 안에 넣고 산소의 농도가 0.0~0.2 ppm을 유지하도록 하였다. 시험용액으로 아르곤 가스를 6 시간 정도 불어 넣어 산소를 제거한 증류수를 장갑상자 안으로 옮기고 2~3일 방치한 후 사용하였으며 냉각 콘덴서는 10℃ 이하를 유지시켜 증류수가 증발되지 않도록 하였다.



Fig. 1. A system for evaluation of UO_2 dissolution behaviour at 60~90 ℃ under anoxic atmosphere.

2.2 탄산용액 제조(pH 9)

Table 1에 나타낸 농도의 탄산용액을 준비하기 위하여 Na_2CO_3 및 $NaHCO_3$ 모액을 일정 부피 취하여 1.8 L의 무산소 증류수가 들어 있는 2 L 용량의 플라스크에 넣고 준비한 무산소 증류수로 채운다. 정확하게 1.8 L를 용해셀로 옮겨 넣고 나머지 용액은 준비한 플라스틱 용기로 옮긴 다음 우라늄을 분석할 때 바탕용액으로 사용한다. pH를 측정하고 필요하면 0.01 M NaOH를 사용하여 시험용액의 pH를 9로 조절하였다.

Table 1. Chemical composition of carbonate solutions adjusted to pH 9

$[CO_3^{2-}]_T$, mol/L	CO_3^{2-}, mmol/L	HCO_3^-, mmol/L
1×10^{-4}	0.0045	0.0953
1×10^{-3}	0.045	0.953
1×10^{-2}	0.45	9.53
5×10^{-2}	2.25	47.65

3. 결과 및 토의

3.1 무산소 분위기에서 증류수에 의한 UO_2 용해

지화학적으로 무산소(anoxic) 지하수란 완전히 산소가 없는 지하수를 의미한다(Eh : 0 mV). 그러나 실험실에서 수행하는 연구에 있어서 무산소 분위기란 장갑상자 또는 용해셀 안에 아르곤 가스나 질소 가스를 연속적으로 불어 넣어 실현할 수 있다.

무산소 분위기에서 UO_2 용해에 미치는 온도의 영향을 평가하였다. 이를 위하여 60~90 ℃의 증류수에서 UO_2 용해거동을 조사하고 Fig. 3에 나타내었다. 각각의 온도에서 UO_2 용해율은 3.4×10^{-10}~1.7×10^{-9} mol/cm^2 범위에서 큰 차이가 없이 나타났는데 이러한 현상은 사용한 UO_2 펠렛 시편의 표면 특성이 완전히 같지 않은데서 오는 오차라고 판단된다.

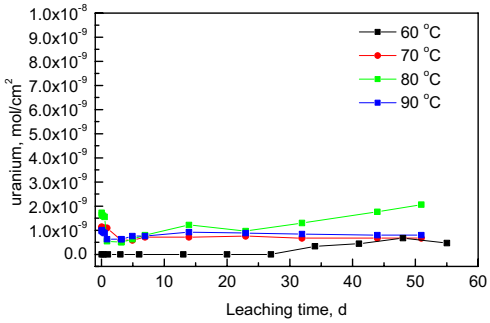


Fig. 2. Effect of temperature on dissolution of UO_2 in the range of 60~90 ℃ under aoxic atmosphere.

한편, 70 ℃, 유산소 분위기에서 얻은 용해거동을 비교해 보면 Fig. 4에 나타낸바와 같이 유산소와 무산소 분위기에서 45일 경과 후 각각 4.27×10^{-7} 및 6.69×10^{-10} mole/cm^2 정도의 우라늄이 용해되어 적어도 600배 이상의 차이를 보이고 있어서 실제 처분장과 유입되는 지하수는 무산소가 필수 조건이어야 하겠다.

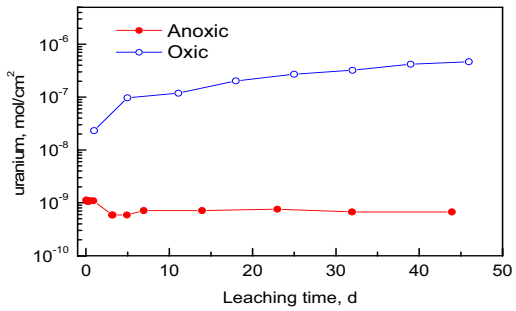


Fig. 3. Comparison of anoxic and oxic atmosphere in dissolution behaviour of UO_2 in distilled water at 70 ℃.

3.2 UO_2 용해에 미치는 탄산이온의 영향

UO_2의 용해는 아래와 같은 반응에 의해 진행된다. 아래 식에서 (1)은 UO_2(s) 매질의 산화과정 그리고 식 (2)는 산화된 UO_2의 용해과정을 나타낸다.

$$UO_2(s) + OX \rightarrow UO_2^{2+}(s) + RED \quad (1)$$
$$UO_2^{2+}(s) \rightarrow UO_2^{2+}(aq) \quad (2)$$

산화된 UO_2의 용해는 순수한 물에서는 매우 느린 반응이지만 지하수에 HCO_3^-가 존재하면 우라늄과 수용성 착물을 형성하므로 용해도가 증가한다[2].

25 ℃를 유지하는 pH 9의 1×10^{-4}~5×10^{-2} mol/L 범위의 탄산용액에서 우라늄의 침출거동을 조사하고 Fig. 5에 나타내었다. 탄산이온의 농도에 따라 용해거동의 큰 차이가 나타나지 않았으며 그 이유는 실험에 사용한 UO_2 펠렛의 표면특성이 정확히 같지 않음으로 발생하는 오차라고 판단한다. 한편 50일 후 검출된 우라늄은 2.02×10^{-8}~5.07×10^{-8} mole/cm^{2}이었으며 이 결과를 Fig. 3의 60 ℃를 유지하는 무산소의 증류수에서 50일 후 검출된 우라늄 양(6.72×10^{-10} mole/cm^2)과 비교해 보면 용해온도가 낮음에도 불구하고 약 10^2 배 정도의 우라늄이 더 용해된 것으로 나타나서 탄산이온에 의한 영향이 있음을 알 수 있었다.

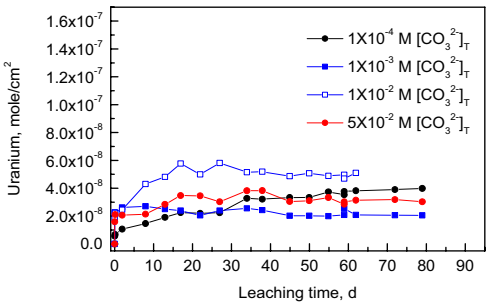


Fig. 4. Effect of carbonate ions on leaching of UO_2 in various concentrations of carbonate solutions (pH 9) at 25℃ under anoxic atmosphere.

3. 결론

무산소와 유산소 분위기를 유지하는 증류수에서 UO_2 용해거동을 조사한 결과 처분장과 유입되는 지하수에는 산소가 없어야 하겠다. 한편, 25℃의 무산소 분위기를 유지하는 pH 9의 탄산용액과 60℃의 무산소 분위기의 증류수에서 50일 후 검출된 우라늄 양을 비교해 보면 탄산용액의 용해온도가 낮음에도 불구하고 약 10^2배 정도의 우라늄이 더 용해된 것으로 나타나서 탄산이온에 의한 영향이 있음을 알 수 있었다.

4. 참고문헌

[1] 이창헌, 임희정, 김종구, 박양순, 하영경. "A study on dissolution and leaching behaviour of spent nuclear fuels", AERI/AR-869/2010.

[2] I. Grenthe, F. Diego, F. Salvatore, G. J. Riccio, J. Chem. Soc. Dalt. Trans., 11 (1984) 2439.

금속연료 조성에 따른 전처리 및 성분분석 고찰

박용준*, 손세철, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jparky@kaeri.re.kr

1. 서론

금속연료는 금속 우라늄이나 금속 플루토늄 또는 이를 포함한 합금으로 이루어진 핵연료를 말하며, 사용 목적에 따라 여러 가지 형태와 화학적 조성을 갖는 물질로 제조된다. 우라늄을 기반으로 제조되는 금속 핵연료 물질은 제조 과정에서 미량의 불순물 성분을 함유하게 된다. 핵연료 물질의 물리화학적 조성이나 특성 및 성분의 양을 정확히 분석하는 것은 물질의 건전성 확보 등 여러 가지 관점에서 중요하다. 우라늄 시료에 함유된 성분원소의 대부분은 산을 이용한 전처리 과정에서 쉽게 용해되어 정량분석에 큰 어려움이 없으나, 일부 특정 성분들은 용해 과정에서 불용성 물질을 형성하는 등의 결과를 발생시키는 경우가 있어 세심한 주의가 필요하다.

본 연구에서는 우라늄을 기반으로 하는 금속연료 물질 중에 포함된 성분원소 분석에 대해 검토하였다. 시료의 전처리는 산 용해 방법을 기본으로 하였으며, 산에 물용인 물질의 용해에는 용융방법을 적용하였다. 전처리가 완료된 시료의 성분원소 정량분석에는 주로 ICP-AES를 이용하였으며, 특정 원소의 경우에는 발색제를 사용한 분광광도법을 이용하여 정량분석하고 결과를 검토하였다.

2. 본론

2.1 기기 및 시약

시료 전처리에는 실험실에서 일반적으로 사용하는 건조장치, 가열장치 및 전기로 등을 이용하였다. 성분원소 분석에는 유도결합플라즈마 원자방출분광광도기(ICP-AES)와 UV-Vis 분광광도기를 이용하였다. 전처리 시약으로는 염산, 질산, 불산 및 과산화수소 등을 사용하였으며, 용융제로는 Li-borate 화합물을 사용하였다.

2.2 시료 전처리 과정

금속연료 시료는 산(질산 + 염산)을 이용한 용해 방법을 적용하였으며, 시료의 특성에 따라 과산화수소 및 불산 등을 추가로 사용하였다. 또한 산용해 과정에서 불용물질이 생성되면 용융과정을 적용하여 용액화 하였다

2.3 U-Mo 시료 전처리 및 분석

Fig. 1에는 U-Mo 시료의 전처리 및 성분원소 분석과정에 대한 흐름도를 나타냈다.

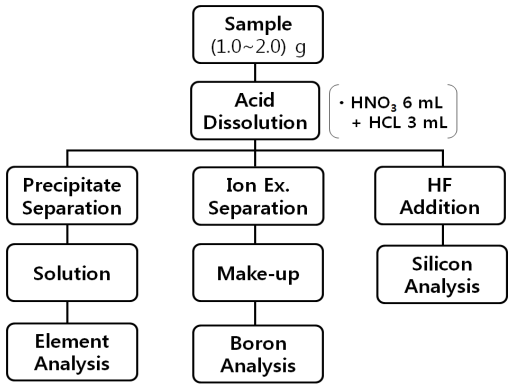


Fig. 1. Analytical procedure for U-Mo samples.

U-Mo 시료의 경우는 일차 염산+질산을 이용하여 용해과정을 거친 후 불용의 실리콘 성분은 불산을 사용하여 추가 용해 후 분석하였으며, 보론의 경우는 이온교환 수지를 이용하여 별도 분리하여 분석하고 그 외의 성분들은 산용해 용액으로부터 직접 분석하였다. Table 1에는 전처리 방법을 적용하여 분석한 결과를 요약해서 나타냈다. 이 방법을 적용하면 시료 내 다른 미량원소(Zn, Mg, Cd, Co, Li 등)의 정량도 가능하였다.

Table 1. Result of U-Mo Sample Analysis

Element	Result ± SD (mg/L)		
	MoS-1	MoS-2	MoS-3
Al	11.4 ± 0.3	11.8 ± 0.3	11.4 ± 0.3
Cu	640 ± 9	744 ± 9	326 ± 9
Ni,	19.0 ± 0.2	17.7 ± 0.2	50.5 ± 0.5
Fe	306 ± 2	206 ± 1	414 ± 1
Si	1270 ± 30	1034 ± 13	800 ± 30
B	< 1	< 1	< 1

2.4 U-Zr-Ce 시료 전처리 및 분석

Fig. 2에는 U-Zr-Ce 시료의 전처리 및 성분원소 분석과정에 대한 흐름도를 나타냈다.

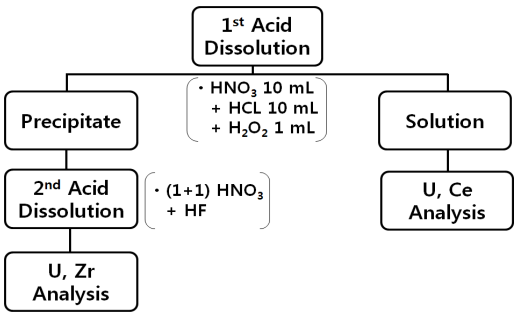


Fig. 2. Analytical procedure for U-Zr-Ce samples.

U-Zr-Ce 시료의 경우는 질산, 염산 및 과산화수소를 이용하여 일차 용해과정 및 원심분리 과정을 거친 후 불용물질과 용액을 분리하였다. 용액에서는 우라늄과 Ce를 분석하고 불용물질은 질산, 불산을 사용하여 재 용해시킨 후 미량 우라늄과 Zr을 분석하였다. Table 2에는 U-Zr-Ce 시료의 분석결과 예를 나타냈으며, 분석결과는 용해방법의 적용이 효과적임을 보여주고 있다.

Table 2. Result of U-Zr-Ce Samples Analysis

Sample	Result (wt%)		
	Uranium	Zirconium	Cerium
ZcS-1	79.1	17.8	4.5
ZcS-2	86.3	10.9	2.0
ZcS-3	85.4	9.4	3.2

2.5 U-Zr-Mn 시료 전처리 및 분석

U-Zr-Mn 시료의 전처리 및 분석과정은 다음과 같다. 시료 0.5 g 정도를 무게 측정하여 취한 다음 질산, 염산 및 불산을 가하여 일차 용해하였다. 용해 과정에서 침전물이 발생하는 경우에는 여과, 건조, 회화, 알카리 용융 및 (1+1)질산을 사용한 용해과정을 거쳐 용액화한 다음 ICP-AES를 이용하여 성분분석 하였다.

Table 3. Result of U-Zr-Mn Samples Analysis

Sample	Result (wt%)		
	Uranium	Zirconium	Manganese
ZmS-1	86.9	8.2	4.0
ZmS-2	82.7	11.9	4.9
ZmS-3	94.5	4.2	1.0

2.6 U-Zr 시료 전처리 및 분석

U-Zr 시료의 전처리 및 분석과정은 다음과 같다. 시료 0.5 g 정도를 무게 측정하여 취한 다음 질산, 염산 및 과산화수소를 가하여 용해한 후 불산을 소량 가하고 실온에서 방치한다. 완전히 용해가 되면 증류수로 희석하고 분석한다. Table 4와 5에는 Zirconium 표준물질과 U-Zr 시료에 대한 분석결과를 각각 나타냈다.

Table 4. Result of Analysis for Zirconium Standards

Sample	Result (wt%)		
	Ref. value	Meas. value	Ref. error
Zircaloy-4 (NIST 360b)	98.1	97.4	-0.7 %
Zirconium (Ald. 419141)	99.98	101.2	+1.2 %

Table 5. Result of U-Zr Samples Analysis

Sample	Result (wt%)	
	Uranium	Zirconium
ZrS-1	91.95	7.4
ZrS-2	90.55	8.7
ZrS-3	94.37	5.1

3. 결론

금속연료 시료는 산(질산+염산) 용해, 여과 및 불용 물질에 대한 알칼리 용융의 전처리 과정을 통해 시료 용액화가 가능하였다. 금속연료 중에 Zr 및 Si 성분이 포함된 경우에는 불산을 이용한 전처리 과정을 추가로 적용해서 효과적으로 용액화 할 수 있었다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 출연금 주요사업의 일환으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

[1] J. Nuc. Mater., 392 (2009) 139-150.

Xylenol Orange을 이용 H_2O_2 정량에서 Colored complex Xylenol orange-Fe^{3+} 스펙트럼 특성

김종구*, 장은실, 윤영상, 하영경, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*njgkim@kaeri.re.kr

1. 서론

과산화수소, H_2O_2,는 방사화학실험실에서 자주 사용하는 산화환원제이며, 다양한 목적으로 H_2O_2의 정량이 필요하다. H_2O_2의 정량을 위한 정량법으로 Xylenol Orange를 이용한 비색법이 비교적 간편하고 빠른 방법으로 알려져 있다[1]. 이 정량법은 Xylenol Orange가 Fe^{2+}와 Fe^{3+}의 두 이온 중 Fe^{3+}와 선택적으로 반응하는 거동을 이용한다. 즉 H_2O_2의 화학량에 대해 과량으로 가한 Fe^{2+}가 H_2O_2와 정량적으로 반응하여 산화된 Fe^{3+}가 형성되므로, 이 Fe^{3+}를 Xylenol Orange를 이용한 비색법으로 측정하면 H_2O_2의 농도를 간접적으로 측정할 수 있다. 따라서, 이 방법은 Xylenol Orange와 Fe^{3+}가 반응하여 생성되는 Colored complex Xylenol Orange-Fe^{3+}의 흡광도 측정에 의존한다. 그런데 발표된 문헌들을 조사해 보면 Xylenol Orange-Fe^{3+}를 측정하는 파장 (λ_{max}) 과 molar absorption coefficient (ε_{max})가 문헌들 마다 일정하지 않다[2-3]. 이 연구에서는 이러한 불일치가 일어나는 원인을 규명하고, 적절하다고 생각되는 파장 (λ_{max})과 molar absorption coefficient (ε_{max})를 구하여 제시하였다.

2. 본론

2.1 Xylenol Orange-Fe^{3+}의 스펙트럼

Xylenol orange (XO)의 농도, $[XO]_{ini}$를 1.25 x 10^{-5}M로 고정하고 $[Fe^{3+}]_{ini}/[XO]_{ini}$비를 밑의 세 범위인 용액들로 제조하고 200 - 700nm 범위에서 absorption spectra를 측정하였다. 이때 모든 제조 용액의 산도는 문헌을 따라 25 mM H_2SO_4로 맞추어 주었다[4].

$[Fe^{3+}]_{ini}/[XO]_{ini} \leq 1.25$ (0, 0.25, 0.5, 0.75, 1, 1.25) (Fig. 1); $[Fe^{3+}]_{ini}/[XO]_{ini} \leq 15$(1, 2, 3, 4, 5, 6, 7, 8, 9, 10, 15) (Fig. 2); $[Fe^{3+}]_{ini}/[XO]_{ini} \leq 75$(5, 10, 15, 20, 25, 30, 35, 40, 45, 50, 55, 60, 65, 70, 75) (Fig. 3)

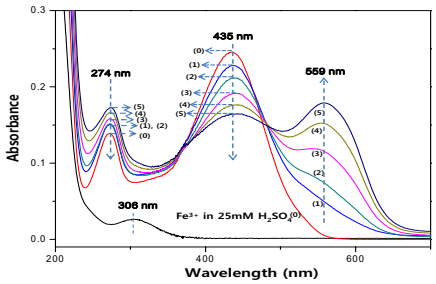


Fig. 1. Absorption spectra of Xylenol orange -Fe^{3+}complexes, when the mole ratios, Fe/XO, were (0) 0 (only XO); (1) 0.25; (2) 0.5; (3) 0.75; (4) 1; (5) 1.25. (the concentration of XO was fixed as 1.25 x 10^{-5}M).

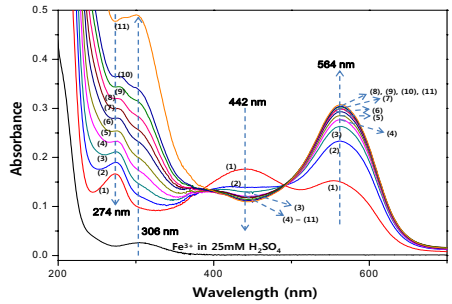


Fig. 2. Absorption spectra of Xylenol orange -Fe^{3+}complexes, when the mole ratios, Fe/XO, were (1) 1; (2) 2; (3) 3; (4) 4; (5) 5; (6) 6; (7) 7; (8) 8; (9) 9; (10) 10; (11) 15. (the concentration of XO was fixed as 1.25 x 10^{-5}M).

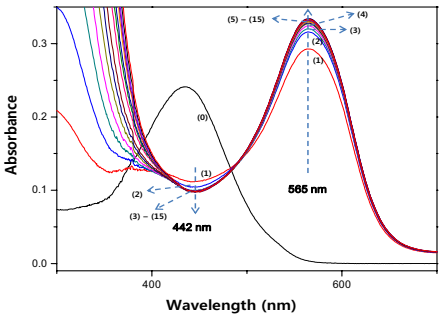


Fig. 3. Absorption spectra of Xylenol orange -Fe^{3+}complexes, when the mole ratios, Fe/XO, were (1) 5; (2) 10; (3) 15; (4) 20; (5) 25; (6) 30; (7) 35; (8) 40; (9) 45; (10) 50; (11) 55 ; (12) 60; (13) 65; (14) 70; (15) 75. (the concentration of XO was fixed as 1.25 x 10^{-5}M).

2.2 Xylenol Orange-Fe^{3+}의 조성 측정

XO-Fe착물의 조성을 결정할 목적으로 Fe^{3+}의 농도를 1.25 x 10^{-5}M로 고정하고, $[XO]_{ini}/[Fe^{3+}]_{ini}$비를 0, 0.1, 0.2, 0.4, 0.6, 0.8, 1, 1.25, 1.5, 2, 2.5, 3, 3.5, 4 로 증가시킨 용액들을 제조하고, 흡광도를 측정하여 몰비(Mole ratio)에 대하여 plot 하였다 (Fig. 4).

XO-Fe착물의 composition을 결정하기 위한 또 다른 방법으로 Job's method를 적용하였다. 이때 $[Fe^{3+}]_{ini}/([Fe^{3+}]_{ini}+[XO]_{ini})$ 비는 0, 0.1, 0.2, 0.3, 0.4, 0.5, 0.6, 0.7, 0.8, 0.9, 1로 정하여 흡광도를 측정하였다 (Fig. 5).

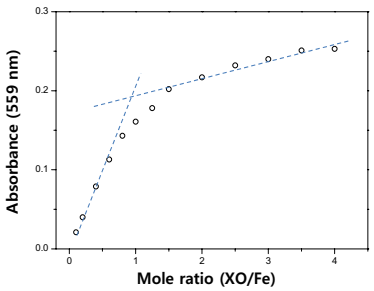


Fig. 4. The plot of the absorbance against the mole ratios (XO/Fe), where the concentration of Fe(III) was fixed as 1.25x10^{-5} M. The lines intersect at XO/Fe = ~1.

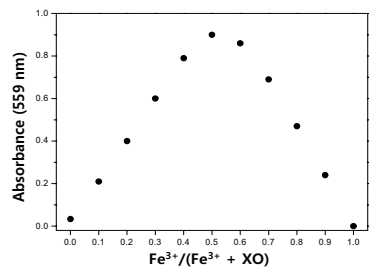


Fig. 5. Job's plot to know the composition of the complex, XO-Fe, in 25 mM H_2SO_4.

2.3 $[Fe^{3+}]_{ini}/[XO]_{ini}$비에 따른 흡광도

Fig.. 6은 $[XO]_{ini}/[Fe^{3+}]_{ini}$비가 50 정도에 이르면 흡광도가 0.334 로 더 이상 증가하지 않음을 보이며, 이는 거의 모든 Xylenol orange (1.25 x 10^{-5} M)가 Fe^{3+}와 착물을 이루어 용액 중 XO-Fe착물의 농도가 1.25 x 10^{-5} M이라 생각 할 수 있고 이로부터 molar absorption coefficient (ε_{max})를 계산할 수 있다.

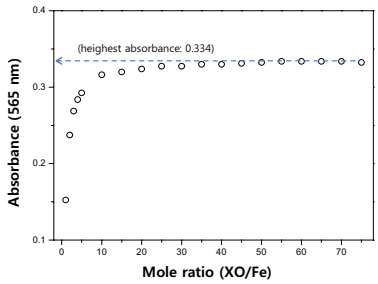


Fig. 6. The plot of the absorbance of the complex, XO-Fe, against the mole ratios (Fe/XO), where the concentration of XO was fixed as 1.25x10^{-5} M. The highest absorbance is 0.334.

3. 결과 및 논의

- Fig. 1, 2, 3에서 $[XO]_{ini}/[Fe^{3+}]_{ini}$비가 증가할수록 λ_{max}가 559 nm에서 565 nm로 이동함을 보이는데 이는 Xylenol orange 스펙트럼의 영향이며 그 영향이 최소화하는 Fig. 3에서의 565 nm가 XO-Fe 착물의 λ_{max}로 생각된다.
- XO-Fe 착물의 조성은 1:1
- XO-Fe 착물의 molar absorption coefficient (ε_{max})는 26,700 M cm^{-1} (0.334/1.25 x 10^{-5} M)

4. 감사의 글

이 논문은 2014년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (원자력기술개발사업, No.2012M2A8A5025925)

5. 참고문헌

[1] Sunil, K., Narayana, B., Bull. Environ. Contam. Toxicol. 81: 422-426 (2008).

[2] Zhen-Yue Jiang, Alison, C. S., Woollard and Simon P. Wolff, LIPIDS26:(10)853-8563.(1991).

[3] Craig Gay, Janusz M. Gebicki, Analytica Biochemistry 284: 217-220 (2000).

[4] Craig Gay, James Collins and Janusz M. Gebicki, Analyticla Biochemistry 273: 143-148 (1999).

중성자 발생용 표적 물질에 대한 방사화 비교 평가

김정동[1], 안상준[1], 김영국[1], 이용덕[1], 김호동[1], 박창제[2*]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]세종대학교, 서울특별시 광진구 능동로 209
*parkcj@sejong.ar.kr

1. 서론

Lead Slowing Down Time Spectrometer(LSDTS) 시스템은 고효율 중성자를 이용하여 사용후핵연료 및 파이로 핵물질의 동위원소별 함량 측정 분석을 할 수 있는 비파괴 기법이다 [1]. LSDTS 시스템의 외부 선원 중성자는 전자 선형 가속기에서 발생된 전자를 표적에 입사시켜 (e,γ)(γ,n) 반응에 의해 발생된다. LSDTS 시스템에서 선원 중성자 수율은 약 10^{12} n/sec 이상 요구되며 현재 고수율의 중성자 발생을 위해 표적을 개발 중이다 [2]. 표적으로부터 약 2 MeV 에너지의 속중성자가 발생하며 중성자에 대한 LSDTS 시스템의 구조물질, 차폐물질, 표적물질 등의 방사화 평가가 필요하다. 이번 연구에서는 몬테칼로 방법론을 이용하는 중성자 수송코드 MCNPX와 방사화 분석 코드 CINDER'90 를 소개하고 두 코드를 연계하여 표적의 물질에 Tantalum(Ta)과 Tungsten(W)에 대해 전산 시뮬레이션을 통하여 물질의 방사화를 비교 평가를 하였다.

2. 본론

2.1 MCNPX/CINDER'90

MCNPX 코드는 몬테칼로 방법론을 이용하여 중성자 수송방정식의 해를 얻으며 난수를 생성하여 임계도 해석은 물론 중성자, 전자, 광자, 또는 중성자-광자 연계문제를 통계적으로 해석하여 핵 단면적을 생산할 수 있다. 또한 기하학적 형태에 대한 자유도가 매우 높으므로 복잡하게 구성되어 있는 실제 문제를 3차원적으로 완벽하게 묘사할 수 있다 [3]. CINDER'90 코드는 시간 변화에 따라서 핵종들의 변화를 계산하기 위한 "one-point" 프로그램이다. 1960년 Bettis Atomic Power Laboratory의 T. England에 의해 발전해 왔으며 "Activation code"라고도 불린다. Fortran90 언어를 이용하며, 63 그룹의 cross section 정보를 가지고 있는 독특한 핵종 변환 코드이다. 시간에 따라 변하는 핵종들의 정보를 계산하기 위하여 Markove 특성을 가진 랜덤 프로세스인 Markovian chain을 이용한다. CINDER'90 코드의 Library에는 3400개의 동위원소(1≤ Z ≤103)와 1325개의 Fission products, 30개 이상의 Actinides의 정보를 포함하고 있다. 핵종의 Atom density, Activity density, Delayed-neutron production rate and Fumulative SF, Absorption, Decay 등을 시간변화에 따라서 계산한다 [4]. Fig. 1 은 MCNPX/CINDER'90 코드의 연계 모식도 이다.

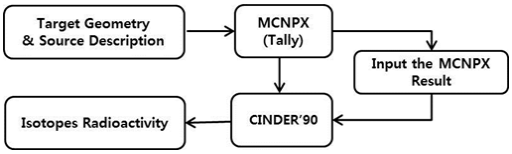


Fig. 1. Calculation procedure of MCNPX/CINDER'90.

2.2 Ta 와 W 방사화 평가

CINDER'90 코드를 수행하기 위해 필요한 중성자속 자료를 얻기 위한 MCNPX 코드를 이용하여 5개의 표적에 대한 중성자속을 계산하였다. 표적의 두께는 0.2 ~ 0.6 cm 로 Fig. 2 와 같이 두께가 다른 5개의 표적을 이용하였으며, 표적의 뒤에는 중성자 반사체 Be 과 차폐재 Pb 이 있다고 가정하였다. 또한 납과 표적은 2.5 cm의 반지름을 가진 원통형으로 표적들 사이에는 0.1 cm 두께의 냉각재 He가스가 존재하며 표적에 입사하는 전자빔의 에너지는 30 MeV 로 설정하였다.

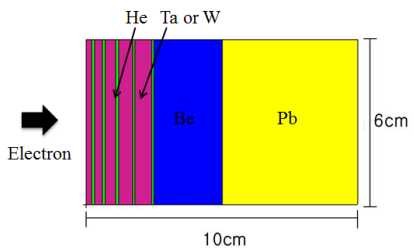


Fig. 2. Schematic of neutron source target.

시뮬레이션 결과 Ta 와 W 의 중성자속은 약 10^{11} n/cm^2 이며, 3번째 표적에서 높게 나타나고 뒤로 갈수록 낮아지며, Ta 보다 밀도가 높은 W 의 중성자속이 높게 나타났다.

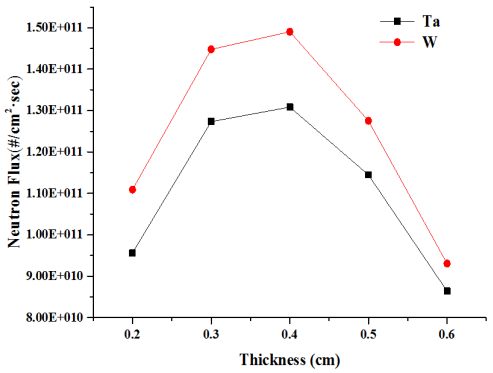


Fig. 3. Neutron fluxes of Ta and W target.

CINDER'90 코드를 실행시키기 위해 위와 동일한 조건을 설정하였으며 MCNPX 코드에 의해 계산된 중성자속을 Fluxes file 에 입력하여 조사시간은 10시간, 조사가 끝난 후 90일 동안 냉각기간을 가정하여 핵종의 변화를 측정하였다.

Table 1과 2는 Ta 과 W 의 높은 중성자속을 가지는 3번째 표적에 대해 냉각기간 90일 동안의 주요 핵종들의 방사능 변화량을 보여준다. 조사 후 초기에는 Ta의 방사능이 높지만 90일 뒤에는 W의 방사능이 Ta 보다 약 10^4 배 높은 것을 확인 하였다.

Table 1. Ta target activity for cooling time of 90 days

Nuclide	Activity (Bq)			
	1hour	1day	7days	90days
Ta-180	7.42E+18	1.05E+18	5.05E+12	1.39E-61
Ta-182	4.68E+05	4.65E+05	4.49E+05	2.71E+05
Ta-183	4.43E-01	3.89E-01	1.72E-01	2.17E-6
Total	7.42E+18	1.05E+18	5.05E+12	2.71E+05

Table 2. W target activity for cooling time of 90 days

Nuclide	Activity (Bq)			
	1hour	1day	7days	90days
W-181	1.28E+09	1.28E+09	1.28E+09	7.67E+08
W-183m	7.38E+06	6.55E+06	2.90E+06	3.66E+01
W-185	2.42E+09	2.40E+09	2.27E+09	1.05E+09
W-187	5.65E+10	2.89E+10	4.30E+09	2.25E-17
Total	6.02E+10	3.25E+10	3.93E+09	1.82E+09

3. 결론

MCNPX/CINDER'90 코드를 이용하여 중성자 발생 표적 물질에 대한 방사화 특성 평가를 수행하였다. 냉각시간에 따른 Ta 및 W 표적에 대한 방사능 변화를 평가한 결과, W 의 방사능은 Ta 보다 10^4 배 높게 나온 것을 확인하였다. 결론적중성자는 W 에서 더 많이 발생하지만, Ta 보다 방사화가 많이 된다. 따라서 표적의 이용 및 관리에 있어 Ta 이 적합하다고 판단된다. 이번 연구를 통해 생산된 기초자료는 향후 진행될 LSDTS 시스템의 선원 중성자 발생 표적 설계에 중요한 역할을 할 것이다.

4. 참고문헌

[1] Y.D. Lee, N.M. Abdurrahman, R.C. Block, D.R. Harris, and R.E. Slovacek, "Design of a Spent-Fuel Assay Device Using a Lead Spectrometer," Nucl. Sci. Eng., 131, 45 (1999).

[2] C.J. Park, Y.D. Lee, K.Y. Noh, G.I Park, "Design of the Neutron Generator and Target for the LSDTS System", KAERI/TR-4046/2010.

[3] D.B. Pelowitz, MCNPX User's Manual, LA-CP-05-0369, Los Alamos National Laboratory, 2005.

[4] W.B Wilson, S.T Cowell, T.R. England, A.C. Hayes, P. Moller, "A Manual for CINDER'90 Version 07.4 Codes and Data," Tech. Rep. LA-UR-07-8412, Los Alamos National Laboratory, 2007.

3분과

제염해체 및 방사성폐기물 처리 (Oral-1)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

계통제염 공정 평가를 위한 화학세정용 부식감시장치 활용성 평가

성기방* 권혁철
한수원중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*kbsung@khnp.co.kr

1. 서 론

2050년까지 약 400여기의 원전이 해체될 것으로 예상되며 국내에서도 국제경쟁력을 갖춘 해체 요소기술 개발이 요구된다. 특히 해체에 필수적인 계통 및 기기제염 기술개발이 필요하며 원전 해체제염기술로는 냉각재 계통 내 금속오염 표면을 약품으로 용해 제거하는 화학적 방법과 해체된 기기배관 표면, 절단된 기기표면, 오염 콘크리트 표면, 건물 바닥에 침적된 방사성물질을 제염제, 전해제염으로 등 전기화학적 방법 등이 있다. 본 논문에서는 계통제염으로 원전에서 상용중인 과망간산, 옥살산을 주로 이용하는 CORD 화학 제염법 또는 과망간산과 불산을 주로 사용하는 DfD 등의 화학 제염법에서 공정감시 또는 제염효과 평가를 온라인으로 하기 위해, 원전 증기발생기 2차 측 부식침적물을 제거하는 화학세정시 활용하는 시편부식감시장치의 활용성을 평가하였다.

2. 본 론

2.1 재염성능 평가 방법

가장 효과적 제염성능 평가방법은 제염 전.후 방사능량을 평가하는 것이나 일부 방사능물질이 저에너지 감마선방출, 순수 베타선만 방출할 경우 제염효과를 평가하기가 어렵고, 복합 구조일 경우 대표시료 채취 어려움으로 방사능 측정결과의 신뢰도가 낮아진다. 또한 제염공정중에서는 제염대상의 방사능을 직접 측정할 수 없고, 제염대상물이 용해된 제염액으로 제염성능을 간접적으로 평가할 수 있다. 제염공정의 개발과정에서는 표면오염인 경우 오염산화막의 감량을 모의시편 무게변화로부터 추정하여 평가할 수 있다.

S-C 제염방법의 경우에는 제염조에서 제염액의 잔류 Ce(Ⅳ) 농도를 평가하기 위하여, 산화환원전위(ORP)를 측정하여 Ce(Ⅲ) 및 Ce(Ⅳ)의 농도별로 측정된 ORP값으로부터 Ce(Ⅳ) 농도를 계산하는 방법을 사용하는데, 측정이 어려운 농도를 전위로부터 간접측정하는 효과적인 방법이다.

제염과정에서 금속시편의 표면특성을 실험실에서 관찰하여 평가할 수 있다. 검은 산화막이 제거되면 금속광택을 띠므로 육안으로도 쉽게 제염효과를 확인할 수 있지만, 산화막의 제거 여부를 XRD 표면분석으로 확인할 수 있고, SUS 304 및 Inconel 600의 부식 시편의 제염 전에는 Base metal에 존재하는 Fe-Ni 결정, Cr-Fe-Ni 결정 외에, 부식 산화막 내에 존재하는 Cr 및 Fe의 Oxide 피크 검출 여부로 제염성능을 평가할 수 있다.

2.2 화학세정공정 부식감시

원전 SG 화학세정은 2차측에 침적된 슬러지 설비는 약품 주입, T,P 제어, 가스감시, 반응조, 화학세정 공정제어 그리고 부식감시장치로 구성되며, 제염공정설비와 유사하고 특히 부식감시장치는 제염성능평가 장치와 유사하다[1] 화학세정시 재료 부식률을 실시간으로 감시하여 예상치 못한 과도상태(급격한 부식률 증가)에 대한 자료가 필요해서 필수 장치이다. 부식은 수용액에서의 전자 또는 전하의 이동을 포함하며, 반응경계면으로부터 이동하는 전자의 흐름(전류)을 측정함으로써 부식률을 구할 수 있고, 마찬가지로 제염과정에서도 표면 부식을 통해 대상물의 표면 방사능을 제거한다.

$$m = \frac{Iat}{nF} \qquad (1)$$

여기서 F는 파라데이의 상수(96,500 C/mol), n은 원자당 교환된 전자의 수, a는 원자량(g/mol), t는 시간(초).

부식속도 r 은 다음식이다.

$$r = \frac{m}{tA} = \frac{ia}{nF} \qquad (2)$$

여기서, i=I/A이며 전류밀도(current density)

2.3 부식감시장치 측정결과

부식감시장치가 측정하는 부식률은 증기발생기

구성 재료중 탄소강에 대한 균일부식(general corrosion)과 이종금속간 부식률을 측정하는 갈바닉부식(galvanic corrosion)이다. 균일부식 측정 방법은 선형분극저항(LPR)이며 갈바닉부식 측정 방법은 영저항전류(ZRA)다. 일반적으로 두 방법 모두 부식감시장치에서 측정된 부식률은 실제 부식률과 차이가 발생한다. 이유는 부식감시장치에서 측정하는 부식률은 시편(Working electrode)의 표면상태, 전해질(Electrolyte) 저항(Resistance) 등 여러 가지 환경요인에 영향을 받기 때문이다. 부식감시장치를 제염공정에 이용하기 전에 필수적으로 보정계수(곱함수)를 구해야만 정확한 부식률, 즉 제염성능을 예측할 수 있다.

보정계수 획득방법은 전극으로 사용한 시편의 무게감량을 이용한 부식률과 실증실험동안에 얻어지는 최종 부식률을 비교하여 구하게 된다. 따라서 세정 실증실험을 통해 부식감시장치의 균일부식과 갈바닉부식에 대한 보정계수를 얻었고, 얻은 보정계수를 이용하여 실제 화학세정 수행시 다른 재질의 탄소강이나 저합금강에 대한 부식률을 예측하였다.

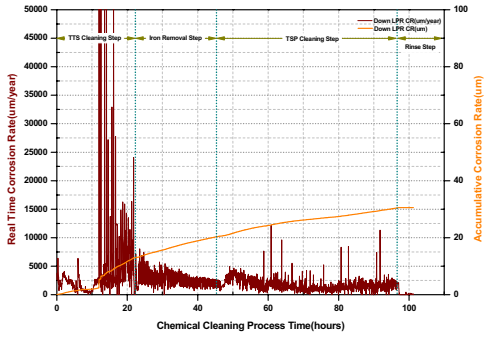


Fig. 1. Real time and Cumulative Corrosion Trend by Linear Polarization Resistance.

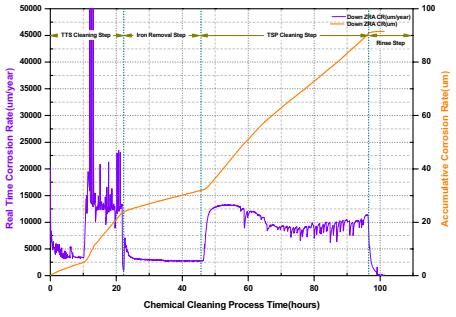


Fig. 2. Real time and Cumulative Corrosion Trend of Zero Resistance Ammetry.

Table 1. Calculated Corrosion rate of AISI 1018 Material by Weight loss

시편위치	측정 방법	표면적 (cm^2)	실험전 무게(g)	실험후 무게(g)	무게 감량(g)	부식률 (㎛)
TTS (Down)	LPR	4.917	4.221	4.208	0.013	26.83
	ZRA	4.879	4.226	4.168	0.058	118.51
TSP 7/8 (Top)	LPR	4.730	3.912	3.903	0.009	18.11
	ZRA	4.619	3.698	3.668	0.030	64.68

Table 2. Correction Factor of Carbon Steels CMS and Weight loss Corrosion rate

재료	CMS 채널	Corrosion(㎛)		CMS 보정계수
		Electronic	Weight Loss	
533 B4 Weld	LPR	30.59	112.76	3.69
	LPR+ZRA	122.08	188.64	1.55
SA 36	LPR	17.54	16.33	0.93
	LPR+ZRA	72.09	73.36	1.02
533 GrB	LPR	41.73	33.01	0.79
	LPR+ZRA	159.11	157.86	0.99
SA 36	LPR	35.26	16.82	0.48
	LPR+ZRA	75.56	109.33	1.45

3. 결 론

제염효과 평가를 온라인으로 하기 위해, 증기발생기 2차 측 부식침적물을 제거하는 화학세정시 활용하는 시편부식감시장치의 활용성을 평가하였다.

제염 공정과 화학세정 공정은 부식층 또는 침적부식물을 제거하는 것으로 유사하다. 화학세정 공정의 부식감시장치를 이용하여 측정된 갈바닉 시편은 균일부식도 동시에 진행된다. 그러나 부식감시장치에서는 갈바닉 시편의 부식률만 측정되기 때문에 최종적으로 균일부식으로 인해 측정된 부식률을 더해서 보정계수를 계산하였다. 무게감량 균일부식의 부식률은 26.83 ㎛이고 갈바닉부식률은 118.51 ㎛이다. 부식감시장치를 이용하여 측정된 균일부식의 부식률은 30.58 ㎛이고 갈바닉 부식은 91.50 ㎛이다. 따라서 균일부식에 대한 보정계수는 0.87이고 갈바닉 부식에 대한 보정계수는 0.97이다. 제염공정에서도 부식감시장치를 온라인 제염효율 감시를 위해 활용하고자 평가하였으며, 추가연구를 통해 효용성을 확인할 것이다.

4. 참고 문헌

[1] 증기발생기 실증설비 구축 및 기술개발(중간보고서), 한수원(주), 2014

후쿠시마 원전사고와 같은 원전 중대사고 시 발생하는 방사성폐액 처리 대응개념

김광욱*, 이근영, 백예지, 박민성, 이일희, 정동용, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nkwkim@kaeri.re.kr

1. 서론

2011년 3월 동일본 대지진에 의해 발생된 쓰나미에 의한 후쿠시마 원전의 냉각기능 상실 후, 원자로 냉각을 위해 1호기 당 약 10 톤/시간 해수가 주입이 되면서 대량의 고염 고방사능 폐액이 급격히 발생되었다. 사고 후 약 6개월이 지나서야 AREVA와 Kurion에 의해 공급된 초기 폐액 처리 설비가 가동되기 시작하였고, 그때까지 발생된 방사성 폐액은 원자로 및 터빈 건물 내와 사고 후 급조된 많은 탱크와 심지어 대규모 바지선에 저장되었다. 일련의 Cs 흡착탑과 탈염 설비로 구성된 폐액 1차 2차 처리설비와 저장탱크로부터 크고 작은 많은 누출이 일어나 초기 폐액 처리 설비는 적절히 운전되지 못해 더욱 많은 양의 폐액이 지속적으로 누적되었고, 이는 이후 방사성 폐액 처리와 관리에 많은 2차적 문제를 야기하였다.[1-3] 후쿠시마 원전 사고 후 국내 원전의 안정성 제고를 위한 한 방안으로 재난적 원전사고 시 대량의 방사성 폐액 발생에 대응하기 위한 방안이 정부로부터 요구되었고, 본 연구에서는 이의 대응 개념과 방안을 제시하고자 한다.

2. 비상 시 방사성 폐액 처리 설비 개념 도입

후쿠시마 사고 원전에서 방사성 폐액처리 문제를 더욱 어렵게 만든 한 원인으로는 사고 초기 발생된 폐액을 처리/순환시키는 개념을 사용하지 않고 폐액을 단순 저장하는 개념을 선택한 것이라고 생각한다. 따라서 본 연구에서는 후쿠시마 사고 진행경과와 관련 자료를 기반으로 Fig. 1과 같은 원전 중대사고 시 대응개념을 제시한다. 이 개념은 원전중대 사고 시 신속히 설치하거나 사전 원전 내 미리 설치되어 비상 시 폐액처리 설비를 바로 가동케 함으로서 발생된 폐액을 완벽히 처리시키지는 못하지만 효율적으로 처리/순환시킴으로서 근본적으로 방사성 폐액의 누적/저장을 최소화하게 하는 개념이다. Fig.1의 비상 폐액처리 설비가 일본의 ALPS (다핵종 제거 설비)와 같은 정상적 방사성 폐액 처리 설비가 설치될 때까지 발생된 방사성 폐액을 신속하며 효과적인 처리 후 냉각수로 순환시킬 수 있으면, 급조되는 대규모 폐액 저장시설 건설, 저장 폐액의 환경 누출 가능성, 작업자들에 대한 방사성 피폭, 이후 대규모 폐액 처리 설비 설치 시 발생되는 어려움과 같은 사고 후 야기되는 2차 문제를 크게 완화시켜 원전 중대사고 수습을 용이하게 할 수 있다. 또한 이러한 비상 폐액 처리 설비는 정상 폐액 처리 설비 가동 후에 정상 폐액 처리 설비의 사고에 대응하기 위한 백업 설비로 사용되는 개념을 갖는다.

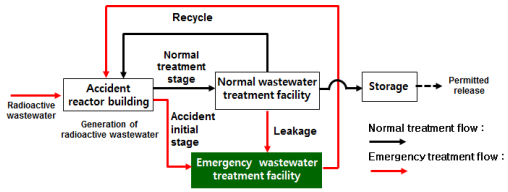


Fig. 1. Concept of countermeasure against generation of huge radioactive liquid waste in disastrous nuclear accident.

3. 방사성 폐액의 비상 시 처리 방법

3.1 원전 중대사고 시 발생 폐액 내 핵종

후쿠시마와 같은 최악의 원전 중대사고시 발생하는 폐액에 존재하는 핵종의 종류와 농도를 아는 것은 매우 중요하다. 동경전력회사(TEPCO)에 의해 후쿠시마 원원전사고 수습과정에 대하여 보고되는 많은 자료는 원전 중대사고 시 대상이 되는 주요핵종을 선정하는데 있어 매우 중요한 참고자료가 된다. TEPCO에 의해 보고되는 폐액처리 설비의 주요 대상 핵종은 Cs-134, Cs-137, I-131, Mn-54, Co-60, Sb-125, Ru-106 등으로[4,5] 이들은 비방사능이 크거나 반감기가 1년 이상의 핵종들이었다. 예상과는 다르게 Sr은 폐액처리 설비에서 고려되지 않았는데, 이것은 해수와 용융 핵연료가 접촉 시 함께 용해되는 Ba과 Sr이 해수에 존재하는 황산염이온과 결합하여 용해도가 매우 낮은 이질동상 침전물(isomorphous substance)로 공침되기 때문으로 생각되지만, 탈염기능을 가지는 폐액 설비가

가동됨에 따라 폐액 처리 수의 황산염이 없어지면서 점차 폐액 내 Sr의 농도가 처음과 달리 증가하는 추세를 보이고 있음이 보고되고 있다. TRU 핵종은 거의 검출이 되지 않았는데 이것은 사용후핵연료의 TRU가 용해도가 극히 낮은 산화물로 안정적으로 존재하기 때문으로 생각된다. 이러한 평가를 바탕으로 본 연구에서는 비상시 해수 또는 담수를 사용하는 경우의 폐액 처리를 위해 대상 핵종과 그 농도를 Table 1과 같이 설정하고 이들 핵종들을 비상 폐액 처리 설비에서 제거하는 방법에 대하여 연구하였다.

Table 1. Major radionuclides to be removed in wastewater treatment system in the case of disastrous nuclear accident and their concentrations

Nuclides	Cs-134	Cs-137	Sr-90	I-131	Sb-125	Co-60	Mn-54	Ru-106
Activity (Bq/ml)	~10^{6}	~10^{6}	~$1x10^{5}$	~10^{6}	<50	<10	<10	<10
Spec. activity (Bq/g)	$4.8x10^{13}$	$3.2x10^{12}$	$5.2x10^{12}$	$4.4x10^{16}$	$3.7x10^{13}$	$4.1x10^{13}$	$2.9x10^{14}$	$1.2x10^{14}$
Half life (yr)	2.1	30	29	0.022	2.8	5.3	0.86	1.02
Concentration (ppm)	~0.02	~0.31	~0.02	~$2.2\ x10^{-4}$	<$1.4x10^{-5}$	<$2.6x10^{-7}$	<$3.6x10^{-5}$	<$8.2x10^{-5}$

3.2 비상 폐액 처리 설비를 위한 화학 단위조작

Fig.1의 비상 폐액 처리 개념을 만족시키기 위한 처리 방법은 빠른 대응, 쉬운 조작, 높은 제염 특성들을 가지고 있어야 한다. 종래의 다양한 방사성 폐액을 처리하는 문헌과 자료를 근거할 때 그러한 처리 특성을 만족시키는 화학적 단위 조작 방법으로 침전 방법이 이온교환 또는 흡착을 사용하는 칼럼 조작, 증발, 역삼투압 방법과 같은 화학적 단위 조작 방법에 비하여 유리할 것으로 판단하였다.[6-8] 일반적으로 Cs, Sr, I 제거 방법으로 Cs에 대해서는 제올라이트, 금속 페로시안에이트 화학물, Sr에 대해서는 제올라이트, 황산바륨, I에 대해서는 활성탄 또는 활성알루미나 등을 탑에 충진시켜 사용하는 흡착탑 운전 방법으로 사용되고 있다. 그러나 흡착탑 운전은 비상 시, 흡착탑 설비 구성 시간, 복잡한 운전 조건 관점에서 신속성 빠른 대응 특성이 부족하다고 생각된다. 따라서 본 연구에서는 대상 핵종에 대해 선정되는 흡착제를 직접 분말로 사용하는 흡착-침전법을 선택하였다. 그밖에 용액에 잔류하는 기타 핵종 Co, Mn, Ru, Sb 이온과 흡착제를 사용 후 잔류하는 콜로이드성 미세 입자를 제거하기 위한 방법으로 응집-침전법을 선택하였다. 이러한 침전법이 비상 시 폐액 처리를 위해 사용될 때 받듯이 높은 제염 효과와 빠른 침전 특성을 가져야 한다. 이러한 개념을 바탕으로 Fig.1의 비상시 폐액처리 설비 개념을 구현하기 위해 본 연구에서는 Fig. 2와 같은 순차침전(Sequential precipitation)에 의한 방사성 폐액 처리 방법을 제시하였다. Fig. 2에서는 원전 중대사고시 발생하는 폐액을 처리하기 위해서는 먼전 폐액 내에 존재하는 기름 및 부유성 물질을 제거하기 위한 단계를 가지며 이후, 대상 핵종의 순차침전 과정과 최종적으로 침전 단계를 거친 용액에 잔류하는 미세 콜로이드성 입자를 제거하기 위한 마이크로 또는 한여 여과 필터를 거쳐 사고 원자로로 처리수를 순환시키는 방법을 사용한다.

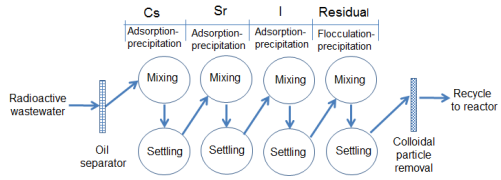


Fig. 2. Sequential precipitation process for emergency treatment of huge and radioactive wastewater.

본 연구에서는 Cs, Sr, I 제거를 위한 해당 흡착제 분말을 이용한 흡착-침전과 잔류 핵종인 Co, Mn, Ru, Sb을 제거하기 위한 복합 응집-침전의 각 단계의 제염 효율과 침전속도 관점에서 실험적으로 평가하여 본 연구에서 제시하는 Fig.1과 Fig.2의 비상 폐액 처리 개념과 방법이 구체화 될 수 있는가의 평가결과가 소개될 것이다. 본 연구에서 제시하는 각 순차 침전 단계에서 각 핵종 제염 효과와 침전속도가 충분히 빨라 제시되는 Fig. 2 방법이 비상시 폐액처리 대응방법으로 사용될 수 있음을 확인하였다.

4. 참고문헌

[1] ANS report, "Fukushima Daiichi : American Nuclear Society committee report", March 2012, (2012).

[2] http://en.wikipedia.org/wiki/Fuchushima_disaster_cleanup

[3] TEPCO, "A one-year review of Fukushima Daiichi nuclear powder station "Steps to achieve stabilization"", March 2012, www.tepco.co.jp, (2012).

[4] http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/images/handouts_120326_08-e.pdf

[5] http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/f1/smp/2013/images/water_130111-e.pdf

[6] R.O. Abdel Rahman, H.A. Ibrahium, Y.-T. Hung, Water, 3, 551-565, (2011)

[7] IAEA Report, "Handing and Treatment of radioactive aqueous wastes", IAEA-TECDOC-654, 1992.

[8] F.Fu, Q. Wang, J. Envior. Management, 92. 407-418, (2011).

HYBRID 제염용액의 Magnetite 고온 용해 거동

이우성, 원휘준*, 김선병, 박상윤, 최왕규, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nhjwon@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 원자력 발전소 계통제염을 목적으로 유기산 착화제를 배제한 HYBRID (HYdrazine Base Reductive metal Ion Decontamination) 화학제염제를 개발하였다. HYBRID 제염제는 산성조건에서 Cu^{+} 이온과 hydrazine을 사용한다. 이 제염용액을 사용한 100℃ 이하에서의 magnetite 입자의 용해실험 및 방사성 오염시편에 대한 제염 실험 결과, HYBRID 제염제는 온도가 높을수록 산화물을 효과적으로 용해시키는 것으로 확인되었다[1].

원전 일차계통 화학제염 시 냉각재 순환펌프를 사용하는 경우 100℃ 이상에서도 제염작업을 수행할 수 있으며, 이를 위해 100℃ 이상의 고온에서 HYBRID 제염제에 의한 부식산화막의 용해 거동을 파악할 필요가 있다. 또한 적용 온도의 증가로 인한 제염효율의 증대는 저농도 화학제염제의 사용을 가능케 하므로 궁극적으로는 이차폐기물의 저감을 가져올 수 있는 장점이 있다.

따라서 본 연구에서는 100℃ 이상에서 HYBRID 화학제염제에 의한 magnetite 입자에 대한 용해실험을 수행하여 부식산화물의 고온 용해 거동을 파악하였으며, 100℃ 이하의 저온 공정과의 비교 평가를 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험 조건

Junsei사의 80% hydrazine, DUKSAN사의 65% 질산 및 SHOWA사의 $Cu(NO_3)_2{\cdot}3H_2O$를 사용하여 HYBRID 제염용액을 제조하였으며, 용해 대상 산화물로는 Junsei사의 Fe_3O_4를 사용하였다.

HYBRID 제염제에 의한 magnetite의 고온 용해를 위해서 먼저 반응기에 증류수 480 ㎖와 일정량의 magnetite를 첨가한 후 실험 온도로 상승시킨다. 별도 20 ㎖ 용액에 hydrazine과 Cu^{+} 이온, 그리고 질산을 일정량 첨가하여 총 용액의 부피는 500 ㎖가 되도록 하였으며, Table 1에 수록한 바와 같은 실험 조건이 되도록 하였다. 100℃ 이상에서는 증기압이 대기압 이상으로 높기 때문에 압력차를 이용하여 시료를 채취하여 magnetite의 용해 거동을 평가하였다.

Table 1. Experimental conditions

$[N_2H_4]$	$[Cu^{+}]$	pH	$[Fe_3O_4]$	온도, ℃
0.01M	5×10^{-4}M	3	2.2×10^{-4}M	95, 110, 120, 150
0.02M				
0.04M				

2.2 Magnetite 용해 거동 분석

HYBRID 제염용액에 의한 magnetite의 용해 거동을 조사하기 위하여 채취한 시료 내에 존재하는 철성분의 농도를 AA를 사용하여 분석하였다.

또한 magnetite 용해 시 hydrazine의 농도변화는 p-dimethylaminobenzaldehyde를 발색제로 사용하여 455 ㎚ 파장에서의 흡광도를 UV spectrometer로 측정하여 분석하였다.

2.3 실험 결과

2.3.1 온도의 영향

0.04M hydrazine 농도조건의 HYBRID 제염용액 내에서 용해반응시간 변화에 따른 magnetite의 용해거동을 Fig. 1에 수록하였다.

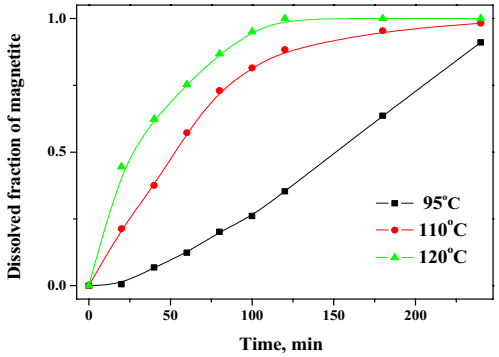


Fig. 1. Variation of dissolved fraction of magnetite against time at various temperatures ($[N_2H_4]$=0.04M, $[Cu^{+}]$=5×10^{-4}M, pH=3).

100℃ 이상의 고온에서 magnetite의 용해속도는 95℃의 저온 공정에 비해서 훨씬 향상됨을 알 수 있었으며, 온도 증가에 따라 지수 함수적으로 증가하는 경향을 보여주고 있다.

또한 magnetite의 용해 시 제염용액 중에 존재하는 hydrazine의 농도를 시간경과에 따라 측정하여 나타낸 결과를 Fig. 2에 도시하였다. 반응온도가 증가함에 따라 hydrazine의 분해속도는 급격히 증가함을 확인할 수 있었다. 120℃에서도 magnetite의 용해반응이 진행됨에 따라 일정부분 hydrazine의 분해가 발생하지만 magnetite 입자의 용해거동과 반응온도에 따른 hydrazine의 분해거동을 고려해볼 때, 고온 제염공정의 온도 조건은 120℃ 정도가 적당한 것으로 판단된다.

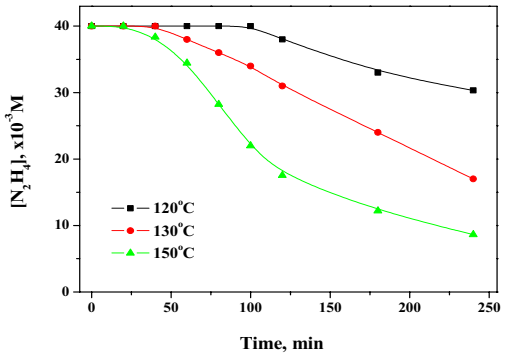


Fig. 2. Variation of concentration of hydrazine against time([N_2H_4]=0.04M, [Cu^+]=5×10^{-4}M, pH=3).

2.3.2 Hydrazine 농도의 영향

Hydrazine의 농도 변화에 따른 magnetite 용해거동을 Fig. 3에 수록하였다.

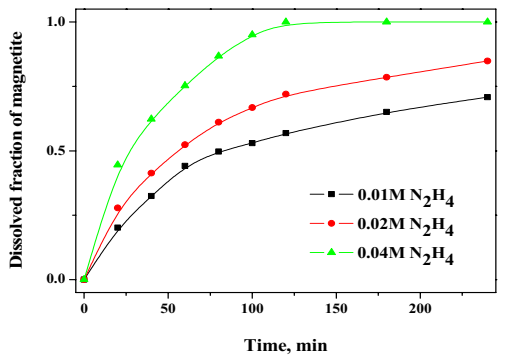


Fig. 3. Variation of dissolved fraction of magnetite against time under various concentration of hydrazine([Cu^+]=5×10^{-4}M, pH=3, 120℃).

이 결과로부터 hydrazine의 농도가 증가함에 따라 magnetite의 초기용해속도는 선형적으로 증가함을 확인하였다.

3. 결론

100℃ 이상의 HYBRID 제염공정은 magnetite의 초기 용해반응 속도를 크게 증가시킴을 알 수 있었다. 고온에서 magnetite의 용해거동 및 hydrazine의 분해거동을 고려할 때 고온 HYBRID 제염공정의 적정온도는 120℃임을 파악할 수 있었다. 이 결과를 바탕으로 120℃에서 부식산화막 시편에 대한 용해실험을 수행하여 부식산화막에 대한 용해성능을 검증할 예정이다.

4. 감사의 글

본 논문은 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임(NRF-2012M2A8A5025655).

5. 참고문헌

[1] H. J. Won, "A Reductive Dissolution Study of Magnetite", International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management(ICEM2013-96101), Sep. 8-12, 2013, Brussels, Belgium.

Bench 규모 거품제염제 제조장치를 통한 실리카 나노입자의 첨가에 따른 거품제염제의 안정성 평가

윤인호[1*], 정종헌[1], 양한범[1], 윤석본[2], 김초롱[1], 문제권[1], 최왕규[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*ihyoon@kaeri.re.kr

1. 서론

일차계통 제염기술개발과 함께 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 대형기기 및 사용후 핵연료 저장 풀 등 대면적 오염 표면제염 시 제염의 용이성 및 이차폐기물 발생량 저감화 측면에서 거품 (Foam) 제염 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 진행되었고, 미국 INL에서는 거품 제염의 개발 및 특허화를 통해 기술이전을 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 거품제염제 개발을 추진하고 있다. 본 연구에서는 화학제염제 및 나노입자에 따른 Foamscan을 이용한 거품 안정성 실험 뿐만 아니라 실제 적용성 측면을 고려한 Bench 규모의 대용량 거품제염제 제조 및 안정성 측정 장치를 제작하여 실험실적 검증 시험을 수행하였다.

2. 본론

본 실험에서는 거품제염제의 제조를 위한 계면활성제로 비이온 계면활성제인 Elotant™ Milcoside 100 (EM 100, LG Household & Health Care)을 사용하였고, 무기물질인 나노입자는 건식 실리카 (Fumed silica, M-5, Cabosil)을 사용하였다.

거품제염제의 안정성을 평가하기 위해 Foamscan (TECLIS, France)을 사용하여 이미지 분석과 전도도 측정을 수행하였다. 생성된 거품제염제의 안정성은 거품 제염제의 변화량을 통해 평가하였다. 유리 컬럼에 계면활성제와 실리카 나노물질을 포함한 거품제염제 용액을 채운 후에 질소가스를 주입하여 거품을 발생시켜 실시간으로 측정하였다.

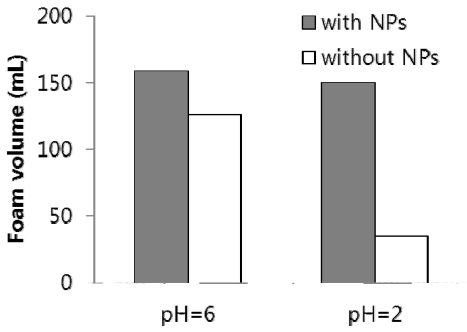


Fig. 1. Foam scan test for comparison of foam volume with and withouth 1wt% M-5 in 1% EM 100 at pH 2.

거품제염제의 안정성은 생성된 거품 양의 시간에 따른 감소량을 통하여 평가하였다. Fig. 1에서 나타난 것처럼, 화학제염제의 영향을 고려하지 않은 pH 6에서는 거품양이 초기 200 mL에서 감소하지만 거품양이 실리카 나노입자의 존재와 상관없이 큰 차이가 나지 않는 것으로 나타났다. 하지만, 화학제염제의 영향을 고려한 pH 2에서는 실리카 나노입자가 존재할때, 1시간 후에는 거품양이 150 mL으로 감소하지만, 나노입자가 존재하지 않을 때는 40 mL로 크게 감소하는 것으로 나타났다. 본 실험 결과를 통해, 실리카 나노입자의 첨가에 따라 거품 안정성이 증가하는 것으로 나타났다.

Bench-scale 거품제염제 제조 및 안정성 측정 장치는 V=35 L와 H=1.5 m로 설계 하였고, 거품이

생성되는 곳의 높이별로 전기전도도를 설치하여 거품내 액체분율도 측정이 가능하도록 설계하였다. 장치는 거품 제염제를 교반할 수 있는 교반기와 거품제염제 용액의 양을 조절할 수 있는 유량조절기, 기체유량을 제어하는 가스조절기로 구성된다. 주입된 거품제염제 용액은 거품발생기에서 기체와 혼합되어 거품이 발생하여, 유리 컬럼에 채워지면서 거품 제염제 제조 속도 및 안정성을 평가하였다.

Bench-scale 거품제염제 제조장치 실험에서는 1% EM 100 계면활성제에 화학제염제 영향을 고려하여 pH 2로 적정하고, 실리카 나노입자를 첨가하지 않은 경우와 1wt% 건식 실리카 M-5를 첨가한 두가지 거품 제염제 용액을 3L 제조하였다.

Bench-scale 거품 제염제 제조장치를 통해 30 L (기체:액체=1:9) 거품 제염제를 성공적으로 제조하였다. 화학제염제의 영향을 고려한 pH 2의 거품 안정성 평가 실험에서는 건식 실리카 나노입자를 포함한 경우에 1시간 동안 거품이 안정하게 유지되었지만, 나노입자를 포함하지 않는 경우에는 거품의 반감기는 30분으로 나타났고, 1시간 후에는 거품이 완전히 감소하는 것으로 나타났고, (Fig. 2) 본 결과는 Foamscan을 이용한 실험 결과와 동일하게 나타났다.

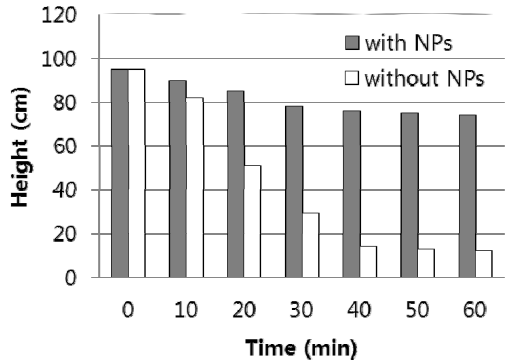


Fig. 2. Comparison of foam volume with and without 1wt% nanoparticles in 1% EM 100 at pH 2 (complex-fluid solution: 3L, generated foam volume: 30L).

실험 결과를 통해 화학제염제의 영향으로 거품제염제의 안정성이 급격하게 감소하면서, 오염된 표면과 화학제염제가 충분히 반응하지 못하여, 제염 효율이 충분히 나타나지 않을 수 있다. 하지만 실리카 나노입자를 첨가할 경우 거품안정성이 증가하면서, 거품 제염제의 제염 효율이 증가할 것으로 예상되며, 앞으로 제염 실험을 같이 수행하면서 검증할 예정이다.

3. 결론

본 연구에서는 거품제염제의 효율을 증가시키기 위해, 실리카 나노입자에 의한 거품 안정성을 평가하였다. 화학제염제의 영향을 고려하지 않은 중성에서는 실리카 나노입자에 의한 영향이 크게 나타나지 않았지만, 화학제염제의 영향을 고려한 pH 2에서는 실리카 나노입자가 존재할 때에 거품 안정성이 크게 증가하는 것으로 나타났고, 이 결과는 Foamscan과 Bench-scale 실험결과에서 모두 동일하게 나타났다. 앞으로 거품 안정성 및 제염 효율 향상을 위해 합성된 메조다공성 실리카 나노입자를 첨가한 거품제염제의 안정성 실험 및 제염 실험을 수행할 예정이다.

4. 감사의 글

이 논문은 2014년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구입니다.

5. 참고문헌

[1] C. Dame, et al., "Relations between physicochemical properties and instability of decontamination foams" Colloids and Surfaces A: Physicochemical and Engineering Aspects, 263 210-218 (2005).

[2] L. Nunez, M. Kaminski, "Foam and gel methods for the decontamination of metallic surfaces" US Patent 71,166,758 B2 (2007).

파이로 공정에서 발생하는 휘발성 핵분열 생성물 ^{129}I 폐기물 담지체 개발

이청원*, 허종
포항공과대학교, 포항시 남구 청암로 77
*schwarz@postech.ac.kr

1. 서론

파이로 공정은 사용후 핵연료를 재처리하여 핵연료의 효율성을 증대시킬 수 있는 공정으로 현재 국내에서 활발히 연구중인 공정이다[1]. 해당 공정 중 전처리 공정에 속하는 voloxidation 단계에서 Cs, Tc 와 I이 휘발하게 되고 이를 off-gas treatment 시스템내 각종 필터를 이용하여 선별적으로 포집한다. 이 중 ^{129}I은 AgX zeolite 필터를 이용하여 AgI의 형태로 포집한다. 그러나 AgI는 상대적으로 저온인 558℃에서 분해가 일어나며 이동성이 높고 매우 반감기가 길어 (1.57×10^7년) 이에 적합한 담지체가 요구된다.

본 연구에서는 ^{129}I을 담지하기 위해 각각 다른 조성의 유리를 사용하여 소결과 용융, 두 가지 방법을 통해 담지체를 개발하였고, XRD(X-Ray Diffraction), SEM (Scanning Electron Microscope), IC(Ion chromatography)를 통해 담지체의 특성을 분석하였다.

2. 본론

2.1 용융 유리 조성 선정

Table 1은 off-gas treatment 시스템에서 AgI 형태로 흡착되어 있는 AgX zeolite 필터를 재현한 조성이다. 그러나 해당 조성은 1200℃이상의 고온에서도 녹지 않기 때문에 용융 온도를 낮추기 위하여 B_2O_3와 Na_2O를 첨가한 새로운 조성이 필요하다 Table 2는 Table 1의 조성을 기본으로 waste를 각각 (a) 50wt%, (b) 25wt%, (c) 12.5wt% 첨가하고 적정량의 B_2O_3와 Na_2O를 첨가한 조성이다. (a)의 조성에서 waste 첨가양이 줄어들수록 필터에 포함된 SiO_2, Al_2O_3, Na_2O의 양이 손실되므로 시약을 추가로 혼합하여 보충하였다. 또한 은이 고온에서 쉽게 환원되기 때문에 이를 방지하기 위해 산화제로 $NaNO_3$를 첨가하였다. 혼합한 powder는 커버를 사용하여 1000℃에서 30 분 동안 녹인 후 제조된 유리의 특성을 분석하였다.

Table 1. Compositions of AgI adsorbed AgX zeolite filter

Element	Composition (wt%)
Ag	13.0
I	15.0
Na_2O	14.4
Al_2O_3	21.6
SiO_2	36.0
Total	100.0

Table 2. Compositions of as prepared glass. Each composition contains (a) 50wt%, (b) 25wt% and (c) 12.5wt% of wastes

Element	Composition (wt%)		
	(a)	(b)	(c)
Ag	6.24	3.19	1.61
I	7.20	3.68	1.86
Al_2O_3	10.37	11.45	12.00
SiO_2	17.28	19.08	20.00
Na_2O	35.71	39.42	41.32
B_2O_3	19.20	21.20	22.22
$NaNO_3$	4.00	2.00	1.00
Total	100.00	100.00	100.00

2.2 소결 유리 조성 선정

Table 3. Composition of as prepared sintered glass

Element	Composition (wt%)
PbO	44.55
B_2O_3	31.19
SiO_2	16.93
Ag	1.29
I	1.49
Na_2O	1.43
Al_2O_3	2.14
$NaNO_3$	1.00
Total	100.00

Table 3은 소결용 유리 프릿에 ($50PbO-35B_2O_3-15SiO_2$) waste를 10wt% 첨가하고 은의 환원을 방지하기 위해 $NaNO_3$를 첨가한 조성이다.
혼합한 powder에 40MPa의 수직방향 압력을 가해 펠렛을 제조한 후 가열로에 넣고 2℃/min의 승온 속도로 650℃까지 상승하여 5시간 동안 유지하여 소결을 진행하였다.

2.3 결정 생성 분석

Fig. 1은 1000℃에서 30분동안 용융한 각기 다른 조성의 유리에 대한 XRD 분석한 결과이다. Waste를 50wt%, 25wt% 첨가한 유리에서 나타나는 피크는 AgI 결정에 의한 것이며 유리 내에 불균일하게 분포되어 있는 것으로 판단된다.
Fig. 2는 650℃에서 3시간동안 소결한 유리의 XRD 분석 결과이다. Waste를 12.5wt% 첨가한 용융 유리와 소결 유리의 XRD 분석 결과 내부에 결정이 존재하지 않는다.

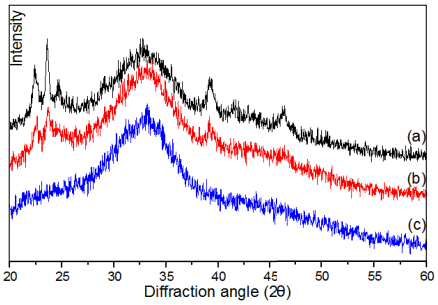


Fig. 1. X-ray diffraction (XRD) patterns of the melted glass powder. Each glass powder contains (a) 50wt%, (b) 25wt% and (c) 12.5wt% of wastes.

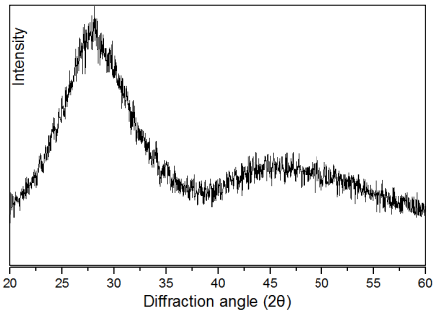


Fig. 2. X-ray diffraction (XRD) pattern of the sintered glass.

2.4 유리 표면 이미지 분석

Fig. 3은 용융 유리와 소결 유리의 표면을 SEM으로 나타낸 이미지로 결정 석출이 발생하지 않은 것으로 판단된다.

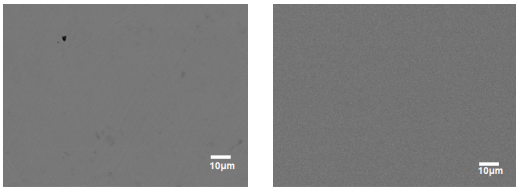


Fig. 3. SEM micrographs of the surface image of melted glass containing 12.5wt% of wastes (left) and sintered glass (right) by SEM.

2.5 유리 내 Iodine 함량 분석

Table 4는 소결 유리와 waste 함유량이 12.5 wt.%인 용융 유리의 Iodine 정량 분석 결과이다. 이온 크로마토그래피 분석 도중 Iodine의 손실이 크게 일어나기 때문에 이를 보정하여 대략적인 양을 유추하였다.

Table 4. Quantitative analysis of Iodine content using IC

	Melted glass	Sintered glass
nominal value(wt%)	1.61	1.49
IC results (wt%)	0.158	0.065
Normalized value(wt%)	0.45~0.5	0.2~0.25
Ratio of remaining Iodine(%)	~30	~17

3. 결론

파이로 공정에서 발생하는 ^{129}I를 처리하기 위한 고화체로, 납산화물을 포함한 붕규산염 유리와 붕규산염 유리를 각각 소결 및 용융법을 이용하여 제조하였다. 두 가지를 제조하였고 XRD, SEM, IC를 이용하여 특성을 평가하였다. XRD 분석 결과 내부에 결정이 생성되지 않는 조성을 찾을 수 있었다. SEM으로 폐기물을 12.5wt% 담지한 용융 유리와 소결 유리 표면을 분석한 결과 눈에 띄는 결정 석출이 발생하지 않았음을 판단할 수 있었다.

4. 참고문헌

[1] LEE et al., Pyroprocessing Technology Development at KAERI, NUCLEAR ENGINEERING AND TECHNOLOGY, VOL.43 NO.4 AUGUST 2011.

방사성 세슘 제거용 자성나노클러스터 제조 및 특성 분석

양희만*, 장성찬, 최용석, 이근우, 서범경, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hmyang@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설의 중대사고로 인하여 오염된 환경을 원래의 깨끗한 상태로 되돌리기 위해서는 안전하고 효과적이며, 신속하고 정확하게 오염을 제거할 수 있는 기술이 필요하다. 특히 엄청난 재앙을 불러온 체르노빌 원전 사고와 후쿠시마 원전 사고와 같은 원전 중대 사고시 초기에 대응하지 못할 경우 광범위하게 오염이 확산될 수 있으며 시간이 경과할수록 지하수, 지표수, 토양 오염과 같은 2차 오염을 야기하여 인체 및 생태계에 치명적인 영향을 미친다.[1] 특히, 방사성 오염 물질로 오염된 건물 표면, 지하수, 지표수, 공기, 토양 등에서 방사성 오염 물질을 제거 할 수 있는 흡착제 제조 기술의 확보가 매우 중요하다. 이를 위해 지하수, 강 하천 등의 오염수 환경에 존재하는 방사성 세슘만을 선택적으로 포집하여 제거할수 있는 기능성 흡착제 개발이 요구된다. 초상자성을 가지는 자성나노입자는 자기장에 의해 쉽게 분리가 가능한 장점을 가지고 있어 자성나노입자로 구성된 흡착제를 이용할 경우, 방사성 오염원을 흡착한 후 자기장을 이용하여 손쉽고 안전하게 흡착제를 회수하여 제거할 수 있다.[2]

본 연구에서는 방사성 핵종 흡착제의 자성분리 효율을 높이기 위해 자성 나노입자가 클러스터로 형태로 형성된 방사성 세슘 제거용 흡착제를 제조하였다. 이를 위해 나노미터 영역의 지름 크기를 가지는 자성나노입자를 합성한 후, 친수성 고분자인 polyvinylpyrrolidone (PVP)을 이용하여 자성나노클러스터를 제조하였다. 그 뒤 세슘과 높은 결합력을 가진 금속 페로시안화물을 나노클러스터 표면에 접목시켜 방사성 세슘 제거용 흡착제를 제조하였다.

2. 본론

2.1 제조 방법

자성나노클러스터기반의 방사성핵종 흡착제는 크게 자성입자 제조, 고분자 PVP 코팅, 구리페로시아나이드 도입 등, 총 세 단계로 제조된다. 흡착제에 자성성질을 부여하기 위해 먼저 산화철 자성나노입자를 제조하였다. 그 뒤 자성나노클러스터를 제조하기 위해 자성나노입자를 polyvinylpyrrolidone(PVP) 용액에 첨가하여 PVP가 코팅된 자성나노클러스터 입자를 제조한다. 다음으로 건조된 자성 나노클러스터 수용액에 금속-페로시아나이드를 접목시켜 세슘흡착용 자성나노클러스터를 합성한다.

제조된 자성흡착제는 Dynamic light Scattering (DLS), Zeta-potential analyzer, X-ray diffraction (XRD), Transmission Electron Microscope (TEM), Fourier transform-infrared spectroscopy (FT-IR), Vibrating sample magnetometer (VSM), Thermo gravimetry analysis(TGA)를 이용하여 특성 및 화학분석을 수행하여 제조조건을 도출하였다.

2.2 실험 결과 및 고찰

TEM, XRD, VSM 등의 화학분석을 통해 제조된 FC-MNPs가 초상자성을 가지는 자성나노입자임을 확인하였다. Fig. 1은 공침법으로 제조된 자성나노입자 표면을 PVP로 코팅한 자성나노클러스터의 TEM 이미지를 보여주고 있다. 그림에서 알수 있듯이 자성나노입자는 6-10 nm 크기의 입자 사이즈를 가지고 있으며 XRD 분석을 통해 γ-Fe_2O_3, Fe_3O_4의 혼합물임을 확인하였다. PVP 고분자에 의해 제조된 자성나노클러스터는 100~300 nm 크기의 단일 자성입자들이 aggregated form을 형성하고 있다. FT-IR, zeta-potential, TGA 분석을 통해 제조된 자성나노클러스터에 금속-페로시아나이드의 접목 여부를 분석하였다. Fig. 2에서 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.

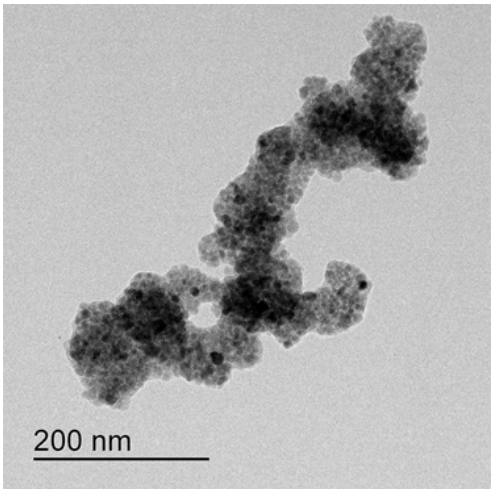


Fig. 1. TEM image of oleic acid coated magnetic nanoparticles and PVP coated magnetic nanocluster.

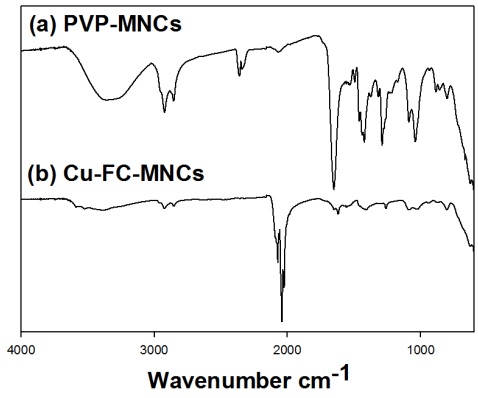


Fig. 2. FT-IR Spectrum of (a) PVP coated magnetic nanocluster and (b) Cu-FC functionalized magnetic nanoclusters.

3. 결론

본 연구에서는 세슘의 흡착과 자기장을 이용한 흡착제의 회수를 위해 자성나노클러스터에 페로시안화물을 접목하여 성공적으로 세슘 제거용 흡착제를 제조하였다.

2) 제조된 자성나노클러스터 흡착제는 원자력 시설의 중대사고시 발생되는 오염수 처리를 위한 환경 복원용 흡착소재 및 원자력 시설 해체시 방사성 세슘 제거를 위한 제염제로 활용 될 수 있다.

4. 감사의 글

This research was supported by the Korea Ministry of Education, Science, technology Grant funded by the South Korean government.

5. 참고문헌

[1] Manolopoulou, M, Vagena, E., Stoulos, S., Loannidou, A.,Papastefanou, C., *J. Environ. Radioact.* **102**, 796-797 (2011).

[2] Yang, H.-M, Lee, K.-W., S, B.-K., and Moonm J.-K. *J. Nanosci. Nanotechnol.,* accepted.

방사성폐액 내 Sr 제거를 위한 4A-Ba 제올라이트의 합성 및 특성 평가 연구

이근영*, 이일희, 김광욱, 정동용, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*lky@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력발전소를 비롯한 각종 원자력 시설의 지속적이고 안정적인 운전을 위해서는 중대사고시 또는 운영중 비정상적으로 발생 가능한 각종 방사성폐액을 신속하게 처리하여 발생량을 최소화하고 환경으로의 방사성 누출을 최소화하는 기술의 개발이 매우 중요하다.

현재까지 방사성폐액 내 Sr의 제거를 위하여 흡착제나 이온교환수지를 이용한 연구가 수행되었는데, 특히 Sr 분리에 선택성이 높은 제올라이트(A, X, CHA, MOR 등) 또는 티타늄계 흡착물질들(silicotitanate, sodium titanate 등)의 특성 연구가 주를 이룬다. Sr을 침전법으로 제거 시 $SrSO_4$ 또는 $SrCO_3$ 형태로 침전시킬 수 있으나, 이는 침전물의 용해도(solubility)에 의해 좌우되므로 방사성폐액 내 저농도의 Sr을 제거하는 데 한계가 있고, 이를 극복하기 위하여 이보다 더 낮은 용해도를 보이는 $(Ba,Sr)SO_4$ 공침전 형태로 Sr을 제거시키는 연구가 수행되고 있다.

본 연구에서는 중대사고 시 발생할 수 있는 고염조건의 Sr 폐액을 대상으로 고효율의 흡착-침전법(adsorption-precipitation) 기반 처리기술 개발을 목표로 하여, 기존의 제올라이트의 Sr 제거능을 향상시키기 위하여 Ba을 도입한 기능성 제올라이트를 합성하고 Sr 제거 특성 평가 연구를 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험

본 실험을 위하여 동해안의 해수시료를 직접 채취하였고 여기에 Sr을 100 mg/l 농도로 녹여 모의 폐액를 제조하였다. 초기 시료 분석 결과 해수 내 Na과 Cl 농도는 각각 10,675 mg/l, 19,700 mg/l인 것으로 나타났다.

합성에 사용한 물질들은 4A(Sigma-Aldrich), chabazite(직접 합성), mordenite(Alfa Aesar), LZ-Y62(Sigma-Aldrich), Silica(Sigma-Aldrich)이고, $BaCl_2$ 또는 $Ba(NO_3)_2$를 이용하여 0.1 ~ 1M Ba 용액을 제조하여 사용하였다. Ba 농도 및 온도 조건을 달리한 합성실험을 통해 제조된 물질의 Sr 제거효율(removal efficiency, %)을 비교하여 Sr 제거에 우수한 Ba 함침 제올라이트를 합성하였고, 이를 주사전자현미경(SEM)을 이용하여 입자형태 및 크기를 확인하였고, 에너지분광분석(EDS)를 통한 구성성분 분석 및 X선 회절분석(XRD)을 통한 광물상 분석을 수행하였다.

4A-Ba를 비롯한 합성물질들을 Sr 모의 폐액에 일정비율(m/V=1～10)로 투입하여 2시간동안 교반시키는 회분식 실험을 수행하였고, 용액 시료 내 Sr 농도 분석을 통하여 제염계수(decontamination factor, DF)를 비교 평가하였고, 시간에 따른 Sr 농도변화를 측정하였다. 용액상의 Sr 농도는 원자흡광광도계(AAS)를 이용하여 분석하였고, 이때 해수 내 공존성분들에 의한 분석값 변화 현상(matrix effect)을 보정하는 분석방법을 적용하였다.

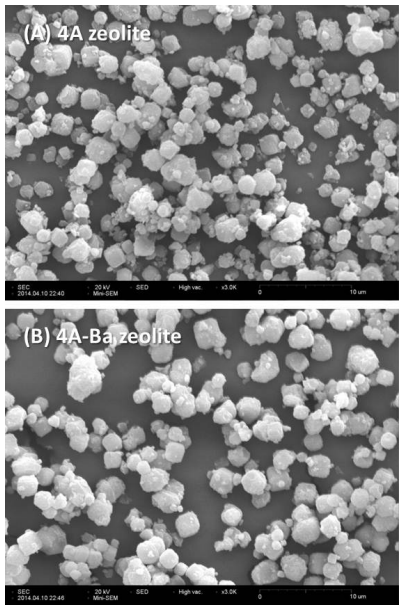


Fig. 1. SEM images of (A) commercial 4A zeolite and (B) synthesized 4A-Ba zeolite.

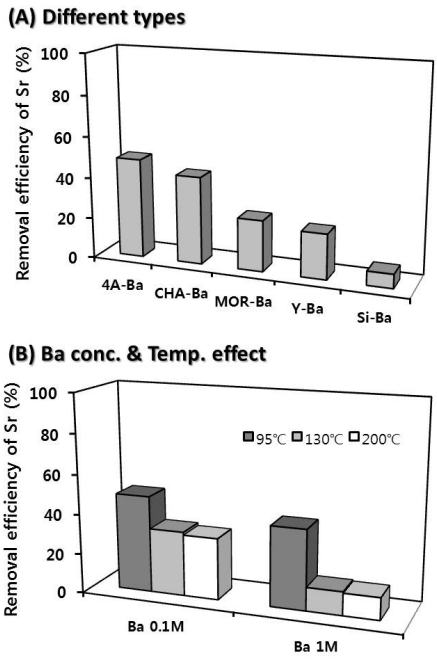


Fig. 2. Sr removal efficiencies of (A) different Ba-impregnated materials and (B) 4A-Ba synthesized with different Ba concentrations and temperatures.

2.2 결과 및 토의

4A-Ba의 SEM image를 통해 4A에 Ba을 함침시킨 이후에도 입자크기는 수㎛ 수준으로 유지하는 것을 확인하였고 (Fig. 1), EDS 분석 결과 4A 내 Si, Al, Na 성분과 Ba이 함께 존재함을 확인하였으며, 이는 4A-Ba 제올라이트의 합성이 잘 이루어졌음을 나타낸다.

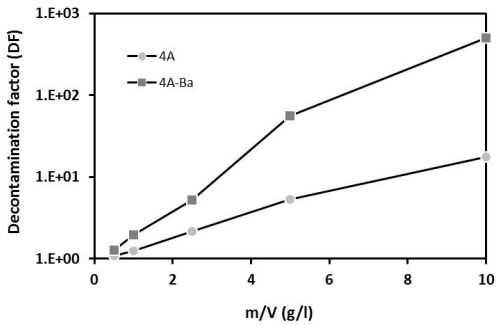


Fig. 3. Sr decontamination factors of 4A and 4A-Ba with different injection amount.

다양한 종류의 제올라이트 및 실리카 물질에 Ba을 함침시킨 후 비교한 결과 4A-Ba 제올라이트의 Sr 제거효율이 가장 높은 것으로 나타났고, 이는 4A의 Sr에 대한 선택적 제거능이 가장 우수하기 때문인 것으로 볼 수 있다. 4A-Ba를 합성시 함침온도를 달리하여 비교하였을 때 95℃로 합성하였을 시 가장 높은 Sr 제거효율을 보였고, 0.1M Ba용액을 사용한 경우가 1M Ba 용액의 경우에 비해 높은 Sr 제거효율을 나타내었다 (Fig. 2).

합성된 4A-Ba 제올라이트와 4A 제올라이트의 Sr 제염계수를 비교한 결과, 4A-Ba가 확연하게 높은 제염계수를 보이는 것을 확인할 수 있고, m/V가 증가함에 따라 그 차이는 크게 나타났다 (Fig. 3). 이로써 Sr 이온교환에 의한 4A의 단독 제거기작에 비해 Ba-Sr 공침전 기작이 함께 작용하는 4A-Ba의 복합 제거기작이 Sr 제거에 더 효과적임을 증명하였다.

4A-Ba의 경우 2시간까지 Sr의 농도를 선형적으로 감소시키는 것으로 보아 반응시간을 늘렸을 때 보다 높은 Sr 제거효율을 보일 것으로 사료된다(Fig. 4).

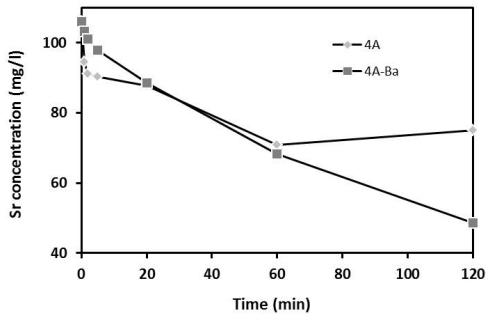


Fig. 4. Sr concentration changes of 4A and 4A-Ba with time.

3. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발 중장기 계획사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

4. 참고문헌

[1] Water, Vol.3, pp. 551-565, 2011.
[2] 방사성폐기물학회지, Vol.4, pp. 731-738, 1993.
[3] Journal of Nanoelectronics and Optoelectronics, Vol.5, 238-242, 2010.
[4] Chemical Engineering Research and Design, Vol.88, pp. 1142-1147, 2010.

파이로 공정에서 발생하는 희토류산화물 담지용 vitusite 결정 함유 결정화유리 고화체

김미애[1], 송재혁[2], 허종[1*]
[1]포항공과대학교, 경북 포항시 남구 효자동 산 31
[2]삼성 SDI, 경기 용인시 기흥구 공세동
*kmapl@postech.ac.kr

1. 서론

파이로 공정은 가압경수로(PWR)의 사용후 핵연료를 Pu의 분리 없이 재처리하여, 핵연료의 활용성을 크게 증대시킬 수 있는 공정이다[1]. 이 공정은 기존공정에 비해 폐기물 발생량이 적으나 희토류 산화물 등 특수한 방사능 폐기물이 발생한다[1]. 이러한 희토류산화물은 주로 CeO_2, Nd_2O_3 등으로 구성되며, 기존의 사용후 핵연료에 존재하는 폐기물 조성과 현저히 다르므로, 이에 적합한 폐기물 담지체가 필요하다. 희토류 산화물을 담지하기 위해 본 연구에서는 vitusite 함유 결정화유리를 개발하였으며, 본 담지체의 특성을 XRD, SEM, EDS를 통해 분석하였다.

2. 본론

2.1 Vitusite 함유 결정화 유리 제조

기본유리 조성은 $46.5SiO_2$ -$28.4Na_2O$ -$11.5B_2O_3$ -$8.0Li_2O$ -$2.0CeO_2$ -$1.6Nd_2O3$ (mol%)이며, 여기에 희토류 3.6mol%와 결합하여 vitusite [$Na_3Ce(PO_4)_2$] 결정을 형성하도록 5.4mol%의 P_2O_5를 첨가하였다. 혼합한 분말을 1300℃도에서 30분동안 녹였고, 이후 결정화를 위해, 500-800℃에서 3시간 동안 열처리 후 제조된 결정화 유리의 특성을 분석하였다.

2.2 결정화 유리 내 형성된 결정 규명

Fig. 1은 유리 및 500℃, 700℃에서 열처리한 결정화 유리의 XRD 분석 결과이다. 열처리를 하지 않은 (a) 시편은 결정상이 없는 비정질, 부가적인 열처리를 한 (b)와 (c) 시편은 vitusite [$Na_3Ce(PO_4)_2$] 결정상을 함유하고 있는 것으로 나타났다. 700℃에서 열처리한 시편이 500℃에서 열처리한 것보다 더 강한 XRD peak을 나타내었으므로, 700℃에서의 열처리가 vitusite 결정을 많이 형성할 수 있는 조건인 것으로 판단된다.

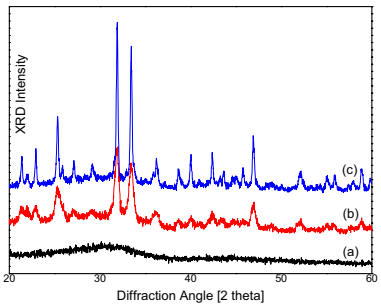


Fig. 1. X-ray diffraction(XRD) patterns of the vitusite-based glass-ceramic specimens (a) before heat treatment and after heat treatment of as-prepared glasses at (b) 500℃ and (c) 700℃ for 3 hours.

2.3 결정화 유리 내 형성된 결정의 모양

Fig. 2은 800℃에서 3시간동안 열처리한 결정화 유리 내에 형성된 vitusite 결정을 SEM 으로 분석한 사진이다. 형성된 결정은 약 3-5um 크기로, 유리 매트릭스 전체에 균질하게 분포하고 있다.

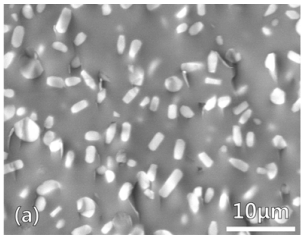


Fig. 2. Back-scattered SEM images of glass-ceramics specimens after heat treatment at 800℃ for 3 hours.

2.4 결정화 유리 내 결정과 매트릭스의 조성 분석

Table 1는 EDS를 이용하여 800℃에서 3시간 열처리한 결정화 유리내 결정과 매트릭스 각각의 조성을 분석한 결과이다. 유리 매트릭스에서 4.2wt%의 Ce과 Nd이 존재하는 반면, vitusite 결정 내에서는 26wt%에 육박하는 희토류가 존재하고 있어 6배 이상의 차이를 보이고 있다.

Table 1. Elemental compostions of crystalline phase and glass matrix on surface of vitusite-based glass ceramics analyzed by the energy dispersive spectroscopy (EDS). The specimen was heat treated at 800℃ for 3 hours

Element	Crystalline phase		Glass matrix	
	Weight%	Atomic%	Weight%	Atomic%
Ce	7.51	1.36	3.31	0.50
Nd	18.42	3.25	5.39	0.79
Na	13.38	14.79	12.26	11.28
P	12.94	10.62	2.59	1.77
Si	8.64	7.82	27.21	20.51
O	39.11	62.16	49.25	65.15
Total	100	100	100	100

또한 Fig. 3은 EDS 분석을 이용하여 vitusite 결정 근방의 원소 농도를 측정한 결과이다. Ce과 Nd이 결정화 유리 전체에 동일하게 분포하고 있지 않고, 결정내부에 농축되어 있다. 이는 폐기물을 담지하는 담지체가 폐기물을 encapsulation 한 것으로, 희토류가 외부로 유출되는 것을 방지하는 데 도움이 될 것이라 유추할 수 있다.

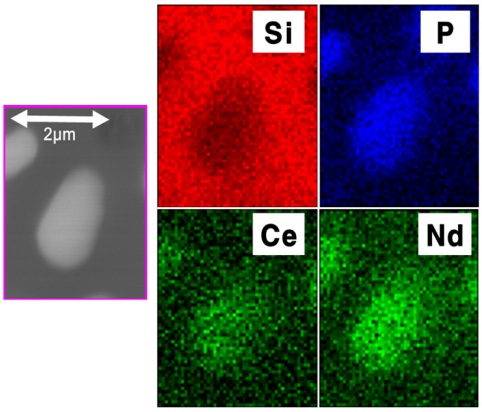


Fig. 3. (a) vitusite crystalline phase images by SEM. (b) Si, (c) Ce and (d) Nd elemental mapping of the region near vitusite crystal using energy dispersive spectroscopy. There are more elements in bright regions.

2.5 결정화 유리 내 희토류 원소의 국부구조 분석 : Extended X-ray Absorption Fine Structure (EXAFS)

Fig. 4는 결정화 유리 내 Nd의 국부구조를 규명하기 위하여 Nd L_3 edge (6208 eV)에 대해 수행한 EXAFS 결과이다. 유리와 결정화 유리에 대하여 fitting한 결과, Nd의 최근접 원소는 Nd이 아닌 O 이며, 이차 근접원소는 Nd임을 규명하였다. 특히 Nd-Nd 결합을 나타내는 2nd shell의 진폭이 유리 시편에 비해 결정화유리 시편에서 크게 증가하였다. 이는 상대적으로 Nd 주변의 Nd 배위수가 증가하였고, Nd-Nd간 평균 결합길이의 분포가 좁아졌기 때문이다. 즉, 유리 시편에서 고르게 분포하고 있던 Nd가 결정화 유리내부 vitusite 결정상에 농축하여 존재한다는 증거이다.

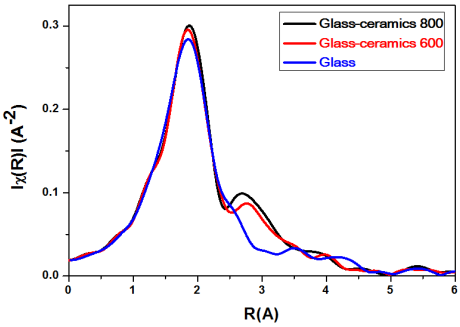


Fig. 4. EXAFS pair distribution function for as-prepared glass(blue line) and glass-ceramics heat-treated at 600℃(red line) and 800℃(black line) in the vicinity of the Neodymium ion.

3. 결론

파이로 공법에서 발생하는 희토류산화물를 처리하기 위한 고화체로 vitusite 결정이 함유된 결정화 유리를 제조하였고, vitusite 결정 내부에 희토류원소가 농축되어 있음을 규명하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 WCU의 재정지원으로 수행되었습니다. (R31-30005)

5. 참고문헌

[1] LEE et al., Pyroprocessing Technology Development at KAERI, NUCLEAR ENGINEERING AND TECHNOLOGY, VOL.43 NO.4 AUGUST 2011.

3분과

제염해체 및 방사성폐기물 처리 (Oral-2)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

파괴적 및 비파괴적 방법에 의한 원전해체 대비 중저준위 방사성폐기물 내 핵종분석

안홍주[1*], 최광순[1], 서경원[1], 이창헌[1], 김영복[1], 송병철[1], 지광용[1], 송규석[1], 최영구[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]선광원자력안전(주), 서울시 관악구 관악로 120
*ahjoo@kaeri.re.kr

1. 서론

운전수명이 종료한 원전은 안전하게 철거함으로써 해당 부지에 잔류될 수 있는 방사능과 해체과정에서 발생되는 방사성물질로부터 일반인에 대한 영향을 최소화하여야 한다. 또한 최소의 비용으로 향후 해체사업을 수행하기 위해서는 치밀한 해체계획 수립이 요구된다. 해체계획 수립에 결정적 영향을 주는 항목 중에 하나는 영구정지 시점에 해당 원전에 잔류되어 있는 방사성물질의 상태와 방사능 양이며, 이에 따른 방사성폐기물의 발생량 정도로 추정할 수 있다.

국내 원전 해체계획의 수립을 위해 필수적인 원전 해체 방사선원항 및 폐기물 발생량의 정확한 평가가 요구되기 때문에 본 논문에서는 국내에서 운영중인 경수로 원자력발전소를 1기를 대상으로 발생예정인 방사성폐기물에 대해 방사성핵종 농도를 화학적 방법에 의해 분석하였다. 분석된 중저준위 방사성폐기물 내 핵종농도 분포는 국내 방사성폐기물 영구처분 또는 규제해제 규정에 따라 폐기물량 산출될 것이다. 또한 국내 중저준위 방사성폐기물 처분장 운영정책의 결정에 중요한 근거자료로 활용될 것으로 생각된다.

2. 본론

2.1 시료채취

대상원전으로부터 채취시료는 금속류, 보온재, 발전소 정상 운영 중에 확보가 가능한 일부 금속류, 보온재, 오염콘크리트 등이였다. 이들 시료들 중 일부는 작업자의 피폭이 우려되는 고선량 구역에서 채취해야 하므로 발전소의 계획예방정비기간에 맞춰 해당시료를 채취하였다.



Fig. 1. Contaminated concrete sampling.

2.2 시료전처리

산분해 과정은 시료 10 그램 정도를 0.001 그램 단위까지 무게를 측정한 후 10 M 질산 25 mL와 4 M 염산 25 mL, 증류수 50 mL를 첨가 한 후 Re 회수율 검증 용액 0.3 mL (3 mg Re)을 첨가하였다. 시료는 Fig. 2에서 보여주는 microwave digestion system을 이용하여 용해하였다.



Fig. 2. Microwave digestion system.

최종적으로 용해액은 가열판 위에서 40 분 동안 저온 가열.용해하고, 증류수로 씻은 후 용액을 열

판 위에서 20 mL 이하로 농축시켰고 전체 부피를 20 mL로 만들었다.

2.3 방사성핵종 화학분리 및 정량

시료들은 시료전처리 과정에서 무기산에 용해된 방사성시료 용해액이므로 화학운반자로 Fe, Nb 및 Ni을 첨가한 모의용액을 준비하고 음이온교환수지법 및 니켈-추출 크로마토그래피를 적용하여 하나의 시료 용해액으로부터 ^{55}Fe, ^{94}Nb 및 $^{59/63}$Ni을 순차적으로 분리하였다. 화학적으로 분리된 ^{55}Fe와 ^{94}Nb 핵종은 oxide의 화학적 형태로 침전시켜 각각 Low energy gamma 계측기와 gamma 계측기를 이용하여 정량하였다. ^{59}Ni 핵종은 최종적으로 dimethyl gloxime으로 침전시켜 Low energy gamma 계측기로 정량하였고, ^{63}Ni 핵종은 Liquid scintillation 계측기로 정량하였다.

2.4 방사성폐기물 최소검출하한치 설정

원전 해체물의 최소검출 방사능 농도는 방사능 계측기의 바탕값 및 계측시간에 따라서 최소검출하한이 설정되고 최소 검출 하한에 시료 량, 계측효율 및 화학적 수율 등에 의하여 최소검출 방사능이 식(1)에 의하여 계산되었다.

$$MDA = \frac{2.71 + 3.29(\mu_B)^{\frac{1}{2}}(t_s)^{\frac{1}{2}}(1+\frac{t_s}{t_B})^{\frac{1}{2}}}{t_s \times E \times Y \times S \times 60} \quad \cdots(1)$$

K : 1.645 (95% 신뢰 수준)

t_s : 시료 계측 시간(분)

t_B : 백그라운드 계측시간(분)

μ_B : 백그라운드 계수율(cpm)

E : 계측효율(%)

Y : 화학적 수율(%)

S : 시료량 및 보정인자(g, 환산계수)

3. 결론

철재, 스미어 종이와 천 그리고 보온재와 같이 매질의 성분원소가 단순한 시료와 Na, K, Li, Al, Ca 및 Mg 등과 같이 매질의 성분원소가 복잡한 시멘트(콘크리트) 시료에 함유되어 있는 ^{55}Fe, $^{59/63}$Ni 및 ^{94}Nb의 정량에 필수적인 개별 분리절차를 확립하였다. 콘크리트 시료의 경우에는 과량 함유되어 있는 Ca을 제거하는 분리과정이 첨가되어 있다. 원전 해체 선원항 평가를 위한 방사성 시료에 함유되어 있는 ^{55}Fe, $^{59/63}$Ni 및 ^{94}Nb을 분리할 때마다 준비한 모의용액을 사용하여 화학운반자로 일정량씩 첨가한 Fe, Nb 및 Ni을 분리하고 분리 신뢰도를 평가한 결과 모두 3% 이하의 표준편차를 갖는 것으로 나타났다.

4. 감사의 글

본 연구는 산업통상자원부의 원자력융합원천기술개발의 일환으로 수행되었으며, 시료채취를 위해 힘써주신 원전 현장의 방사선관리부서 및 보건물리부의 관계자 여러분께 감사드립니다.

5. 참고문헌

[1] 김영복, 안홍주, 송병철, 최광순, 손세철, 송규석, 초음파 침출법에 의한 RI 폐기물 시료 전처리, 2012 한국분석과학회 추계학술대회.

[2] Choi KS, Lee CH, Ahn HJ, Park YJ, Song K, Study on the volatility of cesium in dry ashing pretreatment and dissolution of ash by microwave digestion system. 2013 waste Management Symposia.

[3] Cline J. E, Novce J. R, Coe L. J, Wright KW, "Assay of longlived radionuclides in low-level wastes from power reactors", NUREG/CR-4101. Division of Waste Management Office of Nuclear Material Safety and Safeguards, US Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC 20555, NRC FINB 7356 (1985).

CRUDTRAN을 이용한 국내원전의 부식생성물 거동 예측 및 메커니즘 연구

윤태빈*, 송종순
조선대학교, 광주광역시 동구 서석동 필문대로 309
*taebin@tank.co.kr

1. 서론

원전에서 물과 일차계통 내 부식된 표면과의 지속적인 접촉은 냉각재와 부식생성물이 혼합되어 계통을 순환하게 만든다. 이러한 부식생성물중 일부는 용해된 상태로 존재하며 다른 일부는 용해되지 않고 크러드(CRUD)라는 입자물질을 생성한다. 원전에서의 부식 발생률은 온도, 계통 재질, 방사선장 환경, 재질의 연수 등에 의해 결정된다. 일차계통 내 생성된 부식생성물은 원자로 주위를 순환하면서 중성자 조사에 의해 방사화되는데 조성은 주로 니켈페라이트(NixFe3- x04)로 되어있지만 부착량 및 분포 등은 노형, 크기, 구조재, 재질 등에 따라 상이하다.
본 연구에서는 CRUDTRAN 코드를 이용하여 발전소내의 1차 계통에서 생성되는 부식생성물과 방사성 핵종의 이동에 대한 비교, 분석하고 계산된 값과 Westing House 타입 원전의 실측 자료와 비교하여 결과값의 신뢰도를 높이고자 한다.

2. 본론

2.1 부식생성물

방사성 부식생성물은 안정한 원소인 부식생성물이 냉각재와 함께 이동하다가 노심의 열전달 표면 즉 핵연료 피복관에 침적된 후 중성자와 핵반응하여 생성되거나 노심 재질의 금속물질이 방사화되어 생성된다. 노심에 침적된 방사성 부식생성물은 냉각재의 전단력에 의해 침식과 파쇄, 침적물의 자체 용해와 마모 등의 현상으로 노심 내에서 분리된다. 냉각재내의 방사성 부식생성물은 용해성과 입자로 존재하면서 일차계통 전 영역으로 이동된다. 일차계통의 금속재질은 정상운전중 수소기체의 주입으로 환원조건을 유지하고 있음에도 불구하고 열역학적으로 불안정하여 보다 안정한 산화물의 형태로 변형되려고 하는 경향이 있다. 금속재질이 처음 냉각재와 접촉하게 되면 매우 빠르게 부식이 진행된다. 부식이 진행됨에 따라 금속표면에 산화막이 형성되고 이러한 산화막으로 인해 냉각재와 금속재질의 직접적인 접촉이 방해를 받아 부식율이 점차 낮아지게 되며 결국 부식생성물의 유출과 부식이 평형상태에 도달하게 된다. 금속재질이 부식되는 동안 일부 부식생성물들은 침식이나 용출에 의하여 냉각재내로 유출되는데 이렇게 유출된 부식생성물들이 노심에서 방사화되어 원전 방사선준위의 증가에 직접적 원인이 된다.

2.2 CRUDTRAN 코드

본 연구에서 평가 코드로 사용될 CRUDTRAN코드는 용해성 및 입자성 부식생성물의 거동을 예측하기 위해 개발된 코드로서 Fig.1과 2는 이 코드에서 적용하고 있는 부식생성물의 발생과 침적에 대한 메커니즘을 보여주고 있다. 비화학량적(Non-stoichiometric) 니켈페라이트는 대부분의 pH 범위에서 온도에 역비례하는 용해도를 보여준다. 따라서 냉각재 내 크러드가 포화된 노심외부 지역에서 크러드는 재질 표면에서 용해되어 냉각재로 유출된다. 냉각재 내 크러드가 과포화가 된 노심내부 지역에서는 크러드가 노심 표면에 침전 또는 침적된다.

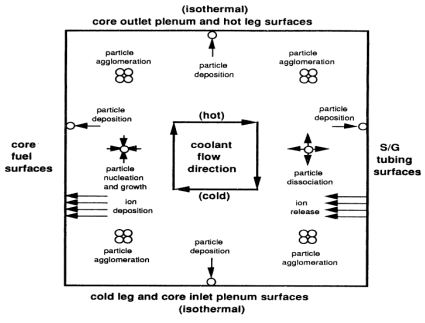


Fig. 1. Movement of corrosion products in a PWR primary circuit.

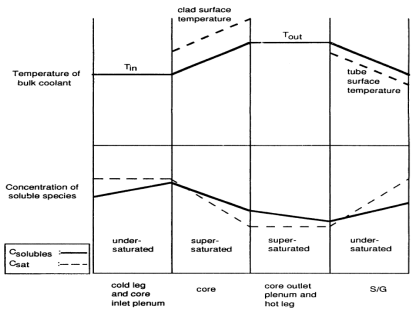


Fig. 2. Profile of coolant temperature and soluble species concentration in PWR primary circuit.

노심 내부에 침적된 ^{58}Co과 ^{60}Co의 방사성핵종은 이온교환과정을 통해 냉각재로 확산 이동하며 동일한 메커니즘에 의해 노심 외부에 침적된다. 냉각재는 용질(Solute)에 대해 시간의 변화와 상관없는 정상상태(Steady state)이나 용해물질과 입자의 방사능은 시간이 경과함에 따라 증가하게 된다. CRUDTRAN 모델은 증기발생기에서 발생하는 산화물 용해를 고려하며 이러한 용해는 물질의 전달이 아닌 표면의 거동에 의해 영향을 받는 것으로 설계되어 있다. 노심에서 크기가 커진 무거운 침적물의 방사성핵종은 확산에 의한 이온교환과정을 통해 노심 외부 부식산화물 층으로의 이동한다.

2.3 국내 원전의 해체선원항 예측

해체 시 작업자의 피폭에 가장 큰 영향을 미치는 방사화부식생성물은 Co-58과 Co-60이다. 이중 Co-58핵종은 반감기가 짧아 평형상태를 띄게 되어 중첩효과를 보이지 않으나 Co-60핵종은 운전년수가 늘어날수록 누적 량이 증가하게 된다. Westing House형 원전의 Co핵종 방사능은 Table 1에서 보이는 바와 같이 Co-58 핵종은 운전 후 2~3년 이내에 평행상태에 도달하나, Co-60핵종은 운전이력이 늘수록 계통 내 방사능이 계속적으로 증가한다.

Table 1. WH Type Measurement Data of Co nuclide

년	1차냉각계통 [uCi/cm2]		증기발생기세관 [uCi/cm2]	
	Co-58	Co-60	Co-58	Co-60
1	56	12	5	0.5
2	90	28	7	2.0
3	110	30	7	3.5
4	110	35	7	4.0
5	110	40	7	5.0
6	110	45	7	5.5

본 연구에서는 국내 원전중 고리1호기의 수화학 자료 및 1차계통관련자료등의 자료들을 취합하여 특정 주기를 선정. CRUDTRAN코드를 적용하여 국내 원전의 방사성 부식생성물의 거동을 예측하고 축적된 방사능 농도를 평가하는데 초점을 둔다.

3. 결론

현재 CRUDTRAN코드 구동에 사용되는 인자들의 계산 및 보정작업중이며, 최종적으로는 본 연구를 국내 원전 제염해체 관련연구에 적용 방안 그리고 정확도를 향상시키기 위한 방안 등을 도출하여 향후 관련 연구에 기여할 수 있도록 할 것이다.

4. 참고문헌

[1] 성병욱, "가압경수로의 1차계통수내 부식생성물의 생성과 거동에 관한 연구", 경희대학교 대학원, 1997.

[2] Lee CB. "Evaluation of CRUDTRAN Code to Predict Transport of Corrosion Products and Radioactivity in the PWR Primary Coolant System, CHIMIE 2002 International Conference on Water Chemistry in Nuclear Reactors Systems, 22-26 Avignon, France, April, 2002,

[3] EPRI. "Evaluation of Cobalt Sources in Westing house Designed Three and Four Loop Plants", EPRI NP-2681, 1982.

[4] IAEA-TECDOC-1672. "Modelling of Transport of Radioactive Substances in the Primary Circuit of Water-Cooled Reactors, INTER NATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY VIENNA, 2012.

[5] Muhammad Rafique 등, "Review of computer codes for modeling corrosion product transport and activity build-up in light water reactors", The polish journal "Nukleonika" 2010;55(3):263-269, 2010.

폐 증기발생기 해체를 위한 하부 Shell 절단 장치 개발

박광용[1*], 박광수[1], 이선호[1], 배병종[2]
[1]두산중공업, 경남 창원시 성산구 두산볼보로 22
[2]이엠코리아, 경남 창원시 성산구 웅남로 767
*kwangyong.park@doosan.com

1. 서론

원전 노후화에 의한 운전 중 교체에 따라 현재 증기발생기 8기와 원자로헤드 1기가 원자력 발전소 내 보관중이다. 국내뿐 아니라 해외의 경우도 2060년까지 해체로 인한 폐 증기발생기 880기 및 원자로 헤드 440기 이상 발생할 것으로 전망된다. 이러한 대형 폐기물의 효율적인 처리를 통해 자체 처분 또는 재사용을 최대화하고, 처분장 인수 조건에 부합한 처분 폐기물의 부피를 최소화가 필요하다.

본 연구에서는 구조가 복잡하고 해체 처리의 난이도가 높은 폐 증기발생기를 해체하기 위해 증기발생기 하부 Shell을 절단할 수 있는 장치 개발에 대해 소개하고자 한다.

2. 본론

2.1 절단 방법 검토

폐 증기발생기 해체를 위한 폐기물의 절단기술은 부피를 감소시키기 위해 대형 구조물을 절단하는 기술로 2차 폐기물, 오염 확산 및 작업자 피폭 최소화등을 고려해야 한다. 또한 절단되는 영역의 기하학적 형상 등도 고려되어야 한다.

폐 증기발생기를 해체하기 위해서는 오염 확산을 최소화하기 위해 비 오염 부위를 오염 부위와 분리해야 한다. 통상 폐 증기발생기의 비 오염 부위는 상부 Shell 부분이므로 이 부분을 하부 Shell과 분리해야 하며, 전열관 제염을 효과적으로 하기 위해 하부 헤드를 하부 Shell과 분리해야 한다. Fig. 1에 비 오염 영역과 오염 영역을 분리하기 위해 선정된 절단 위치를 나타내었다.

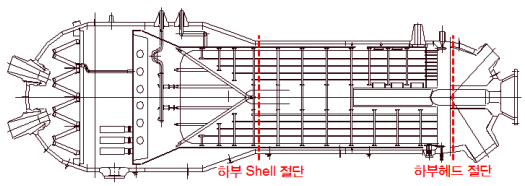


Fig. 1. Cutting Location for Steam Generator.

선정된 위치를 절단하기 위해 여러 절단 기술을 검토하였다. 열적인 절단 방법으로 Plasma 절단 방법을, 기계적 절단 방법으로 Orbital Cutting, Circular Saw, Wire Saw 및 Band Saw 방법을 기타 절단 방법으로 Water Jet 절단 방법을 선정하고 최적 절단 방법을 결정하기 위해 기초 시험을 수행하였다. 그 결과를 Table 1에 나타내었다. Table 1에서 보면 절단 속도는 Orbital Cutter, Plasma 및 Circular Saw 순이나, 단위 체적 당 절단 시간을 비교하면, Plasma, Circular Saw 및 Wire Saw 순으로 단순히 절단 속도만 가지고 비교하는 것과 차이가 남을 알 수 있다. 이것은 절단 속도가 빠르다 하더라도 절단이 되기 위해서는 일정 체적이 제거되어야 하기 때문에 이 제거되는 단위 체적 당 시간을 비교해야 실제 작업 시간 예상이 가능하게 된다.

Table 1. Preliminary Cutting Test

항목	기계적 방법				열적방법	기타
	Orbital Cutter	Circular Saw	Wire Saw	Band Saw	Plasma	Water Jet
시편 두께 (mm)	80	150	600	350	250	250
절단 속도 (mm/min)	8000	240	10	20	1000	20
절삭유*	◯	△	◎	◯	X	X
단위 체적당 절단 시간 (min/cm^3)	0.06	0.013	0.04	0.15	0.009	0.7

* 절삭유 사용 정도 : ◎ > ◯> △ > X

절단 방법 선정은 작업자 피폭 최소화, 2차 폐기물 최소화 등을 검토하여 폐 증기발생기 하부 Shell 절단 방법으로 Circular Saw, 하부헤드 절단 방법으로 Wire Saw을 선정하였다.

2.2 하부 Shell 절단 기술개발

2.2.1 하부 Shell 절단 장치 개발

폐 증기발생기는 하부 Shell 안에는 방사능오염된 전열관, Eggcrate 등 내부구조물이 존재한다. Shell 절단 시에 오염 확산을 방지하기 위하여 내부구조물에 영향을 주지 않고 절단을 수행해야 한다. 이를 위해 절단 깊이 제어가 필요하고 절단 작업 시 설치 용이성 등을 확보하기 위해 Fig. 2와 같이 Circular Saw 기반으로 설계를 하였다.

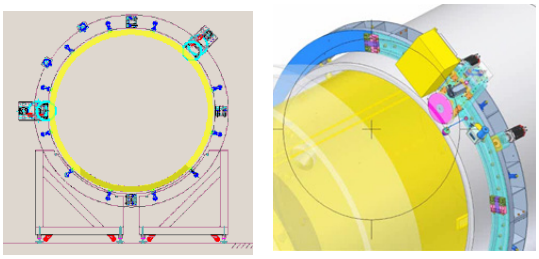


Fig. 2. Conceptual Design for Lower Shell Cutting.

특징으로는 절단 방법 특성상 한 방향으로 무한회전이 될 수 있도록 구성하였고, 이를 위해 무선제어가 가능하도록 개발하였다. Circular Saw 절단 장치는 2개의 Head로 구성되며 총 절단 시간은 4 - 5시간이 소요되도록 설계하였다. 또한 설치, 분해 및 보관이 용이하도록 장치는 4분할이 가능하도록 Fig. 3 와 같이 설계하였다. 장치 설치 시에 필요한 설치 Jig Fixture을 적용하여 절단 작업에 대한 편의성을 증대시킬 수 있도록 설계하였다.

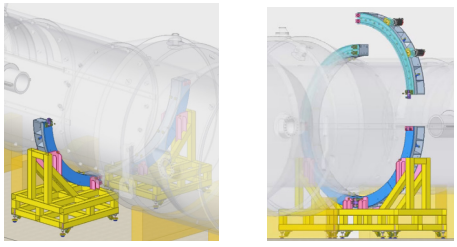


Fig. 3. Conceptual Design for Jig Fixture of Lower Shell Cutting.

2.2.2 하부헤드 절단 장치 개발

하부헤드를 하부 Shell과 분리하기 위해서는 튜브시트를 절단하거나 또는 튜브시트 하부의 Divide Plate와 Stay Cylinder를 포함하는 반구형의 헤드를 절단해야 한다. 본 개발에서는 절단 장치의 크기 등을 고려하여 Divide plate와 Stay cylinder를 포함하는 반구형의 헤드를 절단하는 장치를 개발하였다.

선정된 방법인 Wire Saw 방법을 기반으로 하여 상부에서 하부로 이동하는 방식의 구동 방식을 적용하여 장치의 크기를 최소화할 수 있도록 설계를 하였다. 이를 Fig. 4에 나타내었다. 또한 기존의 Wire Saw 방식보다 2차 폐기물을 최소화 할 수 있도록 물을 사용하는 절삭유의 순환 방식을 적용하였으며, 작업자의 방사능 피폭을 줄이기 위하여 원격제어 가능한 시스템으로 설계하였다. 설계된 절단 시간은 20 - 25시간이다.

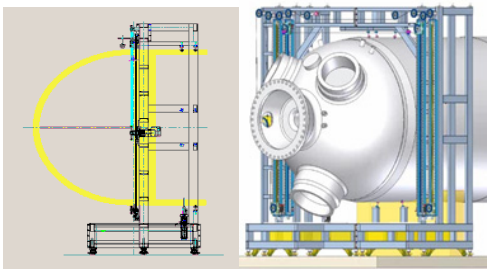


Fig. 4. Conceptual Design for Primary Head Cutting.

3. 결론

폐 증기발생기 해체를 위해 여러 절단 방법의 장/단점 검토 및 기초 시험을 통해 하부 Shell 및 하부 헤드를 절단하는 방법을 선정하였다. 이를 기반으로 각 장치에 대해 개념 설계를 수행하고 관련 장치를 개발하였다. 향후에는 개발된 장치를 이용하여 폐 증기발생기의 각 해당 영역에 대한 공정 기술 개발을 진행 할 예정이다.

4. 참고문헌

[1] MOST, Strategy Establishment in Preparedness of Upcoming Nuclear Facility D&D Technology Needs, 2012.4.

[2] Dismantling Techniques, Decontamination Techniques, Dissemination of Best Practice, Experience and Know-how, Final Report, June 2009.

[3] Downhole cutting tool design concept for use with the AWS “Driller”, June 2012.

Systematic Approach to Training (SAT) for the Design of Nuclear Power Plant (NPP) Decommissioning Training

Jeong keun Kwak* and Bae Joo Kim
Korea Hydro and Nuclear Power Co.(KHNP), 658-91, Haemaji-Ro, Seosaeng-Myun, Ulju-Gun, Ulsan
*kjk9408@khnp.co.kr

1. Introduction

After Three Mile Island (TMI) accident, there were copious suggestions to improve the stability of nuclear power plant (NPP). As the same coherence, Systematic Approach to Training (SAT) methodology was introduced in the field of NPP and it has been acquired the unwavering position, currently.

Meanwhile, significance of NPP decommissioning has been escalated. Since the Experimental Breeder Reactor-1, the first electricity-generating NPP, lots of research and commercial NPPs have been decommissioned. Therefore, in terms of NPP life cycle completion, the importance of NPP decommissioning should not be underrated.

In Korea, Kori Unit 1 is in the stage of the first continued operation (CO) and Wolsong Unit 1 has waited for the permission of the CO. However, due to Fukushima accident occurred in 2011, public support for the CO has been faded. This is reason why the preparation of NPP decommissioning is momentous issue in present time. Hence, as the rudimentary step, the training design for NPP decommissioning has to be established. And NPP decommissioning training will be performed based on SAT methodology which is the international standard in the field of NPP training, recently.

2. Systematic Approach to Training (SAT)

In this section, some basic notions are used to describe SAT. This approach is structured as ADDIE; Analysis, Design, Development, Implementation and Evaluation phases.

2.1 Origin and Appearance of SAT

TMI accident, the partial reactor core meltdown and the worst incident in the United States commercial NPP history, occurred in 1979. Through the investigation of TMI calamity, tons of lessons learned were proposed and SAT was one measure among alternatives. [1] Especially in Korea, after the NPP export to the United Arab Emirates, training programs in the KHNP have been changed from the conventional way to SAT methodology.

2.2 Fundamental outline of SAT

SAT is a structured approach that offers a logical process from the analyses of competencies required to perform a job to the design, development and implementation to accomplish competencies and subsequent evaluation of the training. [2] SAT is composed of five steps; Analysis, Design, Development, Implementation and Evaluation, so called ADDIE. Next is the concise elucidation. [3]

- Analysis
  Need Analysis, Job Analysis and Task analysis
- Design
  Training Setting/Plans and Learning Objectives
- Development
  Lesson Plans, Training Materials, Learning Activities and Training Methods
- Implementation
  Conduct Training, Conduct in-Training Evaluation and Document Training
- Evaluation
  Monitor Indicators, initiation of Corrective Action

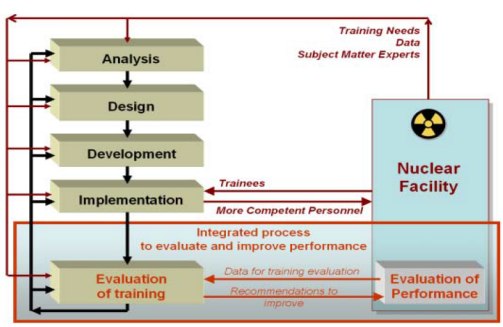


Fig. 1. Diagram of SAT process in the NPP.

3. Analysis for the Decommissioning Training

3.1 Training Pyramid

In NPP decommissioning, there are several one-of-a-kind tasks which offer particular challenges in terms of hazards or technical difficulties. Though a lot of different approaches are used to determine training needs, the training program determination is structured, basically and it is called Training Pyramid.

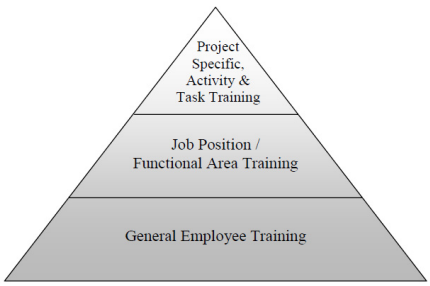


Fig. 2. Training Pyramid in the NPP.

Basic concept of each pyramid slab is as follows.

- General Employee Training
  Security, Fire Protection and Industrial Safety
- Functional Area Training
  Radiation Protection, Project Management
- Project Specific Activity and Task Training
  Remote dismantling, Handling of Spent Fuels [4]

3.2 Target Groups Classification

The personnel who need training is generally divided into two target groups which are stakeholder and decommissioning personnel. From Target Groups Classification, training analysis could be tailored.

- Stakeholder
  The personnel who could influence the decommissioning strategies and requirements
- Decommissioning Personnel
  The personnel who are employed directly by the decommissioning organization or contractors

Table 1. Target Groups Classification

		Constituent Members
1	Stakeholder	Senior Management, licensing authorities, public and press
2	Decommissioning Personnel	Manager, Professional staff and site worker

3.3 Analysis Outcome

There are three analysis approaches; Need/Job/Task analysis which are advanced in gradual. Another crucial factor in analysis phase is the decision of training target group. Training topics are varied, based on the training objects. Hence, analysis result for the decommissioning personnel, especially, professional staff are described as below.

Table 2. Training Topics for Professional Staff

	Training Topic
1	Facility technical specifications and surveillance requirements
2	Configuration and operation of the facility
3	Regulations of the decommissioning activities
4	Decommissioning technologies in each filed
5	De-fuelling and spent fuel management
6	Radiological characterization
7	Project risk management
8	Waste management and disposal
9	Site remediation
10	Case study Ⅰ: Overseas experiences
11	Case study Ⅱ: Domestic experiences

4. Conclusions

In this paper, SAT methodology has been used for the design of NPP decommissioning training. As the initial step, analysis phase was proceeded using Need/Job/Task analysis, Training Pyramid and Target Groups Classification.

Future plan is to perform Design, Development, Implementation and Evaluation phases. These activities are imperative to design the reasonable and trustworthy NPP decommissioning training.

5. REFERENCES

[1] USNRC, NUREG-0737, Clarification of TMI Accident Plan Requirements, Washington D.C, 1980.

[2] IAEA, IAEA-TECDOC-1057, Experience in the Use of Systematic Approach to Training (SAT) for Nuclear Power Plant Personnel, Vienna, 1998.

[3] INPO, ACAD 85-006, Principles of Training System Development, Atlanta, 1993.

[4] IAEA, NG-T-2.3, Decommissioning of Nuclear Facilities: Training and Human Resource Considerations, Vienna, 2008.

Ultra-High Pressure Water Jet 제염장치 Cold Test 수행에 대한 고찰

안승건*, 최영구, 김대환, 유석준
선광원자력안전(주), 서울시 관악구 관악로 120 5층,6층
*seunggeonan@hotmail.com

1. 서론

원자력발전소를 운영하면서 발생되는 방사성폐기물은 그 종류 및 재질에 따라 다양한 방법으로 처리된다. 이중 금속방사성폐기물의 경우, A/B, C/V 내 절재류 정리 및 교체(각종 폐기자재, 보관함 등), 공기정화계통, 각종 배관 및 밸브 교체 등 단위작업에서 발생되며, 방사선관리구역내 환경개선 관련 노후 시설 개선 및 유지보수 시에도 발생한다. 금속방사성폐기물은 제염을 통하여 자체처분을 수행할 경우, 자원으로써 재활용할 수 있으며, 극저준위 방사성폐기물로 분류하여 영구처분비용의 절감 효과가 있다.

이에 당사에서는 원자력시설에서 발생되는 금속방사성폐기물의 자체처분을 위한 제염장치 개발연구를 수행 중에 있으며, 본 논문에서는 시제품을 제작하여 수행한 Cold Test 및 그 결과에 대하여 기술하고자 한다.

2. 본론

2.1 초고압 워터젯 시스템

금속방사성폐기물의 효과적인 제염을 위하여 UHP(Ultra High Pressure) Water Jet을 바탕으로 제염시스템 개발하였다.

UHP Water Jet 기술은 고압 펌프 및 오리피스를 통해 발생된 40,000 ~ 60,000 psi의 고압수를 사용하는 기술로서, 피대상물질의 절단 또는 세정에 널리 사용되고 있다. 초고압수를 이용한 제염방법은 분사되는 물리적인 힘을 가하여 제염 대상물의 좁은 통로, 작은 균열이나 틈 까지도 제염시키며 제염계수는 50 ~ 1,000 정도이다. 특히 원격조작이 용이하며 분사노즐을 여러방향으로 회전시킴으로써 제염하기 어려운 부분까지 쉽게 제염할 수 있는 장점이 있다.

2.2 시제품 제작

UHP Water Jet 제염장치는 크게 펌프부, 노즐부, 분사챔버, 제어부로 분류된다.



Fig. 1. UHP water jet pump on skid.

펌프부는 토출압력 40,000 psi, 토출유량 20 LPM을 만족하고 원활한 유지보수가 가능한 Plunger Type의 Bare-shaft Pump로 선정하였다.

Table 1. Pump specification

Max. power input		Max. flow/pressure			
Hp	kW	Flow		Pressure	
		gpm	lpm	psi	bar
150	112	5.2	19.5	40,000	2750

원활한 토출압력의 제어를 위해 토출부에 스로틀을 부착하였으며, 토출부는 2Way로 분기하여 제어부를 통한 자동분사와 작업자가 직접 Water Jet Gun을 운용할 수 있도록 구성하였고, 분사노즐은 x, y 방향으로 자유롭게 이동할 수 있도록 Bellow를 xyz table 전단부와 연동시켜 노즐의 안정적인 이동 및 작업성을 향상시켰다.



Fig. 2. xyz table & Bellows.

2.3 Cold Test

제작된 시제품의 성능시험을 위하여 페인트가 도포된 일반잡고철을 대상으로 페인트 박리시험을 수행하였다.



Fig. 3. After UHP Cleaning(Painted Steel).



Fig. 4. After UHP Cleaning(Rusted Steel).

압력 40,000 psi에서 대상물에 대하여 세정시험을 수행한 결과 도포된 페인트의 경우 분체도장 및 액체도장 모두 제거 되는 것을 확인하였으며 또한 부식산화막도 제거되는 효과가 있었다.

UHP에 의한 세밀한 제거성능을 확인하기 위하여 스테인리스 스틸을 모의핵종(질산코발트, 질산세슘)으로 오염시킨 뒤, 핵종제거 시험을 수행하였다.

시험시편은 550℃에서 24시간동안 열처리하여 산화막을 형성시킨 후 3,000 ppm 용액에 침수시켜 오염시켰으며, 유리성 오염을 재현하기 위하여 침수시켰던 시편을 자연건조 하고 고착성오염을 재현하기 위해 150℃에서 5시간 열처리를 수행하였다. UHP 세정의 효과를 확인하기 위하여 모의시편을 대상으로 시험 수행하였으며, 세정 전후의 시편 상태를 확인하기 위하여 금속현미경을 이용하여 표면분석을 수행하였다.

Fig. 5의 제염 전 시편 ①, ④에서 확인된 산화막이 자연건조한 시편 ②, ⑤과 열처리한 시편 ③, ⑥에서 돌출부를 중심으로 제거되었음이 확인된 시편이며 모의핵종의 제거정도를 확인하기 위하여 동일 시편에 대하여 SEM-EDS 분석을 수행하였다. (①제염전(Co), ②제염후(자연건조: Co), ③제염후(열처리: Co), ④제염전(Cs), ⑤제염후(자연건조: Cs), ⑥제염후(열처리: Cs))

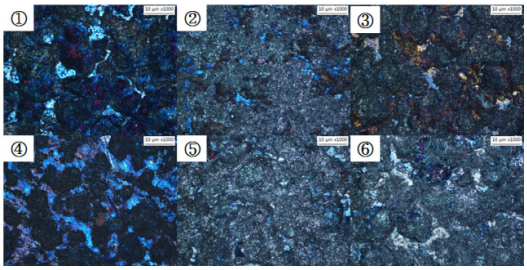


Fig. 5. Metallurgical Microscope(Nicon MA-100, X1,000) Image.

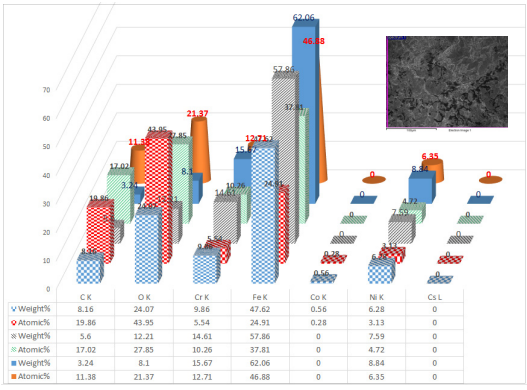


Fig. 6. FESEM-EDS(JSM7500F) Result.

FESEM-EDS 분석결과에서 알 수 있듯이 산화막의 중성분인 O가 제염 전에는 24.07wt% 차지했던 것이 제염 후에는 최고 8.1wt%까지(34% 저감) 낮아진 것을 확인할 수 있다. Co 성분은 제염 후에 검출되지 않음을 확인하였다.

3. 결론

제작된 시제품으로 페인트 및 산화막이 도포된 잡고철 및 모의핵종시편으로 대상으로 Cold Test를 수행한 결과, 페인트의 박리, 산화막의 제거 및 효과를 확인하였다. 향후 이 실험을 바탕으로 원전 실증실험을 통해 장비의 성능을 입증할 계획이다.

4. 참고문헌

[1] 한국방사성폐기물학회, 2013년 추계학술발표회 논문요약집, pp.441-442, 2013.

Development of Chemical Decontamination Process for CRUD

Seongsik Nam[1*], Won-Seok Kim[1], Wooyong Um[1,2]

[1]Division of Advanced Nuclear Engineering, (POSTECH), 77 Cheongam-ro, Nam-gu, Pohang, Korea

[2]Pacific Northwest National Laboratory (PNNL), Richland, WA, USA

[*]spoppower@postech.ac.kr

1. Introduction

There are 23 nuclear power plants (NPPs) operating in South Korea. As nuclear power plants are getting older, decontaminating process has been concerned due to increased contamination. Chalk River Unidentified Deposit (CRUD) is an accumulated corrosion product on external fuel rod cladding surfaces and composed of either dissolved ions or solid particles such as Ni and Co. Corrosion product can be activated through nuclear reaction to form radionuclide such as ^{60}Co[1]. Because the CRUD is formed at cladding surface and radionuclides can be contained in CRUD, it can affect to human health and environment[2]. Therefore CRUD needs to be removed safely during NPP's decontaminating process by efficient, CRUD decontamination process. The objectives of this study is to develop the decontaminating process using various decontamination reagents and synthesized CRUD.

2. Materials and Methods

2.1 Synthesis of Co or Cr based CRUD

Cobalt (Co) based CRUD representative of the CRUD in NPP was synthesized by mixing 25mL of $FeCl_3$ (0.4M) and 25mL of $CoCl_2$ (0.2M). About 10-11 mL of NaOH (3M) was added to adjust pH to 11.5. Chrome (Cr) based CRUD was synthesized using 25mL of $CrCl_3 \cdot 6H_2O$ (4M) and 25mL of $CoCl_2$ (0.2M), and about 4-5 mL of NaOH (3M) was added until a pH level of 11.5 was reached. After 1 hr reaction at 80℃, the slurry was centrifuged by 3000 rpm for 15 minute (Centrifuge 5702, Eppendorf) and dried overnight to make CRUD[3]. Additional CRUD which is typical to NPPs in Korea was synthesized by mixing metal oxides of Fe_3O_4, CrO_3, and NiO in DI water (weight ratio of Fe:Cr:Ni = 26:23:51). Initial pH of the mixture was 1.45 and adjusted to pH 7.5 by adding hydrazine (N_2H_4, 24-26% in H_2O). Reaction was conducted in a furnace at 320℃ temperature for 100 hour to make CRUD product. The final CRUD was dissolved by concentrated HCl and HNO_3 (3:1) acid solution, and then chemical compositions of CRUD were determined by inductively coupled plasma mass spectrometry (ICP-MS, PerkinElmer, NexION 300D). The CRUD was also analyzed by XRD (Rigaku, D/MAX-2500/PC) for mineral identification.

2.2 CRUD synthesis on metal coupon

Simulated CRUD oxide layer on metal coupon [SUS304 with Ni(8~11%) and Cr(18~20%)] was also prepared in a mixture of H_3BO_3 (650 ppm), LiOH (2.2 ppm), and N_2H_4 (30ppm) solution. The metallic coupon (before reaction) is shown in Fig.1.

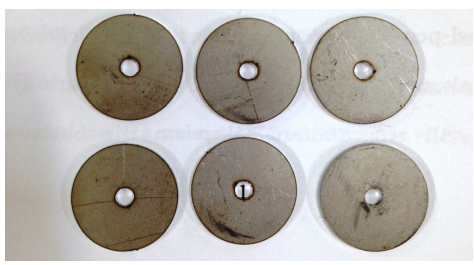


Fig. 1. Metallic coupon (SUS 304) used for CRUD formation.

The heating mantle used for CRUD synthesis on metal coupon is shown in Fig. 2. The metal coupon was installed inside the sealed beaker which was

placed in a heating mantle. The solution was filled to sealed beaker and the installed metal coupon inside sealed beaker was reacted for 1 month at 350℃. The formed oxide layer on metal coupon was scraped off carefully and analyzed by XRD (Rigaku, D/MAX-2500/PC, Japan).

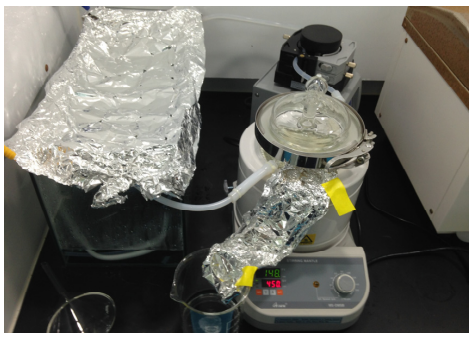


Fig. 2. Heating mantle for CRUD synthesis on metal coupon.

2.3 Decontamination process of CRUD

Synthesized CRUD was decontaminated by hemp fiber, sodium sulphite(Na_2SO_3) with ferrous sulphite(FeS), and p-aminobenzoic acid ($H_2NC_6H_4CO_2H$) with calcium phosphate(CaP). Decontamination process was conducted with various pH conditions (pH: 3 - 8) and different temperatures.

3. Results & Discussion

The XRD results of synthesized CRUD were shown in Fig.3 and Co based CRUD were well synthesized in our method. It is identified as Co-ferrite, [$CoFe_2O_4$]. CRUD decontamination process test is still being investigated using different decontamination reagents. Optimum decontamination condition for CRUD dissolution will be tested with different pHs and temperatures in order to remove Co and Cr selectively.

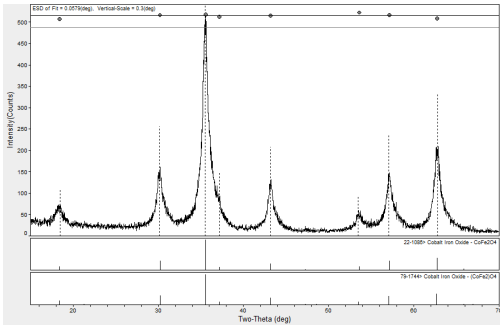


Fig. 3. XRD data of Co based CRUD.

4. Conclusion

Simulated CRUD was successfully synthesized and characterized. Co-ferrite is a major mineral phase for Co based CRUD, while Cr is found to be substituted in Fe spinel structure. Effective CRUD decontamination process should be determined to remove Co and Cr selectively.

5. References

[1] Jiaxin C, "On the interaction between fuel CRUD and water chemistry in Nuclear power plants" Studsvik material Ab SE-611 82 Nykoping Sweden, January, (2000).

[2] Harrison JD, Muirhead CR, "Quantitative comparisons of cancer induction in humans by internally deposited radionuclides and external radiation" Int J Radiat Biol, 79(1), 1-13 (2003).

[3] K. Maaz, Arif M, S.K. Hasanain, Abdullah C, "Synthesis and magnetic properties of cobalt ferrite nanoparticles prepared by wet chemical route" Journal of Magnetism and magnetic materials, Vol.308(2), 289 - 295, 2007.

MW 플라즈마를 이용한 소형 금속방사성폐기물 일괄 제염 처리 장치 개발

최영구[1*], 안승건[1], 김대환[1], 구동진[2], 구민[2], 이봉주[2], 나경원[3]
[1]선광원자력안전(주), 서울특별시 관악구 관악로 120
[2]그린사이언스(주), 강원도 태백시 장성동 278-2
[3]에코리서치그룹(주), 서울특별시 영등포구 국제금융로6길 33
*choiyk09@gmail.com

1. 서론

국내외 원자력관계시설에서 발생되는 금속방사성폐기물은 원전 운영에 따른 설비 개선, 계통 및 장비 성능개선 등의 단위작업, 노후 시설물 교체의 유지·보수 과정에서 꾸준하게 발생하고 있으며 지속적으로 축적되고 있다. 금속방사성폐기물의 재활용 및 자체처분을 위해서는 금속방사성폐기물로부터 방사성오염원을 제거하기 위한 기술개발이 필요하다. 지금까지 금속방사성폐기물 제염을 위한 다양한 방식의 습식 및 건식 제염 기술들이 개발되어 졌다. 습식제염 기술은 제염액에 금속폐기물을 침수시켜 제염하는 것으로 곡관이나 밸브 등의 복잡한 형상물의 방사성 금속폐기물에 대하여 효과적이나, 제염액 일부는 스테인리스강에 대하여 용해속도가 느리기 때문에 방사성금속폐기물의 방사능을 자연계수율(BKG) 수준까지 제염하는데 많은 시간이 소요되며, 고농도의 폐액이 발생하여 폐액처리가 어렵고 2차폐기물이 다량 발생하기 때문에 이에 대한 처리 대책이 필요하다. 건식제염 기술은 오염준위가 낮고 표면 부착성이 약한 경우에 간편하게 적용될 수 있다. 그러나 많은 노동력이 소요되고 특히 제염작업 중 작업자의 피폭 위험이 높으며 다량의 폐기물 처리에 부적합하고 고착성 오염의 제거가 어려운 단점이 있다.

본 연구는 상압 마이크로파 플라즈마 기술을 적용하여 2차 폐기물 발생량을 줄이고 표면 유기물질 제거를 위한 전처리가 필요 없는 소형 금속방사성폐기물 일괄제염 장치를 개발하고자 한다.

2. 본론

2.1 원리

본 연구에서 개발하고자 하는 마이크로웨이브 플라즈마 토치는 무전극 플라즈마 토치로서 스팀(H_2O) 사용 시 발생하는 전극 부식문제를 해결할 수 있을 뿐만 아니라 스월(Swirl) 형태로 플라즈마 발생 가스를 주입하여 고효율의 안정화된 플라즈마를 만들 수 있다. Fig. 1은 마이크로파 플라즈마를 사용해서 금속방사성폐기물을 제염하는 원리이다. 고온에 의한 물리적 제염뿐만 아니라 고온 라디칼을 생성하여 화학제염을 동시에 수행할 수 있다.

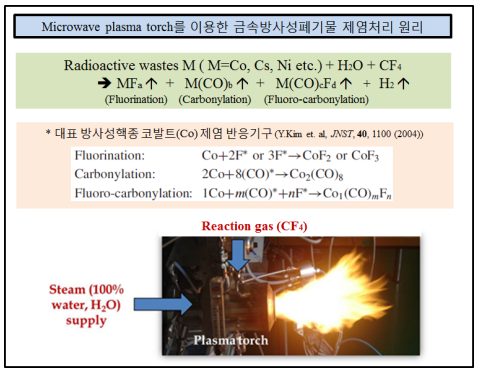


Fig. 1. The Principle of Decontamination by Microwave Plasma Torch.

2.2 특징

Fig. 2는 아크플라즈마 토치와 마이크로파 플라즈마 토치의 화염 크기를 비교한 것이다. 마이크로파 플라즈마는 아크플라즈마와 RF (13.56MHz) 플라즈마에 비하여 대면적 플라즈마 영역을 생성할 수 있어 화학제염에 참여할 수 있는 더 많은 반응 라디칼(Radical)을 만들 수 있으며, 고온(>1,300℃)을 유지하기 때문에 추가 열원 없이 방사능물질이 금속 모재에 잔류하지 않고 거의 제거될 뿐만 아니라 제염 전 표면 유기물질 제거를 위한 전처리 공정이 필요 없다는 장점이 있다.

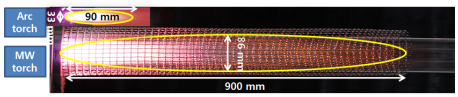


Fig. 2. The Arc Plasma Torch & The Microwave Plasma Torch.

2.3 공정 개발

Fig. 3은 마이크로파 플라즈마를 이용한 금속방사성폐기물 일괄제염 처리 공정이다. 그림에서 보여 주는 것처럼 장치는 마이크로웨이브 플라즈마 토치와 실제 제염이 수행되는 반응로 그리고 제염 후 발생하는 배기가스를 처리하기 위한 배기체 처리 시스템으로 구성되어있다.

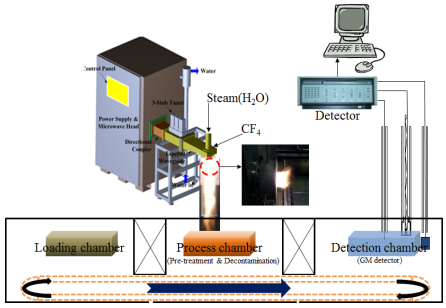


Fig. 3. The Schematic Overview of the Microwave Plasma Decontamination Unit.

2.4 장치 제작 및 시운전

Fig. 4는 마이크로파 플라즈마를 이용한 소형 금속방사성폐기물 일괄제염 장치이다. 마이크로파 발생장치로부터 생성된 915MHz 마이크로파는 반응로 입구에서 Air 및 NF_3 기체를 고온 플라즈마로 만들고 플라즈마 내에 존재하는 F 라디칼들이 방사성핵종들과 반응하여 금속방사성폐기물들을 제염한다. 장치의 성능시험을 위해서 코발트



Fig. 4. The Decontamination Equipment by Microwave Plasma.

금속 시편을 사용해서 플라즈마에 의한 에칭 속도를 측정하였다. Table 1은 코발트 금속 시편의 에칭 속도와 플라즈마의 최적 조건을 나타낸다. 플라즈마 제염 위치에 따라서 두 종류의 시료로 구분하였으며 도입부 쪽에 위치한 시료의 에칭이 더 많이 일어났음을 알 수 있었다.

Table 1. Optimum Condition & Isotropic Etching Rate

플라즈마 제염 조건	Isotropic Etching rate
- Swirl gas: NF3(15 lpm) + Air(200 lpm) - 915MHz MW power: 30 kW 10분, 25kW 10분 - Operating time: 20 min - Reference 코발트 금속 막대 길이: A=0.5985*0.7685*8.7985 [cm] B=0.7880*0.9580*8.9880 [cm] - Reference 코발트 금속 막대 무게: A=36.02, B=60.42 [g] - Plasma treated 코발트 막대 무게: A=21.64, B=58.16 [g]	A=36.64875 $\mu m/min$ B=3.8429 $\mu m/min$

2.5 Cold Test

장치의 제염 효율을 측정하기 위해서 탄소강 및 스테인리스 시편을 제작하여 비방사성 실험을 수행하였다. Fig. 5에서 보여주는 것처럼 시편은 유리성과 고착성에 대한 제염 효과를 측정하기 위해서 질산세슘 및 질산코발트 용액에 침적 후 각각 자연건조와 열처리를 수행하였다.

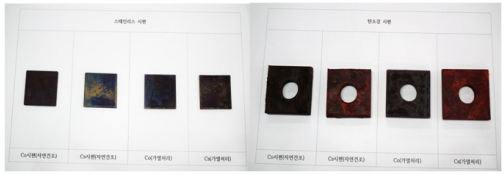


Fig. 5. Test Samples (Non-Radioactive).

3. 결론

마이크로파 플라즈마 기술을 적용하여 2차 폐기물 발생량을 줄이고 표면 유기물질 제거를 위한 전처리가 필요 없는 소형 금속방사성폐기물 일괄제염 장치를 개발하였다. 코발트 금속 시편을 사용해서 에칭 속도를 측정한 결과 플라즈마 도입부에 가까운 쪽에 위치한 시료의 에칭이 더 많이 일어났음을 알 수 있었다. 제염효과를 측정하기 위해서 세슘 및 코발트로 오염된 비방사성금속시편을 제작하였으며 제염 효과를 측정하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 산업자원통상부 기술료지원사업으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Surface & Coatings Technology, 228, S520~S523, 2013.
[2] 한국방사성폐기물학회, 2011년 춘계학술발표회 논문요약집, pp.191-192, 2011.

원자력시설의 해체계획서 작성지침 등에 관한 기술기준(안) 개발

안상면*, 이정준, 육대식, 정찬우, 이병수
한국원자력안전기술원, 대전시 유성구 과학로 62
*k270asm@kins.re.kr

1. 서론

국내 가동중인 원전의 경우, 2030년까지 12기의 원전이 설계수명 만료 예정(계속운전 미반영)이며, 월성 1호기의 경우, 현재 계속운전 여부에 대한 심사가 진행 중에 있다[1,2]. 또한, 2011년 3월 발생한 일본 후쿠시마 원전사고 이후 장기가동 원전에 대한 안전성과 해체에 대한 일반인의 관심이 급속히 증가하면서 1978년 국내 최초로 상업운전을 시작하여 2007년 계속운전 승인 후 운영 중인 고리 1호기의 안전성을 우려하는 분위기가 있다.

2011년 7월, IAEA 통합규제검토서비스(IRRS, Integrated Regulatory Review Service) 수검 결과, 아래와 같은 권고사항이 도출되었다[3]. 이는 "규제체계가 원자력시설의 건설 및 운영에 대하여 해체계획을 요구해야 하고, 해체계획은 주기적으로 개정되어야 한다."는 내용이며, 이와 관련하여 국내 원자력시설의 해체제도 및 규정 정비의 필요성이 대두되었고 후속조치가 진행 중에 있다.

본 연구에서는 국내 원자력시설 해체 관련 규제제도개선의 일환으로 초안 성격의 원자력시설의 해체계획서 작성지침에 관한 기술기준(안)을 개발하였다.

2. 본론

2.1 원자력안전법령의 해체계획서

원자력안전법 제28조(발전용원자로 및 관계시설의 해체)제2항에 해체계획서에 포함될 내용을 다음과 같이 규정하고 있다[4]. 1) 발전용원자로 및 관계시설의 해체방법 및 공사일정, 2) 방사성물질 및 그에 따른 오염의 제거방법, 3) 방사성폐기물의 처리·처분방법, 4) 방사선으로부터의 재해를 방지하는데에 필요한 조치, 5) 방사성물질등이 환경에 미치는 영향의 평가 및 그 대책, 6) 발전용원자로 및 관계시설의 해체에 관한 품질보증계획, 7) 그 밖에 위원회가 정하는 사항

연구용원자로의 경우에는 원자력안전법 제34조(준용)에 따라 원자력안전법 제28조의 규정을 준용하며 원자력안전법 제42조(핵연료주기시설의 해체) 제2항에 핵연료주기시설의 해체계획서에 포함될 내용이 규정되어 있고 그 내용은 발전용원자로 및 관계시설과 유사하다. 원자력안전법령에 해체계획서에 포함될 내용들을 포괄적으로 언급하였지만 원자력시설 해체계획서 작성을 위한 상세지침이 없는 실정이다.

2.2 국외 해체계획서 관련 기술기준

국제원자력기구(IAEA)는 해체계획서와 관련된 작성양식과 내용에 대한 안전보고서(Safety Report Series No.45, Standard format and content for safety related decommissioning documents)를 2000년대 중반에 발간하였다. 그 보고서에 따르면 해체계획서에 포함될 항목은 다음과 같이 제시되고 있다. 1) 서론, 2) 시설개요, 3) 해체전략, 4) 프로젝트관리, 5) 해체활동, 6) 감시 및 유지보수, 7) 폐기물관리, 8) 비용평가 및 재원보증, 9) 안전성평가, 10) 환경영향평가, 11) 보건 및 안전, 12) 품질보증, 13) 비상계획, 14) 물리적 보안 및 안전조치, 15) 최종방사선조사. 그리고 항목별 기술될 상세내용도 언급되어 있다. 그리고 방사선특성화계획(Characterization plan)과 최종방사선조사보고서(Final radiological survey report) 같은 해체안전성과 연관된 관련 문서들에 대한 내용도 기술되어 있다[6].

미국의 경우, 허가소지자(licensee)는 규제기관(NRC)에 영구정지후 해체활동보고서(PSDAR, Post-Shutdown Decommissioning Activity Report)를 제출해야 한다[7]. NRC의 관련 규제지침(Reg. guide 1.185)에 따르면, 영구정지후 해체활동계획서(PSDAR)에 기재될 사항은 다음과 같다. 1) 계획된 주요해체활동, 2) 해체활동 종결일정, 3) 예상해체비용, 4) 논의-환경영향평가.

독일의 경우, 원자력법에 따른 해체허가 신청시 신청서류에 포함되어야 할 기술적 사항들이 관련 해체지침서(2009)에 제시되어 있다. 여기에는 시설운영이력, 법적 규정, 해체방법과 절차, 제염·절단·철거 기술, 안전연구, 방사성폐기물 처리·저장·처분,

방사성물질 재고량 평가, 방사성물질 규제해제(clearance) 절차, 방사선방호 및 환경감시 프로그램, 조직, 품질보증 등이 포함된다[9].
프랑스의 경우, 규제기관(ASN)의 Guide No. 6(2009)의 부록 1(Annexe 1)에 해체계획서 목차 및 내용이 언급되며 여기에는 선정한 해체전략의 설명 및 정당화, 해체일반사항, 해체수행, 최종단계로 구분되어 기술사항이 제시되어 있다[10].

2.3 해체계획서 작성지침 기술기준(안)

원자력시설의 해체계획서 작성지침을 위한 기술기준(안) 개발을 위해 1) 국제기준에 부합하고 2) 일반적 보편적인 내용을 준수하고 3) 보수적 관점을 유지하는 것으로 기본방향을 설정하였고 이를 바탕으로 해체계획서에 포함되어야 할 주요 항목을 도출하기 위하여 해체계획서와 관련된 국제기준(IAEA)과 국내외 기준 등을 비교하였다. 국내 연구용원자로의 해체계획서 작성사례를 분석한 결과, 원자력발전소 해체경험이 전무한 상태라는 점을 고려할 때 국제기준과의 부합성과 보수적인 접근법은 매우 중요한 요소로 인식되었다. 따라서 IAEA의 보고서[6]에 제안된 원자력시설 해체계획서 양식과 내용을 근간으로 원자력안전법령과 비교해서 원자력시설 해체계획서에 포함될 기술항목을 다음과 같이 도출하였다. 1) 서론, 2) 시설개요, 3) 부지현황, 4) 방사선학적 특성, 5) 해체전략, 6) 관리 및 조직, 7) 해체방법, 8) 방사성폐기물관리, 9) 재정보증, 10) 안전성평가, 11) 방사선방호 및 안전, 12) 환경영향평가, 13) 품질보증, 14) 부지복원. 도출된 해체계획서의 기재될 항목별로 기술사항과 기술요령 등을 반영하여 초안 성격의 기술기준(안)을 개발하였다.

3. 결론

원자력시설 해체계획서 작성지침을 위한 기술기준개발을 위해 1) 국제기준에 부합하고 2) 일반적·보편적인 내용을 준수하고 3) 보수적 관점을 유지하는 것으로 기본방향을 설정하였다. 이를 바탕으로 해체계획서에 기재될 항목, 기술사항, 그리고 기술요령이 반영된 초안의 기술기준(안)을 개발하였다. 향후, 각계 전문가와 관계기관들의 검토의견들을 수렴 및 반영 절차를 거쳐 최종안을 개발하고자 한다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회의 연구사업 "방사성폐기물 안전규제 핵심기술개발"의 일환입니다.

5. 참고문헌

[1] http://opis.kins.re.kr/
[2] 김학수, 원전해체를 대비한 해체사업자의 노력, 제16회 원자력안전 기술정보회의 발표자료.
[3] IAEA IRRS 수검결과 보고서 초안 (2011).
[4] 원자력안전법령(2013.10).
[5] IAEA GSR Part 6 (2014).
[6] IAEA Safety Report Series No. 45 (2005).
[7] US NRC Reg. guide 1.184 & 1.185 (2013).
[8] KINS/GR-525 원전해체 및 방사성폐기물규제기술개발(2013).
[9] BMU의 Guide to the decommissioning, (2009).
[10] ASN guide No.6 (2010).

3분과

제염해체 및 방사성폐기물 처리(Poster)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

해체활동 경험 데이터에 기반한 해체작업 생산성 산출을 위한 프로그램

송찬호*, 박승국, 박희성, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*chanho@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원(KAERI)은 수명이 다한 연구용 원자로 2호기(KRR-2), 우라늄 변환시설(UCP)에 대한 해체 경험을 가지고 있다. KAERI는 연구용 원자로를 해체한 경험을 바탕으로 NPP에 대한 해체 작업의 예상 소요 시간 및 비용을 평가하기 위한 기초적인 해체 작업의 단위 생산성에 대한 계수 연구를 수행하고 있다. 현재 해체정보관리시스템(DECOMMIS) 및 해체 시설특성 관리 시스템(DEFACS), 해체 작업 단위 생산성 산출 시스템(DEWOCS)과 같은 시스템들을 통하여 원자력 시설의 해체활동 경험 자료를 관리하고 해체비용 산출을 하는데 이용하고 있다[1].

연구로와 변환시설의 해체활동에서 생산된 정보 및 자료를 활용하고 가공하여 NPP 해체계획 수립 및 비용 산정에 인자로 제공하고자 한다.

본 논문에서는 KRR-2, UCP 그리고 다른 나라의 해체 경험 데이터를 이용하여 NPP의 유사한 해체 대상 시설물과의 매핑을 통해 해체비용을 계산 할 수 있는 프로그램을 개발한 것을 설명하고 있다.

2. 본론

2.1 시설 코드와 WBS 코드

DECOMMIS에서는 NPP의 해체 대상 시설물들을 표현한 NPP 시설코드(Facility Code)와 KRR-2, UCP 그리고 JAEA의 NPP 해체경험 자료를 WBS Code를 통해 표현하고 있으며 데이터베이스를 통해 관리하고 있다. 이러한 WBS Code는 시설 해체 작업의 시간 순서 및 작업 예정표를 기초로 작성되었다[1]. WBS Code의 해체 경험 정보는 작업에 소요된 단위 생산성 값으로써 해체 작업(GD), 유지보수(GE), 방사선/능관리(RP), 폐기물관리(WM), 품질관리(QC), 전문가활용(SE), 공통업무(CO)로 나누어져 각각이 Manpower /Area, Manpower /Volume, Manpower/Weight의 단위를 갖는 numeric 값으로 정의되어있다.


Man-Power
WBS 코드 : KRR-F > 연구로2호기 > 원전조사 시료대 분리 > 원전 조사시료대 분해 및 세절

면적	2.090	부피	0.196	무게	529.000	WBS No.	K2-4.4

작업분야	시간/면적	시간/부피	시간/무게
RP	94.7368	1010.204	0.3742
GD	227.5119	2426.0204	0.8988
GE			
WM	118.1818	1260.204	0.4669
QC	57.177	609.6936	0.2258
SE			
CO			
SUM	497.6075	5306.1222	1.9657

Fig. 1. WBS Code in DECOMMIS DB.

2.2 해체작업 생산성 산출 방법

NPP와 KRR-2에는 동일목적을 갖는 시설물이 존재하며 해체 활동에서도 일반적인 준비작업이나 반복적인 작업 같은 경우에는 동일한 경우가 존재한다. 이것은 KRR-2, UCP, JAEA의 WBS Code와 NPP의 유사한 시설에 대해서 WBS Code를 반복적으로 적용함으로써 구한 해체작업 생산성 값이 해체작업에 어느 정도 소요되는지를 가늠할 수 있는 지표로 사용될 수 있음을 뜻한다.

$$Average\ Work\ cost = \frac{KRR2 + UCP + JAEA(WBSCodes)}{Total\ Nmber\ of\ WBSCodes} \quad (1)$$

(1)은 KRR-2, UCP, JAEA의 해체경험 데이터를 이용하여 단위 생산성 평균값을 나타낸 식이다.

Table 1. Example of decommissioning work productivity calculation

	KRR-2	UCP	JAEA
Heat	K2-9.3	UB2-6212	JAEA1
Exchanger	(0.026)	(0.085)	(0.0231)
Average		0.0447	

Table 1은 KRR-2, UCP, JAEA가 열교환기를 해체하는데 드는 비용을 나타낸 것이다. K2-9.3은 "원자로 외부노출(정화 및 냉각)계통 제거 - 열교환기 부분"을 하면서 든 생산성 값이 0.026 manhour/kg이다. JAEA1은 "일반해체 - 열교환기 부분"을 하면서 든 비용이 0.0231 manhour/kg이다. 특히, K2-9.3은 DC(0.201 manhour/kg), RC(0.123 manhour/kg)를 합친 총 해체작업 생산성 값이다. UCP는 "열교환기"해체를 하면서 0.085가 발생했고 결과적으로 열교환기를 해체하면서 드는 비용은 평균적으로 0.0447 manhour/kg가 드는 것을 알 수 있다.

2.3 NPP시설코드와 KRR-2, WBS코드의 매핑 방법

본 논문의 해체작업 생산성 산출을 위해서는 사용자가 직접 WBS Code와 NPP Facility Code를 유사한 해체 대상 시설들로 선별해야 함을 뜻한다. 이러한 작업은 KRR-2 를 위해 만들어진 WBS Code가 NPP의 해체를 염두에 두고 만들어지지 않았기 때문에 NPP의 유사한 시설과 매핑되기에 어렵게 만든다. 그러므로 WBS Code를 NPP의 유사한 해체대상 시설물과 매핑하는 것이 중요하며 실제 계산에서 해체비용에 큰 영향을 미치므로 정확하게 매핑해야 할 필요가 있다.

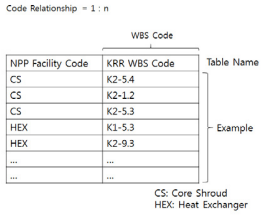


Fig. 2. Mapping table structure for similar facility between facility code and KRR-2.

Fig. 2에서는 이러한 매핑 방법을 WBS Code와 NPP의 유사한 해체 대상 시설물들을 미리 매핑시켜 두고 해체 작업 생산성 산출 프로그램에서 보다 쉽게 평균값을 산출할 수 있도록 만들기 위한 테이블을 DECOMMIS의 데이터베이스에 구축하였다.
이 테이블에서 NPP의 Facility Code는 KRR-2 의 WBS Code와 1 : n 관계가 된다. 즉, NPP 하나의 Facility Code는 다수의 WBS Code를 가질 수 있다. 이것은 다수의 WBS Code를 가짐으로써 WBS Code를 반복 적용하게 되어 해체 작업 생산성 값이 어느 정도 평균값을 갖도록 만들어 적절한 해체 작업 생산성값을 예상할 수 있도록 만든다.

2.4 해체 작업 생산성 산출 프로그램

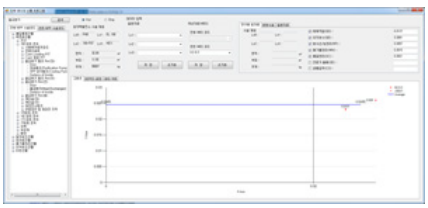


Fig. 3. The Calculating Program for Decommissioning Work Productivity.

효율적인 계산 작업을 위해서 해체 작업 생산성 산출을 위한 프로그램을 제작했다. 이 프로그램은 (1)의 해체 작업 생산성 산출식을 통하여 단위 생산성 평균값을 계산하고 그래프에서 결과를 한눈에 볼 수 있도록 나타내 준다.
이 프로그램의 왼쪽 트리에서 원자력발전소의 시설들을 선택한 후 오른쪽 콤보박스에서 원자력발전소와 연관 있는 KRR-2의 WBS Code를 선택한다. 체크박스에서 선택한 후 저장을 누르면 프로그램의 하단에 해체 작업 생산성값을 계산한 포인트 그래프가 나타나게 된다.

3. 결론

KAERI에서는 국내 NPP의 해체를 염두에 두고 해체 방법론을 개발하기 위한 다양한 연구를 하고 있다. 특히, NPP의 해체비용을 파악하는 것은 해체대상 시설물의 재질, 크기, 방사선학적 조건 등의 다양한 변수가 존재하기 때문에 해체비용이 천차만별을 이룬다. 본 논문에서는 KRR-2, UCP, JAEA의 실제 해체경험 정보를 이용하여 해체작업 생산성값 산출의 넓은 범위를 줄이기 위한 방법을 제시하였으며 향후 연구에서는 해체작업 생산성값뿐만 아니라 해체작업 당 실제 정부노임단가를 적용하여 해체작업에 대한 비용 평가 결과를 제공할 수 있도록 해야 한다.

4. 참고문헌

[1] 박승국, 조운형, 문제권, "원자력시설 해체작업에 필요한 유닛생산성 산출 시스템", 한국정보과학회, pp. 9-12, 2011.
[2] W. H. Cho, S. K. Park, Y. D. Choi, I. S. Kim, J. K. Moon, "Establishment the code for prediction of waste volume on NPP decommissioning", Korean Nuclear Society, pp. 221~222, 2013.
[3] 조운형, 박승국, 최윤동, 이규일, 문제권, "해체활동 경험 자료를 이용한 해체대상시설물 해체비용 예측 방안", 한국방사성폐기물학회, pp. 283-284, 2012.
[4] 박승국, 조운형, 문제권, "해체작업 단위 생산성 산출을 위한 프로그램 개발", 한국방사성폐기물학회, pp. 371~372, 2011.

원전시설 해체정보 활성화를 위한 시설코드와 WBS코드 응용

박희성*, 송찬호, 박승국, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*parkhs@kaeri.re.kr

1. 서론

최근 정부는 수명이 다 된 원자력발전소를 해체하기 위한 폐로 기술개발과 정책 마련을 준비하고 있다. 원전 제염해체 기술개발부는 1998년부터 2009년 까지 연구용 원자로 1&2와 우라늄 변환시설을 해체한 경험을 가지고 있다. 연구로 해체를 통해 얻어진 데이터를 활용하여 상업용 원자로를 해체하기 위한 연구가 진행되고 있다. 연구용 원자로 해체 데이터를 상업용 원자로 해체에 적용시키는데는 많은 문제를 내포하고 있다. 본 논문은 문제 해결의 첫 시험으로 원자력발전소 해체를 준비하는 단계에서 해체 사업을 합리적으로 관리하기 위한 코드관리 시스템을 소개한다. 코드관리 시스템은 해체 대상인 원전의 시설코드와 WBS 코드를 결합한 시스템으로 원전 시설을 해체 할 때 필요한 시설 정보를 중심으로 해체 시 발생하는 모든 해체 정보를 가진다. 코드관리 시스템은 기존에 개발된 데이터베이스 시스템과 연동하여 해체 폐기물량 산출 및 해체 비용과 해체 일정 평가에 중요한 역할을 할 것이다.

2. 본론

2.1 WBS (Work breakdown Structure)

작업 분해도로써 프로젝트의 범위와 최종 산출물을 세부요소로 분할한 계층적 구조로 표현된다. 원자력산업에서는 시공관리 기준 공정표(IPS: Integrated Project Schdule)를 활용한 원전해체 작업분류 체계 [1]에서 사례를 찾아볼 수 있다. 스웨덴의 Forsmark는 WBS를 활용하여 원전 해체의 해체 비용을 예비적으로 평가한 사례[2]가 있으며, ISDC는 비용을 산출하는데 WBS와 매트릭스 개념을 이용하고 있다[3].

2.2 원전 시설코드 및 WBS 코드

연구용 원자로 및 변환시설의 해체 폐기물량을 산출하기 위해 만들어진 시설코드는 해당 시설의 특성자료(구조물의 면적, 부피, 무게와 재질의 형대와 특성)와 방사선학적 특성자료(표면 오염도와 방사화 면적, 부피, 무게)를 포함하고 있다. 연구로 2호기 해체 시 작성된 시설코드의 예를 Table 1에 나타내었다.

Table 1. KRR 2'nd Classification of the facility code

Object Facilities	1'st Classification	2'nd Classification
KRR (Research Reactor)	K1R (Reactor Hall at the KRR-1)	K1R-POL
		K1R-BSC
		K1R-SFS
		K1R-AUX
	K2R (Subsidiary build. at the KRR-2)	K2R-IEL
		K2R-LHC
		K2R-WIS
		K2R-PIT
		K2R-IEL

해체 생산성 인자를 도출하기 위해 만들어진 WBS 코드는 작업 인력 투입 소요시간, 작업 종류별 투입 소요 시간, 단위 작업 별 소요 시간, 장비 사용 시간, 및 해체 작업 종류에 따른 작업 별 투입 시간에 대하여 요구되는 연산식에 의해 계산되는 값을 가지고 있다. 연산식은 장비와 관련하여 장비별 작업시간/면적, 장비별 작업시간/부피, 장비별 작업시간/무게를 계산하며, 작업 시간과 관련해서는 작업투입시간/무게, 작업투입시간/부피 그리고 작업투입시간/면적을 계산한다. 연구용 원자로 해체에 사용되었던 WBS코드의 예를 Table 2에 나타내었다.

Table 2. WBS code of the KRR-2

Work Classification	Work description	Number of WBS
Separation of Rotary Specimen Racks	Preparation	K2-4.1
	Separation	K2-4.2
	Transport	K2-4.3
	Dismantling	K2-4.4
Remove of Beam Port Liner	Remove of Nose	K2-17.1
	Drilling	K2-17.2
	Discharge	K2-17.3
	Dismantling	K2-17.4

코드관리 시스템에 사용될 시설코드는 OPR1000을 대상으로 작성하였다. OPR1000은 제 1 원자로 보조건물, 제 2 원자로 보조건물, 출입통제건물, 터빈 건물, 핵연료 건물, 원자로 건물, 폐기물관리 건물 등 7개 건물로 구성되어있다. 이들 건물들은 다시 각각 레이어(Layer), 방(room), 장비(equipment)로 분류된다. 코드관리 시스템에 사용될 WBS코드는 연구용원자로 해체로부터 얻어진 작업 생산성 인자를 포함하고 있다. WBS 코드는 작업자 생산성 인자를 나타내는 man-power와 장비 생산성 인자를 나타내는 Technic 그리고 해체 관리 생산성 인자를 나타내는 management 로 구분된다. 향 후 원전 해체에 사용될 시설코드와 WBS코드의 조합인 코드는 해체 행위와 원자로 시설 내 구조물을 해체 할 때 사용되는 장비들로 구성되어 있다. Fig. 1은 시설코드와 WBS코드가 결합된 매트릭스를 보여주고 있다. 원자력발전소 해체 시 해체 활동을 포함한 코드는 약 30만개의 정보를 가지고 있다.

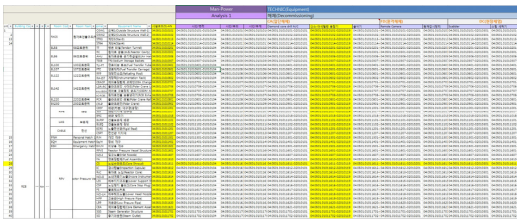


Fig. 1. A matrix structure combining facility code and WBS code.

3. 결론

연구로 해체로부터 얻어진 데이터를 원전 해체에 활용하기 위한 전략으로 코드관리 시스템을 고안하였다. 이 코드관리 시스템은 원전의 시설 정보와 연구로 해체 시 사용했던 WBS 정보 그리고 ISDC 중 해체와 관련된 데이터 들로 구성된다. 코드관리 시스템이 가지고 있는 코드들은 기존 데이터베이스와 연계하여 시설에 대한 모든 제원들과 연구로에서 얻어진 단위 작업 및 장비들에 대한 정보를 가지게 있다. 이들 정보들은 원전 해체 사업관리와 요구관리에 중요한 기초 자료를 제공할 것이며, 원전 해체 비용 평가와 해체 일정을 사전에 평가할 수 있는 역할을 수행할 것이다.

4. 감사의 글

이 논문은 2014년도 교육과학기술부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임.

5. 참고문헌

[1] 김장욱, 김창락, "원전 시공 관리 기준 공정표를 활용한 원전해체 WBS 개발 방법에 대한 고찰". 2013 한국방사성폐기물학회 춘계 학술대회.

[2] Ake Anunti, Helena Larsson, Mathias Edelborg, Decommissioning Study of Forsmark NPP, R-13-03, 2013.

[3] NEA/OECD, International Structure for Decommissioning Costing (ISDC) of Nuclear Installations, Radioactive Waste Management, ISBN 978-92-64-99173-6, 2012.

표준원전 해체 물량산정을 위한 방법론 개발

전종선[1*], 손정희[2], 한병섭[1]
[1](주)에네시스, 대전시 유성구 유성대로 640
[2]TUV Rheinland Korea, 서울시 구로구 구로동 197-28
[*]nunkijs@gmail.com

1. 서론

원전해제과정에서 정확한 물량산정과 비용평가를 위해서는 원전 현장에 구축된 시스템, 기기 및 구조물에 대한 체계적인 위치정보, 해체대상 형태, 부피, 무게, 밀도 및 오염도 정도 등의 다양한 정보가 필요하다. 이를 위해서 원전에서 기존에 구축해 놓은 자료를 충분히 활용하여 해체대상 정보를 체계화하고 DB로 구축해야 한다. 원전자료 중에서 주요 현장자료를 기초로 하여 원전 해체 물량 산정 방법론 구축할 수 있는 해체대상 정보 DB를 구축하였다.

2. 본론

2.1 물량 산정 현장 자료 수집

원전해제 물량산정을 위한 현장에 구축된 시스템, 기기 및 구조물에 대한 체계적인 위치정보, 해체대상 형태, 부피, 무게, 밀도 및 오염도 정도 등의 정보를 획득하기 위해서는 아래 자료를 기반으로 현장정비를 획득한다.

- 계통, 오염/비오염, 구역화(건물, 층고, 구역), 중량, 부피, 크기 자료
- 원전 기기 배치도, 배관 계장도
- 배관 목록 중 배관크기(size/Sch.) 대비 배관길이, 오염여부, 구역화 자료 DB 필요
- 방사선 관리 구역도 및 FSAR
- 원전 예방정비 주요 작업장 방사선량율 현황
- 운영중 설계변경 자료의 건설경험집 수준의 설계변경자료집 필요

2.2 해체 대상물에 따른 물량산정 분류

2.2.1 작업단위별 해체 물량 분류

해체물량은 비용평가를 위한 전단계로 비용평가의 목적에 적합하게 해체물량을 산정해야 한다. 단순한 해체물량의 부피산정이 아닌 효율적인 비용평가를 위해서 물량의 비용평가를 고려한 물량의 구분이 필요하였다.

2.2.2 해체물량 형태별 분류 및 처리방안

해체물량 형태별로 해체대상 크기별, 무게별 또는 위치별로 해체상황에 적절한 분류를 통하여 해체방법과 해체 장비를 선정해야 한다. 해체물량 분류방안은 비용해체의 WBS 항목과 같이 연계되어야 물량산정 DB가 비용평가에 반영이 된다. 해체 물량 형태별 분류자료는 표준형 원전(OPR-1000 원전)을 기준으로 작성하였다.

- Clean, Contaminated
- 대중소구경 Insulated Pipe & Valve : 소 < 2.5 inch < 중 < 8 inch < 대
- 대중소 HVAC Equipment : 소 < 300 pound < 중 < 3,000 pound < 대
- 대중소 Pump : 소 < 300 pound < 중 < 1,000 pound < 대
- Heat Exchanger : 소 < 3,000 pound < 대
- Tank, Filters & Ion Exchanger : 소 < 300 Gallon < 대
- 기타 장비 : 소 < 300 pound < 중 < 1,000 pound < 대
- Cable, Cable tray, Conduit
- 제염작업 폐기물, 구조물

2.2.3 해체대상에 따라 적용 가능한 해체기술

해체 물량 분류는 현재 상용화 된 또는 해체작업 진행시점에서 사용가능 해체장비와 이송장비를 고려해서 분류되었다. 해체작업 시점에서 기술의 발전으로 획기적인 해체장비가 개발된다면 해체 물량 분류 기준이 변경될 수 있다. 용도에 따른 장비, 선정요건 및 대표적인 장비의 특성 등은 아래와 같다.

- 철거 : 다이아몬드 와이어 절단, 연마절단, 전기톱
- 절단 : 레이저 절단, 산소절단, 수압절단, 유압가위, 플라즈마 절단
- 건물해체 : 굴착기, 유압 파쇄기, 유압 브레이커, 폭발물

○ 장비선정 고려요건

- 경제성, 절단 속도, 장비 접근성, 장비 정비성, 절단물 비산, 절단환경 안전문제

2.3 해체 물량산정 방법론

2.3.1 해체대상 물품 및 위치확인

6000여개의 품목이 표시된 GA(General Arrange-ment) 도면을 검토하여 해체대상 품목을 점검하고 대상 위치를 정리하여 해체물량 리스트 작성한다. 해체 물량의 부피, 무게 등은 해체대상의 구매시방서, 절차서 또는 매뉴얼을 참고한다. 시설분야별로 분류되어 있는 도면항목과 도면별로 고유번호, 상세 부품명 및 설치일자 등이 기록되어 있다.

2.3.2 해체물량 오염도 평가

해체물량 산정시 해체대상의 관리구역내 방사선준위를 토대로 오염도를 분류하고 현장 실조사를 통하여 정확한 오염도 값을 DB로 구축한다.

2.3.3 배관 해체물량 산정

ISO(Isometric)도면과 P&ID(Piping & Instrument Diagram) 자료를 기반하여 시설명, 배관 위치, 배관설명, 배관크기 및 배관길이 등의 자료를 수집하여 배관류에 대한 기본목록을 수집한다. 방사능오염도 자료와 배관절단장비 및 이송장비를 고려하여 배관 물량자료를 DB화 한다. OPR-1000원전을 기준으로 배관 해체물량 산정하였다. 건물명, 층별 및 구역별로 구분하여 총 15,000 여 개의 배관의 지름, 길이 등의 자료 수집하여 배관 해체물량 DB 구축한다. 유압 절단 장비로 간단히 해체할 수 있는 2인치 이하 배관은 약 47%로 구성되어 있다.

2.3.4 CAD 자료를 이용한 구조물 물량산정

원자력발전소 CAD 도면을 이용한 발전소를 3차원 형상화 할 수 있고 형상화 자료를 통해서 발전소 건물을 임의의 층별 및 구역별로 구획화 하여 내부 구조물 부피, 표면적 등을 확인하여 구조물의 물량산정이 가능하다. 시설물 건설물량과 3차원 형상화 자료를 통한 구조물의 콘크리트 해체물량을 비교해서 해체물량의 정확도를 확인할 수 있다. 방사능오염이 된 시설의 제염 및 표면절삭 작업 후 발생하는 제염시 발생하는 폐기물량도 확인 할 수 있다. CAD를 이용한 해체 물량의 평가는 형상화 시 입력한 각 층별, 격실별 구분 면을 기준으로 격실 형상을 격리시키고, 이를 CAD Tool에서 제공하는 특성 도구를 이용하여 격실 특성 결과를 이용하여 DB화 시킨다.

2.3.5 통합 물량 산정

앞에서 언급된 물량산정 분류(해체물량 형태별 분류), 해체대상 물품 및 위치확인, 해체물량 오염도 평가, 배관 해체물량 산정, 구조물 물량산정 등의 해체물량 산정요소들을 종합적으로 반영하여 DB를 구축하고 물량산정을 한다.

3. 결론

해체물량을 산정할 수 있는 여러 요소들을 검토하고 조합하여 비용평가에 용이한 형태로 분류하였다. 해체대상 발전소의 물량산정을 위해 발전소의 기초자료를 토대로 DB를 구축하고 해체물량 오염도 평가 방사구역 오염도 정보를 조사해서 최근자료를 근거해서 해체시점의 방사선량을 검토한다. 해체물량의 분류는 해체기술 수준에 맞게 물량을 구분해야 하며 같은 해체 장비를 사용하더라도 해체 대상물의 방사능선량, 크기, 재질에 따라 해체작업방식과 작업시간이 변화하므로 구분해야 한다. 해체기술은 새로운 신기술을 추구하는 것보다는 복잡한 공정을 최적화하기 위해 적절한 절차가 필요하며 이와 관련하여 국내외적으로 범용적인 방법론을 갖추고 해체를 진행하는 것이 합리적이다.

4. 감사의 글

본 연구는 2013년도 원자력안전 연구개발 사업의 일환으로 수행되었습니다. (원자력 안전 연구센터 사업 / 원전해체안전성 및 지속성 확인을 위한 요소기술개발)

4. 참고문헌

[1] Estimating pressurized water reactor decommissioning costs; NUREG/CR-6054.
[2] 정관성, 원자력 시설의 해체비용 산정에 관한 기술현황 분석, KAERI/AR-707/2004.

원전해체 시 Spent Fuel Pool Island 개념을 적용한 사용후연료 관리방안 검토

김효정*, 김창락
한국전력 국제원자력대학원대학교, 울산광역시 울주군 서생면 신암리 1456-1
*hyojkim@email.kings.ac.kr

1. 서론

우리나라는 1978년 고리원전을 시작으로 세계 5위의 원자력강국의 위상을 가질 만큼 괄목할만한 성장을 이루었다. 하지만 사용후연료의 관리방안에 대해서는 구체적이고 현실적인 관리방안이 미흡한 실정이다. 최근 고리 1호기 및 월성 1호기의 계속운전 여부와 관련하여 원전 해체에 대해 관심이 높아지고 있는데, 사용후연료 관리방안은 공중보건과 안전에 직결하기 때문에 원전해체 정책수립 시 선결되어야 할 중대하고 시급한 과제이다.

원전해체 시 사용후연료 관리방안으로 건식 또는 습식저장시설 저장을 기반으로 한다. 하지만 건식 임시저장방안을 채택하더라도, 사용후연료에서 발생하는 잔열을 제거하기 위해 최소 5년 동안 습식저장시설에 우선 저장하도록 미국의 원자력규제기관인 Nuclear Regulatory Commission(NRC)는 권고하고 있고, 일반적으로는 10년 정도 저장하고 있다[1]. 이에, 미국의 사례를 살펴보고, 기존 운영발전소의 사용후연료저장조를 원전해체 시 필요한 습식 사용후연료 저장시설로 활용하는 방안인 Spent Fuel Pool Island(이하 'SFPI')을 검토하고자 한다.

2. 본론

2.1 SFPI 개념[2]

SFPI의 목적은 원전해체작업을 용이하게 하기 위해, 원전운영 시 사용하던 사용후연료저장조를 부분 변경 또는 그대로 활용하거나, 완전히 새로 설치하여 활용하는 것을 말한다. SFPI의 기능은 충수 및 배수, 여과, 정화, 격리 기능이며, 펌프, 파이프, 열교환기 및 계측 시스템을 포함할 수 있는데, 기존의 운영발전소에 설치된 사용후연료저장조 냉각 및 정화계통과 거의 동일하다. 일반적으로 SFPI에 보관되는 사용후연료는 이미 장기간 냉각되어 원자로 임계상태로 노출될 가능성 및 열부하가 낮으므로, 기존보다 훨씬 작은 규모와 단순한 구성이 가능하다. SFPI 구축을 위해 변경되는 설비는 발전소마다 차이가 있지만, 대체적으로 설비의 기능상실을 대비한 별도의 예비전력을 필요로 한다는 점은 공통적이다.

2.2 미국 원자력발전소의 SFPI 활용 사례

2.2.1 Connecticut Yankee[3]

사용후연료저장조의 운영을 위해서는 냉각수공급계통, 액체방사성폐기물처리계통, 전력공급계통 등 다른 건물에 위치한 여러 계통 및 설비가 필요하다. 이에, 사용후연료 잔열의 최종열제거원으로 공기냉각계통을 설치함에 따라, 냉각수공급계통을 제거할 수 있었고, 이온교환기의 설치로, 액체방사성폐기물처리계통도 제거되었다. 비상전원으로 비상디젤발전기를 설치하였고, 환기, 방사성감시 및 보충수 공급계통 등을 약간의 설비 개선을 통해 재사용하였다. 또한 일부 계통 및 설비를 연료건물에 설치, 사용하기 위해 품질보증 프로그램을 수립하였다. 연료건물에 필요한 모든 지원계통을 연료건물 내에 포함하도록 1998년 설비개선을 완료하였고, 다른 계통들의 안전등급을 재산정하여, 원전해체를 용이하게 하였다. SFPI에 저장된 사용후연료는 2004년 4월부터 2005년 5월까지 건식저장시설로 이동되었다.

2.2.2 Maine Yankee[4]

사용후연료저장조냉각계통을 독립적으로 운영할 수 있도록 하기 위해, 전원공급계통, 원전해체지역에서 원거리에 있는 제어실, 공기조화계통, 방사선감시계통, collapsed security boundary등을 새로 설치하여 1998년 5월부터 운영하였다.

중간 냉각루프로 두 개의 분리된 저장조를 저장조 건물에 위치시켰으며, 단일 열교환기로 공기냉각기를 사용하여 열을 교환한다. 냉각루프는 최대 저장조 열부하가 시간당 3.3E6 BTU이고, 별도의 냉각 없이 시간당 0.6℃(1.08℉)의 최대 열 상승률을 허용하도록 설계되었다. 노출된 사용후연료에 사이펀이 발생되지 않도록 배관설계 및 시공이 이루어졌으며, 예비전원은 인허가 요구사항이나 사고해석을 특별히 요구하지 않는 전용 디젤발전기를 설치하였다.

정화계통은 단일 정화펌프에 의해 작동되는 유막제거기로 구성되며, 0.2 마이크론 전단필터와 6 마이크론 후단필터에 의해 정화된다. 이외에도, 저장수를 순환하는 내부 펌프와 모터에 의해 저장조 내부에 설치된 0.79㎥(28ft^3) 규모의 혼상탈염기에 의해 정화된다. (Fig. 1.)

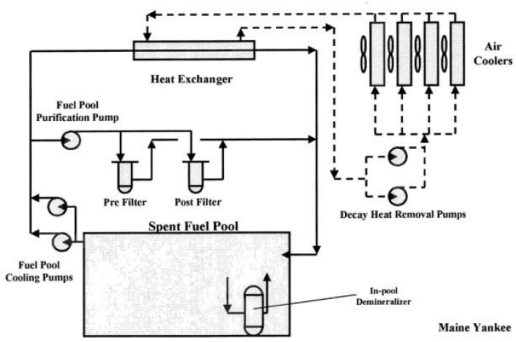


Fig. 1. Simplified Maine Yankee SFPI Schematic.

중간 열교환기 공기냉각을 위해 사용된 팬은 항시 운전되는데, 이로 인해 1.6㎞ 떨어진 거리에서 외기 소음이 10데시벨(decivels, DBA)까지 올라가게 되어 민원이 발생하였고, 이의 해결을 위해 저소음 팬으로 교체하는데, 대략 160,000$(USD)가 소요되었다. 그 후 SFPI는 사용후연료가 2002년 8월 시작으로 2004년 2월 건식저장시설로 옮겨질 때까지 성공적으로 운영되었다.

2.2.3 Rancho Seco[5]

1999년에 SFPI로 활용되기 위한 설비개선이 완료되었다. 사용후연료의 잔열제거를 위한 냉각계통설치로 다른 건물에 위치한 냉각수공급계통은 제거될 수 있었으며, 정화 필터와 이온교환기의 설치로 영구적으로 설치된 사용후연료정화계통의 제거가 가능해졌다. 또한, 예비전원공급을 위해 비상디젤발전기를 설치하는 등 전원공급계통과 보충수공급계통을 변경하였고, SFPI에 적용할 요구조건, 품질규격 및 안전등급을 재설정하였다.
SFPI에 저장된 사용후연료는 2001년 6월부터 2002년 8월까지 건식저장시설로 이동되었다.

2.3 국내 적용성 분석

2.3.1 SFPI 설계 요건

사용후연료의 크기, 화학적 특성, 상태 등을 고려하고, 독립성, 다양성, 다중성의 개념과 심층방어 개념을 포함하여 설계하여야 한다.

2.3.2 SFPI 설계 개념

기존 사용후연료저장조 냉각 및 정화계통은 냉각계통과 정화계통으로 나누어 구성되어 있다. 경제성과 원전해체 시 작업용이성을 최대한 확보하기 위해 기존 설비를 재사용하고, 비상시 냉각을 위해 비상전원을 필수 구성하는 것을 원칙으로 한다. 또한, 각 해당기기의 안전등급 재산정을 통한 작업과 인허가 용이성 확보도 고려요소로서 국내적용 시 설계 개념으로 포함한다.

3. 결론

원전해체 시 사용후연료의 관리를 위해서, 연료건물 내의 계통 및 설비만으로 독립적으로 운영할 수 있도록 하는 SFPI 개념의 도입은 원전해체 작업을 용이하게 하는 장점 이외에도, 작업자의 피폭저감, 운영비용의 절감, 효율성, 정비 및 계통성능의 개선, 실제적인 안전 적용성, 물리적 방호 등의 장점을 가진다. 이러한 장점을 국내 원전해체 시 활용하기 위해 본 연구논문이 향후 관련 연구와 적용에 도움이 되길 바란다.

4. 감사의 글

이 연구는 원자력안전위원회에서 주관하는 원자력안전연구센터 사업의 원전해체 안전기반 기술개발 과제의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] http://www.nrc.gov/waste/spent-fuel-storage/faqs.html
[2] IAEA, Safety Reports Series No.36, Safety Consideration in the Transition from Operation to Decommissioning of nuclear Facilities, pp. 13, May 2004.
[3] EPRI, Connecticut Yankee Decommissioning Experience Report Detailed Experiences 1996-2006, 2006.
[4] EPRI, Maine Yankee Decommissioning-Experience Report Detailed Experiences 1997-2004, 2005.
[5] EPRI, Rancho Seco Nuclear Generating Station Decommissioning Experience Report Detailed Experiences 1989-2007, 2007.

원전 해체폐기물 처리기술 데이터베이스 항목 개발

정재훈*, 최광순, 나한정, 이병식
한국전력기술(주), 경기도 용인시 기흥구 용구대로 2354
*amagedon@kepco-enc.com

1. 서론

본 논문에서는 국내 원전 해체시 발생되는 해체폐기물을 처리하기 위해 필요한 기술들을 조사하고 데이터베이스[이하 DB]를 구축하여 조만간 예상되는 국내 원전 해체사업 준비단계에서 해체폐기물 처리설비를 선택하는 데 기초자료로 제공하고자 한다. 이러한 해체기술별 장비나 시설의 선택 옵션을 사전에 제시함으로써 해체사업 개시 이전에 필요한 장비의 구매와 설치 시 소요시간 및 비용을 단축시켜 해체사업을 원활하게 수행하는데 일조할 것으로 예상한다. DB가 필요한 해체기술 중 선택의 폭이 다양하고 여러 가지 기술이 개발되어 있는 제염기술, 절단/철거기술 및 해체폐기물 처리기술에 대해서 각 기술별로 기존에 제시된 DB를 조사, 분석하고 이를 원전 해체폐기물 처리기술 DB 항목을 개발하고자 한다.

2. 본론

2.1 DB 대상 기술 선정

DB가 필요한 해체기술은 하드웨어 기술로서 옵션이 다양하여 선택의 폭이 넓은 기술들만 해당되며 그것은 제염기술, 절단/철거기술 및 해체폐기물 처리기술이며 일차적으로 해체폐기물 처리기술에 대해 체계적으로 DB를 구축하고자 한다.

2.2 DB 항목(Field) 분석

기존 문헌 등에서 제시하고 있는 제염기술, 절단/철거기술 및 해체폐기물 처리기술의 DB 항목을 조사, 분석하였으며 그 내용은 다음과 같다.

2.2.1 제염기술 DB 항목 분석

제염기술은 미국 환경청(EPA)에서 발행한 보고서에서는 다음과 같이 제염기술에 대한 내용을 제시하고 있다[1]. 제염기술 중 화학제염기술로는 킬레이트화 및 유기산, 강 무기산, 화학거품제 및 젤, 산화환원제, TechXtract에 대해 제시하였고, 물리제염기술로는 코팅제거, 원심분사, 콘크리트 연마, 콘크리트 절삭, 콘크리트 파쇄, 드라이아이스 분사, 진공청소, 전기유압식 절삭, 로봇 벽면절삭, 입자분사, 고압살수, 연질체 분사(스폰지분사), 스팀진공청소 등에 대해 제시하고 있다. 즉 제염기술은 제염원리에 따라 각 기술들을 분류하고 있으며, 각 기술별로 제시된 DB 항목은 아래와 같다.

- 기술 설명 : 화학제염기술, 물리제염기술 중 특정한 기술에 대한 원리 등의 설명과 기술의 성능(속도, 제염계수 등), 이용 경험, 제거대상 등의 장점과 2차폐기물 발생, 비적용 대상 폐기물, 추가 소요 유틸리티, 복잡성 등의 단점 서술
- 대상 폐기물 : 제거할 수 있는 폐기물 서술
- 적용 매질 및 표면 특성
- 폐기물 종류 및 관리 : 처리 후 발생하는 폐기물과 2차폐기물, 폐기물 관리 방안 등
- 운전 특성 : 제염작업 시 물리적, 화학적 특성
- 성능 : 제염계수 또는 정성적 성능, 작업조건, 2차폐기물 발생량 등
- 설치비 및 운전비 : 처리단위당 비용
- 상업성 : 구매 용이성

2.2.2 절염/철거기술 DB 항목 분석

절단/철거기술은 금속과 콘크리트 절단/철거기술로 구분되고 금속은 열절단과 기계적 절단기술로, 콘크리트 절단/철거기술은 선별 절단, 콘크리트 타격 및 침식/제거기술로 분류된다.

금속의 열 절단/철거기술은 화학적 에너지원 절단기술, 전류 기초 절단기술, 레이져 절단기술 등이 있다. 금속의 기계적 절단/철거기술로는 전단, 톱질, 연삭, 폭발, 궤도절단, 밀링, 유압절단 등이 있다. 콘크리트 구조물의 절단/철거기술로는 선별절단, 콘크리트 타격 및 침식/제거기술이 있다.

절단/철거기술 DB 항목은 기술 설명, 성능, 운전특성 등에 대해서만 기술하고 있다. 대상 폐기물 등이 제외된 이유는 이미 처리기술에 처리 대상을 금속이나 콘크리트로 한정하고 있기 때문이다. 이는 처리 대상이 어떠한가에 따라 해당 기술의 조사 항목도 달라질 수 있다는 것을 의미한다.

2.2.3 해체폐기물 처리기술 DB 항목 분석

해체폐기물 처리기술은 미국 에너지성(DOE) 보고서에서 체계적으로 제시하고 있다[2]. 해체폐기물 처리기술은 고체, 슬러지, 액체, 기체, 열처리기술 등 5가지로 분류하고 있는데, 고체폐기물 처리기술은 안정화/고화기술과 감용기술로 구분하고, 슬러지 처리기술은 탈수기술, 액체폐기물 처리기술은 정수, 여과, 막분리, 이온교환, 탄소흡착이 있으며 기체폐기물 처리기술은 기체 처리기술, 기체/증기 처리기술로 되어 있으며, 열처리 기술로는 저온 및 중온 열처리, 고온 열처리, 공기오염제어계통으로 분류하고 있다.

하지만 여기서는 처리기술만을 분류하고 있을 뿐이므로 해체폐기물 처리기술에 추가적으로 DB 항목을 추가해야 한다. 이는 제염기술에 제시된 항목 등을 참조하여 아래와 같이 개발하였다.

2.3 DB 항목(Field) 개발

본 논문에서는 원전이나 연구소에서 연구개발이나 운전 경험이 많아 DB 항목 개발에 용이하다고 판단되는 폐기물 처리기술을 우선적으로 선택하였고 이를 해체폐기물 처리기술 DB 항목으로 개발하였으며 그 내용은 다음과 같다.

- 처리기술 정보 : 해체폐기물 처리 기술은 대분류, 중분류, 소분류, 처리기술 및 기술 개요 (Table 1. 고체폐기물 처리 사례 참고)
- 장비/설비 정보 : 장비/설비의 이름과 개요, 설치 면적
- 폐기물 정보 : 원전 해체시 발생할 수 있는 모든 종류의 폐기물을 2차폐기물을 포함하여 대분류, 중분류로 카테고리화 (Table 2. 금속-소형 사례 참고)
- 기술성(성능) 정보 : 감용계수, 처리용량, 전처리/후처리 여부, 2차폐기물 종류, 운전 경험, 포장용기, 투입 재료 종류 등
- 경제성 정보 : 총비용, 구매비, 설치비, 운전비, 운전기간, 연간 인건비, 연간 운전인원, 연간 유틸리티비, 연간 재료비 (Table 3. 참고)
- 제도성/사회성 정보: 인허가, 주민수용성
- 상품정보 : 판매사, 판매국, 모델명, 모델번호, 홈페이지, 전화번호, 이메일, 담당자, 발주 후 인도시기, 하자보수기간
- 기록정보 : 출처, 문서/도면 파일
- 기타 정보 : 기타 추가적 정보(여분)

Table 1. DB Format of Treatment Technologies

1. 처리기술 정보				
대분류	중분류	소분류	처리기술	기술 개요
고체	유리화	저온 유리화	한수원 저온유리화 기술	개략 기술

Table 2. DB Format of Radioactive Waste

3. 폐기물 정보	
대분류	중분류
금속-소형	오염금속-소형

Table 3. DB Format of Economics

5.경제성 정보								
총비용($)	운전수명(년)	구매비($)	설치비($)	운전비($)	연간인건비($)	연간운전인원(명)	연간유틸리티비($)	연간 재료비($)

3. 결론

원전 해체기술 중 해체폐기물 처리기술에 대한 DB 항목을 기존에 제시된 제염기술이나 절단/철거기술 등의 DB 항목을 참고하여 개발하였다. 이는 국내 원전 해체 준비단계에서 가용할 수 있는 수준이 될 수 있도록 이 DB 항목을 적용한 DB 프로그램을 해체폐기물 처리기술에 대해 우선적으로 개발할 것이며 이후 제염기술과 절단/철거기술에 대해 각각 독립적으로 DB를 운용할 수 있도록 개발할 것이다. 이 프로그램들이 완성되면 향후 국내 원전 해체사업에 상당 부문 일조할 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] U.S. EPA, Technology Reference Guide for Radiologically Contaminated Surface, EPA-402-R-06-003, 2006.

[2] U.S. DOE, Decommissioning Handbook, DOE/EM-0142P, 1994.

국내 원자력발전소 해체사업 Work Breakdown Structure 개발

정완일*, 조영혁, 권용범
한국전력기술(주), 경기도 용인시 기흥구 용구대로 2354
*wanil@kepco-enc.com

1. 서론

현재 가동 중인 국내 원자력발전소들의 해체에 대비하여 사업관리의 기본 도구 중의 하나인 역무분류체계 (Work Breakdown Structure, WBS)를 검토한다. 먼저 WBS가 지녀야 할 기본적인 요건들과 개발 시 고려 사항들을 파악하고 해체사업의 특성을 고려하여 원전 해체사업 전 단계에 대한 WBS 시안을 제시한다.

2. 본론

2.1 WBS 정의

미국 사업관리학회(Project Management Institute, PMI)는 역무분류체계(Work Breakdown Structure, WBS)란 "사업 목표를 달성하고 요구되는 성과물을 생산하기 위해 수행되는 모든 역무의 성과물에 기반한 계층적 분류"라고 정의한다. 성과물 대신에 생산물(Product) 또는 과업(Task)이라는 용어가 사용되기도 한다. (A deliverable-oriented hierarchical decomposition of the work to be executed by the project team to accomplish the project objectives and create the required deliverables.)[1]

2.2 WBS 기본 요건

PMI는 사업관리의 기본도구로서의 WBS 기본요건은 다음과 같이 제시하고 있다.[2]

- ㅇ 성과물(Deliverable)을 기초로 분류하고 사업관리역무와 최종 및 중간성과물을 망라
- ㅇ 각 WBS 요소는 명확히 정의되어야 하고, 중복, 누락 및 모호함이 없어야 함
- ㅇ 계층적 구조(Hierarchical Structure)로 하고, 이를 명확히 표현할 수 있는 코딩체계 적용
- ㅇ WBS의 특정 Level (예: Level 3)의 분류내용은 바로 위 Level (예: Level 2) 항목의 과업범위를 완벽히 표현 (100% Rule)
- ㅇ 생산 및 관리가 가능한 적정 수준으로 세분
- ㅇ 프로젝트 범위 정보에 대한 이해관계자 간 의사소통을 용이하게 할 수 있어야 함
- ㅇ 프로젝트 범위의 기준(Baseline)이 확정된 이후에도, 사업의 변경 절차에 따라 WBS의 지속적인 갱신 필요

2.3 WBS 개발 시 추가고려 사항

기본 요건에 추가하여 해체사업의 특성, 다른 사업관리 기능과의 연계성 등 아래와 같은 사항을 종합적으로 고려한다.

- ㅇ 해체사업 특성 및 관련요소의 불확실성 고려
  - 해체사업 수행 주체, 계약 Package 구분, 발주/계약 가능분야, 법규/제도, 중간저장시설 확보 여부, 제염 기술, 절단 기술, 철거 공법, 폐기물처리 기술, 폐기물처분 방식 및 비용 등 불확실성 고려
- ㅇ 제염, 절단/철거 등 핵심 업무에 대해서는 필요시 계층 세분화 고려
- ㅇ 공정표 개발, 비용 산정, 해체정보관리, 사업 성과관리 등과의 종합적 연계성 고려
- ㅇ 계약구조 등 사업여건 변경으로 인한 WBS 수정 필요성 감안하여 유연성 고려

2.4 원전 해체사업 WBS 시안

앞서 제시한 WBS의 기본 요건, 개발 시 고려사항, 해외 관련 자료[3]들을 기초로 하여 다음과 같이 WBS 시안을 제시한다.

2.4.1 WBS Level 1

먼저 Level 1에는 해체사업 전 역무에 단계 개념을 도입하여 7개로 분류하고 전체를 관장하는 사업관리 항목을 추가한다. 즉 해체기획 및 조사, 영구운전정지, 해체계획 수립 및 인허가, 해체설계 및 준비작업, 제염 및 절단/철거, 해체폐기물 관리, 부지복원, 사업관리 등 8개 항목이며 이를 도시하면 아래 Fig. 1과 같다.

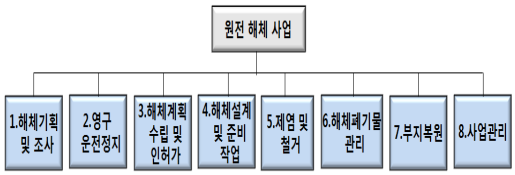


Fig. 1. WBS Level 1 of NPP Decommissioning.

2.4.2 WBS Level 2

상위인 Level 1 항목의 역무내역 특성에 따라 적절히 Level 2 항목을 세분한다.

Table 1. WBS Level 2 of NPP Decommissioning

1. 해체기획 및 조사	**5. 제염 및 철거**
1.1 해체 전략 수립	5.1 철거 전 제염
1.2 시설 부지 환경 조사	5.2 특수물질 제거
1.3 시설의 물리화학적 특성 조사	5.3 주기기 및 주기기계통 철거
1.4 시설의 방사학적 특성조사	5.4 일반기기 및 일반계통 철거
2. 영구 운전정지	5.5 오염 차폐구조물 철거
2.1 영구 운전정지	5.6 철거물 제염
2.2 배수 및 건조	5.7 건물 제염
2.3 계통유체, 운영폐기물 등 제거	5.8 건물/구조물 철거
3. 해체 계획수립 및 인허가	5.9 기반설비 운영
3.1 방사능 재고량 산출	**6. 해체폐기물 관리**
3.2 해체 보조시설 예비검토	6.1 폐기물관리 체계 구축
3.3 제염/해체 시나리오 작성	6.2 운전중 폐기물 처리
3.4 안전, 보안 및 환경 평가	6.3 해체중 폐기물 처리
3.5 방사선 안전관리계획 수립	6.4 포장
3.6 방사성폐기물 관리 계획 수립	6.5 운송
3.7 품질관리 계획 수립	6.6 처분
3.8 해체 인허가	6.7 폐기물의 규제 해제
4. 해체설계 및 준비작업	**7. 부지복원**
4.1 부지경계 재설정, 보안시설 설치	7.1 잔여 시설 철거
4.2 사용후핵연료 임시저장시설 설치	7.2 부지 제염 및 환경 복원
4.3 사용후연료 운송	7.3 잔류 방사선/능 평가
4.4 유틸리티 보완 및 신설	7.4 해체 완료 보고서, 부지 규제 해제
4.5 제염, 폐기물처리 등 보조설비 설치	**8. 사업관리**
4.6 1차계통 제염	8.1 프로젝트관리
4.7 건물 구조 변경 및 isolation	8.2 지원 역무
4.8 해체 작업 관련 계약, 장비 구매	8.3 안전 보건
	8.4 동원 및 준비 업무
	8.5 철수

2.4.3 WBS Level 3

Level 2 항목은 내용에 따라 필요 시 세분하여 Level 3를 둘 수 있다. 즉, 일반 기기 절단/철거, 건물제염, 건물/구조물 철거 등의 Level 2 항목은 역무 특성에 따라 건물/옥외지역별 분류를 Level 3에 적용한다. 아래의 예는 고리 1호기를 대상으로 WBS 5.4 하부에 Level 3 항목을 분류한 것이다.

Table 2. WBS Level 3 (partial)

5. 제염 및 철거
5.4 일반기기 및 일반계통 철거
5.4.01 Reactor Containment Building
5.4.02 Main Auxiliary Building
5.4.03 Intermediate Building
5.4.04 Fuelling Facilities
5.4.05 Diesel Generator Building
5.4.06 Turbine Building
5.4.07 Plant Control Zone
5.4.08 (예비)
5.4.09 (예비)
5.4.10 Yard Area
5.4.11 Cooling Water Structures
5.4.12 Yard Piping System & Structures
5.4.13 Yard Tanks & Outside Facilities
5.4.14 Yard Buildings
5.4.15 Misc. Service Buildings
5.4.16 Elect. & I&C Equip. Foundation & Structures
5.4.17 Misc Yard Facilities & Structures

2.4.4 WBS Code 체계

WBS Code는 WBS의 계층구조의 명확한 표현, 식별 용이, 자릿수 최소화, 국제적 통용 방식 등을 고려하여 아래와 같이 설정한다.

Code 체계: N . X . NN
(N: 숫자, X: 숫자 또는 문자)

3. 결론

본 논문은 국내 원전해체에 대비하여 해체사업 역무 전체를 분류하고 체계화한 해체사업 WBS를 최초로 제시하는 데에 그 의의가 있다. 그러나 국내 원전 해체사업 수행에는 수행 체계, 계약 구조, 제염/절단 등 적용기술의 불확실성, 규제 제도의 정비 등 다양한 변수가 있으므로, 이런 불확실한 요인들에 대한 지속적인 추적 및 검토, 그리고 이해관계자 간의 추가 논의를 거쳐 이 해체사업 WBS는 보완되어야 할 것이다.

4. 참고문헌

[1] PMI, Project Management Body of Knowledge, 2004.
[2] PMI, Practice Standard for WBS, Second Edition, 2006.
[3] OECD NEA, International Structure for Decommissioning Costing (ISDC) of Nuclear Installations, 2012.

국내 해체산업 기반 현황과 육성 방안

박진호*, 김화섭, 김현우
한국원자력기술기업협회, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jhpark0631@naver.com

1. 서론

세계적으로 해체가 유보되었던 운전정지 원전의 해체개시, 후쿠시마 사고로 원전의 포기, 연장운전의 최대 허용치 도달 등으로 2020년대 중반부터는 원전 해체 시장이 활성화 될 것으로 예상된다[1]. 막대한 규모의 원전해체 시장은 건설 분야에서 해외로 진출하는 선진국인 우리나라에게 매력적인 시장이 될 것으로 보인다. 국내에서도 현재 23기의 원전이 운전되고 있어 약 14조원의 해체 시장이 예상되며 조건에 따라서는 2020년 이전에 해체가 개시될 수도 있다고 예상할 수 있다.[2] 또 후쿠시마 사고 이후 원전의 해체는 국가의 원자력 발전 정책의 일부분이 되었다. 따라서 이제는 원전 해체의 산업적인 대비를 고려하여야 할 때가 되었다. 본문에서는 해체기술 특성, 국내외 해체산업 구조적 특성, 한국원자력기술기업협회(KAEEA) 회원사를 포함하는 중소기업의 기술 보유 현황 등의 분석을 통하여 국내 해체산업기반의 현황과 육성 방안을 검토하여 보았다.

2. 본론

2.1 해체산업 기반 구조

세계적으로 해체산업 기반 구조를 그림으로 요약하면 Fig. 1과 같으며 해체사업의 수행방법은 각 국가마다 해체 대상 시설의 종류와 난이도, 기술수준, 국가 관리 필요성, 해체 비용의 편중 등 많은 인자를 고려하여 국가의 특성에 맞도록 최선의 방법이 선택된다. 해체산업 구성 요소는 해체의무자, 해체전담기관, 해체사업 운영기관 그리고 supply chain으로 이루어지며 튼튼한 해체산업 기반 구조를 위하여 네 구성 요소를 고루 발전시켜야 한다. 수행방법은 여러 가지 방법으로 구별될 수 있으나 어떤 방법을 채택하여도 최종 물리적 해체 작업은 전문 기술기업인 supply chain에 의하여 이루어진다. 기술기업의 특성은 몇가지 분야에 전문가로서 해체사업의 종합관리나 설계를 전담하기보다는 한 두 전문분야에 참여하며, 중소기업의 규모가 많아 독자적인 해체 대비가 어렵다. 따라서 국가나 해체 의무자가 supply chain들이 계속적으로 해체공사를 수행할 수 있고 기술도 발전시킬 수 있도록 육성, 관리하는 것이 바람직하며 이렇게 하는 것이 선진국의 예이기도 하다.

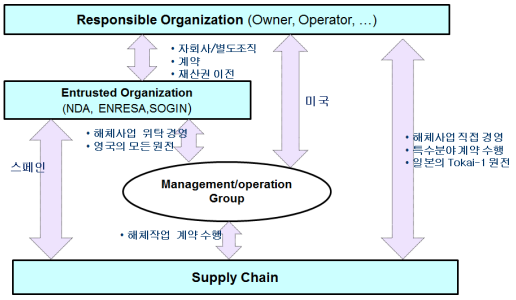


Fig. 1. worldwide infra structure of decommissioning indusries.

2.2 해체 기술의 특성과 종류

해체기술의 대표적 특징은 그 기술의 종류가 매우 다양하며 복합된 기술이 필요하여 한 기업이 모두 공급하기는 불가능하며 대부분 단위기술의 규모가 크지 않으며 적용 기간 중 불확실성이 크다는 것이다. 이와 같은 기술적 어려움과 함께 해체정책이나 시기에 관한 아무런 결정사항이 없어 국내 supply chain들의 기술 공급계획 수립이 불가능하였다. 해체에 필요한 기술 들을 특성별 또는 사용처별로 분류하는 것이 기술개발이나 기술 확보전략의 수립 등에 첫 단계가 된다. 이러한 기술의 분류는 목적이나 분류의 관점에 따라서 다양한 분류법이 있을 수 있으나 해체사업 수행단계별, 기술 특성별 그리고 해체기술 납품기업의 관점별 분류가 가장 많이 사용된다. 본 연구에서는 해체 소요기술 종류를 조사하고 이들 각각 분류 방법에 따라서 기술을 분류하고 이 분류에 따라서 보유 기술을 분석 평가를 수행하였다.

2.3 국내 현황

중소기업의 해체 또는 준용 가능기술의 보유현황

을 조사하고 이들이 보유하고 있는 기술이 원전의 해체에 적용할 수 있는 가를 파악하고자 하였다. 조사 대상 기업을 아래와 같이 일반 원자력 산업에 참여하는 기업으로 선정하여 중복된 회사를 제외하였다.

- ㅇ 한국원자력산업회의 편 "원자력 2013 인명록"
- ㅇ 한국원자력 기술기업협회 회원사
- ㅇ 한국원자력연구원의 연구로 해체 참여기업

이들 기업이 원자력 시설의 해체 이외에 종사하는 주영업 분야를 조사하였으며 그 결과는 Fig. 2에 나타내었으며 외국의 경우와 비교하였다. 국내 기업의 경우 비파괴업, 제조업, 운영 건설 등원전관련 산업이 많으며 환경관리, cleaning, 해체 등에 종사하는 기업은 거의 없었으며 외국의 산업구조와 매우 다른 양상을 보여준다. 이는 국내에서의 원자력 산업 구조가 원전의 건설 운영 쪽으로 발달해 있으며 아직 해체 분야 쪽으로는 형성되지 않았음을 의미한다. 이와 같은 원자력 산업이 해체 쪽으로는 형성되지 않았음에도 불구하고 해체 기술의 많은 분야에 경험과 기술을 보유하고 있다. 이는 한국원자력연구원이 수행한 연구로 해체 경험과 기업이 보유한 기술 중 해체에 전용할 수 있는 기술이 많기 때문으로 해석할 수 있다. 다만 기술 수준이 하나의 기술을 이룩하는 단위 기술들의 확보 정도로서 원전의 해체에 적용하기 위하여 기술의 보완이나 융, 복합이 필요하다.

벤치마킹하는 것이다. 이러한 육성 관리의 목적은 현재 보유하고 있는 기술의 보완이나 융, 복합을 통하여 원전의 해체에 실질적으로 적용하기 위한 기술실증이어야 하며 아래와 같은 점을 유의하여야 한다.

- ㅇ 규모는 적어도 mock-up 시설에서의 기술실증이어야 하며 시설은 제공되어야 한다.
- ㅇ 실증시험의 완료시기가 원전의 물리적 해체가 개시되기 2~3년 전에 완성되어야 한다.
- ㅇ mock-up 시설을 통한 시험은 1-2년 전에 계획과 역무 범위를 발표하여야 한다.

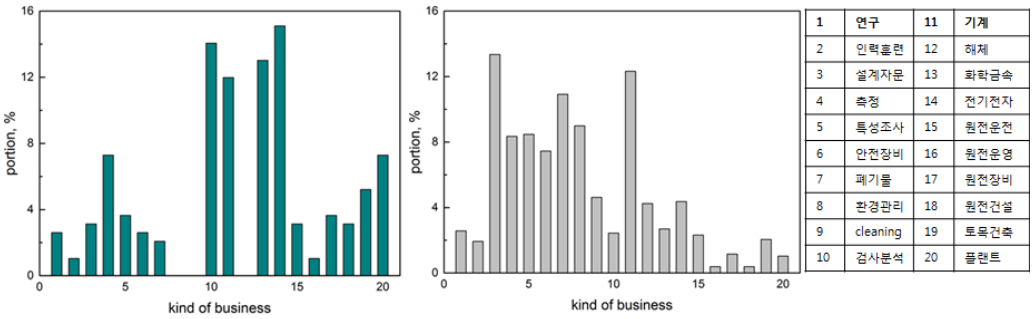
3. 결론

국내 원자력 산업구조는 아직 해체를 위하여 구성되어 있지는 않지만 supply chain에 의하여 해체 소요기술 중 많은 단위 기술들이 확보되어 있다. 다만 원전해체에 적용하기 위하여 보완이나 융, 복합이 필요하며 실증시험을 통하여 해체 기술을 완성하고 산업을 육성 하여야 한다.

4. 참고문헌

[1] 박진호, "중장기 원전 해체 대책에 관한 연구", 기술보고서, 한국수력원자력, 2008.4.

[2] 서대권, "원전해체 사업환경 및원전사업자의 준비현황, 원자력학회 추계학술발표회, 2013.



1	연구	11	기계
2	인력훈련	12	해체
3	설계자문	13	화학금속
4	측정	14	전기전자
5	특성조사	15	원전운전
6	안전장비	16	원전운영
7	폐기물	17	원전장비
8	환경관리	18	원전건설
9	cleaning	19	토목건축
10	검사분석	20	플랜트

Fig. 2. Main business areas of decommissioning related industries.

2.4 해체 산업 육성 방안

국가나 원전 운영자가 연구개발에 투자하여 supply chain을 이루고 있는 기업을 대상으로 육성과 관리에 앞장 서야 한다. 이는 선진국에서 국가가 연구비를 마련하고 이를 통하여 기술개발의 의지가 있는 기업을 결합시켜 기술을 융합한 예를

미국 Oconee 원전 해체 비용 평가 사례 분석

이재민, 신상화*
티유브이라인란드코리아, 서울특별시 구로구 디지털로길 31길 41 이엔씨벤처드림타워6차
jaemin.lee@tuv.com

1. 서론

원전 해체 비용평가는 원전의 안전한 해체를 위한 구성요소 중 하나이다. 국내원전의 비용평가를 위한 체계구축을 위하여 선행국가의 사례를 분석하였다. 본 연구에서는 미국 TLG Service, Inc. 사의 2013년도 Oconee 원전의 해체비용 평가 사례를 조사 분석하였다.

2. 본론

2.1 Oconee 원전 개요

미국 Oconee 원전은 South Carolina에 위치한 원전으로서 원자로 형태는 가압경수로이며 원자로 공급자는 Babcock and Wilcox사 이다. Duke Energy가 건설한 원전이며 설비용량은 846MW 3기이다. 1호기의 경우 1973년 상업운전을 시작하였고 2호기와 3호기는 1974년 상업운전을 시작하였다.



Fig. 1. Oconee NPP.

2.2 비용 평가를 위한 가정

Oconee 원전 해체 비용 평가에서의 즉시해체의 경우 1호기 2033년 2,3호기 2034년 각각 운전정지를 하며 저장조 내 사용후핵연료는 3호기 운전정지후 10년 내 DOE 부지로 운반하는 것으로 가정하였다. 사용후핵연료 저장시설은 DOE로의 운반 종료인 2058년도 까지 운영되는 것으로 가정하였다.

두 번째 시나리오인 지연해체의 경우 사용후핵연료는 2058년도 까지 DOE 시설로 운반하고 해체 작업은 2085년도에 시작하여 2093년도에 완료하는 것으로 계획하였다. 즉시해체의 경우 설계, 계획 등 준비단계, 해체단계, 부지복원 단계로 구분하여 평가하였으며 사용후핵연료의 경우 ISFSI로부터 DOE 처분시설 또는 중간저장시설로 운반하는 것으로 설정하였다. ISFSI는 독립시설로서 운영되며 2031년도에 DOE로의 사용후핵연료 운반시작서부터 2058년도까지 운영을 예상하였다. 지연해체의 경우 준비단계, 휴지단계, 지연해체 단계, 부지복원 단계로 구분하였으며 운전정지후 60년 이내 허가종료를 가정하여 평가하였다.

사용후핵연료 관리에서의 주요 가정으로 ISFSI는 NUHOMS 건식저장시스템을 채택하였으며 24개 어셈블리 용량의 운반가능 저장 캐니스터와 수평저장 모듈로 구성하였다. 사용후핵연료 저장조의 경우 3호기 운전 정지후 10년 간 운영을 유지하는 것으로 설정하였다.

주요 기기에 있어서 원자로 압력용기와 내부 구조물의 경우 절단하여 처분을 위한 차폐 작업을 수행하는 것으로 설정하였으며 재사용 가능한 운반 cask를 사용한다. 절단 작업은 Refueling canal에서 수행하며 회전 및 원격 조정 절단장치를 사용한다. 미국의 경우 원자로 압력용기의 원형 처분이 가능 하나 Oconee 원전의 경우, 최종처분장의 불확실성 및 운반과정에서의 차폐 요소 등을 고려하여 절단 공정으로 비용평가를 수행하였다. 1차 계통 설비의 경우, 즉시해체의 경우 원자로 냉각 계통 설비는 해체 이전에 화학적 제염을 수행하는 것으로 평가하였다. ALARA 요건에 부합하기 위하여 제염을 선행하는 설정을 취하였으며 운전정지 후 수년 이내에 해체를 수행하는 것으로 가정하였다. 이 때 평균 제염 계수는 10으로 가정하였다. 지연해체의 경우 지연으로 인한 방사성 물질 감소 효과가 즉시해체의 제염과 동일하다고 가정하고 화학적 제염 공정을 제외하였다.

대표적인 대형해체 폐기물 중 하나인 증기발생기의 경우 계통에 연결된 배관류를 제거한 후 원형상태

로 격납건물에서 인출 후 multi-wheeled vehicle을 이용 부지내 처리 및 저장 시설로 운반하여 처리하도록 설정하였다. 이후 철도를 이용하여 처분 시설로의 운반을 설정하였다.

2.3 비용평가 결과

Oconee 원전의 즉시 및 지연해체의 비용평가결과는 다음과 같이 제시되고 있다. 여기서 Program Management의 경우 엔지니어링비용이 포함되었으며 Spent Fuel에서는 Program Management을 제외하였고 사용후핵연료 장전, 포장 및 저장조 유지보수 및 비상대응비용이 포함되어 산정되었다. 즉시해체의 경우 허가종료에 약 85.8%, 사용후핵연료관리에 6.2% 부지복원에 7.9%의 비용이 평가되었다. 지연해체의 경우 허가종료에 약 78.6%, 사용후핵연료관리에 14.0% 부지복원에 7.4%의 비용이 평가되었다.

3. 결론

Oconee 원전의 해체 비용평가 결과, 지연해체의 경우 해체폐기물의 처리 및 처분 비용에서의 이득을 확보할 수 있었으며 반대로 사용후핵연료 저장조 관리를 포함한 사업관리비용에서의 비용 증가가 발생하였다. 이를 통하여 부지 및 시설의 물리적 방호를 포함한 사업관리 비용과 사용후핵연료의 중간저장 또는 처분 계획과의 비교 평가의 필요성을 알 수 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전연구센터 사업의 지원으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

[1] TLG Service, Inc., Decommissioning cost analysis for the Oconee nuclear station, 2013.

Table 1. SAFSTOR cost

Cost Element	Total	%
Decontamination	32,528	1.7
Removal	301,562	15.4
Packaging	49,981	2.6
Transportation	28,766	1.5
Waste Disposal	171,910	8.8
Off-site Waste Processing	86,637	4.4
Program Management	684,793	35.0
Site Security	147,858	7.6
Corporate A&G	65,891	3.4
Site O&M	6,173	0.3
Spent Fuel Pool Isolation	28,338	1.4
Spent Fuel (Direct expenditures)	69,233	3.5
Insurance and Regulatory Fees	126,045	6.4
Energy	25,643	1.3
Characterization and Licensing Surveys	38,558	2.0
Property Taxes	30,471	1.6
Miscellaneous Equipment	56,703	2.9
Miscellaneous site service	7,068	0.4
Total	1,958,159	100

[thousands of 2013 dollars]

Table 2. DECON cost

Cost Element	Total	%
Decontamination	41,834	2.3
Removal	311,499	17.3
Packaging	68,074	3.8
Transportation	41,385	2.3
Waste Disposal	222,085	12.4
Off-site Waste Processing	77,001	4.3
Program Management	618,432	34.4
Site Security	86,620	4.8
Corporate A&G	58,566	3.3
Site O&M	4,894	0.3
Spent Fuel Pool Isolation	28,338	1.6
Spent Fuel (Direct expenditures)	74,096	4.1
Insurance and Regulatory Fees	42,099	2.3
Energy	14,939	0.8
Characterization and Licensing Surveys	54,378	3.0
Property Taxes	29,604	1.6
Miscellaneous Equipment	20,011	1.1
Miscellaneous site service	3,258	0.2
Total	1,797,113	100

[thousands of 2013 dollars]

미국 Wolf Creek 원전 해체 비용 평가 사례 분석

이재민, 신상화*
티유브이라인란드코리아, 서울특별시 구로구 디지털로길 31길 41 이엔씨벤처드림타워6차
jaemin.lee@tuv.com

1. 서론

원전 해체 비용평가는 원전의 안전한 해체를 위한 구성요소 중 하나이다. 국내원전의 비용평가를 위한 체계구축을 위하여 선행국가의 사례를 분석하였다. 본 연구에서는 미국 TLG Service, Inc. 사의 2008년도 Wolf Creek 원전의 사례를 조사 분석하였다.

2. 본론

2.1 Wolf Creek 원전 개요

미국 Wolf Creek 원전은 Kansas에 위치한 원전으로서 원자로 형태는 가압경수로이며 원자로 공급자는 Westinghouse사 이다. 설비용량은 1,250 MWe/3565 MWth 1기이다. 1호기의 경우 1985년 상업운전을 시작하였다.



Fig. 1. Wolf Creek NPP.

2.2 비용 평가를 위한 가정

Wolf Creek 원전 해체 비용 평가에서의 사용후핵연료 관리 방안을 운전정지후 5년 반 후 전량 DOE의 고준위 처분장으로 운반하는 것으로 가정하였다. 그 과정에서의 중간 저장은 핵연료건물의 사용후핵연료 저장조를 활용하는 것으로 가정하여 평가하였다.

즉시해체의 경우 설계, 계획 등 준비단계, 해체단계, 부지복원 단계로 구분하여 평가하였으며 지연해체의 경우 준비단계, 휴지단계, 지연해체 단계, 부지복원 단계로 구분하였으며 운전정지후 60년 이내 허가 종료를 가정하여 평가하였다. 지연해체의 경우 사용후핵연료 저장조는 전원설비와 함께 지연해체 단계까지 저장 유지한다.

사용후핵연료 관리에서의 주요 가정으로는 인건비를 제외한 연간 유지보수 비용으로 941,000 US $를 가정하였으며 사용후핵연료 저장조에서 DOE 운반 설비로의 이동에 소요되는 비용을 220,000 US$로 산정하였다. 이 때 사용하는 DOE cask는 overpack을 고려한 Multi purpose canister로 평가하였다.

주요 기기에 있어서 원자로 압력용기와 내부 구조물의 경우 절단하여 처분을 위한 차폐 작업을 수행하는 것으로 설정하였으며 재사용 가능한 운반 cask를 사용한다. 절단 작업은 Refueling canal에서 수행하며 회전 및 원격 조정 절단장치를 사용한다. 미국의 경우 원자로 압력용기의 원형 처분이 가능 하나 Wolf Creek 원전의 경우, 최종처분장의 불확실성 및 운반과정에서의 차폐 요소 등을 고려하여 절단 공정으로 비용평가를 수행하였다.

1차 계통 설비의 경우, 즉시해체의 경우 원자로 냉각 계통 설비는 해체 이전에 화학적 제염을 수행하는 것으로 평가하였다. ALARA 요건에 부합하기 위하여 제염을 선행하는 설정을 취하였으며 운전정지 후 수년 이내에 해체를 수행하는 것으로 가정하였다. 이 때 평균 제염 계수는 10으로 가정하였다. 지연 해체의 경우 지연으로 인한 방사성 물질 감소 효과가 즉시해체의 제염과 동일하다고 가정하고 화학적 제염 공정을 제외하였다.

대표적인 대형해체 폐기물 중 하나인 증기발생기의 경우 계통에 연결된 배관류를 제거한 후 원형상태로 격납건물에서 인출 후 multi-wheeled vehicle을 이용 부지내 처리 및 저장 시설로 운반하여 처리하도록 설정하였다. 증기발생기는 상부돔과 재활용을 고려한 저오염 내부 구조물을 분리하며 상대적으로 오염이 심한 세관류는 저밀도 콘크리트로 내부를 밀봉, 오염 확산 방지 처리를 한 후 직접 처분하도록 설정하였다.

2.3 비용평가 결과

Wolf Creek 원전의 즉시 및 지연해체의 비용평가결과는 다음과 같이 제시되고 있다. 여기서 Program Management의 경우 엔지니어링비용 및 부지의 물리적 방호 비용이 포함되었으며 Spent fuel management에서는 Program Management을 제외하였고 사용후핵연료 장전, 포장 및 저장조 유지보수 및 비상대응비용이 포함되어 산정되었다. 즉시해체의 경우 허가종료에 약 85.9%, 사용후핵연료관리에 5.8% 부지복원에 8.3%의 비용이 평가되었다. 지연해체의 경우 허가종료에 약 85.0%, 사용후핵연료관리에 9.06% 부지복원에 5.94%의 비용이 평가되었다.

Table 1. SAFSTOR cost

Cost Element	Total	%
Decontamination	11,901	1.4
Removal	94,663	11.5
Packaging	12,435	1.5
Transportation	7,443	0.9
Waste Disposal	48,501	5.9
Off-site Waste Processing	21,191	2.6
Program Management	445,063	54.1
Corporate A&G	2,281	0.3
Spent fuel management	34,331	4.2
Insurance and Regulatory Fees	44,185	5.4
Energy	30,198	3.7
Characterization and Licensing Surveys	17,211	2.1
Property Taxes	22,696	2.8
Miscellaneous Equipment	19,876	2.4
Spent Fuel Pool Isolation	10,819	1.3
Total	822,794	100

[thousands of 2008 dollars]

Table 2. DECON cost

Cost Element	Total	%
Decontamination	13,552	2.3
Removal	93,421	15.7
Packaging	14,601	2.5
Transportation	9,695	1.6
Waste Disposal	67,104	11.3
Off-site Waste Processing	20,925	3.5
Program Management	267,882	45.1
Corporate A&G	1,396	0.2
Spent fuel management	34,331	5.8
Insurance and Regulatory Fees	10,258	1.7
Energy	14,641	2.5
Characterization and Licensing Surveys	15,778	2.7
Property Taxes	12,458	2.1
Miscellaneous Equipment	6,682	1.1
Spent Fuel Pool Isolation	10,819	1.8
Total	593,542	100

[thousands of 2008 dollars]

3. 결론

Wolf Creek 원전의 해체 비용평가 결과, 지연해체의 경우 해체폐기물의 처리 및 처분 비용에서의 이득을 확보할 수 있었으며 반대로 사용후핵연료 저장조 관리를 포함한 사업관리비용에서의 비용 증가가 발생하였다. 이를 통하여 부지 및 시설의 물리적 방호를 포함한 사업관리 비용과 사용후핵연료의 중간저장 또는 처분 계획과의 비교 평가의 필요성을 알 수 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전연구센터 사업의 지원으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

[1] TLG Service, Inc., Decommissioning cost analysis for the Wolf creek generating station, 2008.

원전해체 비용평가에서의 단위비용인자 산출 사례분석

이재민, 손정희*
티유브이라인란드코리아, 서울특별시 구로구 디지털로길 31길 41 이엔씨벤처드림타워6차
jaemin.lee@tuv.com

1. 서론

원전 해체 비용평가는 원전의 안전한 해체를 위한 구성요소 중 하나이다. 현재 원전해체 비용평가에서 단위비용인자(Unit Cost) 산출 과정의 분석을 통하여 원자로형별 작업난이도인자 적용, 작업시간 배분 현황을 조사 분석하였다. 본 연구에서는 미국 TLG Service, Inc. 사의 주요 원전해체 비용평가 사례를 조사 분석하였다.

2. 본론

2.1 분석 대상 원전 개요

가압경수로형 원전으로 미국 Wolf Creek(1,250 MWe) 원전, 미국 Oconee(846MW) 원전 및 Crystal River 3(860MW)원전의 해체비용 평가 사례를 분석하였으며 비등경수로형으로는 미국 Monticello(671MW) 원전, 미국 Vermont Yankee (620MW)원전 그리고 가압중수로형으로 캐나다 Point Lepreau(660MW) 원전의 평가를 분석하였다.

2.2 비용 평가 적용 기기 및 주요 작업

원전해체 비용 평가에 사용된 3000lbs 이하의 열교환기 해체 작업에 적용한 작업시간, 작업공정, 작업난이도, 노임단가에 의한 총 단위비용 등을 분석하였다. 가압경수로의 경우 주요 단위 작업은 다음과 같다.

- Remove insulation
- Mount pipe cutters
- Install contamination controls
- Disconnect inlet and outlet lines
- Cap openings, Rig for removal
- Unbolt from mounts
- Remove contamination controls
- Remove, wrap, send to waste processing area

각 단위 작업시간의 합은 355분이나 동시작업을 고려하여 255분으로 설정하였다. Wolf Creek 원전과 Oconee 원전의 경우 작업난이도를 적용하여 673분으로 설정하였다. Crystal River 3 원전의 경우 동시작업을 고려하여 255분으로 설정하였으나 Wolf Creek 원전과 Oconee 원전과 다른 작업난이도를 적용하여 최종적으로 593분으로 설정하였다.

비등경수로의 경우 단위 작업은 가압경수로와 동일하게 설정하였으며 각 단위 작업시간의 합 역시 355분이나 동시작업을 고려하여 255분으로 설정하였다. Monticello 원전은 Oconee 원전과 거의 같은 작업난이도를 적용하여 최종적으로 673분으로 설정하였다. Vermont Yankee 원전의 경우 동시작업을 고려하여 255분으로 설정하였으나 시설 특성에 따른 작업난이도를 적용하여 최종적으로 521분으로 설정하였다.

가압중수로의 경우 단위 작업은 가압경수로와 동일하게 설정하였으며 각 단위 작업시간의 합 역시 355분이나 동시작업을 고려하여 255분으로 설정하였다. Point Lepreau 원전 역시 시설 특성에 따른 작업난이도를 적용하여 최종적으로 593분으로 설정하였다. 각각의 사례를 아래와 같이 정리하였다.

1. Respiratory Protection Factor
2. Radiation/ALARA Factor
3. Protective Clothing Factor
4. Work Break Factor

○ 가압경수로형
  A. Wolf Creek
  B. Oconee
  C. Crystal River 3
○ 비등경수로형
  D. Monticello
  E. Vermont Yankee
○ 가압중수로형
  F. Point Lepreau

Table 1. Work difficulty adjustment factors

	1	2	3	4
A	50	37	30	8.33
B	50	37.1	30	8.33
C	50	15	30	8.33
D	50	37.08	30	8.33
E	25	20	30	8.33
F	50	15	30	8.33

[%]

2.3 해체 작업 노임 비용 및 총 비용

이상의 해체 비용 평가에 있어서 필요 작업자의 범주는 Laborers, Craftsmen, Foreman, General Foreman, Fire Watch, Health Physics Technician로 설정하였다. 각 범주별 작업자 필요 인원수는 위 순서대로 각각 3, 2, 1, 0.25, 0.25, 1 명이다. 위에서 나열한 각 원전은 작업 난이도를 고려한 총 작업시간에 각각의 작업자 범주별 작업자 수, 노임단가 등을 곱하여 총 노임비용을 설정하였다.

총 노임 비용에 열교환기 해체 작업에 필요한 장비, 소모품, 간접비 및 이윤을 더해 총 해체비용을 산정하였다. 주요 소모품으로는 Universal Sorbent, Tarpaulins, Gas torch consumables, Blotting paper, Plastic sheet/bag 등이 있다. 간접비 및 이윤의 경우 원전별로 장비, 소모품비에 15-17%로 계상하였다.

주요 소모품 품목은 작업방법에 따라서 변화될 수 있다. Wolf Creek 원전의 경우 2008년 평가에서는 Blotting paper, Plastic sheet/bag, Gas torch consumables 의 품목으로 총 43.34US$를 산정하였으나 2011년 평가에서는 Universal Sorbent, Tarpaulins, Gas torch consumables의 품목으로 61.64 US$를 설정하였다. 또한 노임단가의 변동을 반영하여 총노임비용의 경우 2008년도 2,347.42 US$에서 2011년 2,467.23 US$로 변동되었다. 다음은 각 원전별 3000lbs 이하의 열교환기 해체 비용이다. 각 비용은 해당 평가시점의 비용을 표기하였다.

Table 2. Unit cost of heat exchanger(<3,000 lbs) removal

	Labor cost	Total Equip. & consumables costs	Total
A	2347.42	49.97	2397.39
B	3194.92	75.31	3270.23
C	3082.60	80.28	3162.88
D	4404.10	66.93	4471.03
E	3361.57	53.00	3414.57
F	2739.26	62.68	2801.94

[US $]

3. 결론

원전의 해체 비용평가에 있어 단위비용인자 산정에 대해 미국 TLG 사의 평가 결과를 바탕으로 각 로형별로 열교환기 해체 작업에 대해 조사하였다. 단위비용인자 산정에 있어 작업 특성, 부지 특성 및 시설 설계자료 등의 자료를 근거로 작업난이도, 투입인력, 노임단가 및 장비, 소모품 비용을 통하여 결정함을 알 수 있다. 국내 원전해체 비용 평가를 위하여 시설 특성과 작업 특성에 적용할 수 있는 정보자료 구축이 필요하다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전연구센터 사업의 지원으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

[1] TLG Service, Inc., Decommissioning cost analysis for the Oconee nuclear station, 2013.

[2] TLG Service, Inc., Decommissioning cost analysis for the Wolf creek generating station,, 2008.

[3] TLG Service, Inc., Decommissioning cost analysis for the Point Lepreau generating station,, 2010.

원전해체 비용평가에서의 작업난이도 인자 적용 사례분석

이재민, 손정희*
티유브이라인란드코리아, 서울특별시 구로구 디지털로길 31길 41 이엔씨벤처드림타워6차
jaemin.lee@tuv.com

1. 서론

원전 해체 비용평가는 원전의 안전한 해체를 위한 구성요소 중 하나이다. 현재 원전해체 비용평가에서 단위비용인자 설정의 주요인자인 작업난이도인자(Work difficulty adjustment factors : WDFs) 적용 현황을 조사 분석하였다. 본 연구에서는 미국 TLG Service, Inc. 사의 주요 원전해체 비용평가 사례를 조사 분석하였다.

2. 본론

2.1 분석 대상 원전 개요

미국 Wolf Creek 원전은 Kansas에 위치한 원전으로서 원자로 형태는 가압경수로이며 원자로 공급자는 Westinghouse사 이다. 설비용량은 1,250 MWe/3565 MWth 1기이다. 1호기의 경우 1985년 상업운전을 시작하였다. 미국 Oconee 원전은 South Carolina에 위치한 원전으로서 원자로 형태는 가압경수로이며 원자로 공급자는 Babcock and Wilcox사 이다. Duke Energy가 건설한 원전이며 설비용량은 846MW 3기이다. 1호기의 경우 1973년 상업운전을 시작하였고 2호기와 3호기는 1974년 상업운전을 시작하였다. 미국 Crystal River 3 Nuclear Power Plant는 Florida에 위치한 원전으로서 원자로 형태는 가압경수로(PWR)이며 원자로 공급자는 Babcock and Wilcox사 이다. 건설비는 약 400 mio US$이며 1977년 운영을 시작하였다. 설비용량은 860MW이다. 미국 Monticello Nuclear Generating Plant 원전은 Minnesota에 위치한 원전으로서 원자로 형태는 비등경수로(BWR-3)이며 원자로 공급자는 General Electric사 이다. 1967년부터 건설기간을 거쳐 1971년 운영을 시작하였다. 설비용량은 671MW 1기이다. 미국 Vermont Yankee Nuclear Power Plant는 Vermont에 위치한 원전으로서 원자로 형태는 비등경수로(BWR-4), 원자로 공급자는 General Electric사 이며 1972년 운영을 시작하였다. 설비용량은 620MW이다.

캐나다 Point Lepreau 원전은 New Brunswick에 위치한 원전으로서 원자로 형태는 가압중수로(CANDU)이며 원자로 공급자는 AECL사 이다. 1975년부터 1982년까지의 건설기간을 거쳐 1983년 운영을 시작하였다. 설비용량은 660MW 1기이다.

2.2 비용 평가 적용 사례

TLG사의 경우 작업난이도인자의 경우 로형별, 시기별로 약간의 차이를 두어 적용하였다. 각 원전별 해체 비용평가에 적용된 작업난이도인자를 다음 항목에 대해 표로 정리하였다. 미국 TLG 사는 AIF/NESP-036의 연구 결과를 참조로 작업난이도 인자를 설정하여 해체비용 평가에 적용하였다.

1. Access Factor
2. Respiratory Protection Factor
3. Radiation/ALARA Factor
4. Protective Clothing Factor
5. Work Break Factor

○ 가압경수로형
  A. Wolf Creek
  B. Oconee
  C. Crystal River 3
○ 비등경수로형
  D. Monticello
  E. Vermont Yankee
○ 가압중수로형
  F. Point Lepreau

Table 1. Work difficulty adjustment factors

	1	2	3	4	5
A	10-20	10-50	10-37	10-30	8.33
B	10-20	10-50	10-37	10-30	8.33
C	10-20	0-50	0-15	0-30	8.33
D	10-20	10-50	10-37	0-30	8.33
E	0-30	0-50	0-100	0-50	8.33
F	10-20	10-50	10-37	30	8.33

[%]

2.3 작업난이도 인자 설정 변수

작업난이도 인자의 경우 각 원전의 설계특성, 운영현황 및 방사선장 등의 요인에 의해 그 설정값을 조정한다. 각 범주별 고려 사항은 다음과 같이 정리할 수 있다.

① Access Factor
○ 제어변수
- 구조물의 높이
- 구조물 주면 작업 난이도변수
○ 변수정보
- 평가자의 관찰 또는 결정
- 시설 설계자료

② Respiratory Protection Factor
○ 제어변수
- 구조물 표면오염 준위
- 작업 형태
- 작업 구역 표면오염 준위
- 부지별 호흡기 품질 유지 규정
- 개인별 공기 시료채취기 요건
○ 변수정보
- 방사선작업 허가요건
- 공간 선량 측정 지도
- 부지별 방사선방호 절차

③ Radiation/ALARA Factor
○ 제어변수
- 구조물 접촉 방사선량율
- 작업 구역 방사선량율
- 부지별 방사선작업자 유지 요건
- 선량계 요건
○ 변수정보
- 방사선작업 허가요건
- 공간 선량 측정 지도
- 부지별 방사선방호 절차

④ Protective Clothing Factor
○ 제어변수
- 구조물 표면오염 준위
- 작업 구역 표면오염 준위
- 작업 형태(표면오염 가능성에 따른)
- 부지별 작업 일정 조정
○ 변수정보
- 방사선작업 허가요건
- 공간 선량 측정 지도
- 부지별 방사선방호 절차

⑤ Work Break Factor
○ 제어변수
- 부지별 작업 일정 조정
○ 변수정보
- 종합 작업 일정

3. 결론

원전의 해체 비용평가에 있어 주요 산정 요소의 하나인 작업난이도 인자 현황을 미국 TLG 사의 평가 결과를 바탕으로 각 로형별로 조사하였다. 작업난이도인자의 결정에 있어 작업 특성, 부지 특성 및 시설 설계자료 등의 자료를 근거로 결정할 필요성이 있다. 국내의 경우 관련된 자료 검토를 통하여 정확한 비용 산출의 근거를 마련할 필요가 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전연구센터 사업의 지원으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

[1] TLG Service, Inc., Decommissioning cost analysis for the Oconee nuclear station, 2013.
[2] TLG Service, Inc., Decommissioning cost analysis for the Wolf creek generating station,, 2008.
[3] TLG Service, Inc., Decommissioning cost analysis for the Point Lepreau generating station,, 2010.

고방사성 구조물 해체 및 절단 기술 분석

김학수*
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성대로 1312번길 70
*hskim007@khnp.co.kr

1. 서론

원자력발전소 해체사업에 있어 원자로압력용기 및 내부구성품 해체가 가장 도전적인 분야가 될 것이다. 특히 원자로압력용기 내부구성품은 핵연료와 가장 가까이 있어 방사능 준위가 상당히 높아 고방사능 환경으로 인해 해체 작업 시 고난이도의 해체 및 절단기술이 요구된다. 본 논문에서는 원자로압력용기 내부구성품(이하 내부구성품) 해체 및 절단기술에 대하여 살펴보았다.

2. 본론

2.1 원자로압력용기 내부구성품 절단 사례

2.1.1 Yankee Rowe(YR) NPP

YR원전 해체시점에서의 내부구성품의 방사능은 915,681 Ci(3.4E+16 Bq)로서 일반 소형 원전보다 높았다. 이는 원전을 영구정지 시킨 후 해체사업을 시작하기까지의 시간이 매우 짧아 내부구성품내에 있는 방사성핵종의 붕괴시간이 상당히 짧았기 때문이었다. 내부구성품 절단에 적용된 기술은 MDM(Metal Disintegration Machining)과 함께 Plasma Arc 방법을 사용하였다. Plasma Arc 절단작업은 수중 절단 작업에서 발생되는 부유물과 슬래그를 수집 처리할 수 있는 DCS(Dross Collection System)과 함께 PCT(Plasma Cutting Table)에서 수행하였다. 이러한 설계는 PCT내에서 중력에 의한 Dross의 포집성질을 이용한 것으로 Plasma 절단작업에는 많은 에너지가 요구되고 Hydrosol과 Aerosol을 생성하게 되었고 생성된 Hydrosol과 Aerosol은 원자로수조 표면에 많은 양의 가벼운 Dross 입자들을 발생시키게 되어 PCT에서 포집이 되지 않아 작업자 피폭을 유발하게 되었다. 이러한 문제점을 개선하기 위해 PCT 상부에 Floating Gas Collection Hood를 설치하여 Hood를 통해 가벼운 Dross를 흡수하고 HEPA 필터를 거쳐 일차 배기계통으로 배출하였다. 그러나 HEPA 필터의 막힘 현상이 발생하여 Floating System 뿐만 아니라 절단작업부분의 모든 설비가 오염되어 불필요한 작업자 피폭을 유발하였다. 한편, MDM 설비를 이용하여 Thermal Shield Clamp, Sen. Core Support 및 Thermal Shield Bolting을 절단하였으며 본 절단작업은 원자로압력용기내에서 직접 수행하였다. 전반적으로 YR원전의 내부구성품 해체 및 절단작업은 투입된 시스템, 장비 및 구성품의 사전 시험 준비 미비, 촉박한 일정 그리고 빈번한 보수 등으로 인하여 설비의 운전 성능이 충분히 발휘되지 못한 것으로 보고되어 있다.

2.1.2 Connecticut Yankee(CY) NPP

CY원전 해체과정에서 발생된 내부구성품은 적당한 크기로 절단하여 Canister에 담아 ISFSI (Independent Spent Fuel Storage Installation)에 저장하여 향후 처분장이 완성되면 이송하는 방안을 고려하였다. 모든 절단은 AWJ(Abrasive Water Jet)를 이용하였고 연마재로 Garnet을 사용하였다. MDM은 Lower Core Support Plate와 Upper Internal로부터 볼트를 제거하기 위해 사용되었으며 특수 제작된 선반에서 절단작업이 수행되었다. 그러나 Core Support Barrel은 원자로수조 표면으로부터 상부로 1.8m 이상 나와 있어서 절단선반에서 작업을 할 수 없었으며 또한 이러한 작업에는 상당한 작업자 피폭과 공기 중 오염을 유발할 수 있어 별도의 절단 지지대를 설치하여 수중에서 절단하는 방식을 도입하였다. 이러한 절단작업은 작업자피폭선량, 공정 지연 및 해체비용의 증가를 초래하였다. 이는 내부구성품을 절단하는 동안에 사용된 Filtration Equipment와 Abrasive Water Jet Cutting Equipment에 기인한 것으로 이러한 문제점을 해결하기 위하여 원격조작이 용이한 "Grant Machine" 장비를 투입하였으며, 해체과정에서 금속물질을 절단하거나 절단과정에서 발생되는 파편조각들을 처리하는데 매우 유용하고 작업자 피폭, 공정시간 및 비용을 상당히 저감시켰다고 보고되고 있다.

2.1.3 Maine Yankee(MY) NPP

MY원전은 선행호기(YR)로부터 얻은 내부구성품의

해체경험을 토대로 절단수를 최소화하기 위해 가능한 한 크게 절단하여 처리하는 방안을 고려하였다. 내부구성품 절단작업은 기존 해체원전에서 사용된 AWJ 기술을 좀 더 개선한 것으로 절단작업을 용이하게 할 수 있도록 Multi-manipulator를, 수중에서 이루어지는 작업을 볼 수 있도록 수중 카메라를 그리고 절단작업에서 발생되는 파편조각들을 수집할 수 있는 POC(Point of Cut) Collection을 장착한 장비를 사용하였다. 특히 AWJ 절단과정에서 발생되는 Swarf의 수집 및 처리에 탁월한 성능을 보이는 SWCS(Solid Waste Collection System)를 절단공정에 사용하였으며 본 설비는 Chemical Treatment, Back Washable Filtration 및 Cartridge Polishing Filter 등으로 구성되었다. 수중작업시 원자로 수조내의 수질 조건을 유지하기 위해 CWTS(Cavity Water Treatment System)을 사용하였다. 실제 내부구성품 절단 작업에서는 폐기물의 발생량도 적었으며 설비의 유지보수도 상당히 좋은 결과를 보여주었다.

2.1.4 Rancho Seco(RS) NPP

RS원전은 내부구성품 절단작업에는 기존 원전에서 적용하였던 Plasma Arc, AWJ 및 MDM 기술 대신에 일반적인 Sawing 및 Milling 방법을 적용하였다. 이는 RS원전의 내부구성품의 방사능 농도가 낮았기 때문이었다. 내부구성품의 다양한 재질특성 때문에 여러 가지 도구들이 요구되었다. RMT(Reciprocating Machine Tool)는 5.5cm 길이의 절단용 날을 가진 끌 모양의 장비이며, C-HORCE (Circumferential Hydraulically Operated Cutting Equipment)은 물체 주변을 절단하는 장비로서 Core Barrel과 Thermal Shield로부터 Cylinder를 절단하는데 사용되었고 BMT(Bolt Milling Tool)은 Baffle Structure에 있는 Bolt Head를 제거하기 위해 절단기에 장착되었으며 이외에도 Plasma Torch, Diamond Wire Saw, Exterior Pole Saw 및 MCCS(Machine Chip Collection System) 등이 사용되었다. 실제 내부구성품 절단작업에서는 빈번한 Cutting Blade의 고체로 작업이 원활하게 수행되지 못한 것으로 보고되어 있다.

2.2 원자로압력용기 내부구성품 절단기술 비교분석

내부구성품의 해체 및 절단 사례를 살펴보았으며 Table 1은 각 절단기술의 비교분석결과를 보여주고 있다. 절단사례에서 알 수 있듯이 고방사능 환경에서의 내부구성품 절단기술은 고난이도의 기술로 해체원전 특성에 따라 약간의 차이는 있으나 절단속도 증대, 1/2차폐기물 및 작업자 피폭 최소화를 우선적으로 고려했다는 것을 알 수 있다.

Table 1. 원자로압력용기 내부구성품 절단기술 비교

발전소	절단기술	선정 배경	결과 및 문제점
YR	• Plasma Arc • MDM	• 입증된 기술 및 절단 속도 • 운전/접근성 우수	고방사능으로 오염된 내부구성품을 Plasma Arc 기술로 절단하는데 있어 작업자 선량 및 주변 오염
CY	• AWJ • MDM	• 작업자 피폭 • 공기 중 오염 • 폐기물 형태 • 공정일정	시험 장비의 전반적인 운전 성능 시험 불량 및 정화 설비의 운전불량
MY	• Ultra High Pressure Water Jet • Mechanical Cutting	• 열절단기술이 요구되지 않음	체계적 운전 장비의 성능시험이 절단 사업에 있어 매우 중요
RS	• Mechanical Cutting • Hydraulic Press Separation	• 장비의 신뢰성 • 기계적 절단 기술 • 오염준위가 낮음 (SAFSTOR방식)	기계적 절단방법도 내부구성품 절단 작업에 유용

3. 결론

원자로압력용기 내부구성품 해체 및 절단 작업은 고방사능 환경으로 인해 고난이도의 기술이 요구되며 절단작업 중 가장 큰 해체비용을 수반하게 된다. 따라서 내부구성품 절단기술은 처분장 수송 및 수용여건, 방사성폐기물 발생량 및 작업자 피폭 최소화을 고려하여 선정해야 한다.

4. 참고문헌

[1] EPRI TR-1015501, Rancho Seco Reactor Vessel Segmentation Experience Report, 2008.

[2] EPRI TR-1011734, Maine Yankee Decommissioning Experience Report, 2005.

[3] EPRI TR-1002029, Decommissioning: Reactor Pressure Vessel Internals Segmentation, 2001.

[4] Dick Sexton, Connecticut Yankee Reactor Vessel Internals Setgmentation, NEI/EPRI Decommissioning Planning and Technology Forum, 2001.

감마핵종분석기를 통한 용융제염 인고트의 교차분석

설증군*, 조남찬, 박정만, 유창현
한전원자력연료(주), 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 242
*jgseol@knfc.co.kr

1. 서론

HPGe 및 ICP-MS 분석방법은 그 특성상 매우 높은 정밀도와 정확성을 갖고 있지만 분석 비용이 고가이며 측정을 위한 시료 전처리에 많은 시간과 노력을 들여야 할 뿐만 아니라 측정시간 또한 짧지 않기 때문에 제염이 이루어지는 현장에서 해당 분석결과를 도출하여 이를 즉각적으로 피드백하기가 어려운 점이 있다.

따라서 한전원자력연료(주)에서는 제염작업에 대한 작업능률을 향상시키고 분석시간을 단축하기 위해 분석 비용이 저렴하고 측정시간 조정이 가능한 NaI 핵종분석장비를 사용하여 방사능 농도를 분석하는 방법에 대하여 검토해 보았다. 측정의 신뢰성을 확인하기 위하여 NaI 핵종분석장비를 통해 분석된 인고트에 대하여 밀링을 수행하여 마리넬리 비이커 타입의 시료를 제작하였으며 이를 현재 한전원자력연료(주)에서 운영중인 HPGe를 통해 분석함으로써 교차분석을 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

교차분석에 사용된 측정대상 시료는, 1.5 kHz의 고주파를 사용, 최대 2000℃까지 가열이 가능하며 250 kg의 금속을 처리할 수 있는 고주파 유도가열장비를 통해 제작된 200 mm × 400 mm × 50 mm 크기의 인고트 4개이며, 해당 인고트들은 경수로 핵연료 가공공정 중에 발생된 금속폐기물을 용융제염의 방법으로 제염한 것으로, 본 실험을 위하여 의도적으로 방사능 농도가 높게 제작되었다. 해당 인고트 내 우라늄 농축도는 4.0 w/o 로 파악되며, 이는 방사선관리구역 내에서 금속폐기물이 발생되는 경우 발생지역, 발생방법, 오염특성 등에 따라 철저히 분류작업이 이루어지고, 오염특성, 물리적 성질 등에 따라 각각 드럼 보관처리 되기 때문에 용융제염을 통해 제작된 각각의 인고트에 대해서는 이력 조사가 가능한 바, 이를 통하여 유추하였다.

본 실험에서는 배경방사선에 의한 영향을 최소화하기 위하여 차폐체를 2단으로 제작하였다. 차폐체의 재질은 납이며, 내부 차폐체의 경우 높이는 6.5 cm, 내경은 5.2 cm이며 외경은 20 cm 로, NaI Probe 부분을 감쌀 수 있는 형태로 제작되었다. 외부 차폐체의 사양은 420 mm × 620 mm × 410 mm 크기로, 인고트를 넣을 수 있는 크기로 제작되었다. 배경방사선의 차폐를 위하여 차폐 상자 상부 및 벽면에 50 mm 두께의 납을 설치했으며, 바닥의 경우 인고트에 의한 Self Shielding 및 차폐상자의 형태 유지를 고려하여 25 mm의 스테인레스 스틸 재질 철판을 사용하였다.

NaI 핵종분석장비의 3,600초 측정시의 MDA값은 3.5×10^{-2} Bq/g 수준으로 HPGe(10,000초 측정)의 MDA값에 비하여 2~10배 정도 높은 값을 보이고 있지만, 이 값은 자체처분제한치인 0.497 Bq/g 의 1/10 미만 수준이기 때문에, 인고트의 자체처분 가능 여부를 판별하기에는 충분한 수준이다. 따라서 계측시간은 3,600초로 설정하였다.

HPGe를 통한 분석을 위해서는 인증표준물질과 동일한 형상을 가지는 시료의 제작이 필요하다. 따라서 인고트에 대하여 밀링작업을 수행하여 그 Chip을 수거해 측정용 시료를 제작한 후 10,000초 간 측정하였다.

2.2 실험결과

NaI 핵종분석장비 및 HPGe를 사용하여 인고트 내 방사능 농도 분석을 수행한 결과는 Table 1 및 Table 2와 같다.

Table 1. Result from NaI detector

시료	측정결과 (Bq/g)	MDA (Bq/g)
01	1.812E-01	3.716E-02
02	5.104E-01	3.778E-02
03	7.020E-01	3.914E-02
04	7.189E-01	3.926E-02

Table 2. Result from HPGe detector

시료	측정결과 (Bq/g)	MDA (Bq/g)
01	1.863E-01	6.555E-03
02	4.557E-01	6.830E-03
03	5.880E-01	8.254E-03
04	5.367E-01	7.475E-03

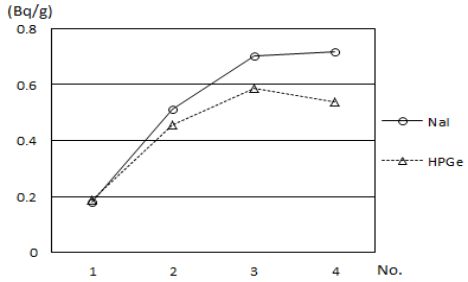


Fig. 1. Comparison of results from NaI, HPGe detector.

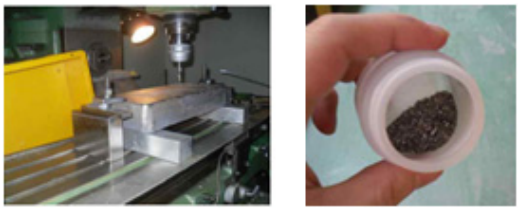


Fig. 2. Sampling the ingots.

방사능 농도가 높게 제작된 인고트에 대하여 측정을 수행한 결과 1.8×10^{-1} Bq/g 근방의 농도에서는 비슷한 값을 보이나 방사능 농도가 증가될수록 NaI를 통한 분석결과가 비교적 높게 나타나는 것으로 나타났다. 이는 분석대상이 되는 인고트의 Geometry 설정 등과 같이 현실적으로 정량하여 분석 방법에 적용하기 어려운 부분에 대한 불확실성을 보수적으로 접근하였기 때문으로 판단된다.
NaI 계측기의 결정 크기는 1.4×2 $inch^2$로 계측면적이 전체 인고트 면적에 비하여 국부적이기 때문에 대표성의 문제가 제기될 수 있으나, 한전원자력연료(주)의 앞선 연구 결과, 인고트 내 우라늄 핵종이 균질하게 분포하고 있기 때문에 해당 농도는 인고트 전체의 방사능 농도를 대표한다고 볼 수 있다.

3. 결론

본 연구에서는 한전원자력연료에서 용융제염을 통해 주조된 인고트의 NaI 및 HPGe를 이용한 교차분석을 수행하였다.
HPGe의 분석결과는 높은 신뢰도 및 정확성을 갖는 것으로 파악되었으나 시료의 제작, 전처리 및 측정 등에 소요되는 비용과 시간이 막대하여 현장에서 분석한 결과를 업무에 즉시 피드백하기 어렵다는 단점이 존재하였다. 이를 보완하기 위하여 NaI를 사용하는 경우 Background의 영향 및 측정시간의 문제로 인고트의 방사능 농도를 정량적으로 분석하는 것은 어려움이 있으나, 측정단위시간에 대한 측정시의 MDA 값이 자체처분제한치의 1/10 미만이므로 NaI의 계측결과로도 해당 인고트에 대한 자체처분 가능 여부를 판별할 수 있으며, HPGe와의 교차분석을 수행한 결과 자체처분제한치 근방의 결과에 대해서는 NaI가 HPGe에 비하여 보수적인 결과를 도출하는 것으로 나타났다. 따라서 용융제염 인고트에 대한 자체처분 가능 여부를 판단하기 위해서 NaI 측정방법은 충분히 유효하다고 판단된다.

4. 참고문헌

[1] 이규일 외 "해체금속폐기물의 용융제염", 2008 한국방사성폐기물학회.
[2] 한국원자력연구원, "EPM 방식 일괄처리에 의한 제염 후 처리공정 개발", KAERI/CR-352/2009, 2010. 2.
[3] 한전원자력연료, "우라늄핵종에 의해 오염된 금속물의 재활용을 위한 용융제염 기술 개발에 관한 연구", 2012 한국방사성폐기물학회.

HYBRID와 옥살산 제염제의 crevice 부식특성 비교

정준영[1,2,*], 박상윤[1], 원휘준[1], 최왕규[1], 문제권[1], 박소진[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 99
*jjy87@kaeri.re.kr

1. 서론

PWR 일차계통의 제염은 제염제를 이용하여 시설의 내부표면의 산화막을 용해하는 방법으로 수행된다. 이때 제염제에 의해서 내부 표면의 산화막 뿐만 아니라 모재까지도 부식되어 손상될 수 있는 가능성이 존재한다[1]. 이러한 재료부식을 최소화하기 위해서는 제염제를 적용할 시에 대상이 되는 재료의 부식 특성을 확인하고 그 결과를 통해 부식 조건을 개선하는 것이 필요하다.

본 연구에서는 PWR의 주재료에 제염용액을 적용하였을 경우에 여러 pH에서의 나타나는 부식 특성을 확인해보고자 부식실험을 진행하였다.

PWR steam generator의 주재료로 사용되는 I-600과 일차계통 구조재료로 사용되는 304 Stainless steel를 부식의 대상으로 선정하였고 환원제염제로 주로 사용되는 Oxalic acid 용액 제염제와 기존 제염제의 부식 문제점을 개선하기위해 개발된 제염제인 HYBRID[2]를 적용하여 부식실험을 수행하였다.

제염제에 의한 부식에 의해서 나타나게 되는 pitting이나 IGA(Intergranular attack)같은 부식특성이 짧은 시간에 나타나도록 하여 뚜렷한 경향을 확인할 수 있도록 가혹한 부식환경에서 부식실험을 진행하기 위해 일반적인 부식환경보다 가혹한 부식환경으로 알려진 crevice[3]에서 부식실험을 수행하였다.

2. 실험방법

실험에 사용된 시편은 20 mm × 20 mm × 2 mm의 크기로 가공한 것을 사용하였다. 시편의 부식이 가속화 될 수 있도록 600℃에서 열처리를 진행하였고 시편의 모든 면은 #1200의 사포로 polishing 하였다. 시편에 약 지름 3 mm로 구멍을 뚫어서 두 개의 시편이 겹쳐지게 놓고 한쪽 끝에 얇은 1 mm 두께의 테프론 시트를 댄 후 나사로 조여서 두 시편이 비스듬하게 틈을 두고 겹쳐진 형태가 되도록 제작한 Inconel-600과 304 stainless steel 재질의 crevice 시편을 실험에 사용하였다. 실험의 대상이 되는 환원제염제는 Table 1에 나타내었다.

Table 1. Chemical condition for corrosion test

Decontamination Agent	Typical Formulations	pH	T,℃	Time,h
HYBRID	0.07M N_2H_4+0.5mMCu^{2+} (pH=3.0)	1.76~3	95	20
Oxalic acid 용액	15.84mM Oxalic acid*(pH=1.76)	1.76~3	95	20

실험은 각 시편을 95℃ 온도로 유지된 각 제염제에 20시간 동안 부식시키는 방법으로 수행되었다. 이때 시편을 넣기 전에 약 30분간 N_2 purge를 해서 용액 내부의 산소 농도를 떨어뜨린 후에 실험을 진행하였다.

3. 실험결과

실험 후에 시편의 표면을 OM(Optical Microscope)으로 관찰하였다. Fig. 1과 2는 각 제염제에서 부식된 후의 crevice 시편의 표면을 OM으로 분석 관찰한 것이다. Oxalic acid 용액에서 실험한 시편의 경우에 Inconel-600에서 pitting과 IGA가 발견되었다. pitting의 경우에 pH의 변화에 관계없이 나타났으며 IGA는 pH가 감소할수록 감소하는 것으로 보였다. 304 Stainless steel에서는 pH = 1.76에서 초기 표면의 모습이 보이지 않을 정도로 심하게 부식이 발생된 것이 나타났으며 pH가 증가할수록 부식이 감소하는 경향이 나타났다. HYBRID에서 실험한 시편은 Inconel-600과 304 Stainless seel 모두 pH에 관계없이 부식이 되지않고 깨끗한 표면을 나타내었다.

Fig 3.에는 부식전화 후의 시편의 무게를 측정하여 이를 통해서 부식율(mil/h)를 계산하여 정리한 결과이다. Oxalic acid 용액의 경우에 Inconel-600에

적용하였을 때에는 pH의 변화에 관계없이 비슷한 부식율을 나타내었다. 304 Stainless steel에 적용하였을 경우에는 pH = 1.76에서 매우 높은 부식율을 보였으며 pH = 2부터 부식율이 급격히 낮아지고 pH가 높아질수록 부식율이 감소하는 경향을 나타내었다.

HYBRID에서 실험하였을 경우에는 OM의 결과와 마찬가지로 부식의 대상과 pH에 상관없이 매우 낮은 부식율을 나타내었다.

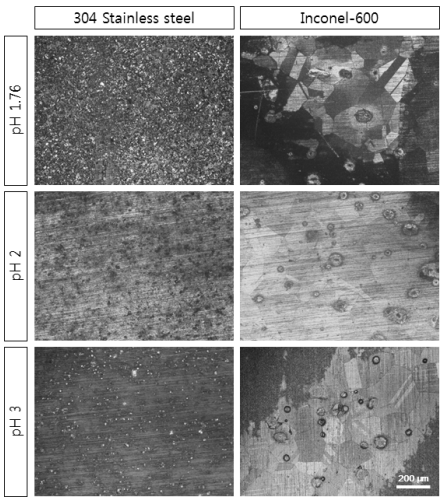


Fig. 1. Optical Photographs of Inconel-600 and 304 Stainless steel after corrosion test under Oxalic acid solution of various pH conditions.

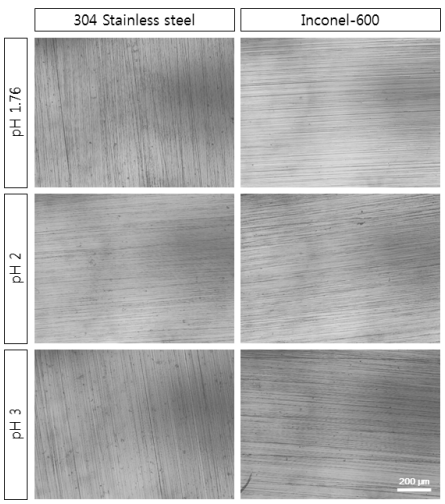


Fig. 2. Optical Photographs of Inconel-600 and 304 Stainless steel after corrosion test under HYBRID of various pH conditions.

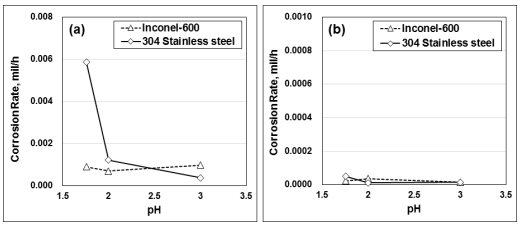


Fig. 3. Effect of pH on corrosion rate of Inconel-600 and 304 Stainless steel after corrosion test under Oxalic acid solution(a) and HYBRID(b) solution.

4. 결론

실험 결과를 통해서 Oxalic acid 용액을 제염제로 사용할 경우에 Inconel-600에서는 pH에 상관없이 비슷한 부식이 발생하며 304 Stainless steel에서는 pH = 1.76에서 극심한 부식이 발생하지만 pH = 2 부터는 부식율이 급감하며 pH가 증가함에 따라 부식율이 감소하는 경향이 나타나는 것을 확인하였다. 따라서 pH의 조절을 통해서 Oxalic acid 용액에 의한 304 stainless steel의 부식을 억제할 수 있을 것으로 판단된다. 또한 HYBRID에서는 모든 경우에서 부식을 억제하는 것이 확인되었으며 이를 통해서 HYBRID가 낮은 pH에서도 부식을 효과적으로 억제하는 제염제라는 것을 확인할 수 있었다.

5. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

6. 참고문헌

[1] D Bradbury, “Review of Decontamination Technology Development 1977-2000", Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems 8, BNES, 2000.

[2] H. J. Won, W. S. Lee, C. H Jung, S. Y. Park, W. K. Choi, J. K. Moon, “A Feasibility Study on the Decontamination of Type 304 Stainless Steel by N2H4 Base Solution”, Asian Journal of Chemistry, Vol. 26, No. 5, 2014.

[3] F.W. Sandra, “Pitting and Crevice Corrosion of Stainless Steel under Offshore Conditions” Norwegian University of Science and Technology, July, 2012.

HYBRID-D ($Cu^{+}/N_2H_4/H_2SO_4$계) 화학제염제에 의한 마그네타이트 용해 평가

김선병*, 원휘준, 문제권, 최왕규
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sbkim@kaeri.re.kr

1. 서론

장시간 가동된 원자력발전소의 1차계통의 내부표면에는 다양한 부식 금속산화물이 생성되고 방사성 동위원소인 Co-60가 금속산화막 내에 존재하게 되어 방사능 수치가 높다. 높은 방사능 수치는 작업자의 작업환경을 제한하며, 방사능 피폭 문제를 발생하기 때문에 원전의 유지 보수 시 또는 해체 시에는 이러한 방사성 오염물질을 제거할 필요성이 있다. 다양한 제염법 중에 작업자의 물리적 접근을 최소화하고 복잡한 구조의 효율적인 제염을 위한 전계통 화학제염법이 선호되고 있다. 화학제염법은 일반적으로 Cr이 주성분인 외부 산화막 제거를 위한 산화제염공정과 Fe이 주성분인 내부산화막 제염을 위한 환원제염공정으로 구분되며, 금속산화물의 용해를 통해 침적되어 있는 방사성 물질을 제거한다. 한국원자력연구원에서 개발중인 무착화성 화학제염제는 기존 상용 화학제염 공정과 달리 유기산 및 유기산 착화제를 배제함으로써 제염폐기물의 처분 안정성을 도모하고, 아울러 이차 폐기물의 발생량을 저감하는 신개념의 화학제염제로 알려져 있다 [1].

본 논문에서는 이차폐기물 저감의 목적으로 개발중인 HYBRID-D (HYdrazine Based Reductive Ion Decontamination for Decommissioning) 제염제의 제염성능을 향상시키기 위한 연구를 보여주고 있다. 다양한 반응인자들(예를 들어 온도, pH, 농도 등)을 고려한 마그네타이트의 용해성능 평가로, DF(제염계수, Decontamination Factor) 20이상의 제염성능을 보여주는 HYBRID 제염제 대비 동등 이상의 제염성능확보에 그 목적이 있다.

본 연구를 통해 개발되는 HYBRID-D 제염제는 hydrazine을 강한 환원 제염제로 사용하고 H_2SO_4 용액에 의한 산성조건에서 Cu(I) 이온을 배위화합물 ($(Cu^{+}(N_2H_4)$ 또는 $Cu^{+}(N_2H_5^{+})(SO_4^{2-})_2$)의 촉매로 사용한다. 형성된 배위결합물은 hydrazine이 Cu(I) 이온의 전자를 마그네타이트의 ferric ion 으로 전달시켜 ferrous ion으로 환원시키는 가교역할을 하는 것으로 파악되며 그 결과로 제염속도가 증가하는 것으로 기존 연구에서 확인되었다 [2]. 또한 분자의 반경이 큰 SO_4^{2-}이온에 의한 반응도가 증가하여 제염성능이 향상되고, 침전에 의해 SO_4^{2-}이온을 제거함으로써 결과적으로 폐기물의 양을 저감하는 이득이 있다. Table 1에서와 같이 제염에 의해 발생하는 이차폐기물의 양은 가장 널리 사용되는 상용 제염기술인 HP/CORD보다 HYBRID-D 공정이 우수한 것으로 판단된다.

Table 1. The Comparison of HYBRID and CORD Decontamination Process in terms of Secondary Waste Generation

제염공정	폐기물량 (L) / 1000L 제염제			
	양이온수지	음이온수지	침전	전체
NP/HYBRID	6.3	38.4		44.7
NP/HYBRID-D	6.3	3.25	1.9	11.45
HP/CORD	18.6	7.41		26.01

2. 본론

2.1 $Cu^{+}/N_2H_4/H_2SO_4$의 농도변화에 따른 마그네타이트의 용해반응

Fig. 1은 N_2H_4 및 첨가된 Cu(II) 이온의 농도가 높아질수록 마그네타이트의 용해속도가 증가한 결과를 보여준다. 첨가된 구리이온은 촉매효과에 의하여 용해초기 반응속도를 증가시키는 역할을 하였고, 마그네타이트의 용해는 반응 초기 구리이온의 농도 및 첨가된 N_2H_4의 농도에 비례하여 증가하는 것을 확인하였다.

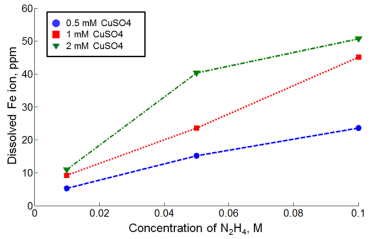


Fig. 1. Dissolved iron w.r.t N_2H_4 and Cu concentration at 5min (95℃, pH 3).

2.2 HYBIRD-D 제염제의 용해성능 평가

Fig. 2는 HYBRID-D 제염제($Cu^{+}/N_2H_4/H_2SO_4$계)의 시간에 따른 제염성능을 기존에 연구되었던 HYBRID 제염제($Cu^{+}/N_2H_4/HNO_3$계)와 비교한 결과를 보여주고 있다. HYBRID-D 제염제의 경우 초기의 반응속도는 3배 이상 빠르게 진행되었고, 24시간동안의 용해성능은 20% 이상 우수한 것으로 확인되었다.

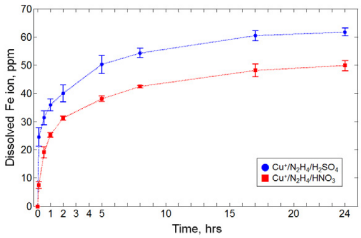


Fig. 2. Comparison of decontamination efficiency between HYBRID and HYBRID-D.

2.3 마그네타이트 용해반응 분석

HYBRID-D에 의한 마그네타이트의 용해기작은 Cu(I)에 의한 촉매작용과 hydrazine에 의한 Fe^{3+}이온의 환원반응, 그리고 SO_4^{2-} 이온에 의한 효과로 설명될 수 있다. 마그네타이트의 Octahedral site를 차지하는 Fe(II)와 Fe(III) 이온들의 전자교환을 통하여 화학제염제의 Cu(I) 이온은 Cu(II)로 산화되고, 결과적으로 F(III) 이온은 Fe(II) 이온으로 환원되는 방향으로 반응이 촉진되는 것으로 분석되고 있다 (식 (1) 참조).

$$[Cu^{+}-N_2H_4]+(Fe^{3+})_2Fe^{2+}O_4 \rightarrow [Cu^{2+}-N_2H_4]+(Fe^{3+})_3O_4 \quad (1)$$

$Cu^{+}/N_2H_4/H_2SO_4$계의 화학제염제는 $CuSO_4$의 Cu(II) 이온을 생성하게 되고, 이는 경험식에 의해 식 (1)와 같은 Cu(I)/Cu(II)의 정량적 관계를 가지는 것으로 알려져 있다 [3].

$$[Cu(I)]=146e^{-5089/T}[Cu(II)]^{0.52}(2.4E-6[H_2SO_4]^2-1.85E-4[H_2SO_4]+1) \quad (2)$$

위 식에서 [Cu(I)], [Cu(II)], [H_2SO_4] 의 단위는 g/L이고 온도의 단위는 절대온도(K)이다. 식 (2)에 의하여 0.5mM의 $CuSO_4$를 첨가하였을 경우 약 0.024mM의 Cu(I)이온이 존재하는 것으로 계산되었고 2mM의 $CuSO_4$를 첨가할 경우 용액속에 존재하는 Cu(I) 이온의 양은 0.079mM 존재하게 되어 본 실험에서 △Cu(I)/△$CuSO_4$≈0.04 의 정량관계를 갖는 것으로 분석되었다. 따라서 마그네타이트의 용해에 영향을 주는 [Cu^{+}-N_2H_4] 결합체는 첨가한 $CuSO_4$에 비해 미량 존재하게 되고, [Cu^{2+}-N_2H_4]가 다량 존재할 것으로 판단된다. 또한 식 (3)과 같이 산성용액에서 환원되는 N_2H_4에 의하여 계속적으로 [Cu^{+}-N_2H_4]가 재생되는 메커니즘이 진행되는 것으로 추정되므로 소량의 [Cu^{+}-N_2H_4]는 산화과정을 통해 Fe^{3+}의 환원반응에 참여한 다음 다시 Cu(I)로 재생되는 것으로 해석되고 있다.

$$2[Cu^{2+}-N_2H_4]+1/2N_2H_4 \rightarrow 2[Cu^{+}-N_2H_4]+1/2N_2+2H^{+} \quad (3)$$

3. 결론

본 연구에서는 HYBRID-D 화학제염제의 마그네타이트 제염성능을 평가하였다. 원전일차계통 모사 부식시편을 통해 제염성능이 확인된 HYBRID 제염제와 용해성능을 비교한 결과 동등 이상의 제염성능이 확인되었고, 반응속도 역시 증가하는 것으로 확인되었다. 제염에 의한 이차 폐기물량도 HYBRID 공정뿐만 아니라 기존 상용공정인 HP/CORD UV 대비 저감되는 것으로 알려져 있어 개발중인 $Cu^{+}/N_2H_4/H_2SO_4$계의 HYBRID-D 화학제염제는 원전 해체 시 요구되는 제염성능 및 폐기물 저감의 목적을 만족시키는 것으로 평가되었다.

추후 금속산화물의 용해반응에 관여하는 환원성 제염제 및 산에 의한 용해 kinetics 규명에 대한후속 연구가 진행될 것이며, 현재 실험에서 사용 중인 파우더 형태의 마그네타이트가 아닌 부식시편 또는 실제 일차계통 시스템에서의 성능평가를 실시하여 보다 신뢰성 있는 제염기술로의 개발을 추진할 계획이다.

4. 감사의 글

이 논문은 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (NRF-2012M2A8A5025655).

5. 참고문헌

[1] H. J. Won, et al., Dissolution of Magnetite by the Hydrazine Base Solution, Proc. of Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, 235, Gwangju, Korea, 2013.

[2] H. J. Won, et al., Dissolution of Fe_3O_4 by the N_2H_4 Base Solution, Proc. of The 7th International Conference on Multi-functional Materials and Applications, Huainan, China, 2003.

[3] M. Mokmeli, et al., Equilibrium cuprous concentrations in copper sulfate-sulfuric acid solutions containing 50-150 g/L Cu+2 and 10-200 g/L H2SO4 at 50-95 ℃, Hydrometallurgy, 121-124, 100-106 (2012).

방사성금속폐기물 제염시 발생하는 2차폐기물의 분석 및 기술개발 현황

나경원*, 윤태형, 김영남, 이지영
에코리서치그룹(주), 서울특별시 영등포구 국제금융로6길 33
*kelvin.erg@gmail.com

1. 서론

국내외 원자력관계시설에서 발생되는 방사성금속폐기물은 원전 운영에 따른 설비 개선, 계통 및 장비 성능개선 등의 단위작업, 노후 시설물 교체의 유지·보수 과정에서 지속적으로 발생하고 축적되고 있다.

해외 원자력 선진국에서는 이미 각종 원자력시설의 운영 및 해체과정에서 대형, 다량의 방사성금속폐기물이 발생되었고 이를 재활용하기 위한 연구와 방안에 대해 활발히 논의되고 있으며, 일부 국가에서는 이미 기준이 마련되어 체계적인 재활용 절차를 운영 중에 있다.

원자력 관계시설에서 발생되는 이러한 방사선 금속폐기물은 대부분 금속표면에 방사선물질이 오염된 것으로써 만약 표면 제염을 통해 그 방사선 준위를 획기적으로 낮출 수 있다면 폐기되는 금속 폐기물의 양을 획기적으로 줄이고 값비싼 모재의 재활용도 가능해 그 기술적·산업적 효과는 지대할 것으로 판단된다.

방사성금속폐기물의 경우 제염방식에 따라 발생되는 2차 폐기물의 양이 다양하며, 이를 줄이기 위한 여러 연구가 진행 중에 있다.

2. 본론

2.1 방사성금속폐기물의 제염기술의 특성

방사성금속폐기물의 재활용 및 자체처분을 위해서는 방사성금속폐기물의 방사성오염원 제거 과정인 제염처리 기술이 필요함에 따라, 습식, 건식 등의 다양한 기술들이 사용되고 있다. 각 제염 기술의 특성은 Table. 1과 같이 요약하여 나타낼 수 있다. 물리적제염기술은 오염준위가 낮고 표면 부착성이 약한 경우에 간편하게 적용될 수 있으나 많은 노동력이 소요되고 특히 제염작업 중 작업자의 과피폭 우려가 높으며 다량의 폐기물의 처리에 부적합하고 고착성 오염의 제거가 어려운 단점이 있다.

Table 1. Characteristic of decontamination

제염기술		기술의 개요	2차폐기물 발생량 및 처리법
화학제염기술	침수법	복잡한 형태, 작은 부품	2차폐액량이 많음, 중화 및 고화
	Foam /Gel	단순형태 및 대형	폐액량 적음
	Redox	화학제 + 산화성이온	폐액량이 많음, 전기투석 및 확산투석 후 중화 고화 또는 이온교환
	유동연마	화학제 + Blasting	투사제
전해제염기술	전해법	침적액중의 양극에 제염대상 연결 금속 용출	폐액량이 많음 전해액의 재생 및 중화 및 이온교환
	교번전극	전극전류를 교대적용	수산화물로 침전
	전해연마	전해제염 + Brush	Sludge
물리제염기술	고압수	10 ~ 300 ㎏	세정폐액, 이온교환 및 여과후 슬러지고화
	Dry Blast	모래, Steel Grid 등 분사	연마재, 배기체 필터
	Wet Blast	Glass Beads, alumina, Boron + 용액분사	파손연마재 및 Sludge
	Ice Blast	Dry Ice 분사	Freon 증류 슬러지
	초음파	10 ~ 100KHz의 주파수	폐액 정화용 필터
	Brush	회전용 Brush 부착	Brush

화학제염기술은 제염액으로 황산, 질산 등의 무기산을 사용하여 제염액에 금속폐기물을 침수시켜 제염하는 것으로 곡관이나 밸브 등의 복잡한 형상물의 방사성 금속폐기물에 대하여 효과적이다. 그러나 황산이나 질산은 스테인리스강에 대하여 용해속도가 느리기 때문에 방사성금속폐기물의 방사선선량율을 자연계수율(BKG) 수준까지 제염시키는데 많은 시간이 소요되며, 고농도의 폐액이 발생하여 폐액처리가 어렵고, 2차폐기물이 다량 발생하는 단점이 있다.

전해제염기술은 전기장에 의해 화학적 제염 효율을 증가시키는 원리를 이용한 것이다. 이 방법은 표면이 접촉하기에 용이한 피제염제에 효과적이며 전해질은 재순환에 의해 연속적으로 재생되어 사용될 수 있다. 전해제염은 몰리브덴, 납, 알루미늄, 구리, 스테인리

스, 철과 같은 철합금 등의 표면에 오염되어 있는 방사성 핵종을 제염시 높은 제염효과를 얻을 수 있으며 타 제염방법에 비해 짧은 시간 내에 높은 제염효과를 얻을 수 있다. 하지만 제염시 사용된 전해액 또한 2차 폐기물로 처리되어야하며, 에어로졸의 발생으로 공기가 오염될 수 있고 수소와 같은 인화성 기체가 발생될 수 있다는 단점이 있다.

위와 같은 방사성금속폐기물 제염기술의 종합 평가는 Table. 2와 같이 정리하였다.

Table 2. Evaluation of radioactive metal waste disposal system

제염 / 공정 / 평가항목		물리적 제염	화학적 제염	전해제염
제염계수		△	△	○
작업자피폭량		×	△	○
제염적용시간		×	△	○
공정용이성		○	○	△
2차폐기물	폐기물량	○	×	△
	처리난이도	○	×	△
유리성 오염 제거능		△	○	○
고착성 오염 제거능		×	△	○
노동력		×	△	△
운전용이도		○	△	△
경제성	설비측면	○	△	△
	운전측면	○	△	△
폐기물형태별 제염도		△	○	△
종합판정		보통	보통	보통

2.2 국내외 제염기술 개발 현황

국내에서는 1980년대 중반부터 가동 중 원전 일차계통에 대한 부분제염기술인 화학제염 기술로 기술개발이 시작되었다. 1990년대 초반에는 제염성능이 우수하고 2차폐기물 발생량을 크게 감소시킬 수 있는 재생성 LOMI(Low Oxidation State Metal Ion) 제염 공정에 대한 연구개발이 진행되었으며, 사용 후 핵연료 수송용기(KSC-4) 내부를 대상으로 발전소 현장에서 제염 실증시험을 완료하였다.

국내 원자력시설의 규모가 점차적으로 확대됨에 따라 고방사능 시설 및 장비에 대한 건식제염기술의 중요성이 인식되어 2000년대 중반부터 관련 기술의 개발이 진행되었으며, PFC(Perfluoroc arbon), CO_2, 플라즈마 제염기술이 개발되었으며, 2000년대 후반부터 현재까지는 광용발(laser ablation) 제염기술 개발 연구가 수행되고 있다.

국외의 경우 원자력발전소에서 발생되는 금속방사성폐기물의 재활용을 위한 시도가 원자력선진국을 중심으로 활발하게 진행되고 있다. 이는 국제적으로도 자원절약 요구와 관리비용의 상승이 주요인으로 OECD(Organization for Economic Co-operation and Development)/NEA(Nuclear Energy Agency)에서는 해체 대상의 노후 원자력 시설이 증가하면서 향후 발생할 금속방사성폐기물의 관리방안 확보를 위하여 공동으로 재활용 방안을 제시하려 노력하고 있다. 각 국에서 재활용과 관련하여 여러 프로젝트가 수행되고 있다.

3. 결론

앞으로 원전 해체에 따른 방사성금속폐기물의 증가는 계속 될 것이라고 예측하고 있다. 이런 방사성 금속 폐기물의 처리를 위해서는 위에서 알아본 바와 같이 기존의 물리적, 화학적, 전해 제염기술의 단점을 보완하기 위한 제염기술 개발이 필수적이며, 무엇보다 2차 폐기물의 발생이 적은 기술 개발의 필요성이 점점 가중되고 있다. 이에 최근에 개발되고 있는 플라즈마, 레이져, 극초단파 파쇄 제염 등과 같은 제염 기술의 지속적인 연구와 개발이 필요하다고 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 산업자원통상부 기술료지원사업(10048075)으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Nuclear Decommssioning Authority, UK Management of Solid Low Level Radioactive Waste from the Nuclear Industry: Metal Decontamination Study, 2009.

[2] 한국방사성폐기물학회, 2011년 춘계학술발표회 논문요약집, pp.191-192, 2011.

제염모사도표를 이용한 제염계수 및 방사능 오염경로 추적

한상욱[1*], 박수리[1], 홍용호[2], 박형민[2], 김병직[1]
[1]숭실대학교, 서울특별시 동작구 상도로 369
[2](주)액트, 대전광역시 유성구 테크노 1호 75
*swhan@ssu.ac.kr

1. 서론

전 세계 원자력이용시설에서 발생하는 금속방사성 폐기물의 양은 해마다 증가하고 있다. 대형 금속방사성폐기물의 경우, 증기발생기 880기, 원자로헤드 440기가 2060년까지 교체되어 금속방사성폐기물로 발생될 전망이며, 그 밖의 소형 금속방사성폐기물도 동일하게 증가하는 추세에 있다[1]. 원자력이용시설 운영뿐만 아니라 원전의 해체 및 보수 후 발생하는 방사성 폐기물 또한 우리가 해결해야할 과제이다. 방사성폐기물의 처리 및 처분비용은 매년 지속적으로 증가하고 있어 방사성폐기물의 제염 및 재활용의 중요성이 매우 커지고 있다[1-5]. 우리나라의 경우 원자력이용 시설에서 발생하는 금속방사성폐기물은 현재 증기발생기 8기와 원자로헤드 1기가 교체되어 보관중이며, 2035년까지 증기발생기 52기가 교체예정에 있다. 그 밖의 소형 금속방사성폐기물 발생량도 지속적으로 증가하고 있다. 따라서 전체 금속방사성폐기물의 처분비용 절감을 위한 금속방사성폐기물 제염을 통한 재활용과 규제해제 목적의 자체처분 중요성이 크게 부각되고 있다[6]. 또한 금속류의 방사성폐기물의 오염형태는 방사화된 금속류, 핵분열생성물과 부식생성물에 의해 오염된 금속류들에서 오염제거가 가능한 유리성 표면오염과 오염제거는 가능하지만 제염방법 적용이 어려운 미세한 틈새에 오염된 준 고착성 오염 및 오염제거가 상당히 어려운 고착성오염 등으로 분류할 수 있다.

본 연구에서는 방사능 오염제거가 가능한 유리성 및 준 고착성 오염에 대하여 제염 전 후의 방사능 경로를 추적하고자 한다. 방사능 추적 방법연구를 위해 시료에 대한 제염 전, 후 측정값을 이용하여 방사능 제염계수를 산출하고, Mass Integration(물질 통합)을 분석하여 방사능 경로도표를 작성하였다.

2. 본론

2.1 금속방사성폐기물 제염

금속의 표면오염은 표면의 물리적 충격을 가해 유리성 표면오염물을 제거하는 방법으로서, 여러 가지의 제염방법이 있지만, 본 연구에서는 오염경로도표를 자기장 제염과 초음파 제염 결과 값을 적용하여 제염계수를 산출하였다.

2.1.1 자기장 제염

금속방사성폐기물의 제염계수 값을 산출하기위해 모의시편으로 실험하였고, 모의시편은 STS304 파이프에 페인트를 칠해 자기장 제염 전, 후의 모의시편 무게를 측정하였다.

2.1.2 초음파 제염

금속방사성폐기물 제염계수 값을 높이기 위해 자기장 제염 후 초음파 제염을 진행하였다. 자기장 제염에서와 같은 모의시편으로 초음파 제염 전 후의 무게를 측정하여 제염계수를 산출 하였다.

2.2 오염경로도표

2.2.1 제염 계수

금속방사성폐기물 제염계수는 모의시편에 대한 제염 전 무게 / 제염 후 무게의 값을 측정하여 제염계수를 산출하였고, 산출결과 자기장 제염계수는 4, 초음파 제염계수는 7이었다.

2.2.2 제염모사도표

모의시편을 통해 산출한 제염계수로 금속방사성폐기물 제염 시 발생할 수 있는 2차 폐기물 및 방사능의 오염경로를 추적하는 제염모사도표를 작성하였다. 물질통합기법을 통해 초기 방사능 오염물을 자기장과 초음파 제염을 통해 이동하는 방사능의 오염경로를 추적한다. Table 1과 같이 제염 모사도표를 작성하여 금속방사성폐기물에 초기 방사능량과 제염계수를 각각 입력할 수 있다. 금속방사성폐기물에서 검출 핵종은 다양한 핵종이 검출되지만, 대표핵종으로 Co^{58}, Co^{60}, Cs^{137}만 고려하였다.

오염경로는 제염 후 2차폐기물 발생경로와 자기장과 초음파 제염 후 방사능의 경로를 추적하였다.

Table 1. Simulation of decontamination chart

시편 명	방사능 총량 (Bq/g)	검출 핵종	핵종별 함량 (%)	방사능량 (Bq/g)	오염경로 비율 (%)			
					자기장 제염		초음파 제염	
					Gas	Solid	Gas	Liquid
STS304Pipe	450	Co^{58}	24	108.00	30	70	5	95
		Co^{60}	40	180.00	30	70	5	95
		Cs^{137}	36	162.00	30	70	5	95

방사능 총량 (Bq/g)	450
자기장 제염계수	4
초음파 제염계수	7

자기장 제염 (20분)					
검출핵종	제거방사능량 (Bq/g)	오염경로 추적 (Bq/g)			모재잔류 방사능량 (Bq/g)
		Gas Filter	Solid Sludge	Liquid Sludge	
Co^{58}	81.00	24.30	56.70	0.00	27.00
Co^{60}	135.00	40.50	94.50	0.00	45.00
Cs^{137}	138.86	41.66	97.20	0.00	23.14
Total	354.86	106.46	248.40	0.00	95.14

초음파 제염 (20분)					
검출핵종	제거방사능량 (Bq/g)	오염경로 추적 (Bq/g)			모재잔류 방사능량 (Bq/g)
		Gas Filter	Solid Sludge	Liquid Sludge	
Co^{58}	23.14	1.16	0.00	21.99	3.86
Co^{60}	38.57	1.93	0.00	36.64	6.43
Cs^{137}	19.84	0.99	0.00	18.84	3.31
Total	81.55	4.08	0.00	77.47	13.59

자기장 제염 공정에서는 제염방법이 건식공정으로 제거된 방사능은 고체 상태 70%, 기체 상태(분진) 30%로 가정하였고, 습식제염공정인 초음파 제염 공정에서 제거된 방사능은 액체 상태 95%, 기체 상태 5%로 잔류할 것으로 가정하였다. 방사능 총량을 450 Bq/g이라 가정하여 입력하면 각 공정의 제염계수에 따라 제거된 방사능량과 잔류방사능량을 알 수 있고, 오염경로 비율에 따라 각 공정에서 제거된 방사능량의 오염경로를 파악할 수 있도록 예측 지표를 작성하였다.

3. 결론

금속방사성폐기물의 제염을 통해 재사용을 증가시켜 폐기물 발생량을 줄이기 위해 많은 연구가 진행되고 있다. 하지만, 방사능 제염에 있어 제염 후 2차 폐기물이 많이 발생한다면 경제성에 따른 제염의 본질성이 떨어진다. 본 연구는 제염 전, 후의 방사능 오염경로를 추적함으로써, 2차 폐기물 발생 경로와 제염 후 오염시편에 존재하는 잔류 방사능 값을 예측할 수 있으므로 추가제염여부 판단 근거 제시가 가능하여 경제적인 제염공정선택과 2차폐기물 처리방안 제시가 가능하도록 연구 하였다.

4. 감사의 글

"본 연구는 미래창조과학부 및 정보통신산업진흥원의 ICT융합 고급인력과정 지원사업의 연구결과로 수행되었음" (NIPA-2014-H0401-14-1005)

5. 참고문헌

[1] MOST, Strategy Establishment in Preparedness of Upcoming Nuclear Facility D&D Technology Needs, 2012.

[2] International Atomic Energy Agency, Methods for the minimization of radioactive waste from decontamination and decommissioning of nuclear facilities, Technical reports series, No.401, 2001.

[3] T. P. Valsala, S. C. Ror, J. G. Shah, J. Gabriel, R. Kanwar and V. Venugopal, Removal of Radioactive Caesium from Low Level Radioactive Waste(LLW) Streams using Cobalt Ferrocyanide Impregnated Organic Anion Exchanger, Journal of Hazardous Materials, pp. 1148-1153, 2009.

[4] L. A. Nieves, S. Y. Chen, E. J. Kohout, B. Nabelssi, R. W. Tilbrook, and S. E. Wilson, Analysis of Disposition Alternatives for Radioactively Contaminated Scrap Metal, Journal of the Franklin Institute, pp. 1089-1103, 1998.

[5] Separation of Rare Metal Fission Prodcts in Radioactive Wastes in New Directions of their Utilization, Progress in Nuclear Energy, pp. 462-471, 2005.

[6] 홍용호, 박수리, 한상욱, 김병직, 소형 금속방사성폐기물 제염장치 개발, Journal of Nuclear Fuel Cycle and Waste Technology, Vol. 12, No. 1, pp. 79-88, 2014.

마이크로버블 제염장치를 이용한 활성탄 제염

전종선*, 김위수, 한병섭
(주)에네시스, 대전시 유성구 유성대로 640
*nunkijs@gmail.com

1. 서론

국내 원전에서 방사선 관리 구역 공기정화계통으로부터 발생되는 폐활성탄의 감마 방사능핵종은 최소 검출 방사능(MDA) 미만이나 14C 및 3H 방사능이 자체처분 제한치인 1 Bq/g(14C) 및 100 Bq/g(3H)를 각각 초과하고 있어 자체처분에 어려움이 있다. 적절한 제염방법이 개발되지 않아 전량 방사성폐기물로 처분해야 하는 실정이다. 미세기공이 많은 폐활성탄에 화학약품사용을 최소화하는 친환경적인 마이크로버블 기술을 적용하여 2차 폐기물이 발생하지 않고 활성탄 제염을 수행하였다. 마이크로버블 제염장치에서 발생된 미세기포가 활성탄의 표면이나 미세기공에서 붕괴시 발생되는 충격파를 이용하여 활성탄에 부착되어 있는 14C를 제거하고자 하였다.

마이크로버블 발생장치, 세정조와 산액관, 세정액의 오염물질을 제거하는 여과장치, 세정액 pH 조절장치 및 오존발생장치 등으로 마이크로버블 제염장치를 구성하였다. 방사성물질이 흡착된 활성탄에 대해 마이크로버블 제염실험을 수행하여 제염성능을 평가하였다.

2. 본론

2.1 마이크로버블 제염장치 개발

2.1.1 마이크로버블 발생부

본 연구에서 사용한 마이크로버블 발생장치는 고속선회방식으로서 유량 1.5 m^3/hr, 총 수두 90 m, 3450 rpm 및 2.2 kw의 성능을 보이는 입형다단펌프를 이용하여 마이크로버블을 생성한다. 이 때 20 L/min 의 유속으로 버블수를 생성하며, 분당 2 L 이하의 기체를 주입(펌프 수차 1회전 당 0.58 ml 기체 주입)하여 용액에 혼합하여 버블을 생성한다.

2.1.2 제염장치 구성

마이크로버블 발생부, 세정조 및 세정용액 냉각기, 세정액 순환부로 분리하여 구성하였다. 300 L 용량의 316 SUS 재질의 세정조를 중심으로 주변에 마이크로버블 발생부와 세정액 순환부를 장착하였다. 마이크로버블 발생부 상단에 약품주입탱크를 부착하여 필요시 세정액의 pH를 조절할 수 있게 하였다. 세정액 순환부에 250 L/min 용량의 순환펌프, 혼합수지와 마이크로필터를 구성하여 세정액 순환하면서 이물질을 정화하고 마이크로버블 발생부와 동시에 운전할 수 있다. 산화력 강화를 위하여 2 L/min의 용량을 가지는 오존발생장치를 부착하여 제염성능을 강화하였다.



Fig. 1. Manufactured micro-bubble decontamination system. (Decontamination capacity: 300 L).

2.1.3 마이크로버블 크기

마이크로버블 제염장치에서 발생하는 마이크로버블 크기를 확인하기 위하여 Laser Trac PC 2400D 입자계수기를 사용하였다.

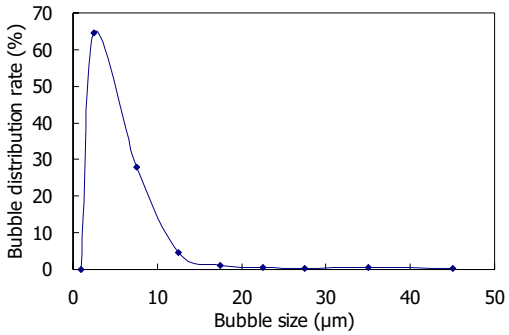


Fig. 2. Bubble size distribution.

Flotation process evaluation method로 버블의 크기분포를 확인하였다. Fig. 2와 같이 버블 발생량의 93%가 1 - 10 μm 범위 내에서 마이크로버블이 발생함을 확인하였다.

2.2 활성탄 제염실험

원자력시설에서 발생하는 C-14을 제거하는데 사용되는 활성탄의 제염을 위해서 마이크로버블 제염법을 적용하였다. 미세한 크기의 마이크로버블이 붕괴 시 발생하는 고온, 고압, 마이크로 제트류에 의한 침착물의 박리세척 및 강력한 산화력을 가지는 OH 라디칼 발생 등의 버블붕괴 효과를 이용하여 활성탄 표면의 미세기공에 부착되어 있는 C-14을 제거하고자 하였다.

2.2.1 활성탄 내의 C-14 제염

제염전 전처리로 활성탄의 표면과 미세기공에서 마이크로버블의 붕괴에너지의 효율을 높이기 위해서 활성탄을 밀폐공간에서 100 kPa 이하의 진공으로 1 시간정도 유지 후 포화증기를 제거한 증류수를 주입하여 활성탄의 미세기공을 증류수로 충수하였다.

200 g 정도의 활성탄 시료를 마이크로버블 제염장치내 마이크로버블 세정액에 담근 후 일정한 속도로 회전, 혼합하였다. 제염시간대별로 제염 후 C-14 농도변화를 확인하였다.

실험조건으로 마이크로버블 제염시간은 1시간 및 10시간을 수행하였고 세정액량은 30 L를 사용하였다. Fig. 3와 같은 방법으로 활성탄 내 C-14을 제거하는 제염과정을 수행하였다.

상온에서 마이크로버블에 활성탄을 혼합 및 순환하는 방법으로 제염하여 Table 1과 같이 초기농도 대비 최대 제염율은 33%, 제염계수는 1.5 정도로 활성탄 내 C-14이 제거되는 것을 확인하였다.

Table 1. Decontamination factor of activated charcoal

No.	Radioactivity (Bq/g)	Decontamination factor
Blank	10.7	-
Pretreatment	10.6	-
A*	9.7	1.1
B**	7.2	1.5

* : 1 hour cleaning results

** : 10 hour cleaning results



Fig. 3. Decontamination process of charcoal used microbubble generator.

3. 결론

제작된 마이크로버블 제염장치에서 발생한 마이크로버블이 붕괴에너지가 높은 1 - 10 μm 미세입자로 제염에 적합한 입자크기를 가지는 것을 확인하였다. 방사성물질 제염실험 결과, 실험조건에 따라 초기농도 대비 최대 33%의 제염율을 확인하였다.

실험 온도조건을 변화하여 버블의 붕괴에너지를 높이는 등의 다양한 보완실험을 통하여 마이크로버블을 이용한 활성탄 내의 C-14 제거율을 보완할 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제부 기술혁신사업 중 원자력발전기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.
(No. 2009T100100645)

5. 참고문헌

[1] Joo Young Park, Yong Ju Choi, Seheum Moon, Do Yun Shin, Kyoungphile Nam, Journal of Hazardous Materials, 163, pp.761-767, 2009/7, "Microbubble suspension as a carrier of oxygen and acclimated bacteria for phenanthrene biodegradation"

[2] 유재룡, 하위호, 장미, 방사성 폐활성탄 필터의 제염연구, p216-217, 2010년 춘계 학술논문집, 대한방사선방어학회

우라늄으로 오염된 콘크리트 제염시설 운영

한규성*, 김승수, 박욱량, 김계남
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
gyuseong@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력연구원에서는 우라늄으로 오염된 콘크리트 폐기물을 원자력시설 중 방사성 폐기물저장고에 임시 보관되고 있다. 오염된 콘크리트를 가열하여 우라늄 폐기물과 골재로 분리 및 제염을 통한 폐기물 감소의 연구가 진행된 바 있다. 연구 결과 분리된 콘크리트 골재 약 65%는 자체처분이 가능한 수준으로 제염되었지만, 나머지 콘크리트페이스트 35%는 우라늄 농도가 높아 방사성 폐기물로 처리되기 때문에 제염에 한계가 있다.

본 연구에서는 우라늄으로 오염된 콘크리트를 물리·화학적으로 처리하기 위한 연구가 진행되어 왔다. 실제규모 제염시설 구축으로 오염된 콘크리트를 자체처분기준 이하의 농도로 운영하였으며, 제염시설의 성능개선 및 문제점 등을 연구하였다.

2. 본론

우라늄으로 오염된 콘크리트 제염시설은 콘크리트 분류, 콘크리트 파쇄, 입자 크기별 체 분리, 화학적 세척, 동전기장치, pH 중화, 필터링 순으로 처리된다. 이때, 에폭시가 포함된 콘크리트는 분류 후 가열장치를 이용하여 에폭시를 제거 한 후 파쇄과정을 거치게 된다.

파쇄 후 1 mm이상 콘크리트는 볼밀을 이용하여 2차 세척하여 제염하였으며, 1 mm이하 콘크리트는 포집하여 별도의 세척과정을 거친 후 동전기장치를 이용하여 제염하였다.

콘크리트 제염시설은 자체처분을 위하여 1Bq/g(Pa-234m = 0.43Bq/g)이하로 운영하였다.

2.1 콘크리트 선별 및 파쇄장치

글러브박스 안에 있는 컨베이어 벨트에 콘크리트를 쏟아내고 철근, 쓰레기 등과 에폭시가 도포된 콘크리트도 선별작업을 하였다. 선별작업 시 파쇄기 입구보다 큰 콘크리트 덩어리는 전동해머를 이용하여 100 mm 이하로 1차 파쇄 후 조크래셔를 이용하여 30 mm이하로 파쇄하였으며, 이러한 문제점을 개선하기 위하여 추후에는 1차 파쇄 장치를 설치하여 작업효율을 높힐 수 있는 방안을 계획중이다.


Fig. 1. Glove box.


Fig. 2. Jaw crusher.

2.2 체 분리 장치

체 분리 장치에서는 콘크리트를 1 mm이상과 1 mm이하의 입자로 분류된다. 1 mm 이상 크기의 콘크리트는 볼밀로 이동되며, 1 mm 이하 크기의 콘크리트는 별도로 포집하게 된다.


Fig. 3. Electric sieve.


Fig. 4. Ball mill.

2.3 콘크리트 세척장치 운영

1 mm이상 콘크리트를 볼밀을 이용하여 1차 세척 시 콘크리트와 물의 비율을 1:1로 하여 약 200 L를 100 rpm에서 6시간 동안 세척 후 물을 빼내었다. 2차 세척은 1 M의 질산용액 100 L를 넣고, 100 rpm에서 2시간동안 세척하였다.

1 mm이하의 콘크리트를 1차 세척시 콘크리트와 물의 비를 1:1.5로 세척하였는데, 1:1로 세척 시 슬러리 형태로 형성되어 세척이 불가능했으며, 1차 세척 후 동전기 장치를 이용하여 제염을 하였다.

2.4 폐액중화 및 필터

세척폐액은 NaOH를 넣어 pH 9.0까지 조절한 후 필터를 하여 여액과 고형물을 분리하였다. 여액은 감마분석기로 측정 결과 우라늄이 나오지 않았고,

고형물에 모두 흡착되어 우라늄 방사성 폐기물로 처리할 수 있었다.

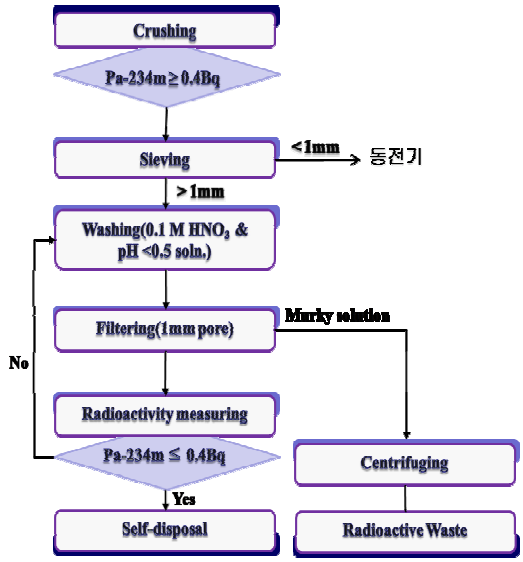


Fig. 5. Decontamination procedure.

3. 결론

우라늄으로 오염된 콘크리트를 제염하기 위한 운영 결과 자체처분 농도 이하로 처리가 가능하였다. 그러나 실제 정상적으로 콘크리트를 처리하기 위해서는 장치의 문제점이 발견되어 개선이 필요하다. 또한, 에폭시가 도포된 콘크리트는 가열 후에도 높은 농도로 나타나는 경우가 있어, 이를 글라인더를 이용하여 제염하였다. 이때 발생하는 미세 입자를 방사성 폐기물로 처리하지 않고 제염하여 처리효율을 높이는 연구를 진행하고 있다.

4. 참고문헌

[1] Byung-youn Min, Park-Jung Woo, Wang-Kyu Choi and Kun-Woo Lee, Separation of Radionuclide from Dismantled Concrete Waste, J. of the Korean Radioactive Waste Society, vol.7(2), P. 79-86, June. 2009.

[2] K. Popov, I. Glazkova, V.Yachmenev, and A. Nikolayev, Electrokintic remediation of concrete: effect of chelating agents, Environmental Pollution, P. 1-7, 2008.

[3] Chong-Hun Jung, Byung-Youn Min, Wang-Kyu Choi, Kun-Woo Lee, Separation and stabilization of radionuclide from dismantled concrete wastes by heating-milling method, Korean Society of Thermal Environmental Engineers, PP. 329-335, 2008.

실제규모 동전기토양제염장치 가동 시 문제점 및 해결방안

김계남*, 김승수, 박욱량, 한규성, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kimsum@kaeri.re.kr

1. 서론

오염토양으로부터 우라늄을 제거하기 위해 실제규모 동전기토양제염장치 가동 시 여러 가지 문제점이 발견되었고 동전기장치의 가동을 위해 이문제점에 대한 해결은 필수적이다. 이 논문에서 동전기토양제염장치 가동 시 발생한 여러 가지 문제점을 제시하고 다량의 실험을 통해 이 문제점들에 대한 해결방안을 제시한다.

2. 본론

2.1 금속산화물 과 금속수산화물 발생

우라늄 오염토양으로부터 우라늄을 제거하기 위해 실제규모 동전기장치가동 시 음극실에 고체형태의 다량의 금속산화물과 금속수산화물이 Fig. 1처럼 발생되어 동전기장치 가동이 불가능해졌다.
음극실에서의 반응식은 아래와 같다.

$2H_2O+2ⓔ \rightarrow 2OH^- + H_2$
$2Fe^+ + 6OH^- \rightarrow 2Fe(OH)_3$
$2Fe(OH)_3 \rightarrow Fe_2O_3+3H_2O$

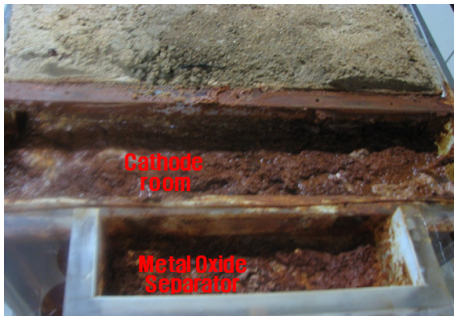


Fig. 1. Metal oxides and metal hydroxides generated in cathode room.

2.2 동전기장치 재질

동전기장치 재질로 PVC(polyvinyl chloride)를 사용하였다. 동전기장치 가동 시 양극실과 음극실의 온도가 약 70℃로 상승하며, 토양셀 중앙이 벌어지므로 토양셀 내의 오염토양의 제염효율의 위치별로 차이가 발생했다. 즉 토양셀 가운데 위치한 토양의 제염효율이 강하했다.

2.3 질산가스 발생

동전기 장치 가동 중 음극실에서 금속산화물과 금속수산화물의 발생량을 감소하기 위해 음극실의 pH를 0.8이하로 유지하여야 한다. 이를 위해 음극실에 주기적으로 질산을 주입했다. 이때, 음극실의 질산전해액은 양극실로 순환하므로 양극실에서는 음이온을 방출하며 아래와 같은 반응으로 NO, NO_2가 발생한다.

$NO_3^- - e^- \rightarrow NO_x + 1/2\ O_2$

2.4 토양교체 어려움

동전기 장치 중앙에 위치한 토양셀 격자벽이 동전기 장치에 붙어있고 동전기 제염 완료 후 토양셀에 삽입된 여과포가 토양셀 격자벽에 끼어 크레인으로 여과포를 끌어올릴 수 없기 때문에 동전기 제염완료 후 토양셀 여과포 내의 제염토양을 삽으로 퍼내야하므로 과중한 작업과 시간이 소요된다.

3. 결과 및 토의

3.1 금속산화물 과 수산화물 발생

음극실에서 발생하는 금속산화물과 수산화물을 감소시키기 위해 아래 Fig. 2와 같이 음극실의 pH가 0.8 이하가되도록 pH자동조절시스템을 구축하였다.

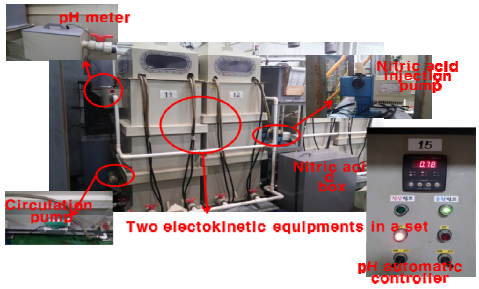


Fig. 2. Automatic control system of pH in cathode room.

3.2 동전기장치 재질

동전기장치 재질 PVC(polyvinyl chloride)를 PP(Polypropylene)로 교체하고 Holder를 설치하여 토양셀 중앙이 벌어지는 것을 방지하였다.

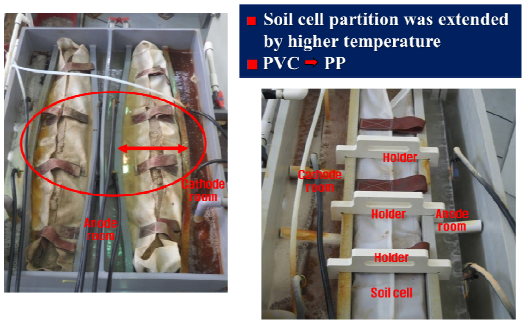


Fig. 3. A change of the material of electrokinetic equipment from PVC to PP.

3.3 질산가스 발생

동전기 양극실에서 발생하는 질산가스를 정화시키기 위해 Fig. 4와 같이 질산가스정화조를 제작하여 질산가스를 질산으로 변형 처리하였고 질산가스 정화반응식은 아래 그림과 같다.

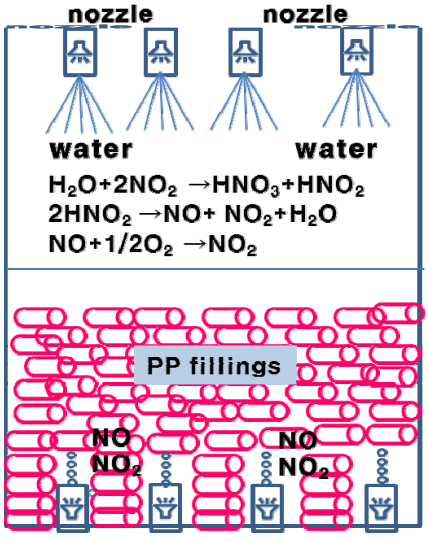


Fig. 4. Purification reaction system in a nitric acid gas purification tank.

3.4 토양교체 어려움

동전기제염 후 토양셀에 위치한 토양이 담겨진 여과포를 위로 꺼내기 어려운 문제를 해결하기 위해 Fig. 5와같이 음극셀을 음극실 쪽으로 기우릴 수 있도록 음극셀을 동전기장치의 바닥면과 분리하고 음극셀 지지대를 제작 설치했다. 그래서 제염 후 음극셀을 음극실쪽으로 기울인 후 토양셀 내의 토양 여과포를 크레인으로 들어올린다.

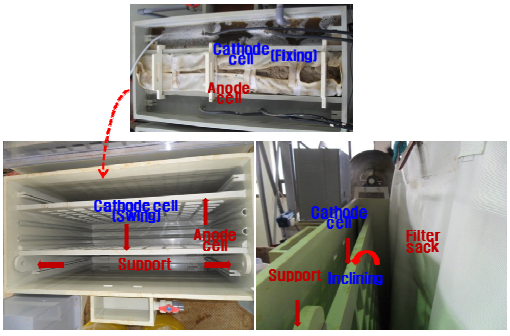


Fig. 5. Improvement of a cathode plate cell for the convenience of separation of a filter sack from soil cell.

4. 참고문헌

[1] G. N. Kim et al. "Development of complex electrokinetic decontamination method for soil contaminated with uranium", Electrochimica Acta, 86(2012), pp.49-56.

우라늄 오염 토양 제염으로부터 2차 폐기물 감소방법

김승수*, 한규성, 박욱량, 김계남
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nsskim@kaeri.re.kr

1. 서론

우라늄으로 오염된 토양을 세척 및 동전기 기술(Electrokinetic technology)로 제염하는 경우, 많은 양의 산 폐액이 발생한다. 이 방사성 폐액은 2차 방사성폐기물의 양을 최소화하기 위하여 적절히 처리되어야 한다.

2차폐기물을 줄이는 가장 좋은 방법은 폐액 중 우라늄만을 선택적으로 제거하는 것이나, 실제 용액 중에는 토양으로 용출되어 나온 철 이온을 비롯한 많은 양의 양이온이 용해되어 있으므로 양이온교환수지로 우라늄만을 제거하기가 매우 어렵다. 특히, 1.0 M 질산용액과 같이 강산성용액에서는 대부분의 양이온교환수지의 교환능이 많이 떨어진다. 그러나 Rahmati 등[1]은 우라늄이 황산용액에서 uranyl sulfates를 형성하여 음이온 교환수지로 제거된다고 발표하였다. 2차폐기물을 줄이는 또 다른 방법은 세척액의 산성도를 낮춰 토양으로부터 철과 같은 금속의 용해를 낮추는 것이다.

본 연구에서는 2차폐기물을 줄이기 위하여 문헌에 소개된 음이온교환수지 를 사용하여 폐액 중 우라늄을 제거하고자 하였다. 또한, 기존에 사용하던 토양 세척액의 pH를 높여 pH 변화에 따른 토양의 제염정도를 비교하였다.

2. 실험

2.1 음이온교환수지를 이용하여 폐액중 우라늄의 제거

문헌에 발표된 IRA910 수지 (Amberite, 강음이온교환수지)를 0.1 M NaOH 용액에 30분간 담근 후, 증류수로 충분히 씻어 활성화시켰다. 활성화된 수지를 1 g씩 50 mL의 토양 세척액에 넣고, 이 용액을 60 rpm으로 2시간동안 교반시켰다. 그 후 상등액을 0.45 μm 공극크기의 필터로 여과한 다음, 반응전후 용액내 우라늄 양을 ICP-AES로 측정하였다. 토양 세척액 대신에 1.0 M 황산용액에 우라늄 40 μg/mL을 녹인 용액을 이용하여 위와 동일한 실험을 시도하였다. 또한, 다른 강음이온교환수지인 Ag1x8 (BioRad Co., 100-200 mesh)을 사용하여 황산용액에서 우라늄의 흡착실험도 시도하였다.

2.2 세척액의 pH에 따른 토양의 세척효율 비교

기존의 토양세척방법은 질산용액을 토양과 섞은 다음, 최종 용액의 pH가 0.5 정도 되도록 조절하여 세척하였다. 그러나 이 pH 보다 높은 수용액에서도 우라늄의 용해도가 세척액 중 우라늄 농도인 0.1-0.5 g/L 보다 훨씬 큰 것으로 알려져 있다 [2]. 따라서 산성도를 낮춘 용액을 세척액으로 사용가능한 지 알아보기 위하여 세척액 300 mL에 150 g의 토양을 각각 넣고 교반한 후, 용액의 pH를 0.5, 0.8, 1.1, 1.5로 조절하였다. 이들 용액을 100 rpm으로 20시간 교반시킨 다음, 용액의 pH를 소량의 질산으로 재조절하였으며, 다시 20시간 교반후 용액의 pH를 측정하였다. 그 후 용액을 Whatman 41번 필터로 여과하여 걸러진 토양을 건조시켰다. 세척 전후 토양의 방사능을 측정하여 세척액의 pH에 따른 토양의 세척정도를 비교하였다.

3. 결과 및 토의

Rahmati 등[1]은 우라늄이 황산용액에서 $UO_2(SO_4)_2^{2-}$(aq)와 $UO_2(SO_4)_3^{4-}$(aq)를 형성하고, 이들이 IRA910에 흡착하여 0.02-9.0 M 영역의 황산용액에서 우라늄이 제거된다고 주장하였다.

그러나 본 실험결과는 IRA910 흡착전후 폐액 중 우라늄 농도의 별다른 차이를 발견할 수 없었다. 또한, 순수한 우라늄을 사용한 황산용액에서도 흡착후 우라늄의 농도변화가 20%이하로 나타났으며, Ag1x8 실험에서도 거의 우라늄이 흡착되지 않았다. 이러한 현상은 음이온 $UO_2(SO_4)_2^{2-}$(aq)와 $UO_2(SO_4)_3^{4-}$(aq)의 생성상수가 작으며, pH 1.3이하에서는 uranyl sulfates가 분해되며, 여분의 sulfate가 음이온 흡착을 방해한다고 알려져 있다 [3, 4].

토양 세척액의 pH를 높이면, 산이 적게 소요될뿐

더러 토양으로부터 용출되는 금속의 양이 감소하고, 최종적으로 폐액을 중화시키기 위한 CaO 혹은 NaOH와 같은 염기성 물질도 적게 필요하다. 세척액의 pH를 0.5-1.5로 변화시킨 실험에서 얻어진 결과를 Table 1에 나타내었다.

Table 1. The concentration of uranium in soil washed by nitric acid solutions with various pH

Radioactivity of soil before washing (Bq/g)	Initial pH	Final pH	Radioactivity of soil after washing (Bq/g)
29.0	0.54	0.82	4.7
	0.85	0.92	5.0
	1.06	1.24	5.1
	1.58	1.43	5.1

위 표에서 보듯이 pH 0.8-1.5 사이에서 세척액의 pH에 따른 토양의 세척 정도는 큰 차이가 없었다. 이는 pH 0.8 세척액 대신 pH 1.5 세척액을 사용할 경우 질산이 약 1/10 소요되며, 토양으로부터 용출되는 금속의 양이 감소하므로 결국 2차 방사성폐기물의 양이 줄어들 것이다.

4. 결론

문헌에 발표된 내용과 달리 IRA910, Ag1x8와 같은 강음이온이온교환 수지가 1.0 M 황산용액에서 우라늄을 잘 흡착하지 않았는데, 이는 음이온 uranyl sulfates 생성상수가 작거나, 낮은 pH 용액에서 이들 화합물이 분해, 황산이온의 흡착 방해 등으로 판단된다.

우라늄 오염 토양의 세척을 위하여 pH가 1.5인 질산을 사용할 경우, pH가 0.8인 용액으로 세척하는 것에 비해 세척효율에 큰 차이가 없었다. 그러나 세척액의 pH를 0.8에서 1.5로 증가시키면 약 1/10의 산과 알칼리 시약이 소요되고, 토양으로부터 금속의 용출이 감소되므로 결국 2차 폐기물이 감소하는 효과를 얻을 수 있다.

5. 참고문헌

[1] Rahmati A., Ghaemi A., Samadfam M., Kinetic and thermodynamic studies of uranium(VI) adsorption using Amberlite IRA-910 resin, Annals of Nuclear Energy, Vol.39, pp.42-48, 2012.

[2] Casas I., de Pablo J., Gimenez J., Torrero M. E., Bruno J., Cera E., Finch R. J., Ewing R. C., The role of pe, pH and carbonate on the solubility of UO_2 and uraninite under normallly reducing conditions, Geochim. et Cosmochim. Acta, Vol.62, pp.2223-2231, 1998.

[3] Burneau A., Tazi M., Bouzat G., Raman spectroscopic determination of equilibrium constant of uranyl sulphate complexes in aqueous solutions, Talanta, Vol.39, pp.473-748, 1992.

[4] Ana Claudia Queiroz Ladeira, Carlos Renato Goncalves, Influence of anionic species on uranium separation from acid mine water using strong base resins, J. Hazardous Materials, Vol.148, pp.499-504, 2007.

방사성 토양침전물 체분리 실험

박욱량*, 김계남, 김승수, 한규성, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*uks@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력연구원에서는 우라늄변화시설의 해체과정에서 발생한 방사성오염토양을 효과적으로 제염하고 있다. 토양세척법과 동전기적방법을 이용한 방사성오염토양의 제염과정에서는 다량의 폐액이 발생된다. 발생되는 폐액의 대부분은 3차까지 재사용과정을 거치고 최종적으로 침전처리 후 슬러지화 한다. 슬러지화 한 토양침전물은 방사능농도가 높아 처리가 곤란하여 추후 방사성폐기물 처분시설에 처분할 예정이다. 이러한 방사성폐기물을 관리하는 처분시설에서는 압축강도, 침수실험, 침출실험 등 다양한 요건의 인수기준 마련해 두고 있다. 특히 방사성폐기물 중 입자성물질의 폐기물은 직경 0.2 mm이하의 입자가 15% 이하여야 하는 기준을 삼고 있다.
이에 본 연구에서는 방사성오염토양의 제염 후 슬러지화한 토양침전물을 방사성폐기물 처분기준에 준하기 위하여 침수시킨 후 0.2 mm이하로 체분리하여 그 발생량을 확인하고자 하였다.

2. 본론

실험을 위한 시료는 토양제염과정에서 발생한 폐액을 중화하여 Filter Press로 여과한 토양침전물 50 g과 건조한 토양침전물 50 g을 각각 사용하였다.



Fig. 1. Soil-precipitate.

실험은 물과 충분히 반응하게 하기 위하여 교반과 무교반의 두 조건을 가지고 실험을 실행하였다. 실험방법은 준비한 시료를 비커에 담고 시료가 충분히 잠기도록 물 100 g을 주입한 후 약 30일간 침수시킨 후 sieve shaker를 이용하여 체분리를 실시하였다. 체분리 후 물과 섞여있는 0.2 mm 이하 토양 침전물의 발생량을 측정하기 위하여 105℃에서 수분이 날아갈 때까지 충분히 건조시켰다. sieve 규격은 ks/astm mesh No.70 이며, 체분리는 Analogue Sieve Shaker로 실시하였다.
Fig. 1은 실험에 사용한 건조 토양침전물과 비건조 토양침전물이다. 비건조 토양침전물은 Filter Press로 여과하여 수분을 제거한 시료이며, 함수율은 약 70%이다. 건조 토양침전물은 비건조 토양침전물을 건조기에서 150℃로 24시간동안 충분히 건조시켰으며, 비건조 토양침전물에 비해 경화가 상당히 잘 되어 있어 손으로 쉽게 부서지지 않을 정도였다.

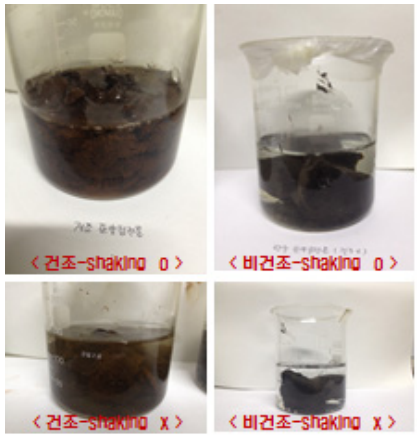


Fig. 2. Injection of water to soil-precipitate.

Fig. 2와 같이 각 시료에 물을 주입하고 실험을 실시하였다. 교반과 무교반의 조건으로 실험을 실시하고 30일간 변화를 살펴보았다. 그 결과 교반을 하지 않고 침수 시킨 시료는 건조 토양침전물이 약간 물에 풀어졌으나 비건조 토양침전물은 거의 변화 없이 처음상태 그대로를 유지하고 있었다. 반대로 물 주입과 함께 교반을 실시한 시료 중 비건조 토양침전물은 교반을 하지 않은 비건조 토양침전물과 마찬가지로 거의 풀어지지 않고 원래 상태를 유지하고 있었다. 하지만 건조 토양침전물은 물 주입 1일 만에 물에

풀어졌으며 30일 후에는 거의 침전물 형태로 물과 섞여 있었다.

실험 실시 30일 후 sieve를 이용하여 체분리를 실시하였다. 체분리가 원활히 일어나도록 물을 충분히 주입하여 실험을 실시하였으며, 그 결과 교반시킨 시료와 교반을 하지 않은 시료 모두 비슷한 양상을 보였다. 비건조 토양침전물은 물에 녹지 않고 원래상태를 유지하고 대부분 체에 걸러졌으며, 건조 토양침전물은 비건조 토양침전물에 비해 물에 풀어지는 정도는 강했지만 체에 걸러지는 양은 비슷한 모습을 보였다.

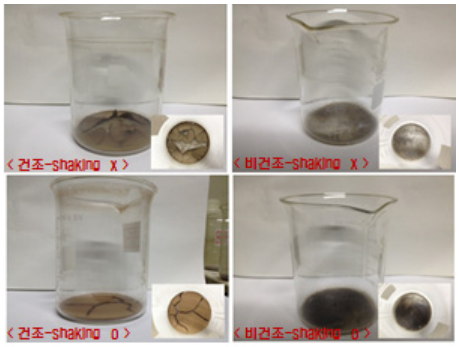


Fig. 3. After drying the soil-precipitate.

Fig. 3은 각각의 시료에서 체분리된 토양 침전물을 건조기에서 수분이 날아갈 때까지 충분히 건조 시킨 후의 그림이다. 전반적으로 건조 토양침전물의 체분리되는 양이 많은 경향을 보였으며 그 결과는 Table 1에 나타내었다. 교반을 실시한 시료에서 체분리된 양이 상대적으로 높게 나타났으며, 비건조 토양침전물보다 건조 토양침전물의 발생량이 조금 더 많은 것으로 확인되었다.

Table 1. Amount of generation in soil-precipitate

토양 침전물	발생량 (g)	발생비율 (%)
건조 토양침전물(shaking)	3.129	6.26
건조 토양침전물(non-shaking)	2.033	4.07
비건조 토양침전물(shaking)	1.116	2.23
비건조 토양침전물(non-shaking)	0.685	1.37

3. 결론

방사성오염토양을 제염하는 과정에서 발생하는 토양침전물을 처분하기 위한 기초실험으로 체분리 실험을 실시하였다. 그 결과 건조 토양침전물과 비건조 토양침전물 모두 체분리하여 발생하는 토양침전물의 양은 최대 6%로 확인되었으며, 방사성폐기물 처분장 인수요건인 15%보다 낮은 결과를 보였다.

4. 참고문헌

[1] 김계남, 정윤호, 이정준, 문제권, 정종헌, 정운수, 방사성오염토양 제염을 위한 동전기세정장치 개발, 한국방사성폐기물학회, Vol.6, No. 1, pp. 1-9, 2008.

[2] 이윤지, 황두성, 이기원, 정경환, 문제권, 해체 콘크리트 폐기물 최종처분을 위한 시멘트 고화체 특성 평가, 한국방사성폐기물학회, Vol.11, No. 4, pp. 271-280, 2013.

동전기 제염에 의한 방사성 토양 우라늄 방사능 측정

구대서*, 김계남, 김승수, 김근호, 박욱량, 한규성, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ndskoo@kaeri.re.kr

1. 서론

현재 본 연구원에는 2010년 이후 우라늄변환시설 해체로부터 발생한 약 12,400 드럼 분량의 우라늄 오염 토양 폐기물을 방사성폐기물 저장고에 보관하고 있다. 이 우라늄 오염 토양을 원전제염해체기술개발부에서 개발한 동전기제염장치로 제염할 경우, 폐기물의 80% 이상을 규제해제농도 이하로 제염하여 자체처분 시킬 수 있다. 동전기 제염기술은 토양 내에 직류 전기를 가하여 토양으로부터 오염물질을 추출하는 방법으로써, 투수계수가 낮은 토양에서 중금속, 방사성원소, 유기물과 같은 다양한 오염물질을 제거할 수 있다[1-4]. 주요 기작은 전기삼투(electroosmosis), 전기이동 (electromigration)과 같은 동전기 현상에 의하여 오염물질이 이동되어 제거된다.

본 연구에서는 저장중인 우라늄 오염 토양방사성물질(20-100 Bq/g)에 동전기 제염실험을 수행하였다. 제염 전·후 방사능을 비교하고 분석하였으며 ICP-AES 분석을 통하여 MCA 측정치 신뢰성을 조사하였다.

2. 본론

2.1 실험장치

우라늄 오염 토양을 제염하기 위하여 제작된 상용규모 동전기 제염장치는 1.5×1.8×1.6 (가로×세로×높이) m^3 크기이다. Fig. 1은 동전기 장치를 나타낸 것이다. 전해액 저장조, 양극실, 동전기 토양셀, 음극실, 장치 지지대, power supply, pH controller 등으로 구성되어 있다. 토양의 동전기 제염은 동전기 토양셀의 두께 23 cm, 전해액 유입량 120 mL/min., 전압 20 V, 전류 10~15 mA/cm^2로 하여 실험을 수행하였다.

2.2 측정

폐기물 저장고에 보관되어 있는 우라늄 변환시설에서 발생된 토양폐기물을 200 L 드럼에 담아 핵연료재료연구동 제염실로 옮겨 제염하였다.



Fig. 1. Electrokinetic Decontaminated Equipment.

제염이 끝난 토양폐기물은 약 800 L의 톤백에 담고, 톤백의 전, 후, 좌, 우, 상, 하의 위치에서 톤백의 표면 선량률을 측정하였다.

자체처분 방사성폐기물의 방사능 농도 측정 절차서 및 한국원자력안전기술원의 권고안을 고려하여 200 kg 당 1개의 시료를 채취하는 것을 원칙으로 하였다. 따라서 각 톤백에 1 톤의 토양을 담아서 톤백 당 5개 시료를 준비하였다.

Fig. 2는 제염 후 잔류 토양 농도 계측과정을 나타낸 것이다. 각 시료는 대표성을 얻기 위하여 토양 200 kg을 151 L (123×123×10 cm^3) grid 판에 골고루 펼친 다음, grid (10 × 10 cm) 중 10개 지점을 선정하여 얻은 시료로 부터 1.2 kg를 취하여 MCA(DSA-1000)로 핵종 방사능을 측정하였다.

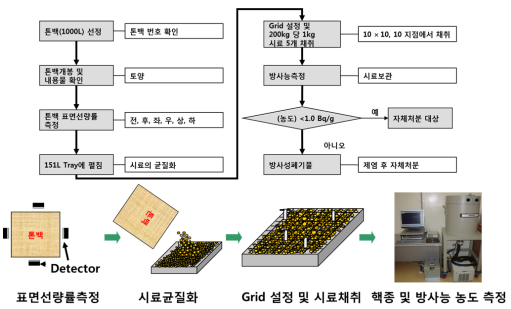


Fig. 2. Decontamination Process of Soil and Uranium Activity Measurement.

2.3 우라늄 농도

Fig. 3은 Pa-234m 및 총 우라늄 농도를 측정한

것이다. 동전기 제염법으로 우라늄 오염 토양방사성 물질(20-100 Bq/g)을 1 Bq/g 이하로 우라늄 농도를 낮추었다. Pa-234m 농도는 0.02-0.39 Bq/g 였고 총 우라늄 농도는 0.05-0.81Bq/g 였다. 이를 통하여 방사성폐기물 자체처분이 가능함을 확인하였다.

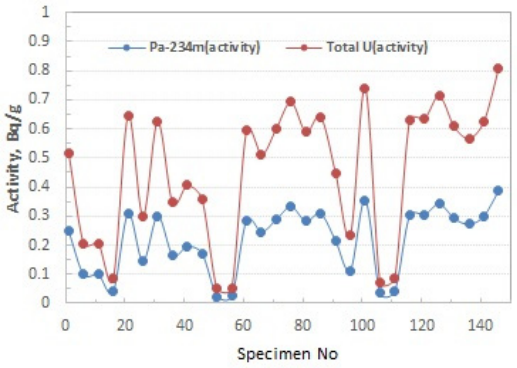


Fig. 3. Pa-234m and Total Uranium Activity.

Table 1은 MCA 측정결과와 ICP-AES 분석결과를 나타낸 것이다. MCA 측정값의 신뢰도를 검증하기 위하여 KOLAS 인증을 받은 원자력화학연구부의 화학분석실에 임의의 시료 3개를 의뢰하여 교차분석을 시도하였다. 화학분석실에서 시료를 용해시킨 다음, ICP-AES로 분석하여 Table 1과 같은 결과를 얻었다. 이 표에서 ICP-AES 측정한 우라늄 농도가 MCA로부터 얻은 우라늄 농도보다 다소 작은 결과를 나타내었다.

Fig. 4는 MCA 우라늄 농도와 ICP-AES 우라늄 농도를 나타낸 것이다. ICP-AES로 분석하여 얻은 우라늄 농도가 MCA 측정치 우라늄 농도의 80-90% 정도였다. 따라서 MCA 측정치 신뢰성 관련하여 MCA 측정치가 다소 보수적이라 생각되었다.

Table 1. Measurement of MCA and Analyzed Result of ICP-AES

시료번호	MCA우라늄농도 (mg/kg)	ICP-AES우라늄 농도(mg/kg)
13-05-03	9.8	8.6
13-08-01	13.8	11.1
13-09-01	16.3	13.3

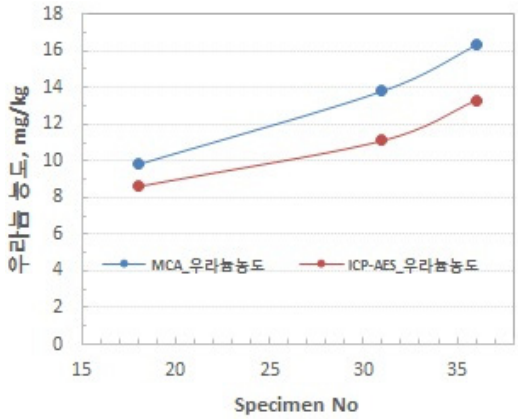


Fig. 4. Uranium Activity of MCA and ICP-AES.

3. 결론

(1) 저장중인 우라늄 오염 토양방사성 물질에 동전기 제염실험을 수행하여 제염 전·후 방사능 비교하고 분석하였다.

(2) 동전기 제염법으로 우라늄 오염 토양방사성 물질(20-100 Bq/g)의 방사능을 1 Bq/g 이하로 낮추었다. 이로부터 방사성폐기물 자체처분이 가능함을 확인 하였다.

(3) ICP-AES 분석하여 MCA 측정치 신뢰성을 조사하였으며, MCA 측정치 우라늄 농도가 다소 보수적임을 확인하였다.

4. 참고문헌

[1] 김계남외, "동전기적방법을 이용한 스트론튬오염토양 제염연구", 대한환경공학회, 2000 추계학술연구발표회, pp. 259-260, 2000.

[2] 김계남외, "동전기적방법을 이용한 방사능오염토양내의 세슘 제거", 한국방사성폐기물학 회, 2003 추계학술발표회, pp. 696-700, 2003.

[3] 김계남외, "동전기적 토양제염에 미치는 pH의 영향", 한국폐기물학회지, Vol.17, No. 6, pp. 781-788, 2000.

[4] G. N. Kim et al. "Development of complex electrokinetic decontamination method for soil contaminated with uranium", Electrochimica Acta, Vol. 86, pp. 49-56, 2012.

고정화 토양에서의 고분자전해질 복합체와 토양의 분리

최용석*, 양희만, 서범경, 이근우, 문제권
한국원자력원구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yschoi@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설의 사고 발생 초기에 오염물질을 신속하게 차단하여 오염의 확산을 억제함으로써 추가적인 오염을 방지하는 기술과 이를 처리하기 위한 다양한 기술이 필요하다. 현재 후쿠시마 오염 사고 이후 현장 적용이 가능한 다양한 기술들을 개발하여 적용성을 시험하고 있는 중이다. 이 같이 원자력시설의 사고 초기에 오염의 확산을 막기 위해서는 오염물을 고정화하는 것이 요구되며, 이러한 고정화는 표면에 존재하는 방사성 오염물들을 화합물 등을 사용하여 표면과 접착시키는 것이다. 이러한 고정화에 의하여 바람이나 물리적인 충격에 의한 입자들이 다시 공기 중으로 부유하는 것을 막을 수 있기 때문에 이미 제염된 지역이나 청정 지역으로 오염이 확산되는 것을 방지할 수 있다. 부수적으로 오염 분진의 재 부유 외에도 오염 물질을 고정화시킨 후에 제거함으로써 제염 효율 또한 크게 증대된다. 토양 고정화제는 토양 표면에 존재하는 방사성 오염물들을 물리화학적 방법을 이용하여 토양과 점착 또는 접착시켜 오염 토양층의 제거를 통한 오염 현장의 복원과 비, 바람 등 기타 물리적인 충격에 의한 오염 토양 입자들이 다시 공기 중으로 부유하는 것을 막아서 이미 제염된 지역이나 청정 지역으로 오염이 확산되는 것을 방지할 수 있다. 토양 고정화 방법으로 물에 대한 용해도가 뛰어난 친수성으로, 많은 양이온 또는 음이온 전하를 가지고 있어 토양을 서로 결합시키고 토양 표면에 막을 형성하는 고분자전해질 복합체(polyelectrolyte complex, PEC)을 이용한 고정화 방법이 있다[1,2]. 고분자전해질 복합체 고정화제는 토양과 상호 결합하여 토양 표면에 있는 방사성 핵종을 고정화시켜 비산을 억제할 수 있고, 토양 표면의 고정화제는 물에 씻기지 않으면서 물과 공기를 잘 투과시켜 오염 확산 억제 방법 중 하나로 사용된다.

그러나 고분자 전해질 복합체을 이용하여 고정화된 토양은 토양 표층으로부터 제거, 회수하여 폐기물로 처리하는 과정에서 고분자전해질과 토양을 서로 분리하여 처리해야 할 필요성이 있다. 고분자전해질과 토양을 서로 분리함으로써 폐기물 처리량을 줄일 수 있을 뿐만 아니라 폐기물을 처리에 용이하기 때문이다. 그러나 고분자전해질 복합체로 고정화된 토양은 일반적인 세척방법을 이용하여 분리되지 않는다. 물로 세척할 경우에 고분자전해질 복합체간의 응집으로 인해 분리가 더 어려워지는 경향을 나타낸다.

본 연구에서는 고분자 전해질 고정화제을 이용하여 토양을 고정화하고 고정화된 토양으로 부터고분자전해질과 토양의 분리하기 위해서 고분자전해질의 복합체 물리화학적 특성을 이용하였다. 고분자전해질은 복합체 형성 과정에서 수용액 내의 이온 농도에 따라서 복합체 형성 시점이 변화는 특성을 가지고 있다. 이 특성을 이용하여 고분자전해질과 토양의 분리에 대한 연구를 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험 방법

2.1.1 시약 및 장치

양이온으로 Polydiallyldimethyl ammonium chloride(PDADMAC, 약 50%)를 사용하였고, 음이온으로는 Polyacrylic acid(PAA, 25%, 분자량=24만)을 사용하였다. 또한 염 농도 조절을 위해 KCl, NaCl, NaOH를 사용하였다. PEC 용액의 입자 크기를 측정하기 위해서 Dynamic Light Scattering (DLS)을 사용하였다. 고정화된 토양에서 고분자전해질의 분리후 제거율을 측정하기 이해서 TGA를 이용하였다.

2.1.2 고정화제의 제조

PEC 제조시 양이온으로 Polydiallyldimethyl ammonium chloride(PDADMAC, 약 50%)를 사용하였고, 음이온으로는 Polyacrylic acid(PAA, 25%, 분자량=24만)을 사용하였다. 또한 염 농도 조절을 위해 KCl, NaOH를 사용하였다. 물 100 mL에 0.6 M KCl 농도조건에, NaOH 0.24 g을 첨가하여 용해시켰다. 여기에 PDADMAC 4.2 g을 넣어 약 1시간동

안 교반시켜 주었다. 그리고 PAA을 교반시키면서 천천히 첨가하였다. 완전히 용해되는 것을 확인한 뒤 PEC 용액을 얻었다.

2.1.3 토양의 고정화 및 분리

토양 고정화는 모래과 황토을 이용하여 각각의 토양에 대하여 제조된 고정화제를 이용하여 고정화하였다. 먼저 15 g의 모래와 황토를 높이 2 cm인 원통형 용기에 담고, 10wt% PDADMAC/PAA 고정화제 6 ml를 도포하여 상온에서 일주일 방치하여 자연 건조한 후에 50도 오븐에서 하루 건조하여 토양을 고정화하였다.

고분자전해질 복합체로 고정된 토양 15 g을 1 M KCl 용액 20 ml 에 담지한 후에 10분정도 교반하여 토양표면과 고분자 전해질 복합체를 분하고 마이크로 필터를 이용하여 감압 여과를 통해서 모래과 황토을 이용하여 각각에 대하여 제조된 고정화제와 분리하였다.

2.2 실험 결과

토양 고정화에 사용된 음이온 고분자인 폴리아크릴산과 양이온 고분자인 폴리디아닐디메틸암모늄클로라이드를 사용하여 물 추가에 의한 염농도 변화에 따른 입자 크기를 DLS 장비를 이용하여 측정하였다. 초기에는 수십 나노미터 사이즈의 입자로 존재하던 고분자들이 물 추가에 의한 염 농도가 낮아짐에 따라서 입자 사이즈가 3400 나노미터까지 증가한 후 다시 점점 감소하는 경향을 보인다.

고분자 전해질 복합체는 염 농도와 pH에 따라서 점도가 변화된다. 염 농도가 높아짐에 따라서 점도 값이 상대적으로 작아지는 것을 알 수 있다. 그 이유는 양이온 또는 음이온 주변에 상대 이온의 농도 증가하여 음이온 고분자와 양이온 고분자의 결합과 응집이 약해지면서 고분자의 움직임이 자유스러짐에 따라서 용액의 상대적 점도가 낮아지기 때문이다. 또한 pH 변화 역시 카르복실기를 갖는 음이온 고분자의 해리도에 영향을 주어 점도에 영향을 준다. 이런 특징들은 토양 고정화에 영향을 미치는 요소들 중 하나이며 염 농도에 따른 고정화의 안정성에 영향을 미친다.

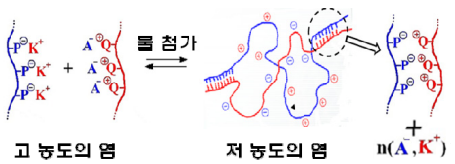


Fig. 1. Schematic diagram of PEC formation.

염용액을 이용하여 고정화된 토양을 세척 분리하여 열분해 방법을 이용하여 분석한 결과, 토양 표면에 응집되어 있던 고분자전해질 복합체가 90%이상 제거된 결과를 확인할 수 있었다.

3. 결론

염이온에 의해서 안정적으로 용액상 존재 하던 고분자 전해질이 물이 추가됨에 따라서 염농도가 낮아지면서 복합체 형성이되고 여기에 추가적으로 물이 더해지면 염농도가 낮아지면서 복합체 끼리의 응집 현상이 추가적으로 일어나는 결과로부터 필요에 따라서 염농도 조절함으로써 고정화된 토양으로부터 토양과 고분자전해질가 가능함을 확인하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기 계획사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

5. 참고문헌

[1] S. Mikheikin, et al., “Interpolyelectrolyte complexes for contaminated soil immobilization and remediation”, WM’’00 Conference, February 27-March 2, (2000).

[2] H. Naganawa, N. Kumazawa, H. Saitoh, N. Yanase, H. Mitamura, T. Nagano1, K. Kashima, T. Fukuda, Z. Yoshida and S. Tanaka, Journal of Atomic Energy Society of Japan , 10, 227 (2011).

복합유체 제염에 의한 스테인리스강 제염에 미치는 산화제 첨가 영향

양한범*, 윤인호, 정종헌, 박상윤, 김선병, 원휘준, 김초롱, 최왕규
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nhbyang@kaeri.re.kr

1. 서론

나노 복합유체(nano particle-based complex fluid foam)를 사용한 화학 제염기술은 원자력 시설의 해체 또는 대규모 보수시 발생되는 대용량 탱크, 복합형상의 기기 및 대면적 설비 등의 오염된 방사성 물질을 신속하게 제염할 수 있는 기술로서, 기존의 화학 제염제를 이용한 습식의 화학용액 제염을 사용할 경우에 비하여 폐액이 적게 발생하는 기술로 평가되고 있다. 원자력 선진국에서도 다양한 핫셀, 증기발생기, 구조가 복잡한 대형기기 등의 유지.보수 및 해체를 위한 주요 제염기술의 하나로 개발되고 있다. 그러나 국내서는 관련 제염기술 연구가 이제 시작 단계로 기술기반이 취약한 상태이다. 본 연구원에서는 본격적인 관련 기술개발을 위하여 나노 복합유체를 이용한 거품제염 기술개발 연구를 수행하고 있으며, 나노 복합유체 안정화 기술과 제염공정 기술개발을 중점적 연구하고 있다 [1, 2]. 연구내용으로는 나노 복합유체 제염제 성능 향상을 위하여 계면활성제, 점도제, 화학제염제, 기능성 나노입자와 같은 구성성분의 최적조건을 연구하여 거품안정성과 제염성능 향상시키기 위한 실험과 제염용 무기산에 대한 금속시편의 부식 용해도 측정, 계면활성제, 점도제 화학제염제 및 나노입자에 의한 거품안정성, 유기성 오염물질이 제염에 미치는 영향 평가에 관한 연구를 수행하였다. 본 연구에서는 기존의 무기산 용액에 대한 스테인레스강(Stainless Steel 304) 재질의 부식 용해도가 낮은 문제점을 해결하기 위하여 세륨 산화제를 첨가하여 스테인레스강 재질의 부식 용해도를 향상시키기 위한 연구를 수행하였다.

2. 실험재료 및 방법

2.1 시약 및 시편

HNO_3(Duck San Chem.), Cerium ammonium nitrate ($(NH_4)_2Ce(NO_3)_6$, 99.5% Alfa Aesar), 비이온 계면활성제 (Elotant™ Milcoside 100, LG 생활건강), 실리카 나노입자 (Fumed silica, M-5, Cabosil)를 사용하였다. 부식 용해도 측정용 금속시편 재료는 20 mm x 20 mm x 1.5 mm 규격의 Stainless Steel 304 plate를 사용하였다.

2.2 금속시편의 용해도 실험

금속시편에 4가지 농도 (0.5 M, 1.0 M, 2.0 M, 및 3.0 M) 용액가각의 조건에 대해서 Ce(IV) 용액 (농도=0.01 M, 0.05 M, 0.1 M , 0.5 M 및 1.0 M)이 함유되어 있는 혼합용액 속에 Stainless Steel 304 plate 시편을 담그고 용해시간 0 ~ 5 시간 동안 1시간 간격의 용해시간 별로 Stainless Steel 304 plate 시편 무게를 측정하여 용해도를 무게 백분율(%) 표시하였다.

2.3 제염 실험

첫 번째 제염실험은 자체 제작한 실험장치[내경 50 mm, 높이 500 mm 유리관과 Sintered glass (pore size : 40~100 μm)]를 이용한 실험은 유리관에 코발트(Co)를 인위적으로 오염시켜서 만든 Stainless Steel 304 plate 시편을 매달고, 계면활성제, 화학제염제, 실리카 나노입자를 포함한 실험용액 (170 ml)을 채운 다음 질소가스(유속: 400 cc/min.)를 주입하여 발생되는 거품이 일정 높이에 도달되면 질소가스 주입을 정지한 다음 일정시간 후 금속시편의 부식 용해도 측정하였다. 두 번째 제염실험은 Spray 방식으로 제작한 거품[3]을 Stainless Steel 304 plate 시편에 분사한 다음 일정시간 후 금속시편의 부식 용해도 측정하였다.

2.4 분석기기 및 실험장치

원자흡광분석기(Perkin Elmer, Model Analyst 400), 전자저울 (Mettler, Model TOLEDQ), 초순수 제조기 (Milipore, Model Direct-Q). Digital Timer를 사용하였다.

3. 결과 및 논의

3.1 용해도

(1) SS 304 금속시편의 용해도실험

Stainless Steel 304 plate 시편 용해도 실험에서

나타나는 용해도의 의한 용액 색상 변화는 Fig. 1과 같다. Fig. 1의 실험결과를 보면, Stainless Steel 304 plate 시편의 부식 용해도 에 미치는 영향은 질산농도 보다 Ce(IV) 농도의 영향이 크게 나타났다.

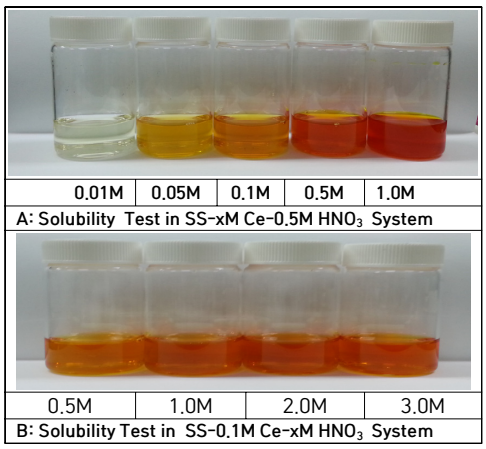


Fig. 1. Solubility Test in SS-Ce-HNO_3 System.
(A) SS- xM Ce -0.5M HNO_3 System.
(B) SS-0.1M Ce-xM HNO_3 System.

(2) SS-HNO_3-Ce(IV) 계 용해도 부식 실험

Stainless Steel 304 plate 시편의 부식 용해도의 실험 결과는 Fig. 2와 같다. Ce(IV) 농도 및 질산농도가 증가할수록 부식 용해도가 증가하였다.

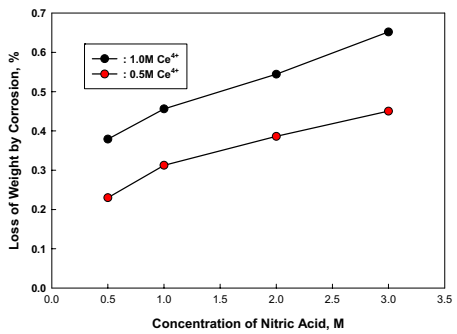


Fig. 2. Result of solubility in SS-Ce-HNO_3 System.

4. 결론

나노 복합유체 제염기술 개발 목적으로 화학 제염제에 대한 금속시편의 용해도 시험결과, Stainless Steel 304 plate 시편dp 대해서는 Ce(IV) 이온의 영향이 절대적으로 중요하였으며, Ce(IV) 이온이 공존하는 조건에서 질산농도의 영향도 효과를 나타내었다.

오염된 방사성 시편에 대한 실험을 계속 수행하여 실험결과를 바탕으로 향후 개선된 제염공정 확립하고자 한다.

5. 참고문헌

[1] 양한범, "오염 고체표면의 제염처리 연구", KAERI/OT-2587/2013, (2013).

[2] 정종헌, 윤인호, 최왕규, 윤석본, 김창기, "나노복합유체 제염기술 현황", KAERI/AR-928/2012, (2012).

[3] Robert K. Prud'homme and Saad A. Khan (Ed.), "Foams: Theory, Measurements and Applications", Marcel Dekker, Inc. New York. Bassel. Hong Kong, 1996.

실리카 나노입자와 무기흡착제의 혼합비율에 따른 나노복합유체의 거품안정성 평가

김초롱[1*], 윤인호[1], 정종헌[1], 윤석본[2], 양한범[1] 최왕규[1], 문제권[1],
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*chorong@kaeri.re.kr

1. 서론

나노복합유체 제염 공정은 90% 인 기체와 10% 화학제염제로 구성되어 있어 제염 후 발생 폐액의 양을 화학제염기술에 비해 1/10 이상 적게 사용할 수 있는 장점이 있는 기술이다. 뿐만 아니라, 원자력 시설의 해체 또는 대규모 보수 시, 구조적 적용이 어려운 대형기기 및 대면적 제염에 용이하다. 하지만 제염계수가 낮은 단점이 있어 이러한 단점을 극복하기 위해서, 오염된 표면과 화학제염제 사이의 접촉시간을 증가 시켜줌으로써 제염 효율을 높일 수 있다. 복합유체 제염제의 접촉시간을 증가시키기 위해 나노 크기의 고체입자 및 유체 등을 용매에 균일하게 분산시켜 거품안정성을 향상시킬 수 있다. 또한 거품제염제에 의해 녹아나온 방사성 핵종을 흡착시킬 수 있는 다양한 나노입자를 첨가하여 거품안정성 및 흡착성까지 고려할 수 있다.
본 연구에서는 거품안정성을 증가시키는 실리카 나노입자에 방사성 핵종을 흡착 시킬 수 있는 무기흡착제를 비율별로 혼합하여 나노복합유체 제염제의 코발트에 대한 흡착성 및 거품안정성에 대해 평가하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

본 연구에서는 에탄올과 Tetraethylorthosilicate (TEOS) 등을 이용하여 합성되어진 구 모양의 중기공성 실리카 나노입자(K-S)와 무기흡착제를 이용하여 흡착평가 및 거품안정성을 평가하였다[1].
무기흡착제의 코발트에 대한 최대흡착량을 평가하기 위해 흡착제와 모의 폐액량의 비를 1: 10으로 하여 회분식 흡착실험을 수행하였다. 방사성 모의 폐액은 $Co(NO_3)_2.6H_2O$(98%, Aldrich Chemical)을 이용하여 2, 5, 10 ppm의 농도로 제조하였다. 흡착실험은 15 mL의 코니칼튜브(SPL, Korea)를 이용하여 25℃에서 150 rpm으로 24시간동안 교반하였다. 교반 후, 용액은 10분동안 3000 rpm에서 원심분리하고 상등액은 0.2 ㎛ 실린지 필터 (Whatman, cellulose nitrate membrane filter, ⌀=25 mm)로 여과하였다. 흡착처리 후 상등액 내의 코발트 농도는 원자흡수분광광도기(AAS, PerkinElmer, AAnalyst 400)를 이용하여 분석하였다. 또한 무기흡착제를 코발트와 비이온 계면활성제가 공존할 때 코발트에 대한 흡착영향을 평가하기 위해 비이온 계면활성제인 Elotant™ Milcoside 100 (EM100, LG Household & Health Care)과 코발트 용액을 혼합하여 실험을 수행하였다. 이때 계면활성제의 농도는 1wt%로 하였으며, 코발트의 농도는 2, 5, 10 ppm으로 하여 회분식 흡착실험과 동일하게 실험을 진행하였다.
실리카 나노입자와 무기흡착제의 혼합비율에 따른 나노복합유체의 거품안정성 평가를 위해 Foamscan (TECLIS, France)를 사용하여 광학적 이미지분석과 전기 전도도를 측정하였다. 이때, 실리카 나노입자와 무기흡착제의 혼합비율은 Table 1에 나타내었으며 유리 컬럼에 나노복합유체를 30 mL를 주입한 후 질소가스를 공급하여 180 mL까지 거품을 발생시켜 실시간으로 거품 안정성을 측정하였다.

Table 1. Mixing ratio of silica nanoparticle and adsorbent

	무기흡착제	실리카 나노입자
K-S	-	1wt%
Sample 1	0.1wt%	0.9wt%
Sample 2	0.3wt%	0.7wt%
Sample 3	0.5wt%	0.5wt%
Sample 4	1wt%	1wt%
무기흡착제	1wt%	-

2.2 결과

무기흡착제를 이용한 코발트에 대한 등온흡착 실험 및 계면활성제 존재에 따른 코발트에 대한 흡착실험 결과를 Fig. 1과 Table 2에 나타내었다. 실험결과를 Langmuir 모델로 fitting하였을 때 K-S의 경우 최대흡착량이 0.099 mg/g으로 나타났고, 계

면활성제가 존재하지 않을 때 무기흡착제는 1.862 mg/g, 계면활성제가 존재할 때의 경우 1.683 mg/g으로 나타났다. 이 결과로부터 실리카 나노입자는 코발트에 대한 흡착성을 거의 가지고 있지 않은 것으로 나타났고, 무기흡착제의 경우 계면활성제가 존재할 때 흡착성이 감소하였지만 크게 차이가 나지 않는 것으로 나타났다. 이를 통해 무기흡착제의 경우 계면활성제 존재에 상관없이 코발트에 대해 흡착능이 있는 것으로 확인되었다.

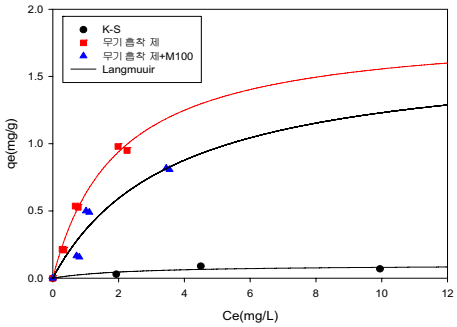


Fig. 1. Sorption isotherms of Co adsorbed onto K-S, adsorbent, adsorbent+M100.

Table 2. The model parameters for sorption of Co adsorbed onto K-S, adsorbent, adsorbent+M100

	Langmuir		
	b (L/mg)	Q^0 (mg/g)	R^2
K-S	0.425±0.650	0.099±0.046	0.798
무기흡착제	0.509±0.124	1.862±0.255	0.986
무기흡착제+M100	0.272±0.184	1.683±0.679	0.900

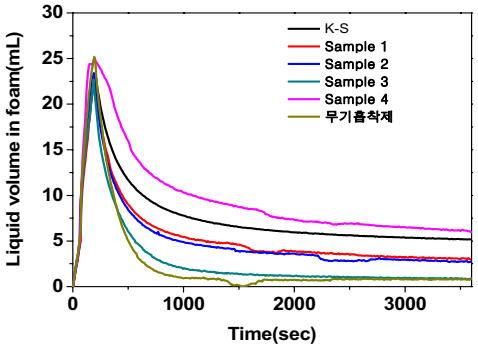


Fig. 2. Variation of liquid volume in foam of 1% M100 with adsorbent and silica nanoparticle.

Fig. 2는 실리카 나노입자와 무기흡착제 혼합비율에 따른 거품 내 액체량을 나타낸 것으로 무기흡착제와 실리카 나노입자가 각각 1wt%씩 포함되어 있는 거품제염제(Sample 4)가 거품내 액체량이 가장 높게 나타났으며, K-S, Sample 1, Sample 2, Sample 3, 무기흡착제를 포함한 거품제염제 순으로 나타났다. 이 결과를 통해 무기흡착제가 존재함에 따라 거품 내 액체량이 감소하는 것으로 나타났지만, 무기흡착제가 실리카 나노입자와 동일한 비율로 존재할 경우 거품내 액체량은 증가하는 것으로 나타났다.

코발트 흡착결과와 거품안정성 실험을 통해 무기흡착제가 나노복합유체에 포함될 경우 거품안정성이 약간 감소할 수 있으나, 코발트에 대해 선택성이 있어 제염 공정에서 발생되는 이차폐기물을 방사성 핵종을 흡착한 나노입자의 회수를 통해 처리가 가능할 것으로 사료된다.

3. 결론

본 연구에서는 실리카 나노입자와 무기흡착제를 혼합하여 혼합비율에 따른 나노복합유체의 거품안정성에 대한 연구를 수행하였다. 그 결과 무기흡착제의 경우 실리카 나노입자와 달리 코발트에 대해 높은 선택성을 나타내었으며, 계면활성제의 존재와 상관없이 코발트에 대해 선택성이 있는 것으로 확인되었다. 또한 무기흡착제를 실리카 나노입자와 혼합하여 나노복합유체의 거품안정성 평가를 수행한 결과, 무기흡착제의 양이 증가할수록 거품내 액체량이 감소하는 것으로 나타났지만, 동일한 비율로 첨가하였을 때 거품안정성이 증가하는 것으로 나타났다.

4. 감사의 글

이 논문은 2014년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구(NRF-2012M2A8A5025655)입니다.

5. 참고문헌

[1] Q. Cai, Z.-S. Luo, W.-Q. Pang, Y.-W. Fan, X.-H. Chen, and F.-Z. Cui, Dilute Solution Routes to Various Controllable Morphologies of MCM-41 Silica with a Basic Medium, Chem. Mater., 13, 258, 2001.

원자력발전소 공기정화계통 폐활성탄 내 $^{14}C/^{3}H$ 처리방안 분석

김정주*, 박지은
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*jjkim@khnp.co.kr

1. 서론

원자력발전소 공기정화계통에서 발생되는 폐활성탄에 대한 방사능 분석결과 감마 방사능핵종은 최소검출방사능(MDA) 미만으로 자체처분이 가능한 수준이나 반감기가 긴 ^{14}C 및 ^{3}H는 방사능이 자체처분 제한치(1 Bq/g, 100 Bq/g)를 초과하여 원전 내의 저장소에 보관하고 있는 실정이다.

또한 공기정화계통 폐활성탄은 매년 수십 드럼 분량이 발생되고 있어 이를 전량 방사성폐기물로 처리할 경우 방사성폐기물 발생량 및 영구처분 비용의 증가가 예상된다.

따라서 이들 폐기물 내 ^{14}C 및 ^{3}H를 처리하여 방사성폐기물 발생량을 저감시키고 영구처분 비용을 절감할 수 있는 경제성 있는 대안기술 개발이 절실히 요구된다.

2. 본론

2.1 국내 원전 발생 폐활성탄 특성

원자력발전소 공기정화계통에서는 기체 방사성폐기물 중에서 비교적 분열수율이 높고 휘발성물질인 방사성 요오드를 제거하기 위해 TEDA (Triethylene Diamine)와 KI(Potassium Iodide) 첨착활성탄을 사용한다. 한울1발전소의 경우 1~5wt% KI 첨착활성탄을 사용하고 한빛과 고리본부는 5wt% TEDA 첨착활성탄을 사용하고 있다.

폐활성탄 내 함유된 방사성 핵종은 주로 방사성 요오드(주로 ^{131}I)이지만 반감기가 약 8.05일로 매우 짧으므로 1년 정도 원전에 저장할 경우 대부분 붕괴되어 큰 문제가 되지 않을 것으로 판단된다. 하지만 자체처분을 위한 방사능 분석결과 일부 폐활성탄 내 ^{14}C 및 ^{3}H 방사능 농도가 자체처분 제한치를 초과하여 자체처분을 위한 이들 핵종의 처리가 필요하다..

공기정화계통에서 발생되는 폐활성탄은 다양한 크기의 내부기공에 ^{14}C 및 ^{3}H 물질들이 물리·화학적으로 흡착되어 있으며, 주로 유기분자, 수분 등의 형태로 흡착되어 있다.

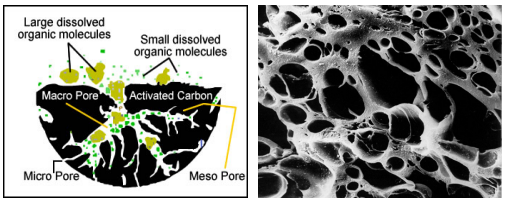


Fig. 1. Structural Characteristics of Activated Carbon.

2.2 폐활성탄 내 $^{14}C/^{3}H$ 처리기술

2.2.1 ^{14}C 처리기술

$^{14}CO_2$를 제거하기 위한 여러 기술들이 개발되어 왔으며 주로 다음과 같은 4가지 공정으로 나뉜다.

- 불염화탄소(Flourocarbon) 용매 공정
- 제올라이트 이용 공정
- Double-Alkali 공정
- 알칼리토금속 수산화물 슬러리 또는 알칼리토금속 수산화물 고체 이용 공정

최종 방사성폐기물의 처분을 고려하였을 때 생성물질이 $CaCO_3$(또는 $BaCO_3$)와 같이 열·화학적으로 안성을 갖는 Double-Alkali 공정 또는 알칼리토금속 수산화물 고체 이용공정이 유리한 것으로 판단된다.

2.2.2 ^{3}H(HTO/HT) 제거기술

원전에서 발생하여 계통을 통해 방출되는 삼중수소는 크게 HTO 수증기 형태와 가스상의 HT로 구분할 수 있다. 발전소에서 유출되고 있는 삼중수소는 거의 대부분이 HTO이기 때문에 수분제거 물질을 사용하여 제거할 수 있으나, HT의 경우에는 수소와 성질이 같아 일반적인 수분제거 물질로는 제거가 어려워 산화촉매를 사용하여 HTO형태로 전환한 후에 수분으로 제거하는 것이 일반적이다. 삼중수소를 제거하기 위해서는 냉각포집기(Cold Trap), H_2O, Molecular Sieve, Silica Gel 등을 사용한다. Molecular Sieve의 경우 표준온도와 압력하에서 HTO를 47 ㎤/g까지 포집할 수 있는 것으로 보고 어있다. 그러나 2차 방사성폐기물 생성 관점에선 열유동에 의해 활성탄으로부터 발생된 HTO 삼중수소는 매우 적은 양으로 예상하기 때문에 냉각트랩

을 사용하여 수집한 후 계통을 통해 방출하는 공정이 유리한 것으로 판단된다.

기술 개발 시나리오는 Fig. 2와 같이 원자력발전소에 저장중인 폐활성탄으로부터 유기/무기물 형태 ^{14}C 및 ^{3}H을 제거한 후 ^{3}H는 냉각공정으로 이용하여 회수하고, ^{14}C 유기물은 촉매 반응을 통하여 무기물 CO_2 형태로 전환시키며 이차폐기물을 최소화할 수 있도록 후처리하는 것이다.

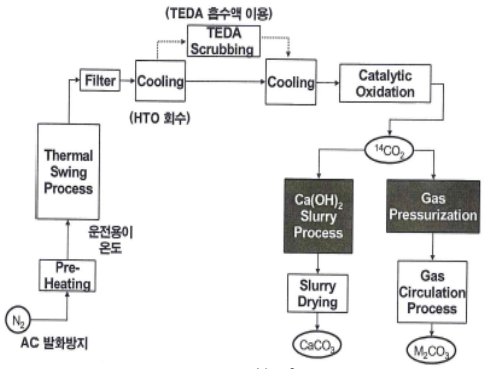


Fig. 2. Concept Design of $^{14}C/^{3}H$ Removal Process.

2.2.3 처리기술 현장적용 사례

과거 한수원(주)에서 실험실 규모 처리장치를 이용하여 한울 원전에서 발생한 폐활성탄에 대해 질소기체를 이용한 단순 열처리기술, 질산/염산 용액을 이용한 습식처리기술, 진공 열처리 기술 및 습윤분위기에서 오존기체로 전처리한 후 진공 열처리 기술을 적용하여 ^{14}C 핵종 농도 저감화 정도를 평가하였으나 자체처분 기준치 이하로 감소되지 않았다. 그 원인으로 장기간 사용한 KI 첨착활성탄의 미세 기공(10 Å)으로 유기물 기체가 확산되어 흡착되었기 때문에 기공 내 유기물기체간 결합으로 분자크기가 기공의 크기보다 커짐에 따라 외부로 빠져 나오지 못한 것으로 예상하였으다. 그러나 BET분석 및 SEM, NMR 분석결과론 기공 내 유기물 존재 여부를 파악하기는 힘들었다. 한편 월성원자력본부에서 20 Bq/g 이하의 저농도 14C 오염 폐활성탄을 규제해제 기준치 이하로 처리한 경험이 있으나 고농도 오염 폐활성탄에 대한 처리 실험을 수행한 적은 없다.

2.3 폐활성탄 내 $^{14}C/^{3}H$ 처리 공정

현재까지 국내 폐활성탄 처리공정의 기본 형태는 가온감압으로 물리화학적으로 흡착된 ^{3}H 및 ^{14}C를 제거하기 위한 파쇄공정, 화학제를 이용한 처리공정, 고온/진공 조건에서의 추출공정, 발생된 가스를 촉매를 이용하여 산화시키고 흡착하는 배기체 처리공정 등으로 구성되어 있다.

파쇄공정의 경우에는 미세분진 비산과 그에 따른 후처리문제가 존재하며 화학제염의 경우에는 산성용액을 사용하기 때문에 가온과정에서 2차 유독가스를 발생시켰으므로 장치의 건전성에 문제가 있고 또 다른 배기가스 처리장치 필요하다.

폐활성탄 규제해제를 위한 관련 국내 특허는 흡착제로부터 흡착질을 제거하는 일반적인 탈착공정을 폐활성탄에 적용한 것으로서 공정방안을 제시할 뿐 해당 공정을 이용한 폐활성탄의 핵종제거 특성에 대한 실증이 매우 제한적이다. 그러므로 현재의 기술들의 적용을 위해서는 다음과 같은 기술적 요소를 확보하여야 한다.

- 전처리 및 후처리 최소화 및 2차오염 방지
- 시료상태/특성/농도변화에 영향 받지 않는 처리기술 및 신뢰도 확보
- 방사성 핵종 탈착거동평가에 따른 공정제어 방안 확보

3. 결론

본 논문에서는 공기정화계통 폐활성탄 자체처분을 위한 ^{14}C 및 ^{3}H 저감에 관한 현재 연구단계 및 현장적용 경험에 대하여 검토하였다. 또한 현재의 처리공정을 실제 폐활성탄에 적용하기 위해 확보해야 할 기술적 요소를 검토하였으며 이를 통해 향후 연구에 활용할 수 있을 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] 한국수력원자력, 공기정화계통 폐활성탄 중 14C & 3H 저감화기술 및 장치개발, 2008-1300-단-0030, 2008.

[2] EPRI, Characterization of Carbon-14 generated by the nuclear power industry, TR-105715, 1995.

[3] IAEA, Management of waste containing tritium and carbon-14, Techhnical reports series no. 421, 2004.

이동식 컨테이너에 농축폐액 증발건조기 배치방법에 대한 고찰

조항래*, 백석민, 이지훈, 박승철
한수원(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*hang@khnp.co.kr

1. 서론

후쿠시마 원전 사고이후 천재지변 등으로 인하여 온라인 설비가 마비되었을 때 신속하게 대처할 수 있는 이동식 기술의 필요성이 대두되었다. 국내외적으로 원전의 중대사고 등으로 필수전원이 상실되었을 경우 비상전원 확보를 위한 이동식 발전차나 고농도의 방사성폐액을 처리하기 위한 이동식 처리설비를 마련하기 위한 연구개발이 진행되고 있다. 최근에는 발전소 운영 중 비정상적인 폐액이 발생하거나 계통수의 오염 등으로 인해 장기간 발전소의 정상운영이 지연되는 사례가 발생하면서, 유사시에 신속하게 지원할 수 있는 이동식 처리설비에 더 많은 관심이 모아지고 있다. 현재 일반 정수 업계에서 일부 운영되고 있는 처리설비들은 차폐나 환경으로의 누출방지 등의 측면에서 고방사성 폐액의 처리 시나리오에는 적합하지 못한 실정이며 2차폐기물(농축폐액을 안정적으로 처리/처분할 수 없다. 미국 GE사에서 개발한 대형 차량에 개방 탑재된 이동식 증발설비가 있지만 셰일가스 굴착 시 폐수를 재사용하기 위한 용도이므로 방사성물질의 처리에는 적합하지 못하다[1]. 따라서 본 논문에서는 이동식 농축폐액 증발건조기를 개발함에 있어서 이동식 컨테이너 내에 증발건조기를 구성하고 있는 기기들을 효과적으로 배치할 수 있는 방법과 최종 건조물의 안정적인 배출 및 수집방법에 대하여 논하고자 한다.

2. 본론

2.1 증발건조기 구성기기의 효과적 배치

증발건조기가 고방사성 농축폐액을 처리해야 하는 점을 감안하면, 별도의 차폐벽 설치를 최소화하여도 방사선을 효과적으로 차폐할 수 있도록 각 구성기기를 배치하거나 설계할 필요가 있다. 먼저 응축수(처리수) 저장조를 컨테이너의 가장자리를 둘러싸도록 설계하면 차폐벽으로 대체할 수 있을 것이다. 또한 방사선 준위가 높은 농축폐액 저장조는 응축수 저장조보다 안쪽에 배치할 필요가 있다. 가장 방사선량이 높은 증발건조용기는 컨테이너의 중심부에 설치하고 2 Mev 에너지의 감마선에 대한 물의 1/10가층 두께가 60 cm 정도인 점을 고려하여 주변을 특수 설계된 응축수 수조가 둘러싸도록 함으로써 운전원이나 정비원의 방사선 피폭을 최소화 할 수 있다. 공냉식 냉각기 및 공기정화기와 현장제어반은 컨테이너의 양쪽 가장자리에 배치하여 중심부의 방사선 차폐역할을 겸하고, 공기의 환기성과 운전원과 정비원의 접근성이 좋도록 한다. 또한 스케일 형성으로 방사선 준위가 높아질 수 있는 재생열교환기도 컨테이너의 중심부에 설치할 필요가 있다. 기타 조작이나 정비의 빈도가 높은 각종 펌프와 밸브 및 계측기들은 가능한 한 차폐가 잘되는 곳에 일괄 배치할 수 있도록 하여 조작이나 점검/정비를 용이하게 한다. 이동식 컨테이너에 증발건조기의 배치개념은 다음 그림과 같다(Fig. 1).

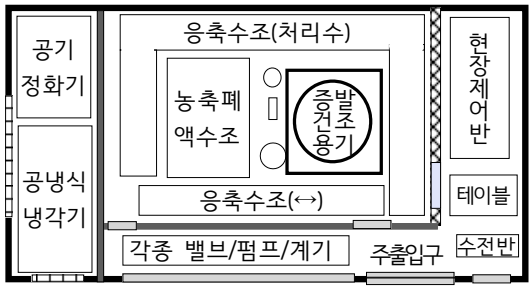


Fig. 1. Layout Diagram of Evaporation & Dryer Components in the Mobile Container.

위 그림과 같은 배치에서 필요시 응축수조 외벽면을 이용하여 납담요 등의 차폐체를 추가적으로 설치할 수 있을 것이다. 다량의 공기 순환이 요구되는 공냉식 냉각기와 공기정화기의 설치공간은 밀폐벽을 설치하여 별도로 마련함으로써 증발건조 과정에서 발생하는 방사성 기체가 외부로 누출되지 않도록 할 필요가 있다. 필요시 운전원이 상주할 수 있는 현장제어반 공간은 차폐벽과 납 유리창을 이용하여 차폐와 모니터링이 가능하도록 설계할 필요가 있을 것이다.

2.2 최종건조물 배출 및 수집

방사성 농축폐액을 증발 및 건조처리 후에 최종 건조물의 안전하고 원활하게 배출과 수집 및 운반이 용이하도록 하고 내부 기기의 무게중심을 낮춤으로써 이동시 안정성을 향상시키기 위해 증발건조 용기를 컨테이너의 바닥에 설치할 필요가 있다. 컨테이너의 천정 높이는 한정되어 있으므로 용기를 바닥에 설치하여 용기의 높이를 가능한 한 높게하여 돌비나 캐리오버에 의한 처리수질의 저하를 최소화 할 필요가 있다. 또한 증발건조 용기 아래쪽 컨테이너 바닥에는 원격 개폐가 가능한 관통구를 설치하여 최종잔류물을 컨테이너 밑으로 배출할 수 있도록 한다. 비상상황에서 컨테이너는 트레일러에 탑재될 수 있으므로 트레일러 밑에서 최종건조물을 수집하면 차폐와 운반이 용이할 수 있을 것이다. 트레일러 탑재가 불가능한 경우에는 컨테이너 크기에 맞추어 제작된 네 개의 콘크리트 구조물을 위에 탑재할 수 있을 것이다. 증발건조기 상부의 컨테이너 천정은 증발건조기의 상부기기(상부 챔버 및 내장품, 교반기 모터)를 적절한 높이까지 리프팅할 수 있도록 천정의 일정면적이 밀폐된 상태에서 추가적으로 상승하도록 특수 설계된 구조물을 설치할 필요가 있다. 다음 그림은 증발건조기가 내장된 이동식 컨테이너의 측면도이다(Fig. 2).

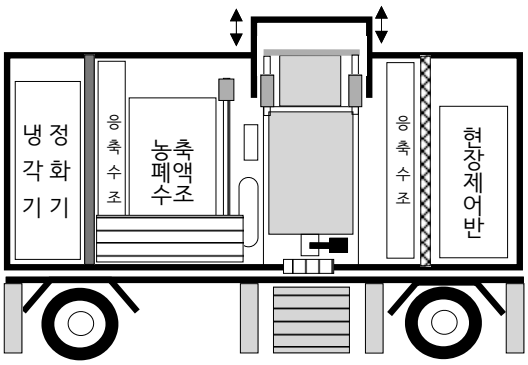


Fig. 2. Side View of Evaporation & Dryer Components in the Mobile Container Installed on the Site.

2.3 고방사선 차폐 및 컨테이너 하중 최소화

대부분의 원전이 해안가 오지에 위치하고 있으므로 이동식 처리설비로 지원하기 위해서는 먼 거리를 이동해야 한다. 따라서 컨테이너 내 구성기기가 차량 운반에 따른 흔들림이나 충격에 견딜 수 있도록 컨테이너 바닥을 견고한 재질과 두께로 선정하고, 구성기기의 스키드가 완벽하게 체결될 수 있도록 해야 한다. 차량사고 등으로 심각한 충격을 받거나 전복시에도 내부의 방사성폐액이 환경으로 누출되지 않도록 컨테이너를 견고하게 설계해야 할 것이다. 또한 컨테이너 내부의 차폐벽은 최근에 개발되고 있는 세라믹 재질을 이용한 대체 차폐체를 사용함으로써 장거리 운전 중 컨테이너에 무리한 하중이 걸리지 않도록 해야 할 것이다. 10 mm 두께 세라믹 차폐체의 방사선 차폐효과는 2 mm 두께 납 차폐체의 1.3 ~ 1.4배라는 시험결과를 반영하면 200 mm 두께의 세라믹은 약 60 mm 두께의 납 차폐체와 동일한 효과를 가질 수 있다[2].

3. 결론

원전의 비상상황 발생 시 신속하게 지원할 수 있는 이동식 복합공정을 개발하고 있다. 복합공정 운전으로 발생되는 농축폐액을 처리하기 위한 이동식 농축폐액 증발건조기도 함께 개발되고 있다. 본 논문에서는 농축폐액 증발건조기를 이동식 컨테이너에 설치함에 있어서 이동성과 안정성, 운전편의성을 확보하기 위하여 컨테이너 내에 증발건조기기들의 효과적 배치방법과 최종 건조물의 배출 및 수집, 고방사선 차폐 및 컨테이너 하중 최소화 방안에 대하여 고찰하였다. 이동식 컨테이너 내에 구성기기들은 배치함에 있어서 응축수 탱크의 특수설계를 통한 차폐체 기능을 도모하고, 증발건조기 주요기기들은 내부에 별도의 밀폐공간을 마련함으로써 환경으로의 방사성물질의 누출을 방지할 수 있도록 하였다. 공냉식 냉각기와 공기정화기 및 현장제어반은 양쪽 가장자리에 배치하여 차폐효과와 더불어 운전원 및 정비원의 접근성을 좋게 하였다. 증발건조용기 건조물 배출구 하부에는 원격 개폐가 가능한 관통구를 마련하여 최종 건조물의 배출과 수집 및 운반을 용이하게 하였다. 향후, 파일럿 규모 설계 및 제작 과정에서 추가 검토를 통하여 최적의 상세 설계안을 도출할 계획이다.

4. 참고문헌

[1] GE Power & Water Fact Sheet, www.gewater.com/products/mobile-evaporators.html.

[2] 한국방사성폐기물학회, 추계학술발표회 포스터 P0348, 2013.

코발트 제거 신수지의 국내 PWR 원전 적용성 실증 시험

박승철*, 백석민, 박지은, 김정주, 조항래, 이지훈
한수원(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312-70
*sumnshim@khnp.co.kr

1. 서 론

EPRI가 최근 개발한 코발트 제거 신수지(Co-Seq™)는 원자력급 powder 수지에 착화합물을 첨가한 형태로 코발트 핵종의 제거 효율이 기존 수지에 비해 약 3배 정도인 것으로 알려져 있다. Co-Seq™ 수지는 당초 BWR 원전에서 발전정지시 원자로 냉각재에서 코발트 핵종을 신속히 제거하여 작업자 피폭을 크게 저감할 목적으로 개발되었다. 본 논문은 Co-Seq™ 수지가 국내 PWR 원전 액체 방사성폐기물 처리에도 적용이 가능한지를 평가하기 위해 실제 원전 방사성 액체폐기물을 대상으로 수행한 실증연구를 결과를 기술하였다.

2. 본 론

Co-Seq™ 수지의 성능 평가를 위해 실제 국내 원전 액체폐기물계통 증발기 유입탱크의 액체방사성 폐기물을 사용하였다. 시험 장치는 ①폐액 공급 드럼, ②전처리필터(0.3 ㎛), ③MBTU(Multi Bed Test Unit), ④처리수 저장드럼 순으로 구성하였다. 이 중 MBTU는 4개의 수지 컬럼에 겔형 또는 MR형 수지를 채워 직렬 혹은 병렬로 시험할 수 있는 장치이다. 이 시험컬럼은 80% 높이로 수지를 채웠을 때 1 BV(Bed Volume)이 각각 약 50cc(약 35g)이고, 내부 압력 3.45 bar(50 psig)까지 시험을 수행할 수 있다. 시험에 사용한 수지는 겔형 양이온 Co-Seq™ 수지를 비롯하여 총 4종류의 수지의 성능을 같은 조건에서 병렬로 시험하였다. MBTU에 유입하는 액체 방사성폐기물은 pH 8, 전도도 1,500 μS로 조절하고, 유입속도는 1 BV/min (4개 컬럼 총 140~200 ml/h)으로 하여 총 340L의 실제 액체 방사성폐기물을 처리 시험하였다. 성능 시험 중 정량 공급펌프 rpm을 미세조절하여 폐기물 공급 유량이 일정하게 유지하였다. 시험은 매일 6시간씩 약 4주간 계속하였으며, 시험기간 중 수지의 파과점(breakthrough point)이 도달하거나 효율이 기준이하로 떨어질 경우 해당 컬럼은 새수지로 교체하였다. MBTU 통과 전후 액체 폐기물 시료를 하루 2회 매회 5개(통과전, 4개 컬럼 통과 후)를 채취하였다. 각 시료는 감마선분광법으로 폐액 중 감마 핵종(방사성 코발트)농도, 0.01~1 ㎛범위의 입자성 물질의 분포, pH, 전기전도도를 분석하였다. Co-Seq™ 수지로 처리 가능한 액체 방사성폐기물 처리량은 500~3,000BV 정도로 예상하였다. 그리고 0.3 μm 필터를 통과한 액체 방사성폐기물의 감마 분석 결과 방사성 코발트(Co-58, Co-60)는 95.2%가 2.7 μm 이하, 93.4%가 1.0 μm 이하임을 알 수 있었다(Fig. 1 및 Fig. 2 참조). 시험 전 폐액의 입자분포 특성을 분석하여, 모든 시험에서는 0.3 μm 필터를 통과한 폐액을 대상으로 시험을 수행하였다.

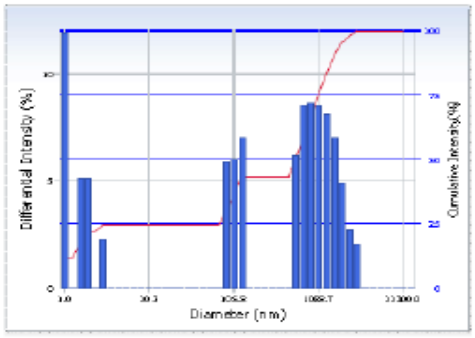


Fig. 1. Particle Size Intensity Distribution of Inlet.

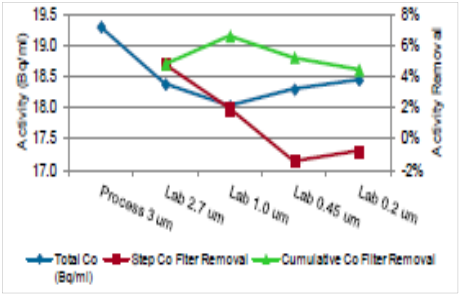


Fig. 2. Activity of the 3μm filtered inlet.

우선 실험실적 조건에서 회분식 시험(jar test)을 수행하였다. pH를 8.0으로 조절하기 위해 황산을 사용하였다. 결과 pH 8.0 보다 높거나 낮은 범위에

서 Co-Seq™ 수지의 코발트 제거효율은 최대 70% 였다(Fig. 3 참조) 그러나 국내 원전 액체 방사성폐기물을 이용한 EPRI Co-Seq™ 수지의 성능 시험결과 코발트 및 세슘 핵종 이온의 선택적 제거 성능은 미미한 것으로 나타났다(Fig. 4 및 Fig.5 참조). Co-Seq™ 수지의 최고 total-γ 제거율은 초기에 21%(5.8%)였다. 이것은 BWR 원전 RCS 냉각수의 경우에 비해 실제 액체방사성 폐기물에서 Co-Seq™ 수지의 현저히 떨어지는 값으로 이온 선택성이 크지 않은 것으로 나타났다. 이와 관련하여 시험 이후에 사용한 액체방사성폐기물 중 유기물 함량을 TOC 분석을 통해 확인한 결과 폐액 중 계면활성제가 존재하는 것으로 추정되며, 이 계면활성제가 수지의 기공을 막아 이온교환 성능이 조기에 상실된 된 것으로 판단된다. 실제로 시험 중 액체 방사성폐기물 교반 중에 거품이 발생하는 것을 육안으로 확인 하였다. 아울러 방사성 액체폐기물 중 코발트 핵종은 입자성이 거의 없는 이온성으로 존재하는 것으로 확인되었으며, 양이온 보다는 대부분 유기성 음이온으로 존재하는 것으로 판단된다.

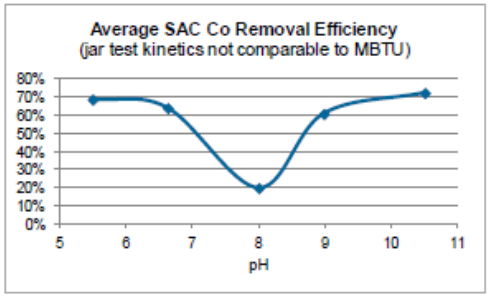


Fig. 3. Strong Acid Cation Cobalt Removal with pH Adjustment.

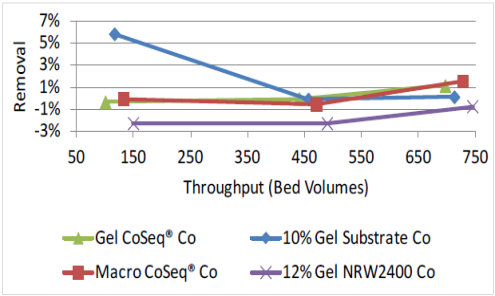


Fig. 4 Total Radio-cobalt Removal Percentage with pH 8.0.

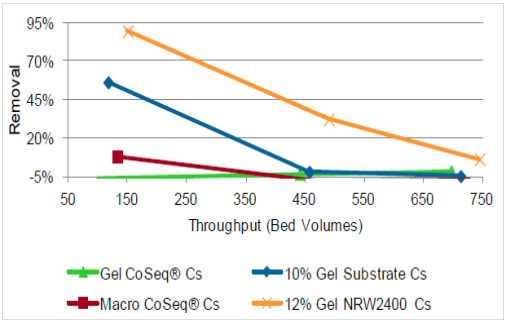


Fig. 5. Total Radio-cesium Removal Percentage with pH 8.0.

3. 결 론

원전의 액체 방사성폐기물 중 방사성 코발트는 콜로이달 및 중성 코발트로 일부 존재한다. 원전 액체폐기물 계통에서 Co를 고효율로 제거할 수 있다면 방사성폐기물로 발생하는 폐수지의 발생량 저감할 수 있다. 관련하여 실제 국내 PWR 원전의 방사성 액체폐기물을 대상으로 EPRI 가 개발한 코발트 제거 신수지(Co-Seq™)의 성능 시험을 수행하였다. 그러나 시험결과 Co-Seq™ 수지의 코발트 핵종에 대한 선택성은 없는 것으로 나타났다. 이것은 원자로 냉각재와는 달리 방사성 액체 폐기물 내에 존재하는 계면활성제 등 유기물이 수지 성능을 조기에 저하시키기 때문으로 판단된다. 결론적으로 EPRI Co-Seq™ 수지는 현재로서는 국내 PWR 원전 액체폐기물 처리에 적용하기 어려운 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] 2014 TECHNICAL REPORTProgram on Technology Innovation: Testing of Experimental EPRI Cobalt Sequestration Media in PWR Radwaste Streams(Draft).

[2] Nuclide-Specific and Activity Removal Media Screening: New and Historical Liquid Waste Treatment Options, EPRI, Palo Alto, CA: 2010. 1021099.

고농도 Na_3PO_4함유 모의 방사성폐액에 대한 실리코티타네이트의 Cs, Sr 흡착특성 평가

이지훈[1*], 양다솜[2],백석민[1], 조항래[1], 박승철[1]
[1] 한수원중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
[2]경북대학교, 대구광역시 북구 대학로 80
[*]jihoon@khnp.co.kr

1. 서 론

국내 원전 격납건물에서 비상사고나 중대사고 등이 일어날 경우 상부로 Cs, I 등과 같은 방사성기체나 열부하가 발생하게 되는데 이의 저감을 위해서 살수계통이 작동하게 된다. 이때 살수계통내에 고농도의 인산삼나트륨(Na_3PO_4)을 함유한 폐액이 다량 발생하게 된다. 이러한 고농도의 화학물질이 포함된 방사성폐액을 처리하여야 하는데 일반적인 이온교환 매질로는 고농도 화학물질로 인하여 Cs이나 Sr 등의 주요 방사성핵종을 선택적으로 제거하는데 어려움이 있다. 따라서 본 연구에서는 원전 비상시 발생할 수 있는 고농도의 인산삼나트륨이 함유된 방사성폐액에 대하여 신흡착매질로서 개발된 실리코티타네이트의 Cs 및 Sr의 흡착 성능을 평가하였다.

2. 본 론

2.1 실험 방법

고농도 Na_3PO_4 존재시 실리코티타네이트의 Cs, Sr에 대한 최대흡착량을 평가하기 위해 회분식 흡착실험을 수행하였다. 모의 세슘 용액의 제조를 위해 $CsNO_3$(99%, Sigma-Aldrich Chemical Co.,Korea), 모의 스트론튬 용액의 제조를 위해 $Sr(NO_3)_2$(99%, Sigma-Aldrich Chemical Co.,Korea)를 사용하였다. 모의 비방사성 용액의 pH는 조정하지 않았다. 개발된 신흡착매질로서 실리코티타네이트(TiO_2 : SiO_2 : Na_2O : H_2O = 1 :1:4-8:140-160의 비율로 titanium isopropoxide와 tetraethylorthosilicate와 NaOH와 H_2O를 혼합합성)의 양은 0.1 g으로 하였으며, 모의 세슘 또는 스트론튬 폐액의 농도는 2 mM로 제조하였다. 원전의 사고를 가정하여 Na_3PO_4는 각각 4000 ppm으로 주입하였다. 흡착실험은 15 mL의 코니칼 튜브(Polypropylene, SPL Co., Korea)를 이용해 25℃에서 200 rpm으로 24시간동안 교반하였다. 교반 후, 용액은 20분동안 3000 rpm에서 원심분리하고 상등액은 0.2 ㎛ 실린지 필터(Whatman, cellulose nitrate membrane filter, ¢=25 mm)를 이용하여 여과하였다. 흡착 처리 후 상등액 내의 고농도의 세슘 및 스트론튬의 농도는 유도결합플라즈마 원자발광분광기(ICP-OES)으로 분석하였으며, 저농도의 세슘 농도는 유도결합플라즈마 질량분석기(ICP-MS, NexION 300X, Perkin Elmer, USA)를 이용하여 분석하였다.

3. 실험 결과

3.1 고농도 Na_3PO_4 존재시 Cs, Sr 용해특성평가

모의방사성폐액에 고농도의 Na_3PO_4 염이 존재할 시 세슘 또는 스트론튬의 pH에 따른 용해특성을 평가하였다. 2 mM $Sr(NO_3)_2$ 용액과 4,000 ppm의 Na_3PO_4이 동시에 존재할 때 나타나는 화학적 결합을 MineQL+(version 4.6 for Windows, USA) 소프트웨어를 이용하여 시뮬레이션하여 평가하였다. 인산염의 경우 pH에 따라 화학종이 다르게 나타나는데, 세슘의 경우는 모든 pH 영역에서 Cs^+ 이온으로 존재하므로 인산염 이온의 영향을 받지 않으나(Fig. 1), 스트론튬의 경우는 인산염 이온과 결합하여 Sr^{2+} 이온만으로 존재하지 않는 특성이 있다. 예측 결과 pH 5 이상의 범위에서 $SrHPO_4$의 흰색 앙금이 형성된다(Fig. 2).

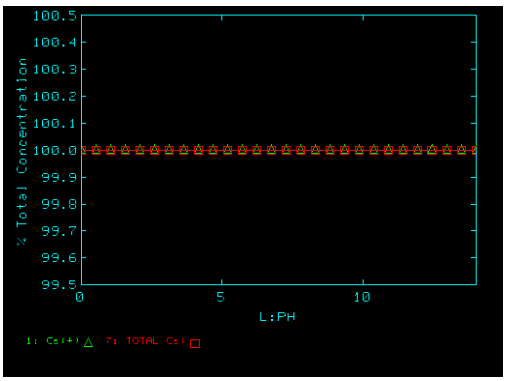


Fig. 1. Chemical species according to pH with 2 mM $CsNO_3$ and 4000 ppm Na_3PO_4.

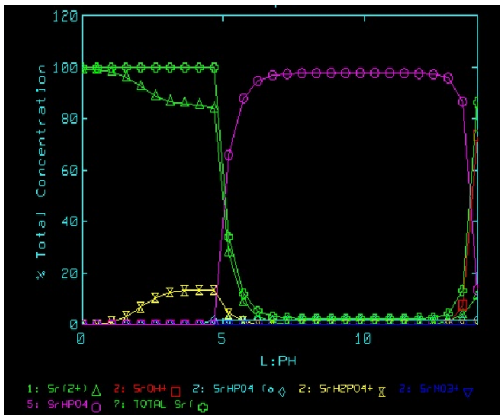


Fig. 2. Chemical species according to pH with 2 mM $Sr(NO_3)_2$ and 4000 ppm Na_3PO_4.

3.2 고농도 Na_3PO_4 존재시 Cs, Sr의 선택적 흡착 성능 평가

3.2.1 Silicotitanate의 Na_3PO_4 존재시 Cs 흡착평가

고염(Na_3PO_4)의 농도 변화에 따른 silicotitanate의 Cs 흡착 성능을 평가하였으며 그 결과는 Table 1과 같다. Na_3PO_4가 존재 하지 않을 때 Cs의 흡착 용량(q)은 0.30 mmol/g이며, Na_3PO_4가 존재할 때 Cs의 흡착 용량(q)은 0.31 mmol/g로 4,000 ppm의 Na_3PO_4는 silicotitanate의 흡착에 전혀 영향을 미치지 않는 것으로 나타났다.

Table 1. Cs adsorption test for change of Na_3PO_4 concentration

실험조건				흡착실험 측정치		실험결과 산정치			
실험 번호	reactor 부피(ml)	Na (ppm)	흡착제(g)	Co (ppm)	Ce (ppm)	q (mg/g)	q (mmol/g)	Kd	DF
1	15	0	0.1	269.9	26.05	39.504	0.297	1516	10
	15	0	0.1	269.9	27.24	40.379	0.304	1482	10
2	15	4,000	0.1	270.6	13.95	41.577	0.313	2980	19
	15	4,000	0.1	270.6	19.22	41.830	0.315	2176	14
	15	4,000	0.1	270.6	14.30	41.521	0.312	2904	19

3.2.2 Silico titanate의 Na_3PO_4존재시 Sr 흡착평가

고염(Na_3PO_4)의 농도 변화에 따른 sodium titanate의 Sr 흡착 성능을 평가하였으며 그 결과는 Table 2와 같다. Na_3PO_4가 존재 하지 않을 때 Sr의 흡착 용량(q)은 0.29 mmol/g이며, Na_3PO_4가 존재할 때 Sr의 흡착 용량(q)은 0.10 ~ 0.11 mmol/g로 4,000 ppm의 Na_3PO_4는 silicotitanate의 흡착에 영향이 있는 것으로 확인되었다.

Table 2. Sr adsorption test for change of Na_3PO_4 concentration

실험조건				흡착실험 측정치		실험결과 산정치			
실험 번호	reactor 부피(ml)	Na (ppm)	흡착제(g)	Co (ppm)	Ce (ppm)	q (mg/g)	q (mmol/g)	Kd	DF
1	15	0	0.1	171.2	12.19	25.632	0.293	2103	14
	15	0	0.1	171.2	10.36	26.024	0.297	2512	17
2	15	4,000	0.1	102.2	17.63	13.700	0.103	777	6
	15	4,000	0.1	102.2	17.21	14.142	0.106	822	6
	15	4,000	0.1	102.2	10.45	14.864	0.112	1422	10

4. 결 론

고농도의 Na_3PO_4존재시 실리코티타네이트의 Cs, Sr의 흡착능에 미치는 영향을 평가하였다. Na_3PO_4가 존재 하지 않을 때 Cs의 최대흡착량은 0.30 mmol/g으로 4000 ppm의 Na_3PO_4가 존재할 때의 Cs의 최대 흡착능인 0.31 mmol/g과 차이가 없어 고농도의 Na_3PO_4가 실리코티타네이트의 Cs 흡착능에 미치는 영향은 거의 없는 것으로 판단된다. 반면에 Na_3PO_4가 존재 하지 않을 때 Sr의 최대흡착량은 0.29 mmol/g으로 4000 ppm의 Na_3PO_4가 존재할 때 Sr의 최대 흡착능인 0.11 mmol/g로서 Sr 흡착능에 영향을 미친다.

이러한 결과는 고농도 Na_3PO_4 염의 존재 시 세슘 용액의 초기농도는 영향이 없으나 스트론튬의 초기 농도는 스트론튬과 인산염 이온의 결합으로 앙금이 발생하여 침전이 형성 되어 매우 낮아지는 화학적 특성을 나타내었고 실리코티타네이트의 흡착에 미치는 특성도 Cs에 비해 Sr의 경우 Na_3PO_4에 더 큰 영향을 받는 것으로 나타났다.

5. 참고문헌

[1] Behrens. E., Poojary. D.R. and Clearfield. A., Syntheses, Crystal structure, and Ion-ex change properties of porous titano-silicates, $HM_3Ti_4O_4(SiO_4)_3{\cdot}H_2O$ (M=H+,K+,Cs+), struc tural analogues of the mineral pharma cosiderite, Chem. Mater. 8(1996) 1236-1244.

[2] Clearfield. A., Structure and ion exchange properties of tunnel type titanium silicates, Solid State Sci. 3 (2001) 103-112.

[3] Dyer, A., Newton, J., O'Brien, L. and Owens, S., Studies on a synthetic sitinakite-type silicotitanate cation exchanger, Part 1: Measurement of cation exchange diffusion coefficients, Micropor. Mesopor. Mater. 117 (2009) 304-308.

실리코티타네이트 신합성매질의 흡착컬럼 적용성 평가

*이지훈, 박지은, 백석민, 조항래, 박승철
한수원중앙연구원, 대전시 유성구 유성대로 1312번길 70
*jihoon@khnp.co.kr

1. 서 론

원전 중대사고시 원자로 냉각에 필요한 냉각수의 양이 다량으로 필요하게 되어 후쿠시마 원전의 경우 해수를 냉각수로 이용하였고 이로 인해 다량의 고염성분의 방사성폐액이 발생되었다. 이러한 방사성폐액내 주요 핵종인 Cs과 Sr을 제거할 경우 고염성분의 경쟁으로 인해 세슘 및 스트론튬에 대한 흡착매질의 선택성이 낮아 실제 세슘 및 스트론튬의 제거 성능이 상당히 감소되는 현상이 나타날 수 있다. 이러한 한계를 극복하기 위하여 원전 중대사고 시 고전도도의 고염의 조건인 해수와 유사한 조건에서도 방사성 세슘 및 스트론튬의 제거율이 높게 나타나는 신흡착물질인 실리코티타네이트를 개발하였다. 본 연구에서는 신흡착매질인 실리코티타네이트의 흡착컬럼 적용시 고염성분 경쟁에 따른 Cs 및 Sr의 흡착성능 및 파과특성을 평가하였으며 이를 컬럼공정 운영의 기초 자료로 활용하고자 한다.

2. 본 론

2.1 실험 방법

(1) 선택적 핵종분리 성능평가 실험장치

(가) 흡착탑에 의한 선택적 분리

세슘 및 스트론튬에 대한 선택적 신흡착물질로 실리코티타네이트는 TiO_2 : SiO_2 : Na_2O : H_2O = 1 : 1 : 4-8 : 140-160의 비율로 titanium isopropoxide와 tetraethylorthosilicate와 NaOH와 H_2O를 혼합한 후 1시간동안 교반한 후 150-200℃의 온도범위에서 50-100 시간동안 고온로에서 수열합성하였다. 선택적 흡착탑의 크기는 흡착탑은 1 Bed Volume(BV)이 10 mL이고, 충진된 silicotitanate 흡착제는 7.3 g이다. 흡착컬럼 시험은 유입수 탱크에서 펌프에 의해 흡착탑의 아래 부분 head를 통해 1 ml/min의 유량으로 모의폐액이 유입되고 충진된 흡착제를 거쳐 흡착탑의 윗 부분 head를 거쳐 유출수 탱크로 유출된다. (Fig. 1)

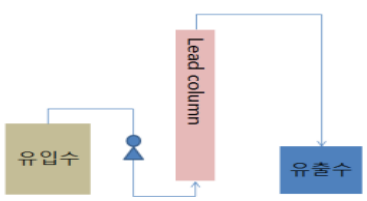


Fig. 1. Schematic diagram of selective Adsorption Column.

모의 세슘 용액의 제조를 위해 $CsNO_3$(99%, Sigma-Aldrich Chemical Co.,Korea)를 이용했으며, 모의 스트론튬 용액의 제조를 위해 $Sr(NO_3)_2$ (99%, Sigma-Aldrich Chemical Co. Korea)를 이용하였다.

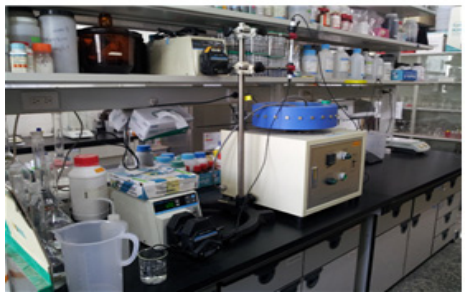


Fig. 2. Adsorption test by selective adsorbent column.

모의 비방사성 용액의 pH는 조정하지 않았다. 컬럼 흡착후, 용액은 20분동안 3000 rpm에서 원심분리하고 상등액은 0.2 ㎛ 실린지 필터(Whatman, cellulose nitrate membrane filter, ⌀=25 mm)를 이용하여 여과하였으며, 상등액 내의 고농도의 세슘 및 스트론튬의 농도는 유도결합플라즈마 원자발광분광기(ICP-OES)로 분석하였으며 이 때 고농도의 세슘의 경우 ICP-OES의 측정 감도가 낮아 표준물첨가법(standard addition method)을 적용하여 분석하였다. (Standard Methods). 저농도의 세슘 농도는 유도결합플라즈마 질량분석기(ICP-MS, NexION 300X, Perkin Elmer, USA)를 이용하여 분석하였다.

3. 실험 결과

3.1 염이 존재하지 않는 경우 Cs 흡착평가

silicotitanate로 충진한 흡착탑을 이용한 각각의 방사성 핵종의 파과곡선(breakthrough)을 아래 그림에 나타내었다. 파과곡선에서 x 축은 유입수의 bed volume(BV)으로 표기하고, y축은 유출수의 시간당 방사성 핵종농도를 초기 방사성 핵종의 농도로 나눈 분율(C(t)/C0)로 표기하였다.

염이 존재하지 않는 10 mM Cs 모의폐액을 이용한 선택적 방사성 핵종 제거 성능 평가 결과 Fig. 3과 같이 82BV에서 파과점에 도달하였다. 이때의 Cs의 최대 흡착량은 1.12 mmol/g으로 도출되었다. 본 조건의 경우에는 실리코티나네이트가 다른 염의 영향을 받지 않고 초기에는 silicotitanate의 표면 흡착자리에 의한 흡착이 진행되며, 표면 흡착이 포화된 이후 농도 구배의 영향으로 흡착제 내부의 비 활성화된 구역으로 지속적으로 확산이 되면서 조금씩 유출수 내의 방사성 핵종이 잘 제거되고 있는 것으로 판단된다.

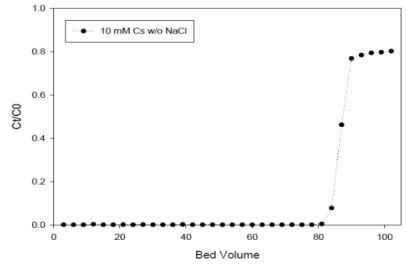


Fig. 3. Column adsorption test for 10 mM Cs without NaCl.

3.2 NaCl염이 존재시 Cs흡착 성능 평가

3wt% NaCl이 존재하는 2 mM Cs 모의폐액을 이용한 선택성 흡착탑 실험결과 135 BV에서 Cs의 파과점에 도달하였으며, 최대 흡착량 q(mmol/g)는 0.37 mmol/g이다.

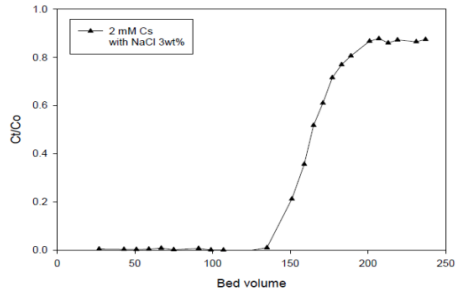


Fig. 4. Column adsorption test for 2 mM Cs with 3% NaCl.

NaCl 3wt%에서 Cs유입 농도를 낮추어 1 mM Cs 모의폐액에서 Cs의 선택적 제거 성능 평가를 수행하였다. 세슘의 파과시점은 252 BV이고 최대 Cs 흡착량은 0.35 mmol/g로 산출되었으며 2mM Cs 농도에 비해 최대흡착량이 거의 유사함을 알 수 있다.

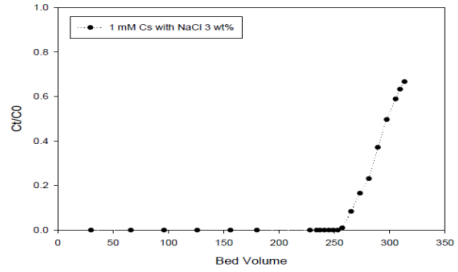


Fig. 5. Column adsorption test for 1 mM Cs with 3% NaCl.

3.3 NaCl염이 존재시 Sr 흡착 성능 평가

3% NaCl의 2 mM Sr 모의 폐액에서 Sr의 흡착 제거 성능평가를 수행하였다. Sr의 파과시간은 99 BV이며 파과점을 기준으로 Sr의 최대 흡착량은 0.27 mmol/g이다. 유입농도에 따른 영향을 보기 위해서 NaCl 3wt%에서 1 mM Sr 모의폐액에서 Sr의 선택적 제거 성능 평가를 수행하였다.

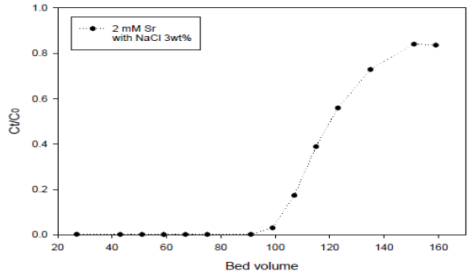


Fig. 6. Column adsorption test for 2 mM Sr with 3% NaCl.

그 결과 스트론튬의 파과시점은 155 BV이고 소모점 도달 시간은 225 BV이다. 파과점을 기준으로 스트론튬의 최대 흡착량은 0.21 mmol/g이다.

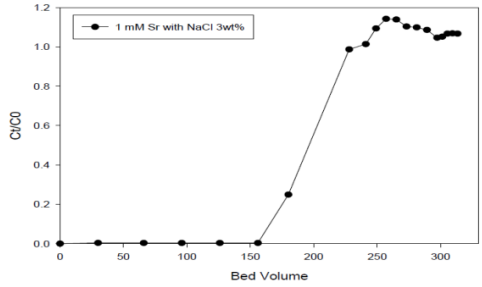


Fig. 7. Column adsorption test for 1 mM Sr with 3% NaCl.

4. 결 론

컬럼공정 적용시 고염의 NaCl의 유무에 따라 silicotitanate의 Cs 및 Sr의 흡착 성능을 평가하였다. NaCl이 존재 하지 않을 때 Cs의 최대흡착량은 1.12 mmol/g으로 나타났으나, 3%의 NaCl이 존재할 때는 Cs의 최대 흡착능은 0.35~0.37 mmol/g으로 약 30% 정도의 흡착 용량으로 감소하였으며 그에 따른 파과시점도 비례하여 빨리 도달하였다. Sr의 최대흡착량은 3%의 NaCl이 존재할 때 0.21 ~ 0.27 mmol/g으로 도출되었으며 Cs에 비해 다소 낮은 흡착능과 빠른 파과시간을 보임을 알수 있었다. 이를 통해 silicotitanate에서 세슘과 비방사성 이온인 나트륨과의 경쟁에서 나트륨이 Cs과 Sr의 흡착에 영향을 미치지만, g 흡착제당 흡착농도를 고려할 때 Cs 및 Sr에 대한 선택성이 매우 높아 원전 중대사고시 활용성이 높은 흡착매질로 사용할 수 있을 것으로 사료된다.

5. 참고문헌

[1] Anthony. R.G., et. al, Use of silicotitanates for removing cesium and strontium from defense waste, Ind. Eng. Chem. Res. 33 (1994) 2702-2705.
[2] Anthony. R.G., et al,, Selective adsorption and ion exchange of metal cations and anions with silico-titanates and layered titanates, Waste Manage. 13 (1993) 503-512.
[3] Moller. T., R. Harjula. R., Lehto. J., Ion exchange of 85Sr, 134Cs and 57Co in sodium titanosilicate and the effect of crystallinity on selectivity, Separation and Purification Technology, 28, (2002) 13-23.

이미다졸리움 계열의 이온성 액체를 이용한 Am(III)과 Eu(III)의 추출 거동

김익수*, 박민성, 이일희, 정동용, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*niskim@kaeri.re.kr

1. 서론

최근 핵연료주기분야에서 이온성 액체의 이용에 대한 관심이 점점 증가하고 있다. 이온성 액체는 습식 재처리의 용매추출공정에서 사용하는 유기용매 희석제를 대체할 수 있는 물질로서, 그리고 건식 재처리공정에서 고려하고 있는 고온용융염을 대체할 수 있는 물질로서 연구의 대상이 되고 있다. 이온성 액체는 100 ℃ 이하에서 액체 상태로 존재하는 물성을 지닌 물질을 말하며, 특히 상온에서 액체로 존재하는 이온성 액체를 상온 이온성 액체라고 한다. 이온성 액체는 때로 특이한 추출거동을 보이는 것으로 잘 알려져 있으며, 이온성 액체가 다양한 금속 이온들을 추출하기 위한 용매로 사용되어 특이한 추출거동을 나타낸 결과가 많이 보고된 바 있다[1, 2]. 이온성 액체는 유기 양이온과 유기 또는 무기 음이온의 이온결합으로 이루어진 염으로서, 환경친화적인 관점에서 이온성 액체의 가장 매력적인 특성은 증기압이 무시할 수 있을 정도로 아주 낮다는 점이다. 또한 액체로 존재할 수 있는 온도범위가 넓으며, 열적 안정성, 높은 이온전도도, 다른 용매와의 혼화성 및 재활용 가능성 등도 이온성 액체를 다양한 분야에 적용할 수 있는 적합한 용매가 될 수 있게 하는 특성 들이다.

본 연구에서는 TRUEX 공정에서 기존에 사용 중인 n-dodecane (n-DD)을 이온성 액체로 대체 사용하여 질산용액으로부터 악틴족(Ac) 및 란탄족(Ln) 금속원소들의 추출거동과 특성을 조사하고, 이온성 액체의 대체 물질로서의 활용가능성을 살펴보았다. Ac과 Ln의 대표 원소로는 각각 Am과 Eu을 선정하여 이들을 n-octyl(phenyl)-N,N- diisobutylcarbamolylmethylphosphine oxide (CMPO)와 tri-n-butyl phosphate (TBP)에 의해 이온성 액체로 추출해내기 위한 실험을 수행하였다. 이를 위해 이온성 액체를 이용한 Am과 Eu의 추출 시 추출분배계수를 질산용액과 CMPO 농도의 함수로서 구하였고 이로부터 추출 메카니즘을 규명하고자 하였다.

2. 본론

2.1 실험

추출실험에 사용한 이온성 액체는 이미다졸리움 계열의 $[C_nmim][Tf_2N]$ (n=2, 4, 6, 8) (1-alkyl-3 - methylimidazoliumbis(trifluoromethylsulfonyl) imide)로서 ㈜씨트리의 제품을 구입하여 별도의 정제과정 없이 그대로 사용하였고, CMPO, TBP 및 n-DD 등은 모두 시약급의 제품(Merck)을 사용하였다. 또한 추출 분배계수 측정을 위한 추적자(tracer)로는 ^{241}Am(III)과 ^{152}Eu(III)를 2 M HNO_3에 용해하여 만든 미국 IPL(Isotope Product Lab.)사의 제품을 사용하였다.

이온성 액체를 이용한 질산용액으로부터 ^{241}Am과 ^{152}Eu의 추출실험은 질산용액 수용상과 CMPO-TBP를 함유한 이온성 액체 유기상의 부피비가 1:1이 되도록 하여 모두 상온에서 수행하였다. 원하는 농도의 질산용액과 미리 선평형(pre-equili bration)시켜 놓은 CMPO-TBP/$[C_nmim][Tf_2N]$ 1 mL를 0.1～6 M 농도의 질산용액 1 mL와 함께 바이얼에 주입하고, 여기에 추적자로서 ^{241}Am과 ^{152}Eu를 각각 1 μL씩 가한 후 3 시간동안 진탕하여 ^{241}Am과 ^{152}Eu이 이온성 액체로 추출되도록 한다. 추출 평형에 도달한 시료는 1 시간동안 방치하여 유기상과 수용상으로 분리한 다음, 분리된 유기상과 수용상으로부터 각각 0.5 mL씩의 샘플을 채취하여 ^{241}Am과 ^{152}Eu의 방사능 농도를 MCA(multi channel analyzer, Model : Canberra DSA-1000, HPGe detector)를 이용하여 분석하였다. 한편, 이온성 액체와의 비교를 위하여 TRUEX 공정의 희석제 유기용매인 n-DD에 대한 실험도 수행하였다.

^{241}Am과 ^{152}Eu의 추출 분배계수는 다음 식에 의해 계산하였다.

$$D = [M]_{org}/[M]_{aq},\ M = {}^{241}\text{Am or } {}^{152}\text{Eu} \qquad (1)$$

여기서 $[M]_{org}$ 및 $[M]_{aq}$는 각각 유기상 및 수용상에서의 ^{241}Am 또는 ^{152}Eu의 농도이다.

2.2 결과

이온성 액체 [$C_n$mim][Tf_2N]를 사용하여 TRUEX 공정과 동일한 조건(0.2 M CMPO-1.2 M TBP/ n-DD)에서 수행한 추출실험에서는 ^{241}Am과 ^{152}Eu의 추출 분배계수가 n-DD를 사용했을 때보다 질산용액의 농도에 따라 50～100 배의 큰 값을 보였다. 특히 질산용액의 농도가 1 M 이하로 낮은 경우에는 높은 추출률로 인해 극소량의 ^{241}Am과 ^{152}Eu이 수용상에 잔존하게 되어 식(1)에 의한 추출 분배계수의 계산값이 작은 변화에도 커다란 오차를 보였다. 따라서 이후의 실험에서는 특별한 경우를 제외하고는 추출제인 CMPO와 상 보조제(modifier)인 TBP의 농도를 각각 0.05 M과 1.1 M로 하여 추출실험을 수행하였다. [$C_n$mim][Tf_2N]를 이용하여 ^{241}Am과 ^{152}Eu을 추출할 때 질산용액의 농도가 추출 효율에 미치는 영향을 알아보기 위하여 질산용액의 농도를 0.1～6 M로 변화시키며 수행한 실험결과를 Fig. 1에 나타내었고, 비교를 위해 동일한 조건에서 n-DD을 사용했을 때의 추출 실험결과도 나타내었다.

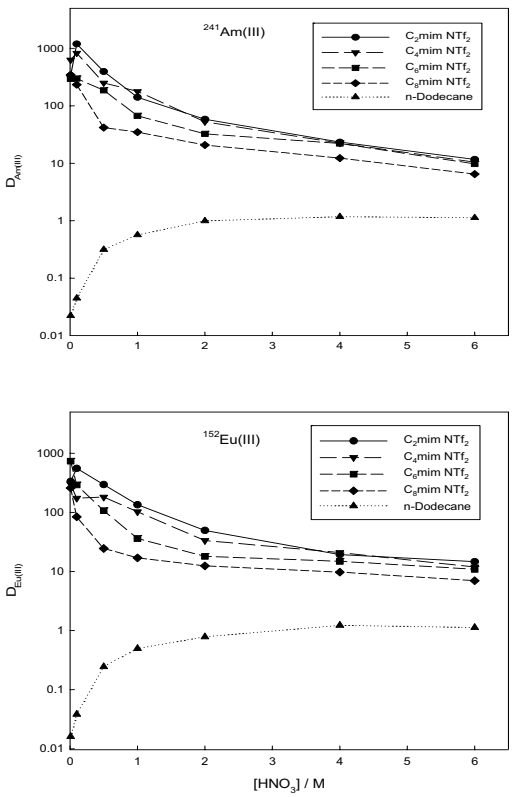


Fig. 1. Distribution ratio of ^{241}Am(III) and ^{152}Eu(III) in a solution of 0.05 M CMPO - 1.1 M TBP in [amim][Tf_2N] as a function of HNO_3 concentration.

추출 분배계수 D는 ^{241}Am과 ^{152}Eu 두 원소 모두에 대하여 이온성 액체를 사용했을 때가 n-DD를 사용했을 때보다 훨씬 크게 나타났으며, 질산용액의 농도변화에 따른 추출 거동이 판이하게 다르다. n-DD를 사용한 경우, HNO_3의 농도가 낮은 영역(1 M 이하)에서는 질산용액의 농도증가에 따라 D 값이 크게 증가하고, HNO_3의 농도가 높은 영역(2 M 이상)에서는 거의 일정한 값을 보인다. 반면에 이온성 액체를 사용한 경우에는 질산용액의 농도가 낮을수록 아주 큰 D 값을 보이고, 질산용액의 농도증가에 점차 D 값이 약간씩 감소한다. 질산용액의 농도변화에 따른 이러한 경향은 알킬그룹의 탄소사슬 수가 서로 다른 4가지 이온성 액체에 대하여도 같게 나타났으며, [$C_n$mim][Tf_2N] 이온성 액체의 알킬그룹 탄소사슬길이가 길수록 추출분배계수 D 값이 감소하는 경향을 보인다. 동일 조건에서는 전체적으로 ^{241}Am이 ^{152}Eu 보다 추출률이 높았으며, 상대적인 추출률을 나타내는 분리계수($SF=D_{Am}/D_{Eu}$)의 값은 1～2 이다. 그 외 TBP의 농도 및 온도 변화에 따른 추출률 측정실험을 통하여 추출의 최적 조건을 확립하고, 이온성 액체의 효과적 이용을 위한 기본적인 자료를 생산하고자 연구를 진행 중에 있다.

후행핵주기관련 연구분야에서 기술적으로 가장 어려운 것 중의 하나는 란탄족(Ln)과 악틴족(An) 원소들의 분리일 것이다. 이는 Ln/An 원소들의 물리화학적 특성들이 유사하기 때문이다. 그러나 Ln/An 원소들의 화학적 반응성에 약간의 차이는 있으며, 유기상에 존재하는 추출제와 수용상에 존재하는 착화제의 Ln/An 원소들에 대한 착화능의 차이를 이용하여 Ln 원소를 An 원소들로부터 분리하기 위한 연구가 수행되어 왔으며, 본 연구에서도 이온성 액체와 적합한 착화제를 이용하여 Ln/An 상호분리에 대한 연구를 수행하고자 한다.

3. 감사의 글

본 연구는 정부 (미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (NRF-2012M2A8A5025658, NRF-2012M2B2B1055496).

4. 참고문헌

[1] X. Sun, H. Luo, and S. Dai, Chem. Rev. 2012, 112, 2100-2128.

예열처리가 방사성 소각재의 특성에 미치는 영향

이윤지[1*], 나상호[1], 이기원[1], 문제권[1], 최영구[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
[2]선광원자력안전(주), 서울특별시 구로구 구로동 106-4 선경오피스텔 20층
*yj1024@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설에서 발생하는 방사성폐기물 중 가연성 폐기물은 가능한 한 부피를 줄이기 위하여 압축이나 소각방법을 사용한다. 이중 일반적으로 감용비가 큰 소각방법을 흔히 적용하며, 이러한 소각과정을 거친 가연성 폐기물은 소각재의 형태로 전환된다. 방사성 핵종이 함유되어 있는 소각재는 처분에 적합한 고형·안정화처리가 수반되어야한다. 기존에는 소각 시에 강열감량 기준[1]에 부합하는 조건하에서 방사성 가연성 폐기물을 소각하였으며, 이러한 조건에서 발생된 소각재를 이용하여 고화처리를 진행해왔다. 더불어 소각재의 고형·안정화 처리 시, 처분비용이 점점 증가되는 추세이므로, 처분비용을 줄이기 위해 처리 기술의 고도화가 요구된다.
본 연구에서는 고화처리에 효율적이고 감용에 효과적인 근본적인 방법을 강구하고자 일차적으로 소각재의 특성을 개량하기 위해 소각재를 예열처리하여 소각재의 특성을 분석하고자 하였다. 또한 예열처리 후, 소각재시료의 변색을 관찰하였다.

2. 실험 방법 및 결과

2.1 실험 방법

본 연구에 사용된 시료는 서울연구로의 해체현장에서 발생한 가연성폐기물을 소각시킨 소각재이다. 소각재는 일반적으로 소각과정에 따라 바닥재, 후연소로 비산재, 포대여과기 비산재로 분류되며, 그 구성비율은 대략적으로 각각 약 85%, 7.5% 그리고 7.5%이다. 이렇게 생성된 소각재는 후처리를 고려하여 균질하게 혼합하였다. 혼합된 소각재는 공기 분위기하에서 가열처리 온도(800, 1000 그리고 1100℃)에 따라 각각 12시간 예열하였다. 열처리 유무 및 열처리 온도에 따른 소각재의 특성을 분석하기 위해 소각재의 겉보기밀도를 구하였으며, 시료의 색상변화를 비교·관찰하였다. 겉보기밀도는 ASTM 213에 기술된 방법대로 측정하였다. Table 1은 소각재시료의 구성성분을 나타내었으며, 예열처리의 실험에 적용한 혼합소각재 중 주요한 성분은 CaO와 Fe_3O_4이다.

Table 1. Chemical composition of bottom ash, fly ash (after burner), fly ash (bag filter) and mixed ash

Element	Concentration, wt%			
	Bottom ash	Fly ash (after burner)	Fly ash (bag filter)	Mixed ash
CaO	28.5	29.6	5.01	26.2
Fe_3O_4	29.9	35.5	26.7	32.7
Cr_2O_3	1.0	4.4	5.9	1.0
MgO	5.2	4.3	0.8	6.4
Mn_2O_3	0.7	1.4	1.1	0.7
Al_2O_3	11.4	11.3	3.4	8.2
SiO_2	13.4	8.1	4.0	14.1
ZnO	0.5	2.3	5.6	1.0
Na_2O	3.3	3.8	18.2	3.5
K_2O	5.9	4.4	36.0	5.9
TiO_2	2.1	0.8	0.3	2.0

2.2 실험 결과

2.2.1 혼합소각재의 감용비

바닥재, 후연소로 비산재, 포대여과기 비산재의 배합비가 85:7.5:7.5wt%인 혼합 소각재의 겉보기밀도 0.72 g/cm^{3}을 기준으로 열처리온도에 따른 밀도와 감용비를 구하여 Fig. 1에 도시하였다. 밀도의 증가는 감용비 증가를 의미하며, 감용비는 다음과 같이 계산하였다.

$$\text{감용비}\,(r) = \left(\frac{\rho_s}{\rho_p}\right)$$

ρ_s: 열처리 후, 소각재시료의 겉보기밀도

ρ_p: 열처리 전, 소각재시료의 겉보기밀도

Fig. 1과같이 가열처리 온도가 증가하면 밀도는 1.5~1.6배 증가하는 경향을 보여주며, 소각재의 구성 성분의 일부가 휘발되기 때문으로 사료된다. 이는 소각재 고유결정수, 대부분의 유기물 이외에 기타물질의 분해에 의한 변화 등을 포함하고 있는 강열감량 측정값의 변화를 통해 설명할 수 있다.

Table 2에 소각재의 예열처리 온도에 따른 강열감량 측정값을 나타내었으며, 강열감량값은 800, 1000, 1100℃에서 예열처리 한 소각재의 경우, 각각 0.15, 0.10, 0.0005%으로 나타났다. 이는 예열처리 하지 않은 소각재의 강열감량에 비해 크게 감소한 것이다.

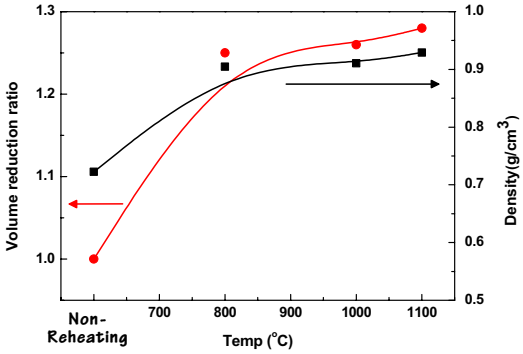


Fig. 1. Reheating temperature vs. volume reduction ratio.

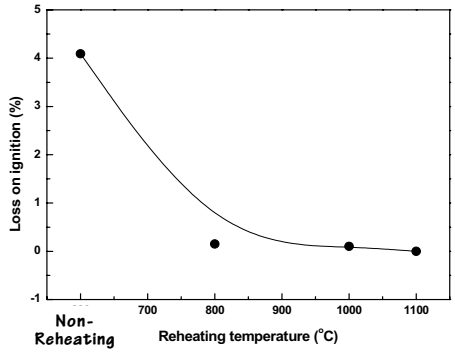


Fig. 2. Loss on ignition of incineration ash.

2.2.2 변색현상에 대한 원인 규명

또한 예열처리에 따라 소각재의 색상을 관찰한 결과, Fig. 3에 도시한바와 같이 혼합소각재를 예열처릴 하지 않은 경우에는 흑색이었지만, 800~1100℃로 예열처리 한 결과, 검붉은색으로 변화하였다. 이는 혼합소각재의 주성분인 Fe_3O_4가 Fe_2O_3로의 산화 때문인 것으로 사료된다. 약 700~900℃의 온도범위에서 다음과 같이 검은색 철산화물은 붉은색으로 변한다.

$$Fe_3O_4\,(black) \rightarrow Fe_2O_3\,(red)$$

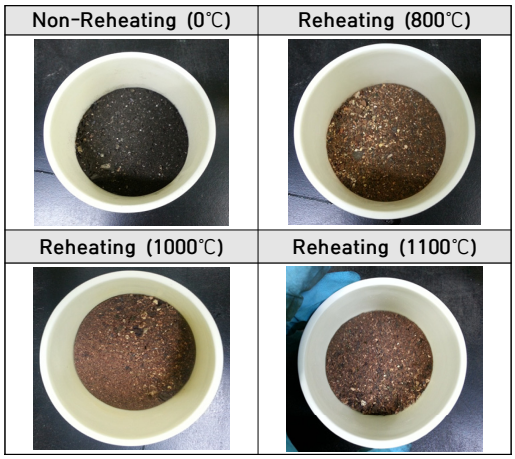


Fig. 3. Color change of mixed ash from reheating.

변색현상은 시료의 물리화학적 특성의 변화를 반영하며, 소각재의 예열처리에서 확인한 색상의 변화가 Fe_3O_4의 조성변화로만 설명하긴 한계가 있다. 그러나 혼합소각재의 구성성분 중 약 30% 이상을 차지하는 Fe_3O_4가 주요한 요인으로 작용한 것으로 예상되며, 추후 더 정확한 변색요인의 판단을 위하여 추가실험을 수행할 예정이다.

3. 결론

열처리 하지 않은 소각재의 경우, 가열처리 된 소각재는 열처리 하지 않은 소각재에 비해 유기물 및 기타물질의 휘발로 인해 감용비가 증가하였다. 또한 가열처리 된 소각재의 색상변화는 혼합소각재의 주요 구성성분인 Fe_3O_4에 의한 것으로 사료된다. 고화처리에 효율적이고 안정적인 고감용 소각재시료를 얻기 위해서는 소각 후에 추가적으로 열처리 공정이 필요할 것으로 사료된다.

4. 참고문헌

[1] 중·저준위 방사성폐기물 소각기준, 원자력안전위원회고시 제2012-60호, 2012.

코어-쉘 실리카 나노입자를 주형으로 이용한 다공성 TiO_2 hollow capsule의 제조

윤석본[1*], 윤완수[2]
[1]한수원 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
[2]성균관대학교, 경기도 수원시 장안구 서부로 2066
[*]sbyoon@khnp.co.kr

1. 서론

다양한 모양과 구조를 갖는 TiO_2 물질들은 높은 굴절률, 강한 산화력, 비독성 및 안정성에 기인하여 다양한 광학 및 광촉매 등의 응용연구가 광범위하게 수행되고 있다. 특히, TiO_2 hollow capsule의 제조는 이들이 갖고 있는 잠재적인 응용성에 기인하여 다양한 방법을 통해 보고되고 있다. 광촉매의 효율은 기공도, 비표면적 및 입자 크기 등의 구조적인 특성에 의존하기 때문에 높은 비표면적을 갖는 다공성 TiO_2 물질의 제조는 광촉매로서의 상업적인 응용을 위해 가장 중요한 이슈 중의 하나이다. TiO_2 hollow capsule의 제조는 코어 입자의 표면에 전구체인 티타늄 알콕사이드(titanium alkoxide)의 졸-겔 방법을 이용하는 것이 가장 잘 알려져 있다 [1]. 최근, 졸-겔 방법을 이용한 높은 표면적을 갖는 TiO_2 물질의 제조 및 이를 이용한 오염물질의 분해에 있어서 상용 TiO_2 물질과 비교하여 향상된 광촉매 활성을 보여주는 연구결과가 보고된바 있다.

본 연구에서는 다양한 기공 크기를 갖는 메조다공성 코어-쉘 실리카 나노입자를 주형으로 사용하여 높은 비표면적과 큰 기공 부피를 갖는 TiO_2 hollow capsule의 제조 및 광촉매 활성을 조사하였다.

2. 본론

2.1 실리카 나노입자 및 메조다공성 코어-쉘 실리카 나노입자의 합성

메조다공성 코어-쉘 실리카 나노입자는 앞서 보고된 문헌을 참고하여 합성하였다 [2]. 코어 실리카 나노입자는 반응용기에 에탄올, 증류수 및 암모니아수를 넣고 30 분 동안 교반한 후, 실리카 전구체를 교반 하에서 첨가하고 6 시간 동안 추가적인 교반을 통해 합성되었다. 메조다공성 코어-쉘 실리카 나노입자는 실리카 나노입자가 분산된 용액을 증류수와 암모니아수가 포함되어 있는 반응용기에 넣어주고 30 분 동안 교반한 후, 메조다공성 쉘의 형성을 위한 계면활성제 용액을 넣어주었다. 30분 동안 교반한 후, 실리카 전구체를 교반 하에서 첨가하였다. 1 시간 동안 교반한 후, 반응혼합물을 70℃로 설정되어 있는 반응오븐에 넣고 12 시간 동안 유지시켰다. 합성된 코어-쉘 실리카 나노입자는 원심분리한 후, 70℃ 건조오븐에서 건조시켰다. 건조된 코어-쉘 실리카 나노입자는 사용된 계면활성제 및 유기물을 제거하기 위해 550℃에서 5 시간 동안 소성처리해 주었다.

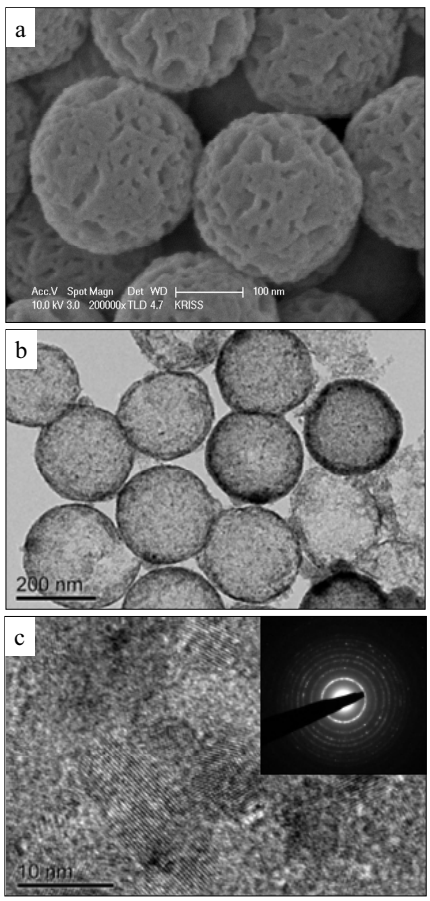


Fig. 1. (a) SEM of mesoporous core-shell silica nanoparticles and TEM images of (b) low- and (c) high-resolution for TiO_2 hollow capsules (inset : electron diffraction pattern), respectively.

Fig. 1a는 합성된 메조다공성 코어-쉘 실리카 나노입자의 대표적인 주사전자현미경(SEM) 사진을 보여주고 있다. 합성된 코어-쉘 실리카 나노입자는 ca. 20-30nm의 메조다공성 쉘이 실리카 나노입자의 표면에 잘 형성되었음을 확인할 수 있었다. 또한, BET 분석을 통해 278-298 m^2/g의 비표면적, 0.32-0.51 cm^3/g의 기공부피 및 4.5-7.3 nm의 기공크기를 나타내고 있음을 확인하였다.

2.2 다공성 TiO_2 hollow capsule의 제조

다양한 메조기공 크기를 갖는 코어-쉘 실리카 나노입자는 아세톤(500 ml)과 증류수(10 ml)로 이루어진 혼합용액에 분산시켰다. TiO_2 전구체인 titanium(Ⅳ) butoxide(0.8 ml)는 에틸렌 글리콜(60 ml)에 넣고 1시간 동안 교반하여 준비한 후, 코어-쉘 실리카 나노입자가 분산된 혼합용액에 첨가하고 3시간 동안 교반하였다. 분산된 나노입자는 원심분리를 이용하여 분리 및 건조시켰다. 건조된 나노입자는 5시간 동안 공기중에서 700℃로 소성처리해 주었다. TiO_2 hollow capsule을 얻기 위해 사용된 코어-쉘 실리카 나노입자는 1.0 M NaOH 용액(15 ml)을 사용하여 70℃ 반응오븐에서 12시간 동안 처리하여 제거하였다. 결과 생성물은 원심분리를 이용하여 분리한 후, 과량의 물과 아세톤으로 씻어주고 70℃에서 건조시켜 주었다. Fig. 1b-c는 메조다공성 코어-쉘 실리카 나노입자를 주형으로 이용하여 제조된 TiO_2 hollow capsule의 대표적인 TEM 사진과 전자 회절 패턴(electron diffraction pattern)을 보여주고 있다. 결과 생성물은 나노크기의 TiO_2 입자들로 구성된 hollow 형태로 구성되어 있음을 확인할 수 있다. 또한, 전자 회절 패턴 및 XRD 결과로부터 제조된 TiO_2 는 anatase 결정구조를 나타내고 있음을 알 수 있었다. BET 결과로부터 다공성 TiO_2 hollow capsules은 ca. 100-180 m^2/g의 비표면적, ca. 0.4-0.9 cm^3/g의 기공 부피 및 ca. 5.4-9.0 nm의 기공 크기를 보였다.

2.3 광촉매 특성

제조된 다공성 TiO_2 hollow capsule의 광분해 활성은 대상 물질로써 methyl orange 용액(1.0×10^{-5} M)을 사용하여 시험하였다. 다공성 TiO_2 hollow capsule(10 mg)은 5분 동안 sonicator를 이용하여 분산시킨 후, methyl orange 용액(10 ml)에 넣어주고 광원으로 100 W Hg lamp를 사용하여 10분 동안 비추어주었다. Methyl orange의 분해는 UV-vis spectrophtometer(UV-2550)의 측정을 통해 계산되었다. Fig. 2은 제조된 TiO_2 hollow capsules의 광촉매 활성을 보여주고 있다. 결과에서 확인할 수 있듯이, 상용 TiO_2 나노입자와 비교하여 제조된 TiO_2 hollow capsules의 광촉매 활성은 ca. 1.5-2.5 배 이상 우수한 특성을 보이고 있음을 알 수 있었다. 이는 제조된 TiO_2 hollow capsules이 넓은 비표면적과 나노 크기의 TiO_2 표면에 많은 hydroxyl group의 존재에 기인한 결과였다.

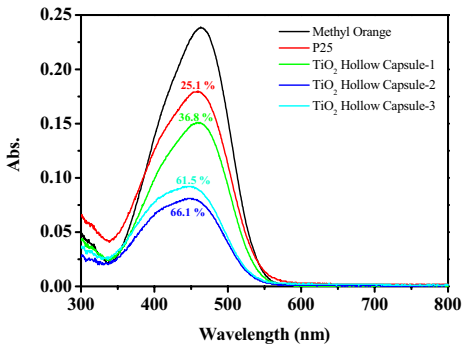


Fig. 2. Comparison of photocatalytic activity of the commercial TiO_2 NPs(P25 NPs) and TiO_2 hollow capsules fabricated in this work.

3. 결론

본 연구에서는 메조다공성 코어-쉘 실리카 나노입자를 주형으로 이용하여 넓은 비표면적을 갖는 TiO_2 hollow capsule의 제조를 보고하였다. 제조된 TiO_2 hollow capsule은 상용 TiO_2 나노입자와 비교하여 우수한 광촉매 활성을 나타내고 있음을 확인할 수 있었다. 제조된 TiO_2 hollow capsule은 원자력 발전소에서 대량 발생하고 있는 세탁폐액 처리 시, 문제가 되는 계면활성제를 분해처리 하는데 이용될 수 있을 것으로 사료된다.

4. 참고문헌

[1] Microporous and Mesoporous Materials, Vol. 116, pp.561-568, 2008.
[2] Journal of Nanoscience and Nanotechology, Vol. 12, pp.656-660, 2011.

Ultra-fine 메조다공성 실리카 나노입자의 합성

윤석본[1*], 윤인호[2], 김초롱[2], 정종헌[2], 최왕규[2], 문제권[2]
[1]한수원 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[*]sbyoon@khnp.co.kr

1. 서론

메조다공성 실리카 물질의 합성은 pH, 반응물 조성 및 온도 등과 같은 다양한 조건 하에서 계면활성제와 실리카 전구체의 자기조립을 통해 보고되고 있다 [1]. 이러한 다공성 실리카는 촉매 및 흡착제 등으로 이용되고 있을 뿐만 아니라, 새로운 다공성 물질을 제조하기 위한 주형으로 많이 이용되고 있다 [2]. 최근, 원자력시설의 해체 시에 발생될 수 있는 방사성물질로 오염된 대형/대면적의 방사성오염 폐기물의 제염을 위한 제염제의 제조에 있어서, 실리카 나노입자를 이용한 나노복합유체(Complex-fluid containing nanoparticles)의 제조 및 제염 연구가 보고되고 있다 [3,4]. 특히, ca. 90%의 기체와 ca. 10%의 화학제염제로 구성되어 있는 거품 제염(Foam decontamination) 공정은 원자력시설의 해체 시, 기존의 화학제염제를 사용한 제염 공정과 비교하여 이차폐기물의 양을 크게 감용시킬 수 있는 방법으로 거론되고 있다. 그러나 상대적으로 낮은 제염 효율을 나타내는 거품 제염 공정의 단점을 극복하기 위해서는 거품 제염제의 안정성 및 오염 표면과의 접촉시간 증대가 필수적인 요인이다. 이를 위해 나노입자의 크기, 밀도 및 분산성은 거품 제염제의 안정성 증대를 위해 매우 중요한 인자들로 평가되고 있다.

본 연구에서는 거품 안정성 증대에 가장 큰 영향을 미치는 실리카 나노입자의 크기를 ca. 20-30 nm 수준으로 합성하였고, 전자현미경 및 표면분석기 등을 이용하여 이들의 물리화학적인 특성을 조사하였다.

2. 본론

2.1 메조다공성 실리카 나노입자의 합성

Ultra-fine 메조다공성 실리카 나노입자는 다음의 절차를 통해 합성되었다. 증류수, 계면활성제 (CTABr, cetyltrimethylammonium bromide) 및 28wt% 암모니아수를 포함하는 반응용기에 실리카 전구체로 TEOS(98%, tetraethylorthosilicate)를 첨가하여 실온에서 350 rpm으로 1 시간 동안 교반한 후, 반응혼합물을 70℃로 설정되어 있는 반응 오븐에 넣고 12 시간 동안 유지시켰다. 메조다공성 실리카 나노입자의 크기를 조절하기 위해 암모니아수의 양을 조절하여 합성하였고, 실리카 전구체, 계면활성제, 암모니아수 및 증류수의 몰 비는 다음과 같다: TEOS/CTABr/NH_4OH/H_2O = 1.00/0.12/0.39-1.14/877.19. 합성된 메조다공성 실리카 나노입자는 원심분리한 후, 70℃로 설정되어 있는 건조오븐에 넣고 건조시켰다. 건조된 메조다공성 실리카 나노입자는 계면활성제의 제거를 위해 550℃에서 5 시간 동안 소성처리해 주었다.

2.2 투과전자현미경(TEM) 분석

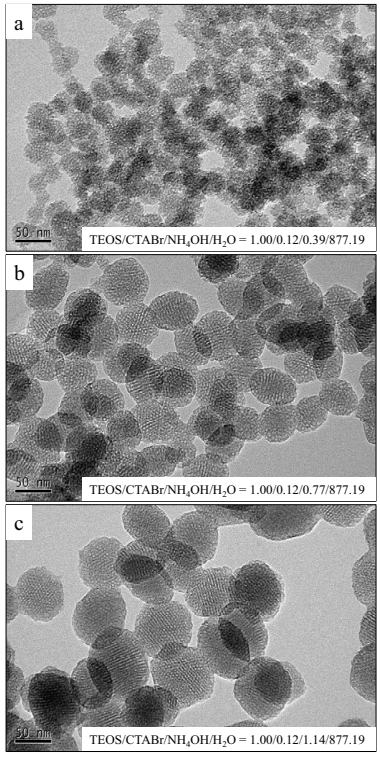


Fig. 1. Representative TEM images for the ultra-fine mesoporous silica nanoparticles synthesized by varying the amount of the 28wt.% ammonia solution.

Fig. 1은 본 연구에서 합성된 ultra-fine 메조다공성 실리카 나노입자의 대표적인 TEM 사진을 보여주고 있다. 그림에서 확인할 수 있듯이, 염기 촉매로서 사용된 암모니아의 양에 따라 실리카 나노입자의 크기가 ca. 20-100 nm의 크기로 합성되었음을 보여준다. 또한, 암모니아의 양을 많이 사용할수록 입자의 크기가 증가하고 합성된 실리카 나노입자는 hexagonal type의 기공구조를 갖는 MCM-41 실리카 나노구조체가 형성되었음을 확인할 수 있었다.

2.3 BET 분석을 통한 메조다공성 실리카 나노입자의 구조적 특성분석

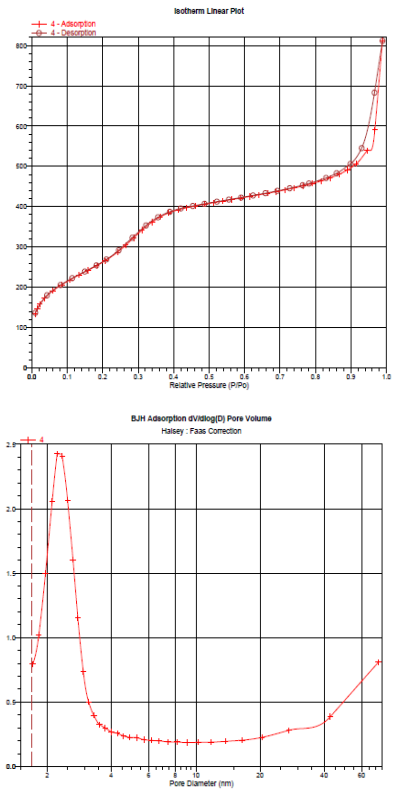


Fig. 2. Representative BET sorption isotherm(top) and their pore size distribution curve(bottom), respectively. Molar ratio of TEOS/CTABr/NH_4OH/H_2O = 1.00/0.12/0.39/877.19.

합성된 ultra-fine 메조다공성 실리카 나노입자의 비표면적, 기공부피 및 기공크기를 확인하기 위해 BET 분석을 수행하였다. Fig. 2는 본 연구에서 합성된 ca. 20-30 nm의 크기를 갖는 메조다공성 실리카 나노입자의 N_2 흡착/탈착 등온곡선과 기공 크기 분포를 보여주고 있다. 결과에서 확인할 수 있듯이, 합성된 메조다공성 실리카 나노입자는 IUPAC 명명법에 따라 메조기공의 특성을 나타내는 Type Ⅳ의 등온곡선을 보였다. 또한, 합성된 메조다공성 실리카 나노입자는 900-960 m^2/g의 비표면적, 1.00-1.26 cm^3/g의 기공부피 및 3.81-5.04 nm의 기공크기를 보였다. Table 1은 합성된 메조다공성 실리카 나노입자의 구조적인 특성을 보여주고 있다.

Table 1. Structural properties of the ultra-fine mesoporous silica nanoparticles synthesized in this work

No	BET surface area (m^2/g)	Total pore volume (cm^3/g)	Average pore diameter (nm)[a]
1	959	1.26	5.04
2	925	1.26	4.99
3	919	1.06	4.10
4	902	1.12	4.36
5	904	0.99	3.81

[a] BJH adsorption average pore diameter (4V/A)

3. 결론

본 연구에서는 ultra-fine 메조다공성 실리카 나노입자의 합성에 있어서, 염기 촉매인 암모니아수의 양을 조절하여 메조다공성 실리카 나노입자의 크기를 ca. 20 nm 까지 조절하여 합성할 수 있음을 확인하였다. 또한, 합성된 ultra-fine 메조다공성 실리카 나노입자는 원자력시설에서 발생할 수 있는 방사성 오염물질의 제거를 위한 나노복합유체 제조 시, 작은 입자 크기에 기인하여 거품제염제 액막 내에서 분산성이 증가하여 거품 안정성이 향상된 나노복합유체의 제조에 활용될 수 있을 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] Journal of Non-Crystalline Solids, Vol. 351, pp.1705-1709, 2005.
[2] Advanced Materials, Vol. 13, No. 9, pp.677-681, 2001.
[3] 한국방사성폐기물학회, 2014년 춘계학술발표회 논문요약집, pp.273-274, 2014.
[4] 한국원자력학회, 2013년 춘계학술발표회 논문요약집, pp.223-224, 2013.

철인산염 유리(Iron Phosphate Glass) 특성 평가

조현준*, 이혜현, 김천우
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*chohyunj@khnp.co.kr

1. 서론

방사성폐기물 중 나트륨과 황의 성분이 높은 폐기물(High Na_2O + SO_3)을 유리화하기 위해, 붕규산 유리보다 폐기물 함유율(Waste Loading)과 처리율이 높아 경제적이고 효과적인 폐기물 처리할 수 있도록 개발된 유리가 철인산염 유리이다.

미국과 러시아에서는 철인산염 유리를 이용하여 SBW (Sodium Bearing Waste)의 처리효율을 높이는 연구를 지속하고 있다. 철인산염 유리는 만족스러운 물리화학적 특성을 유지하면서 황의 함유율을 높일 수 있어 황을 포함하고 있는 폐기물의 유리고화를 위해 사용하기에 적절한 것으로 연구되고 있다.

후쿠시마사고 이후 냉각수처리공정에서 발생되는 슬러지는 $BaSO_4$를 많이 포함하고 있어, 붕규산 유리보다 철인산염 유리를 사용하여 유리화하는 방법이 연구되고 있다. 철인산염 유리를 이용하여 후쿠시마 처리공정에서 발생되는 슬러지폐기물을 유리화하기 적합한 유리조성과 물리적 특성을 알아보았다.

2. 본론

2.1 폐기물 특성

후쿠시마사고 원자로 냉각을 위해 사용된 냉각수의 수처리공정(AREVA 공급설비)에서 발생되는 슬러지 폐기물에는 황(SO_3)이 10wt% 정도 포함되어 있는 것으로 보고되고 있다. 슬러지 폐기물 조성에 대한 정확한 분석결과는 확인되지 않았으나, 주 성분은 18.8BaO-5.6Cs_2O-59.6Fe_2O_3-9.8SO_3(in wt%) 정도인 것으로 조사되었다.[1]

2.2 유리조성

유리조성 전산프로그램을 이용하여 유리고화체내 폐기물 함유율을 높이고 유리고화체의 물리화학적 특성을 만족할 수 있도록 유리조성을 개발하였다. 또한 유도가열식 저온용융로를 이용한 용융 및 폐기물 처리가 가능하도록 전기전도도와 점도를 유지할 수 있도록 하였다. 폐기물 함유율과 유리성분을 변화시키면서 여러 개의 예비 유리조성을 개발하였다. 폐기물 함유율은 최대 50% 까지 증가시키며 예비 유리조성을 계산하였다.

2.3 용융특성

전기로를 이용하여 실험실 규모의 알루미나 도가니에서 예비 유리조성체를 용융하였다. 용융온도는 1,000~1,100℃이었으며 용융된 유리의 유동성(점도)와 부식으로 인한 용융로 침식 등의 특성을 확인하였다. 개발된 철인산염 유리는 점도가 낮아 1,000℃ 이하 에서도 충분한 배출 유동성을 보였으며, 도가니의 부식 정도는 크지 않았다.



Fig. 1. Lab-scale test of Glass Composition.

2.4 물리적 특성

제조된 유리의 상안전성(Phase Stability)은 폐기물 함유율 40% 이하에서는 균질하며 2차상이 생기지 않았으나 50%에서는 Fe-Ni-Al의 결정상이 일부 생성되었다(Fig. 2).

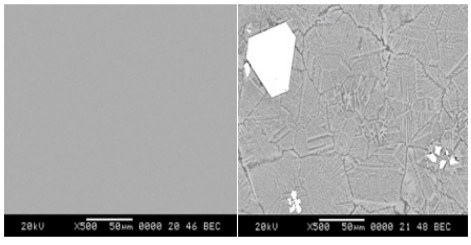


Fig. 2. SEM Images, Waste loading 40%(left), 50%(right).

유도가열식 저온용융로를 이용한 용융에서 중요한 특성인 전기전도도는 1,000~1,100℃ 영역에서 0.1~1.0 S/cm로 적절하였다.

3. 결론

고농도 황 성분을 포함한 슬러지 폐기물 유리화 가능성 평가를 위해 철인산염 유리조성을 개발하였다. 전산프로그램을 이용한 유리조성 전산모사와 실험실 규모 용융시험 및 물리적 특성평가를 수행한 결과 폐기물 함유율 40% 이하의 유리는 상 안전성, 점도 및 전기전도도와 같은 물리적 특성이 우수한 것으로 확인되었다. 개발된 유리조성 중 최적 유리조성 주성분은 $48P_2O_3$-$24Fe_2O_3$-$8Na_2O$-BaO-4NiO-$4SO_3$이며 폐기물 함유율은 40%이었다.

개발된 유리조성체를 대상으로 실증규모 유도가열식 저온용융로 시험을 통해 공정변수나 용융특성을 평가할 예정이며, 개발된 유리조성은 실 폐기물의 처리를 위한 연구개발에 적용될 수 있을 것이다.

4. 참고문헌

[1] 東京電力㈱福島第一原子力発電所の廃止措置技術に係る原子力機構の取組み, 日本原子力研究開発機構, 2012.

파이로그린 공정 발생 희토류 폐기물 유리화 연구

이병관*, 이혜현, 김천우
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*leebkw@khnp.co.kr

1. 서론

사용후핵연료(SNF) 건식처리에서 발생하는 폐기물의 중준위화를 목표로 PyroGreen 공정연구가 수행되고 있다. PyroGreen 희토류 폐기물은 유리화하며, 유리화공정은 waste loading, 운전성, 유리품질이 만족하도록 설계하여야 한다. 유리화공정 개발 시 고려할 주요 공정변수는 점도, 전기전도도, 유리고화체의 상균질성, 침출률, 비방사능, 열발생률 등이다. 본 연구는 PyroGreen 희토류폐기물에 대한 유리화공정을 개발 및 평가하였다.

2. 본론

2.1 PyroGreen 공정폐기물 특성

PyroGreen 공정은 SF의 U-235 농축도 4.5wt%, 연소도 45,000 MWd/MTU, 50년 냉각, TRU DF 20,000을 가정하며, ORIGEN-2로 SF 10 MTHM 처리 시 발생하는 희토류폐기물의 핵종별 발생량, 열량 및 방사능량을 평가하면 Table 1과 같다.

Table 1. Nuclides inventory produced after PyroRedSox

Type	Elements	Mass(g)	Watt	Curie
Actinide (0.4wt%)	Ac	5.77E-07	3.59.E-12	2.48.E-09
	Th	7.57E-02	4.89.E-08	1.80.E-05
	Pa	1.18E-03	1.47.E-07	4.62.E-05
	U	4.15E+01	3.66.E-06	1.32.E-04
	Np	3.83E-02	4.08.E-06	1.33.E-03
	Pu	3.97E-01	4.56.E-03	2.06.E-01
	Am	6.85E-02	8.08.E-03	2.44.E-01
	Cm	1.45E-04	1.51.E-04	4.30.E-03
Rare Earth (99.6 wt%)	Sc	9.19E-05	0.00.E+00	0.00.E+00
	Eu	1.21E+02	4.50.E-02	5.05.E+00
	Gd	1.57E+02	7.40.E-15	5.68.E-13
	Tb	2.54E+00	0.00.E+00	0.00.E+00
	Dy	1.40E+00	0.00.E+00	0.00.E+00
	Ho	1.53E-01	4.32.E-05	3.90.E-03
	Er	6.26E-02	0.00.E+00	0.00.E+00
	La	1.22E+03	1.57.E-11	2.14.E-09
	Ce	2.37E+03	2.10.E-36	3.70.E-05
	Pr	1.11E+03	2.33.E-35	3.21.E-33
	Nd	4.03E+03	0.00.E+00	2.19.E-09
	Pm	2.70E-08	8.16.E-08	1.67.E-05
	Sm	8.36E+02	2.63.E-02	2.24.E+02
	Tm	6.66E-05	5.68.E-23	3.66.E-19
	Y	5.62E+02	1.74.E-01	3.13.E+01
Total		1.04E+04	8.42.E-02	2.30.E+02

PyroGreen 희토류폐기물은 대부분 산화물이며 평균입경이 약 5 ㎛인 미세 분말상으로 그 구조가 cubic 또는 hexagonal 형태로 안정화되어 있으며 용융점과 휘발점이 매우 높다.

2.2 공정 및 유리조성 최적화

유리화공정은 유도가열식저온로(CCIM : Cold Crucible Induction Melte)을 통해 이뤄지며 solubility 20wt% 이상, 점도 100 poise 이하, 전기전도도 0.4 S/cm 이상일 경우 공정이 최적으로 평가된다. 유리고화체는 균질성 유지, PCT 침출률 만족, 열발생률 2 kW/m^3 미만이거나 방사능농도가 반감기 20년 이상의 알파선을 방출하는 핵종으로 4,000 Bq/g 미만이어야 함을 전제하였다. 공정 용이성, 유리품질을 만족하는 최적 유리조성을 도출하기 위해 희토류 산화물 8종을 이용한 14종의 유리조성이 평가되었으며 다양한 평가항목을 만족한 후보유리 PG14가 최종적으로 선정되었다(Table 2).

Table 2. Characteristics of candidate glass(PG14)

Items	oxides	wt%
Base glass (80wt%)	Al_2O_3	3.00
	B_2O_3	11.43
	Li_2O	3.43
	Na_2O	25.14
	SiO_2	37.00
Rare earth oxide (20wt%)	CeO_2	2.67
	Eu_2O_3	0.26
	Gd_2O_3	0.33
	La_2O_3	2.62
	Nd_2O_3	8.64
	Pr_2O_3	2.39
	Sm_2O_3	1.78
	Y_2O_3	1.31
Waste loading	≥20wt%	Satisfactory
Operability @1,200℃	Viscosity(<100 poise)	Satisfactory
	Elec. conductivity(>0.4 S/cm)	Satisfactory
Form Durability	Phase homogeneity	Satisfactory
	Chemical durability	Satisfactory
Waste Type	Not HLW	Satisfactory

유리조성 개발결과 20wt%의 용해도가 가장 최적인 것으로 평가되었다. 공정온도가 올라 갈수록 용해도는 상승하여 1,300℃ 25wt%, 1,400℃ 30wt%로 나타났다. 후보유리는 용융온도 1,200℃에서 점도 7.2 poise, 전기전도도 1.13 S/cm로 CCIM 운전변

수가 매우 양호하였다. 공정온도 1,200℃에서 제조한 후보유리 고화체의 표면은 균질(Fig. 1의 왼쪽, vitrified @ 1,200℃)한 것으로 분석되었으며, 화학적 내구성도 기준치를 만족하였다. 유리고화체에 대한 열 발생량은 3.52 W/m^3(0.1℃ 이하), 방사능 농도는 2.72E+5 Bq/g으로 HLW에 해당되지 않으며 미국의 WIPP 처분장에 처분 가능한 Intermediate Level Waste 인 것으로 평가되었다.

2.3 유리상 안정성

후보유리를 900℃에서 열처리한 경우 Fig. 1의 오른쪽 사진에서 보는 바와 같이 crucible과 유리의 접촉이 이루어지는 interface에서 Neodymium oxide silicate 결정이 생성되는 것으로 관찰되었다. 후보유리를 950℃에서 열처리한 경우에서는 유리가 균질하였기 때문에 액상온도는 950℃ 이하로 평가되었다. 유리에 결정이 생성되기 시작한 온도는 950℃ 이하로 유리화 공정온도(1,200℃) 보다 훨씬 낮기 때문에 vitrification process 중에 결정 생성 가능성은 낮은 것으로 평가되었다.

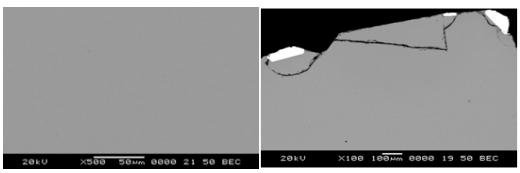


Fig. 1. Micrographs of PG14 (Left : as melted @1,200℃, Right : heat treated @900℃).

또한, 처분장 환경에서 균질한 유리가 phase transition이 발생될 소지를 확인하기 위하여 유리의 상전이온도를 측정한 결과 약 400℃로 평가되었다. 후보유리를 지하 약 500 m granite 환경에 처분할 경우 유리에서 발생하는 열이 낮고(<0.1℃) 처분장의 온도도 낮기(약 30℃) 때문에 유리가 glass-ceramic으로 transition될 가능성은 없는 것으로 평가된다.

2.4 유리 침출률

후보유리의 화학적 내구성 평가를 위하여 중준위 처분장 지하수 온도와 유리고화체 자체 열발생량을 보수적으로 고려하여 공기의 흐름이 차단된 40℃ DI water 환경에서 7day PCT(Product Consistency Test)를 수행한 결과, Si, B, Na, Li 에 대한 leach rate이 기준치(2 g/m^2)의 17.5% 이하 수준으로 낮게 평가되었으며 Al를 포함한 희토류 8종은 침출되어 나오지 않았다. 따라서 유리의 화학적 내구성이 매우 우수한 것으로 나타났으며, 현재 수백 일 목표로 leaching test 중에 있다. SNF를 직접처분할 경우와 건식처리 한 후 유리고화체로 처분하였을 경우에 대한 비교를 다수의 연구자들이 수행하였으나 대부분 동일한 환경에서 비교 시험한 것이 아니기 때문에 명확하게 처분장에서의 화학적 내구성 우위를 가름하기는 어렵다.

3. 결론

SNF recycling의 대표적 기술인 PyroGreen의 PyroRedSox 염폐기물 처리공정에서 발생하는 희토류산화물에는 약 0.4wt% 정도의 actinide가 함유되어 있으며, 유리화 대상폐기물은 모두 물리적으로 안정화된 상태로 붕규산 유리성분과 함께 화학적 결합을 하게 된다.

SNF 내에 존재하는 용해성 핵종(^{99}Tc, ^{14}C, ^{137}Cs, ^{129}I, etc.)을 모두 제거한 후 안정된 물질들만 함유한 PyroGreen 희토류폐기물 유리고화체는 중준위 폐기물(ILW)로서 SNF의 열발생(>150℃)보다 현저히 낮은 온도(<0.1℃)를 발생시키는 것으로 평가되었다. 중준위 처분장 granite의 지하수 온도(약 30℃) 환경에 처분 시 장기적 화학적 내구성을 유지할 것으로 판단된다. PyroGreen 유리고화체에 함유된 원소들은 redox state에서 valence state가 변함이 없는 안정화된 상태이나 향후 redox 전위(Eh) 변화에 따른 durability 변화에 대한 검토를 수행할 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 지원을 받아 2014년도 원자력연구개발사업 및 원자력선진기술연구센터 과제를 통해 수행되었음(NRF-2011-0031839).

유리화설비 세정염 특성 분석

장인선*, 이혜현, 김천우
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*insun@khnp.co.kr

1. 서론

한울 유리화시설에서는 공정 운전중에 발생되는 배기체를 처리하기 위해 여러 가지 공정을 두고 있다. 방사성폐기물(가연성잡고체, 유기이온교환수지 등)을 처리할 경우에는 여러 가지 산성가스(COx, SOx, NOx, Clx)등이 발생되며, 이를 처리하기 위해 wet scrubber(NaOH)를 이용하여 NOx를 제외한 가스를 흡수하고 NOx는 SCR에서 처리하고 있다.

산성가스가 NaOH 용액내에 흡수되는 과정에서 적정용량이상의 세정용액은 배출되어 건조과정을 거쳐서 금속염으로 전환된다. 세정염은 알칼리 금속(Na)과 탄산, 황산 및 염산의 이온이 결합된 금속염으로 구성되어 있으며, 매우 낮은 농도의 방사성 핵종이 일부 함유되어 있다.

이러한 세정염내에 유해성분인 황산이온과 염소이온을 제거하고 방사성 핵종을 포함하는 알칼리 금속은 유리화공정에 투입할 수 있도록 하는 처리공정을 개발하기 위해 세정염의 특성을 분석해보았다.

2. 본론

2.1 산성가스 세정공정 특성

유리화 시설에서 처리하는 폐기물중 가연성폐기물(hydrocarbon 등)이 산화과정에서 CO_2, CO 등을 발생시키며, 고온에서 thermal NOx등을 생성시키며, 폐기물내에 일부 존재하는 S나 Cl이 SOx나 Clx의 형태로 배출된다. 후단 연소기를 통과한 산성 배기체가 wet scrubber에서 흡수되고, SCR을 거쳐 배기체가 대기로 배출된다(Fig. 1).

세정공정은 산성가스의 흡수에 따라 세정용액의 pH가 7.5 내외로 떨어질 경우, 흡수능을 유지하기 위해 고농도 NaOH 용액을 부가하여 pH 9.5～10까지 상승시킨다. 이 과정에서 적정수위 이상으로 세정용액이 증가하며, 과잉의 세정용액은 배출하게 된다. 세정염은 배출된 용액을 건조(～150 ℃)시켜 얻어진 것이다.

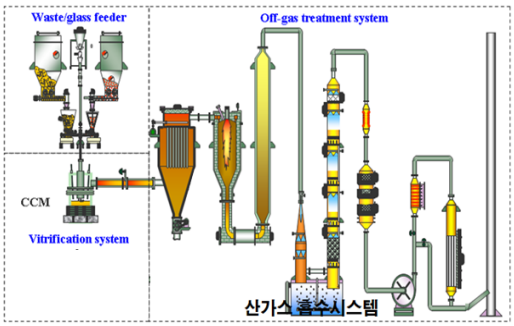


Fig. 1. Process of hanUl Vitrification Facility.

유리화 시설에서 처리되는 가연성폐기물의 특성을 고려하면, 배기체를 구성하는 산성가스의 대부분은 CO_2로 이루어져 있을 것으로 예측되며, SOx나 Cl_2의 경우는 폐기물의 특성에 따라 상대적으로 낮은 농도를 유지할 것이다. 유기이온교환수지의 경우에는 양이온 관능기로 존재하는 SO_3^-에 기인하여 상당량이 발생될 것으로 보인다. 배기체내에 존재하는 산성가스의 농도와 배출되는 세정염의 pH값에 따라 세정염내 화학종의 상태는 달라진다.

2.2 세정염의 화학적 상태

pH에 따른 이온종 및 화학적 상태를 고려하면 세정폐액 내 물을 증발시켜 얻을 수 있는 염의 특성은 Table 1에 제시된 형태로 추정된다.

Table 1. Major Compound of Scrubbing Salt

		CO_2	SOx	Cl_2, HCl
세정용액 종말 pH	중성	$NaHCO_3$	$NaHSO_4$ $Na_2SO_4 \times XH_2O$	NaCl
	알칼리	Na_2CO_3		NaCl, NaOCl
건조 조건	저온	$NaHCO_3$	$Na_2SO_4 \times XH_2O$	NaCl, NaOCl
	고온	Na_2CO_3	Na_2SO_4	NaCl
세정용액	pH>7이상	- 미반응 NaOH 또는 Na_2CO_3에 의한 영향		
	pH중성영역	- $NaHCO_3$에 의한 영향		

2.3 산성가스 흡수에 따른 pH 변화경향

세정공정이 pH 9.5이상에서 시작하여 pH 7.5이하가 될 경우 다시 pH 9.5이상으로 올려주기 위해 NaOH를 부가한다.

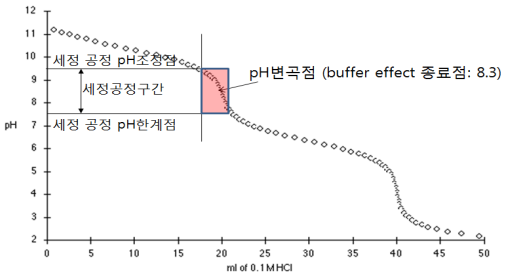


Fig. 2. pH Variations During Process.

Fig. 2에서 보는 것처럼, 현재의 세정공정 pH조정은 변곡점이 생기는 전후의 공간에서 수행하게 되며, 이로 인해, 주어진 세정용액의 효율은 상대적으로 떨어지게 된다. pH의 변화가 급격하게 일어나기 때문에 추가적인 NaOH가 지속적으로 공급되어야 하며, 이 과정에서 산성가스 흡수능이 있는 용액(탄산용액)이 배출되게 된다. 세정용액의 효율을 높이기 위해서는 pH운전 조건을 9이상에서 하는 것이 추가적인 NaOH용액의 사용량을 줄일 수 있는 방법이라 판단된다.

2.4 건조과정에서 화학종의 변화

$NaHCO_3$의 열분해 반응은 다음과 같다.

$$2NaHCO_3 = Na_2CO_3 + H_2O + CO_2 \qquad (1)$$

열분해반응을 통해 약 37wt%정도가 이론적으로 감량되며, 이는 열중량분석 결과와 일치하는 값을 나타낸다(Fig. 3). 즉, 세정폐액을 건조하는 공정의 온도가 160℃이상일 경우에는 $NaHCO_3$은 대부분이 Na_2CO_3으로 변화되는 것을 예측할 수 있다. 따라서 건조공정이 높은 온도에서 진행된다면, 배출되는 세정폐액의 pH에 상관없이 세정염은 대부분이 Na_2CO_3로 형성됨을 알 수 있다. 주목할 점은 세정공정과정에서 용액의 pH가 낮아질 경우에 NaOH용액을 부가하면, HCO_3^-는 CO_3^{2-}으로 변화하게 된다. 즉, 건조과정에서 $NaHCO_3$이 Na_2CO_3로 변화한다는 점에서 NaOH를 부가하는 것과 동일한 효과를 나타낸다는 것이다.

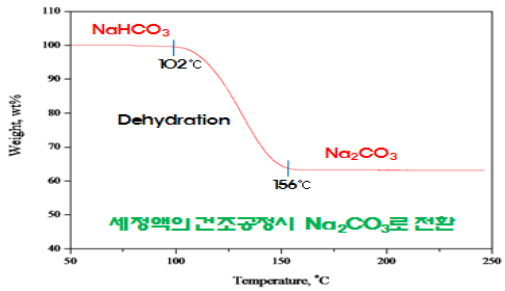


Fig. 3. TGA Measurement Result for $NaHCO_3$.

2.5 실제 세정염의 화학종 분석

세정염은 200 L드럼 17개에 보관되어 있으며, 각 드럼별 이력은 확인되나 실제 세정염은 혼합되어 있어 공정에 따른 세정염의 특성을 확인할 수는 없었다. 세정염의 감마핵종분석결과, Co-60과 Sb-125를 제외하고 감마핵종은 확인되지 않았다. Co-60의 activity는 6.234×10^{-2} Bq/g, Sb-125는 1.98 Bg/g으로 측정되었다. Table 2는 측정된 세정염의 양이온의 농도와 음이온농도를 나타낸 것이다. 측정값을 토대로, 금속염의 함량을 계산하면, Na_2CO_3가 약 90 wt%이며, Na_2SO_4가 약 8wt%, NaCl이 약 2wt%로 구성되어 있는 것으로 확인되었다.

Table 2. Analyzed for Scrubbing Salt(ppm)

양이온		음이온	
원소	농도	원소	농도
Na	383,000	Cl^-	21,400
K	1,600	SO_4^{2-}	47,700
Al	53	CO_3^{2-}	420,000
Ca	300		
Fe	100		

3. 결론

세정염은 Na_2CO_3, Na_2SO_4, NaCl등으로 구성된 복합염으로 존재할 것으로 판단된다. 세정공정 pH의 사용범위를 9.5이상으로 유지할 경우에는 공정과정에서 추가되는 NaOH의 양을 최소화할 수 있으며, 용액을 효과적으로 사용할 수 있을 것으로 판단된다. 배출되는 세정염은 160℃ 이상의 온도로 건조하는 것이 바람직하며, 이러한 과정을 통해, 세정염을 재활용할 수 있다.

4. 참고문헌

[1] 한국수력원자력(주) 중앙연구원, "한울 유리화 설비 운영기술 및 설비최적화 연구개발", 2차 중간보고서(2014).

비가연성 방사성폐기물의 용융고화체 특성 연구

장인선*, 이혜현, 조현제
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*insun@khnp.co.kr

1. 서론

비가연성폐기물중 슬레이트, 텍스, 토양의 모의폐기물을 준비한 후 폐기물의 무기물 조성을 이용해 점도 및 전기전도도의 운전변수를 평가하여 6가지 혼합 폐기물 조합을 제조하였다.
플라즈마 토치로 용융 할 경우 배출이 용이한지 알아보기 위해 전기로를 이용해 혼합 폐기물을 용융시켜 고온에서의 용융물 상태를 확인하고, 용융 후 얻은 고화체의 상태를 평가해보았다.

2. 본론

2.1 실험 준비

슬레이트는 주변에 버려진 것을, 텍스는 실험실 천장에서 떼어낸 것을 사용하였다. 토양은 화단의 흙을 사용하였는데 상온에 방치한지 오래되어서 수분이 거의 없는 건조된 상태였다. 각각 폐기물의 무기물 조성은 Table 1과 같다.

Table 1. Composition for Slate, Tex and Soil(wt%)

	Slate		Tex		Soil	
		Norm.		Norm.		Norm.
Al_2O_3	0.34	0.35	0.28	0.31	11.84	13.79
CaO	68.70	71.41	47.40	52.24	2.18	2.54
Fe_2O_3	7.01	7.29	5.79	6.38	1.69	1.97
K_2O	0.59	0.61	0.52	0.57	1.90	2.21
MgO	2.74	2.85	3.50	3.86	0.48	0.56
MnO_2	0.14	0.15	0.03	0.03	0.04	0.04
Na_2O	0.12	0.12	0.12	0.13	1.35	1.58
P_2O_5	0.09	0.09	0.03	0.03	0.03	0.03
SiO_2	16.30	16.94	32.90	36.26	66.11	77.00
TiO_2	0.18	0.19	0.17	0.19	0.24	0.28
Sum	96.21	100	90.74	100	85.86	100

각각의 폐기물에 포함된 수분과 유기물을 제외한 무기물의 함량을 알아보기 위해 각각 3개의 sample을 준비해 전기로를 이용해 1,150℃에서 한 시간 유지시킨 후 무게변화를 관찰했다. 각각의 Mass loss는 슬레이트 30.6%, 텍스 30.2%, 토양 4.3%로 확인되었다. Mass loss는 폐기물을 혼합할 때 보정해주었다.
혼합 폐기물의 조성은 Table 2와 같다. Sample ID에서 SS73의 경우, 처음 S는 슬레이트를 나타내고 두 번째 S는 토양을 나타낸다. 숫자7은 혼합폐기물 중 슬레이트의 무기물 비율이고 숫자3은 토양의 무기물 비율이다.

Table 2. Composition for Mixed Waste(wt%)

ID	Slate+Soil		Tex+Soil		Slate+Tex+Soil	
	SS73	SS64	TS73	TS64	STS111	STS334
Al_2O_3	4.38	5.73	4.35	5.70	4.82	5.71
CaO	50.75	43.86	37.33	32.36	42.06	38.11
Fe_2O_3	5.69	5.16	5.06	4.62	5.21	4.89
K_2O	1.09	1.25	1.06	1.23	1.13	1.24
MgO	2.16	1.93	2.87	2.54	2.42	2.23
MnO_2	0.11	0.10	0.04	0.04	0.07	0.07
Na_2O	0.56	0.71	0.57	0.71	0.61	0.71
P_2O_5	0.08	0.07	0.03	0.03	0.05	0.05
SiO_2	34.96	40.97	48.48	52.56	43.40	46.76
TiO_2	0.21	0.22	0.21	0.22	0.22	0.22
Sum	100	100	100	100	100	100

2.2 운전 용이성 평가

실험 전 플라즈마 토치 용융로에서의 용융상태를 평가하기 위해 점도, 전기전도도를 전산프로그램으로 계산하였다. 일반적으로 운전이 용이한 점도는 100 poise 이하, 전기전도도는 0.1 S/cm 이상으로 6개의 혼합 조성 모두 플라즈마 토치 용융로의 운전 온도인 1,600℃에서 운전할 경우 적합한 것으로 평가되었다.

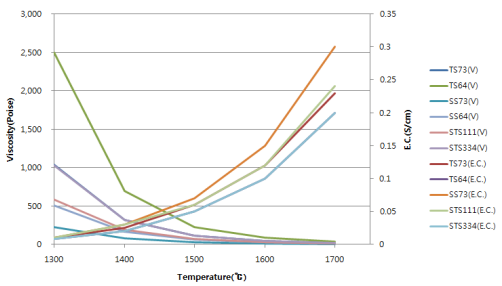


Fig. 1. Operation Parameter(calculated viscosity and E. Conductivity).

2.3 폐기물 용융

각각의 배치에 맞게 폐기물을 준비한 뒤 잘 혼합하여 알루미나 도가니에 넣고 전기로를 이용해 1,530℃

로 용융하였다. 여기서 1,530℃는 플라즈마 토치 용융로의 배출구온도를 고려하여 선정하였다. 전기로 성능을 고려하여 1,200℃까지 6.5 ℃/min으로 승온, 1,200℃에서 한 시간 유지, 1,530℃까지 5.5 ℃/min으로 승온, 1,530℃에서 한 시간 유지한 뒤 용융물을 꺼내 pouring하였다.

Table 3. Batch make up for Mixed Waste(g)

	Slate	Tex	Soil	Batch SUM
SS73	225.2	-	70	295.2
SS64	206.8	-	100	306.8
TS73	-	223.9	70	293.9
TS64	-	205.7	100	305.7
STS111	137.9	137.1	100	375.0
STS334	102.8	103.4	100	306.2

전기로에서 용융 후 시료 6개 모두 pouring이 잘 되었다(Fig. 1). 알루미나 도가니에서 침식이 발견되었는데 고온에서 낮은 점도로 인해 나타난 현상으로 보여진다.

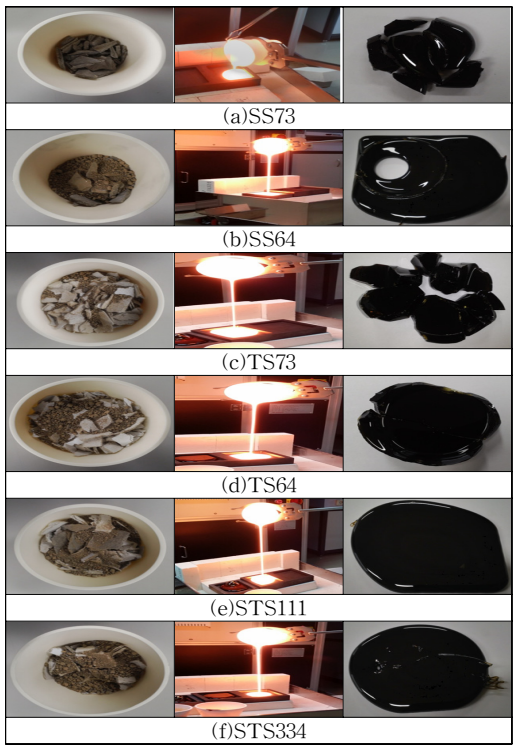


Fig. 2. Manufacturing Glasses : (a)SS73, (b)SS64, (c)TS73, (d)TS64, (e)STS111, (f)STS334.

2.4 상안정성 평가

6개의 시료 모두 결정이 발견되지 않았다. EDS 분석결과 6개의 시료 모두 Al의 함량이 계산된 값보다 높게 나왔는데, 이것은 고온에서 저점도의 용융물이 알루미나 도가니를 침식하면서 용융고화체 내에 Al의 함량이 높아진 것으로 판단된다.

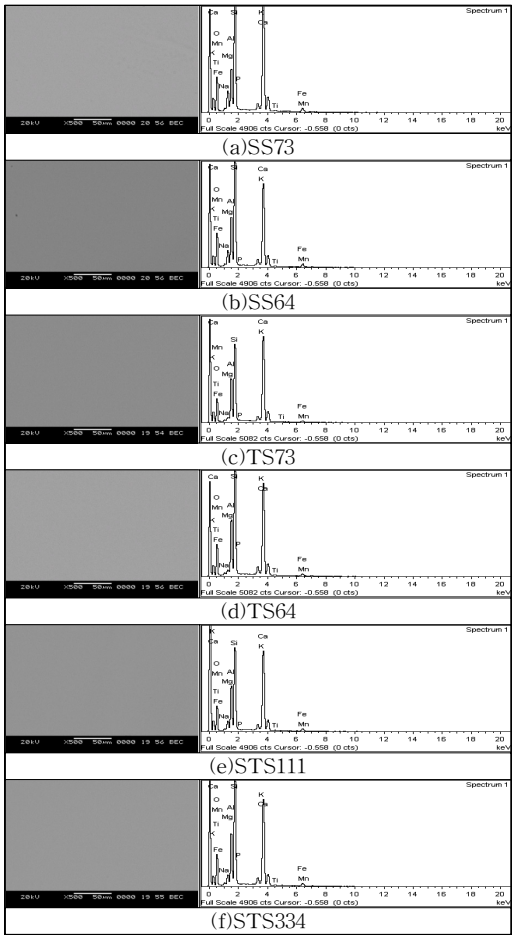


Fig. 3. SEM/EDS analysis(right : SEM micrograph, left : EDS spectrum) : (a)SS73, (b)SS64, (c)TS73, (d)TS64, (e)STS111, (f)STS334.

3. 결론

비가연성폐기물을 플라즈마 토치로 용융 할 경우 배출이 용이한지 알아보기 위해 전기로를 이용해 6가지 혼합 폐기물의 용융상태와 고화체의 상태를 평가해보았다. 플라즈마 토치 용융로의 운전 온도인 1,600℃에서 점도는 100 poise 이하, 전기전도도는 0.1 S/cm 이상으로 6개의 혼합 조성 모두 적합한 것으로 평가되었고, 결정이 없는 균질한 고화체를 얻을 수 있었다.

향후 연구에서는 고화체의 화학적 내구성 평가를 위한 침출시험(PCT)과 액상온도를 알아보기 위한 열처리 시험을 수행할 계획이다.

한울유리화설비의 선택적촉매환원기(SCR) 최적화 방안

이혜현*, 김영일, 김천우
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*hyehyun@khnp.co.kr

1. 서론

한울 유리화설비에는 가연성 폐기물을 처리하기 위한 유도가열식 저온용융로에서 발생되는 배기체를 안전하게 처리한 후 배출하는 배기체 처리계통으로 구성되어 있다[1]. 배기체 처리계통 중 선택적 촉매환원기(Selective Catalytic Reduction: SCR)는 배기체에 암모니아를 주입하여 촉매반응을 통해 질소산화물(NOx)을 환원시켜 제거할 수 있어 환경방출규제치보다 훨씬 낮은 농도로 안전하게 처리할 수 있다. 그러나 단독 폐수지의 다량(~15kg/h) 투입 시 발생하는 NOx 발생량은 현재 유리화설비 SCR의 NOx 제거효율 한계를 초과하여 NOx 발생량의 환경 방출규제치를 만족시키기 어렵다.
따라서 현재 유리화설비 SCR은 배출기준 준수를 위한 설비개선이 필요함에 따라 촉매장치의 개선 및 SCR 유동 균일성, 입사각, 암모니아 가스 농도 등의 분포를 기준으로 하여 SCR의 성능을 비교 평가함으로써 신규 SCR의 최적화 방안에 관해 기술하였다.

2. 본론

2.1 촉매장치

2.1.1 촉매 유형
신규 SCR은 기존의 유리화 설비와 동일하게 내침식성이 높은 허니컴 타입의 TiO_2-WO_3-V_2O_2 base의 촉매를 선정하였다.

2.1.2 촉매 공급사
원전 설비에 문제 발생시 즉각적인 보수 및 제작, 운송기간이 짧은 것이 유리하므로 본 설비 개선 시에는 촉매 공급사를 국내사로 선정하였다.

2.1.3 촉매 부피
4,000 ppm의 NOx 농도 98.5% 이상 제거하기 위한 이론적 촉매 요구량은 0.09 m^3으로 산출된다. 실제 촉매량은 촉매의 수명을 3년간 24,000시간 운전 조건으로 설계하고, 매년 8,000시간 마다 촉매의 활성도 저감율을 최대 10%로 가정하면 적정 촉매 부피는 0.12 m^3으로 산출된다.

2.1.4 촉매의 규격 및 배열
신규 SCR의 촉매 element 길이는 670 mm, 하우징 높이 3,380 mm로 설계하였다. 또한 기존 촉매보다 더 큰 부피(0.12 m^3)를 설치하기 위하여 촉매 element를 Fig. 1에 보는바와 같이 2×2×2 층으로 배열하였다. 이러한 배열은 SCR 하우징의 높이가 이전보다 더 낮아질 수 있어 설치 및 유지보수가 용이하다.

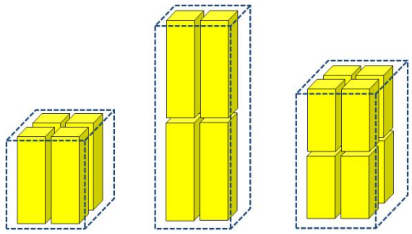


Fig. 1. Arrangement comparison of catalyst element : (a)Existing facilities(2×2×1 layer), (b)Hanul facilities(2×1×2 layer), (c)Improvement facilities(2×2×2 layer).

2.2 Line Mixer 및 암모니아 공급관 설계

Line Mixer는 실증시설의 배기체 유량과 가스 속도를 고려하여 배관 직경을 계산한 결과 150 A×1,120 H(impeller 설치 부분: 900 mm)로 기존 설비(100 A×900 H)보다 확대하여 NOx 제거 성능을 높이고 암모니아 slip을 최소화 하도록 하였다. 암모니아 공급배관은 4,000 ppm의 NOx를 제거하는데 필요한 암모니아 공급량을 산출한 결과 기존 설비(15 A)보다 더 큰 20 A로 설계하였다.

2.3 유동 제어를 위한 Vane의 설계

SCR 설비에서 유동이나 암모니아 농도를 균일하게 하여 촉매의 수명 연장 및 NOx 제거 효율을 높이기 위한 SCR 최적화 설계를 위해 전산유체역학(Computational Fluid Dynamics: CFD)을 이용하였다.

초기 설계안 Fig. 2(a)의 유동 특성은 Vane-1에 의하여 배기가스가 확산 정도가 크고 입구 덕트와 연결된 SCR의 내부의 형상 때문에 Vane-1의 좌, 우측에서 재순환 영역이 발생하는 결과가 나타났다. 특히 촉매층 전단에서 발생하는 재순환 영역은 촉매층으로 유입되는 배기가스의 흐름을 결정하는 주요 원인으로 작용하게 되면서 좌, 우측에서 유체의 흐름이 수직으로 유입되지 못하고 재순환 영역의 형태와 같이 중앙으로 모였다가 다시 바깥쪽으로 휘어져 나가는 입사각이 아주 큰 흐름을 갖는 것으로 확인되었다. 이를 개선하기 위한 Fig. 2(b)의 개선 설계에서는 Vane-1의 구멍 직경을 30 mm로 변경하여 개구율(free area ratio)을 증가시켰다. Vane-2에서는 좌, 우측으로 구멍을 1열 더 추가하여 Vane-1, 2를 통과하면서 발생하던 유동의 쏠림 현상이 상당히 완화되고 재순환 영역의 발생 또한 축소되거나 사라져 촉매층 전단으로 거의 균일한 유속 분포(Fig. 3 참조)를 보였으며 입사각이 60% 이상 감소(Fig. 4 참조)되는 결과를 얻을 수 있었다. 또한 유동이 안정됨에 따라 시스템에서 발생하는 압력 손실이 33.0 Pa(3.36 mmH_2O)이나 감소되었으며 암모니아 농도 편차에서는 초기 및 개선 설계 모두 0.1%대의 아주 좋은 결과를 보여주었다.

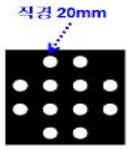
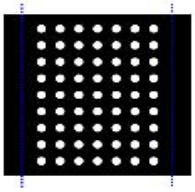
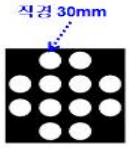
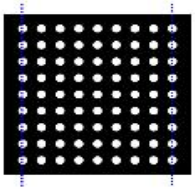
구 분	Vane-1	Vane-2
(a) 초기 설계	 Vane-1 구멍 직경 :20 mm(개구율: 19.6%)	
(b) 개선 설계	 Vane-1 구멍 직경 : 30 mm(개구율: 44.2%)	 Vane-2 구멍 좌우 1열 추가

Fig. 2. Designs for vane of SCR.

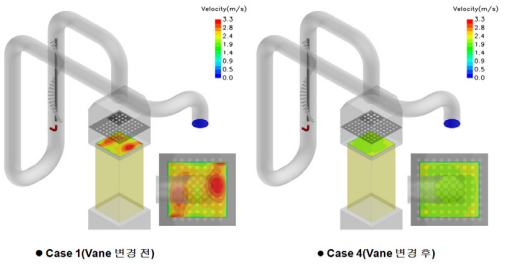


Fig. 3. Valocity distribution at inlet region of catalysts.

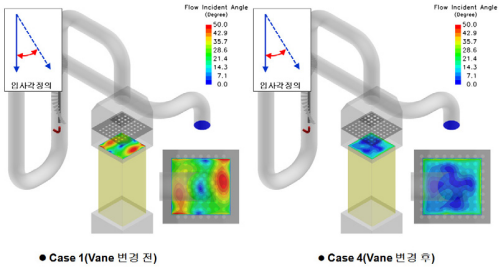


Fig. 4. The angle of incidence at inlet region of catalysts.

3. 결론

기존 한울 유리화설비 SCR은 폐수지 다량 투입 시 NOx 제거 효율이 환경 규제치에 만족하지 못하는 문제점이 있었다. 이를 개선하기 위해 촉매장치의 개선 및 SCR의 Vane 설계 변경을 통해 촉매층 부근에서의 유동(유속) 균일성, 입사각, 암모니아 농도 분포 등의 SCR 설계를 최적화하였다. 결과적으로 개선된 SCR을 실질 설계에 반영하여 설치한다면 더 좋은 SCR 효율 향상 및 폐수지 투입 능력 향상을 기대할 수 있을 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] 한울 유리화설비 운영기술 및 설비최적화 연구개발(2차 중간보고서).

저방사성폐수지 유리화 타당성 연구

이혜현*, 조현준, 김천우
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*hyehyun@khnp.co.kr

1. 서론

한울3발전소에서 발생하는 가연성잡고체 및 저방사성폐수지를 유리화하기 위해서는 대상폐기물의 물리·화학적 특성에 따른 유리조성을 개발할 필요가 있다. 한울3발전소에서 발생하는 방사성폐기물 중 저방사성폐수지에 적합한 유리조성을 개발하기 위해 붕규산계 유리를 적용하였다. 붕규산계 유리는 붕산을 적어도 5% 이상 함유하며, 붕소를 첨가함으로써 팽창계수가 저하하여 화학적 내성, 특히 내산성·내후성이 증대하고, 내열충격성이 우수한 특징을 갖고 있다.

본 연구에서는 한울3발전소에서 발생하는 저방사성폐수지에 대한 유리조성과 물리·화학적 특성 분석을 통해 유리화 타당성을 도출하였다.

2. 본론

2.1 유리 조성 개발

화학적 조성 조절은 glass former인 SiO_2, B_2O_3, Al_2O_3를 약 52~55wt%로 하였으며, 전기전도도 조절을 위해 LiO_2와 Na_2O_3를 8~9wt%로 조절하였다. 저방사성폐수지의 무기물을 40% waste loading하여 1,150°C에서 용융시켜 후보유리 SG-40을 개발하였다. 주요 성분 조성은 Table 1에 나타내었다.

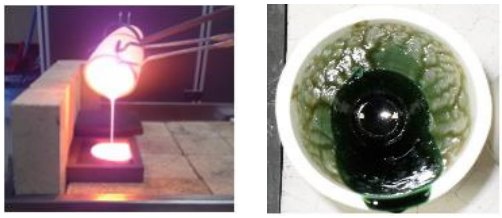
Table 1. Compositions of candidate glass(wt%)

Oxides	SG-40
Al_2O_3	7.36
B_2O_3	10.59
CaO	18.10
CuO	2.86
Fe_2O_3	2.86
K_2O	7.30
Li_2O	5.13
MgO	2.22
MnO_2	0.32
Na_2O	4.50
SiO_2	37.50
ZnO	1.26
Total	100

2.2 유리고화체 특성평가

2.2.1 유리용융

Fig. 1에 나타낸 후보유리 SG-40의 용융 제조 결과 점도가 매우 양호(<100 poise)하고 유리가 균일하게 혼합되었음을 확인하였다.



(a) glass pouring (b) crucible after pouring

Fig. 1. Fabrication of SG-40.

2.2.2 균질성 평가

유리고화체 표면의 미세구조를 관찰하여 균질성을 평가하기 위해 주사전자현미경(Scanning electron microscope: SEM)을 이용하였다. SEM 분석결과 후보유리 SG-40 표면에서는 모두 균질한 상태를 보였다. 따라서, crystal 생성 가능성이 있는 전이금속이 유리구조 내에 양호하게 용해되었음을 확인하였다.

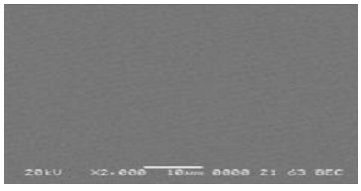


Fig. 2. SEM analysis of SG-40.

2.2.3 상전이 현상 및 액상온도 분석

후보유리 SG-40의 액상온도를 측정하기 위하여 온도구배가 가능한 gradient furnace (748~1,066°C)를 이용하여 열처리 하였다. 열처리 후 편광현미경을 이용하여 유리의 결정을 확인하였지만 Fig. 3에서 보여지 듯 제조된 시편의 투명도가 낮아 시편 내에 빛의 침투가 어려워 결정 유무를 확인할 수

없었다. 이에 따라 950 ℃/20시간 열처리 후 SEM을 측정하여 결정의 유무를 확인하였다. 그 결과, 결정 생성은 없는 것으로 확인되었다.



Fig. 3. Heat treated in gradient furnace.

2.2.4 전이온도/연화점/열팽창계수

유리는 물리·화학적면에서 결정과는 달리 전이영역을 가진다. Fig. 4에서 보듯이 후보유리 SG-40의 전이온도 시작점인 Onset은 466.7℃이었으며, 끝나는 점은 498.1℃로 나타났다. 829.2℃에서 두 번째 Peak는 측정된 온도를 고려할 때 녹는점을 나타낸 것으로 판단된다. 후보유리의 전이온도는 460℃ 이상으로 그 이하에서는 결정 생성 없이 균질한 상태를 유지할 것으로 보인다. 따라서 처분장 환경에서 온도가 460℃까지 올라갈 수 있는 환경이 아니므로 후보유리는 균질한 상태를 유지할 것으로 판단된다. 후보유리 SG-40의 전이온도, 연화점, 녹는점, 열팽창계수 등 열적 특성분석 결과를 Table 2에 나타내었다.

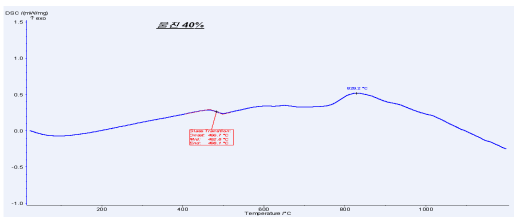


Fig. 4. Transition temperature analysis.

Table 2. Thermal characteristic analysis

구분	SG-40
전이온도(℃)	466.7~498.1
연화점(℃)	547
녹는점(℃)	829.2
열팽창계수(K^{-1})	$98\times E^{-7}$

2.2.5 화학적 내구성평가

유리고화체로부터 침출되어 나온 원소들의 7일 PCT를 수행한 결과를 Table 3에서 보여 주고 있다. 후보유리 SG-40은 유리고화체 침출 기준치를 만족시켰으며 SRL-EA 기준유리와 비교하였을 때 낮은 침출률을 보여 우수한 화학적 안정성을 갖고 있는 것으로 나타났다. 후보유리 SG-40의 경우 sodium의 침출률이 다른 원소들에 비해 높게 나타났는데 이는 침출 경계면에 silicate 화합물을 형성하여 침출액 중에 silicic acid의 농도가 감소한 반면 타 원소들의 침출은 증가하는 것으로 여겨진다.

Table 3. Leach rate of candidate glasses (g/m^2)

Elements	SG-40	SRL-EA	Limit Value
B	0.34	13.93	2.00
Na	1.54	8.90	2.00
Si	0.21	2.90	2.00
Li	0.26	7.20	2.00

2.2.6 운전 용이성 평가

후보유리 SG-40의 운전용이성 평가에 필요한 점도와 전기전도도 측정 결과를 Table 4에 나타내었다. 일반적으로 운전이 용이한 점도는 100 poise 이하, 전기전도도는 0.1 S/cm 이상으로 SG-40의 경우 1,150℃에서 점도 100 poise 이하, 전기전도도 1 S/cm 이상을 나타내고 있어 유도가열식 저온용융설비에서의 운전 용이성이 매우 양호한 것으로 평가되었다.

Table 4. Viscosity and electrical conductivity

온도(℃)	점도(poise)	온도(℃)	전기전도도 ($\Omega^{-1}cm^{-1}$)
1,150	10.22	1,150	0.35
1,050	27.47	1,100	0.24
950	96.45	1,050	0.17
870	399.21	1,000	0.11
848	638.74	950	0.08
-	-	900	0.05
-	-	850	0.04

3. 결론

한울 발전소에서 발생하는 저방사성폐수지에 적합한 붕규산계 유리조성을 개발하고 그에 대한 유리화 타당성 평가하였다. 후보유리의 solubility는 1,150℃에서 40wt% 미만 waste loading으로 나타났으며 액상온도는 950 ℃ 이하로 추정됨에 따라 장기간의 유리화 과정에서 용융유리는 결정으로 전이할 가능성이 없을 것으로 판단된다. 또한 화학적 내구성 및 유도가열식 저온용융로설비에서의 운전 용이성이 매우 양호한 것으로 평가되었다.

캐스크 설계를 위한 사용후핵연료 방사선원 특성 분석

안준기*, 이여종, 황해룡
한국전력기술주식회사, 경기도 성남시 분당구 구미로 8 분당엠타워
*jgahn@kepco-enc.com

1. 서론

사용후핵연료가 방출하는 감마 및 중성자 방사선원에 대한 차폐해석과 붕괴열 제거를 위한 냉각해석은 사용후핵연료 수송, 저장 캐스크 설계의 주요 항목이다. 핵연료 초기농축도, 연소후 방출연소도, 노심내 연소출력준위, 연소후 경과된 냉각기간 등은 사용후핵연료의 감마 및 중성자 방사선원, 붕괴열에 영향을 미치는 주요 인자들이다. 캐스크 설계를 위한 사용후핵연료의 방사선원 및 붕괴열은 사용후핵연료에 대해 관련 인자를 적절하게 설정하여 합리적이면서 보수적으로 평가되어야 한다. 사용후핵연료의 감마 및 중성자 방사선원, 붕괴열과 핵연료 특성 인자 사이의 연관 관계를 확인하기 위해 PLUS7 핵연료를 기준으로 그 특성을 분석, 평가하였다.

2. 본론

2.1 사용후핵연료 연소 및 붕괴 계산

PLUS7 핵연료 연소와 연소후 냉각기간 동안의 붕괴 계산을 APR1400 원전 노심 조건을 가정하여 SCALE6.1 전산코드[1]의 ORIGEN-ARP 모듈을 이용해 수행하였다.

APR1400 원전 노심 조건에서 연소된 사용후핵연료의 인자에 대한 기준 값을 캐스크 설계를 고려해 Table 1과 같이 설정하였고 각각의 인자를 변화시켜가며 해당 인자가 각각의 방사선원에 미치는 영향을 평가하기 위한 분석 계산을 하였다.

Table 1. Parameters of Spent Nuclear Fuel

인자	기준 값	평가 범위
초기농축도	3.5wt%	3.0 ~ 4.2
노심출력준위	40 MWt/MTU	30 ~ 50
방출연소도	45 GWD/MTU	40 ~ 55
냉각기간	10 Years	0 ~ 30

2.2 사용후핵연료 방사선원 및 붕괴열

설정된 사용후핵연료 기준 값에 근거해 계산한 PLUS7 사용후핵연료 감마, 중성자 방사선원은 각각 3.5E+15 γ/sec/FA, 3.2E+08 n/sec/FA이며 붕괴열은 7.2E+02 Watts/FA이다.

2.3 사용후핵연료 특성 인자와 방사선원

2.3.1 초기농축도

감마 방사선원과 붕괴열은 초기농축도와 무관하게 거의 일정하지만 중성자 방사선원항은 농축도가 증가하면 그 세기가 감소하고 농축도가 낮으면 오히려 증가한다[Fig. 1]. 이는 캐스크 설계에 적용할 사용후핵연료 방사선원 계산은 초기농축도를 합리적인 범주에서 가능하면 낮게 설정해야 한다는 것인데, 이는 사용후핵연료 수송, 저장 관련 USNRC 내부지침[2]에서 제시하는 내용이기도 하다.

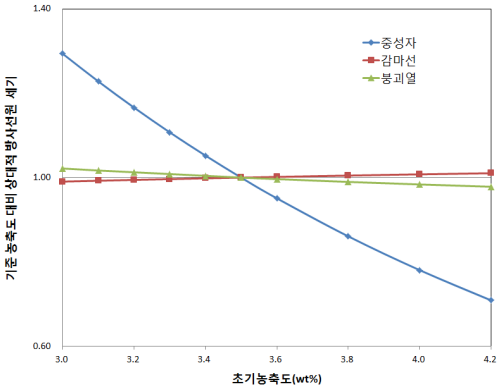


Fig. 1. Source Intensity vs. Initial Enrichment.

2.3.2 노심출력준위

중성자 방사선원은 노심출력준위와 무관하게 연소후 곧바로 기준 방사선원과 그 세기가 같아지며 감마 방사선원과 붕괴열은 연소후 냉각 초기에는 노심출력준위에 비례해 차이가 나지만 냉각기간 경과에 따라 차이가 서서히 줄어들어 7 년 정도 경과하면 기준 방사선원 세기로 수렴한다 [Fig. 2]. 캐스크 설계는 보통 일정기간 (7 년 내지 10 년 정도)의 사용후핵연료 냉각기간을 고려하므로 캐스크 설계에 적용되는 사용후핵연료 방사선원은 노심내 연소출력준위와는 무관하다 할 수 있다.

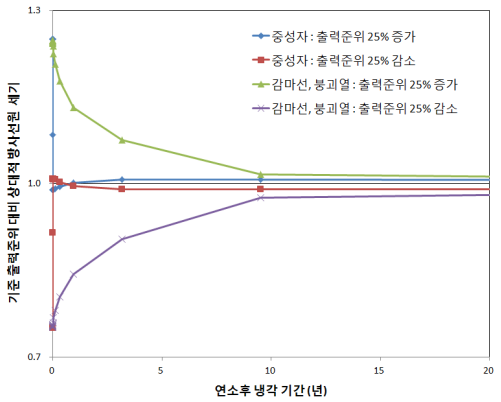


Fig. 2. Source Intensity vs. Irradiation Power Level.

2.3.3 방출연소도

방출연소도가 증가하게 되면 감마 방사선원과 붕괴열은 방출연소도에 거의 비례해 증가하며 중성자 방사선원은 이보다 더 급격하게 지수적으로 증가한다 [Fig. 3]. 이는 사용후핵연료의 연소도 분포를 고려해 방사선원 분포를 적용할 시 감마 방사선원과 붕괴열은 기준 연소도에 근거해 계산한 값을 연소도에 비례해 증감시켜 적용하면 되지만 중성자 방사선원은 연소도와 방사선원 세기 변화 관계를 평가하여 반영하거나 연소도 별로 중성자 방사선원을 독립적으로 계산해야 한다는 것을 말한다.

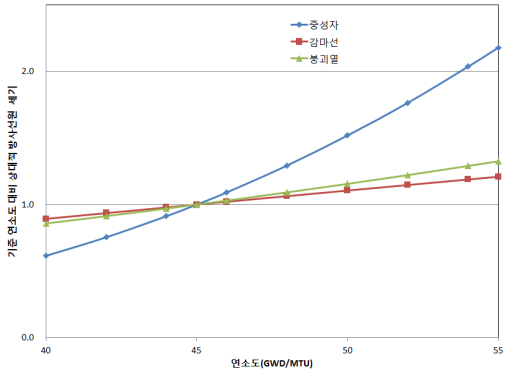


Fig. 3. Source Intensity vs. Discharge Burnup.

2.3.4 냉각기간

연소후 냉각기간이 경과하면 모든 방사선원이 감소하는데 기준 냉각기간보다 짧은 시기에는 감마 방사선원의 감소 정도가 가장 크며, 그 이후에는 중성자 방사선원 감소 정도가 가장 크게 나타난다. 붕괴열은 냉각기간 경과에 따른 감소 정도가 가장 작은 것으로 나타났다 [Fig. 4].

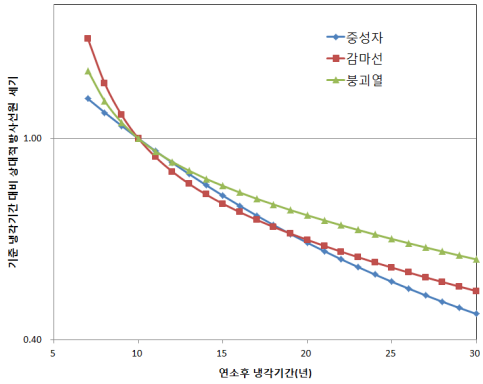


Fig. 4. Source Intensity vs. Cooling Time.

3. 결론

사용후핵연료를 수송, 저장하는 캐스크는 원전 설계의 경우와 다르게 사용후핵연료에서 방출되는 중성자 방사선원에 대한 차폐가 추가로 필요하다. 중성자 방사선원의 세기와 사용후핵연료 특성 인자와의 상관 관계는 이미 잘 알려져 있는 사용후핵연료 감마 방사선원 및 붕괴열의 세기와 사용후핵연료 특성 인자와의 상관 관계와는 다른 경향을 보인다는 것을 보였다. 사용후핵연료의 방출연소도가 높으면 초기농축도도 높은 것이 일반적인 경향이지만, 캐스크 설계에 적용하기 위한 사용후핵연료 방사선원 계산은 합리적인 범주내에서 가능하면 낮은 초기농축도와 높은 방출연소도를 가지는 조건에서 평가해야 한다.

4. 참고문헌

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

[2] Establishing minimum initial enrichment for the bounding design basis fuel assembly(s), Spent Fuel Project Office Interim Staff Guidance - 6, USNRC.

이온성 액체를 이용한 스트론튬 추출 기작

권수민*, 오원진, 이현규, 최상준
경북대학교, 대구광역시 북구 대학로 80
*sumin.kwon@knu.ac.kr

1. 서론

액-액추출(liquid-liquid extraction)은 독성 또는 휘발성이 있는 유기용매를 사용하는 한계를 가지므로 대체 용매로 이온성 액체가 대두되고 있다.[1] 이온성 액체는 양이온과 음이온의 이온결합으로 이루어진 물질로 100℃이하에서 액체로 존재하고 고온에서도 안정적이며 증기압이 0에 가깝다.[2] 또한, 추출제를 첨가하였을 때, 일반적으로 유기용매보다 더 높은 금속이온 추출효율을 나타낸다. 본 연구에서는 크라운에테르와 이온성 액체를 이용하여 스트론튬을 추출하고 화학양론적으로 금속이온과 추출제가 어떤 비로 결합하는지에 대한 연구를 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

본 연구에 사용된 이온성 액체는 1-ethyl-3-methylimidazolium bis(trifluoro methylsufonyl) imide ($[C_2mim][Tf_2N]$, C-TRI Co. Ltd, Korea)이다. 적용된 추출제는 dicyclohexyl-18-crown-6 (DCH18C6, Alfa Aesar, UK)이다.

스트론튬의 추출을 위해 회분식 추출실험을 수행하였다. 0.15 M 추출제를 녹인 2 mL의 이온성 액체에 10 mL의 스트론튬 단일 용질 또는 세슘과 스트론튬 공존 용질이 녹아있는 용액을 투입하였다. 방사성 모의 폐액은 $CsNO_3$ (99%, Aldrich Chemical) 또는 $Sr(NO_3)_2$(99%, Sigma-Aldrich Chemical)을 이용하여 제조하였으며 농도는 1.5 ~ 60 mM 으로 하였다. 추출실험은 50 mL의 코니칼 튜브(SPL, Korea)를 이용하여 25℃에서 250 rpm으로 2시간동안 교반하였다. 교반 후, 용액은 15분 동안 4000 rpm에서 원심분리하였다. 추출 후 상등액 내의 세슘과 스트론튬의 농도를 유도결합 플라즈마 발광분광계(ICP-OES, Optima 2100 DV, Perkin Elmer)와 유도결합 플라즈마 질량분석기(ICP- MS, Nexon 300X, PerkinElmer)로 분석하였다.

2.2 결과

수용액상의 초기 스트론튬 몰양을 증가시킴에 따라 0.3 mmol DCH18C6에 의해 이온성 액체상으로 제거된 스트론튬의 몰양을 Fig. 1에 나타내었다.

수용액상의 초기 스트론튬의 몰양이 0 mmol에서 0.3 mmol 이하일 때까지 이온성 액체상으로 이동하는 스트론튬의 양은 기울기가 1에 가깝게 증가하였다. 0.3 mmol은 이온성 액체 내 DCH18C6의 몰양과 동일하다. 반면, 수용액 내 초기 스트론튬의 몰양이 0.61 및 1.19 mmol 으로 DCH18C6 보다 과량으로 존재할 때, 이온성 액체로 이동한 스트론튬의 양은 각각 0.30 및 0.34 mmol으로 나타났다.

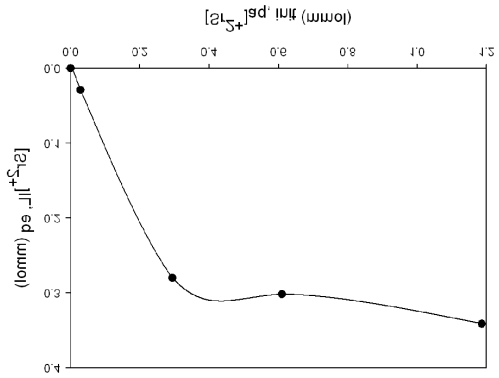


Fig. 1. Dependence of Sr^{2+} removed molar amount to IL phase by 0.3 mmol DCH18C6 on initial molar amount of Sr^{2+} in aqueous phase.

스트론튬과 세슘이 수용액상에 공존할 때 초기 금속양이온의 몰양을 증가시키에 따라 0.3 mmol DCH18C6에 의해 이온성 액체상으로 제거된 금속양이온의 몰양을 Fig. 2에 나타내었다.

수용액상의 초기 스트론튬의 몰양이 0.06, 0.17, 0.38, 0.62, 0.93 mmol 일 때, 이온성 액체로 이동한 스트론튬의 양은 각각 0.06, 0.15, 0.25, 0.31, 0.34 mmol 으로 증가하는 경향을 나타내었다. 이는 Fig. 1의 결과와 동일한 경향을 나타낸다.

수용액상의 초기 세슘의 몰양이 0.06, 0.17, 0.38, 0.62, 0.93 mmol 일 때, 이온성 액체로 이동한 세

슘의 양은 각각 0.03, 0.07, 0.06, 0.04, 0.03 mmol 으로 감소하는 경향을 나타내었다.
과량의 용질이 존재할 때 이온성 액체로 이동한 스트론튬의 양은 증가하는 반면, 세슘의 양은 감소하므로 DCH18C6이 세슘보다 스트론튬에 더 높은 선택성을 가지는 것을 나타낸다.

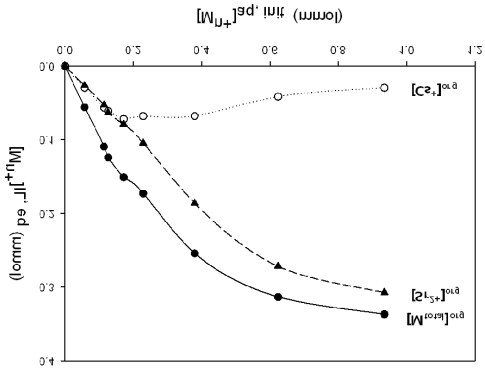


Fig. 2. Dependence of Sr^{2+} and Cs^{+} removed molar amount to IL phase by 0.1 mmol DCH18C6 on initial molar amount of Sr^{2+} and Cs^{+} in aqueous phase.

3. 결론

본 연구에서는 수용액으로부터 이온성 액체로 스트론튬이 제거될 때, DCH18C6과 스트론튬의 화학양론적 결합 비에 대한 연구를 수행하였다. 스트론튬은 DCH18C6과 1:1 비로 결합하여 이온성 액체상으로 이동하는 것으로 나타난다. 과량의 스트론튬이 수용액에 존재할 때, DCH18C6의 양보다 많은 양의 스트론튬이 이온성 액체상으로 이동하였다. 이는 DCH18C6 없이 이온성 액체로 분배되는 스트론튬의 영향 때문인 것으로 예상한다.
본 연구의 결과를 바탕으로 심도 있는 이온성 액체의 스트론튬 추출기작을 밝혀내기 위한 후속연구를 진행할 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 2014년도 정부(교육과학기술부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 사업임. (과제번호: NRF-2012M2B2B1055496)

5. 참고문헌

[1] Sarah Lynn Garvey: Anion Effects in the Extraction of Metal Ions into Room-Temperature Ionic Liquids (RTILs) - Theses and Dissertations, University of Wisconsin Milwaukee, 2013.
[2] 이상현, 하성호: 이온성 액체의 최신 연구동향 1 - Overview, 화학공학소재연구정보센터, 2006.M.

세슘의 선택적 분리를 위한 다중벽 탄소나노튜브 흡착제 개발

양다솜, 이현규, 오원진, 최상준*
경북대학교, 대구광역시 북구 대학로 80
*dsyang@knu.ac.kr

1. 서론

방사성 핵종 중 세슘에 대한 선택적 흡착이 가능한 불용성 페로시안화금속(금속으로서 코발트, 니켈, 구리)은 미립자상으로 취급하기 어렵고, 약한 기계적 강도 때문에 칼럼과 같은 고정층에 적용하는데 한계가 존재한다. 따라서 페로시안화금속을 제올라이트, 실리카 등과 같은 지지체에 고정하는 연구가 진전되었다. 지지체로서 적용 가능한 탄소나노튜브(Carbon NanoTubes, CNTs)는 큰 비표면적 및 기공부피를 가지고, 화학적 방법으로 CNTs의 표면에 다양한 작용기(functional group)를 도입하여 CNTs와 분자간의 반응성을 증가시킬 수 있기 때문에 최근 CNTs를 이용한 중금속이온, 방사성 핵종, 유기화합물 등의 흡착에 관한 연구사례들이 많이 발표되고 있다.

본 연구에서는 세슘에 대한 선택성을 가지는 페로시안화구리(copper ferrocyanide, CuFC)를 다중벽 탄소 나노튜브(multi-walled carbon nanotubes, MWCNTs)의 표면에 기능화 한 흡착제를 제조하고, 이를 이용하여 회분식 흡착 및 흡착속도 실험을 수행하여 세슘에 대한 흡착특성을 평가하였다.

2. 본론

2.1 흡착제의 제조 및 물성분석

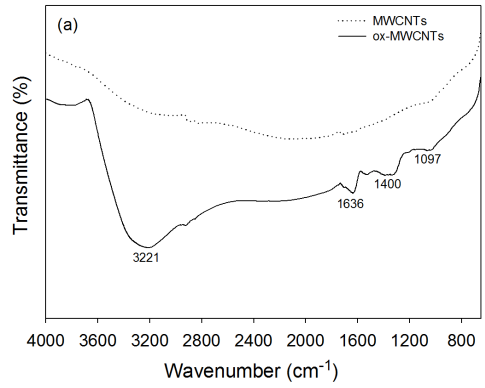
페로시안화구리로 기능화 된 다중벽 탄소 나노튜브(CuFC-MWCNTs)는 다음과 같은 방법으로 제조하였다. MWCNTs를 산으로 표면산화시켜 다중벽 탄소 나노튜브(ox-MWCNTs)를 합성하였다. ox-MWCNTs의 카르복실기에 아민기를 결합(e-MWCNTs)하고, e-MWCNTs에 염화구리와 페로시안화나트륨을 혼합하여 MWCNTs 표면에 페로시안화구리를 도입하였다. CuFC-MWCNTs의 분자구조와 분자결합을 알아보기 위해 퓨리에 변환 적외선 분광분석(Fourier transform-infrared spectrophotometer, FT-IR, Spectrum GX & AutoImage, Perkin- Elmer, USA)을 수행하였다.

2.2 회분식 흡착 및 흡착속도 실험

CuFC-MWCNTs의 세슘에 대한 최대 흡착량은 회분식 흡착실험으로 평가하였다. 실험방법으로 흡착제의 양을 0.1 g로 하고, $CsNO_3$ (99%, Aldrich Chemical)로 1~20 mM의 세슘 모의폐액을 제조하여 50 mL의 코니칼튜브(SPL, Korea)를 이용하여 25℃에서 200 rpm으로 24시간 동안 교반하였다. 교반 후 원심 분리하여 상등액을 0.2 ㎛ 실린지 필터(Whatman, cellulose nitrate membrane filter, ⌀=25 mm)로 여과하고, 유도결합 플라즈마 발광광도법(ICP-OES, PerkinElmer, Optima 2100 DV)으로 분석하였다. 한편 흡착속도 실험은 2 mM의 세슘용액으로 CuFC-MWCNTs를 10분에서 최대 24시간까지 교반시간을 달리하여 흡착시켰으며, 실험과정은 위의 회분식 흡착실험과 동일하게 진행하였다.

2.3 실험결과

MWCNTs, ox-MWCNTs, CuFC-MWCNTs의 FT-IR 분석을 4000-650 cm^{-1}의 범위에서 수행하였다. Fig. 1(a)는 MWCNTs와 ox-MWCNTs의 분석결과로, MWCNTs에서는 특정 피크가 나타나지 않은 반면 ox-MWCNTs의 경우 ≈3221 cm^{-1}, ≈1636 cm^{-1}, ≈1400 cm^{-1}, ≈1097 cm^{-1}에서 각 -OH, $-COO^-$, -COOH, C-O의 신축진동이 나타났다. Fig. 1(b)는 CuFC-MWCNTs의 분석결과로, ≈3300-3600 cm^{-1}에서 amine group의 NH_2에 의한 신축진동이, ≈2080-2200 cm^{-1}에서 C≡N의 신축진동이 나타났으며, ox-MWCNTs와 비교하여 ≈1400 cm^{-1}에서 peak가 나타나지 않고, ≈2080-2200 cm^{-1}에서 피크가 크게 나타난 것으로 보아 표면 산화 된 다중벽 탄소 나노튜브에 페로시안화구리가 도입되었음을 나타내고 있다.



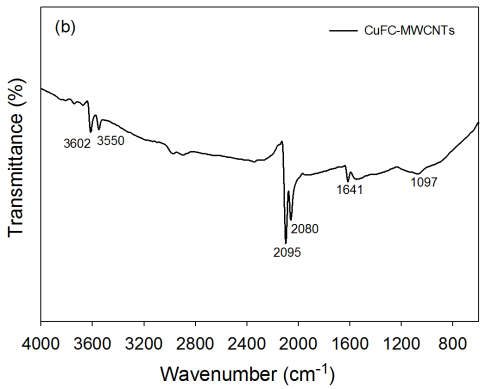


Fig. 1. FT-IR spectra of (a) MWCNTs, ox-MWCNTs and (b) CuFC-MWCNTs.

세슘에 대한 CuFC-MWCNTs의 등온흡착 실험결과를 Table 1과 Fig. 2에 나타내었다. 이 결과를 Langmuir 모델로 fitting 하였을 때 CuFC-AAHMS의 세슘에 대한 최대 흡착량은 1.086 mmol/g으로 나타났다.

Table 1. Langmuir and Freundlich parameters for adsorption of Cs onto CuFC-MWCNTs

Langmuir			
q_m (mmol/g)	b (L/mmol)	R^2	SSE
1.086±0.038	4.167±0.987	0.873	0.097
Freundlich			
K_F [(mmol/g)/(mmol/L)^N]	N (L/mmol)	R^2	SSE
0.730±0.030	0.166±0.018	0.920	0.077

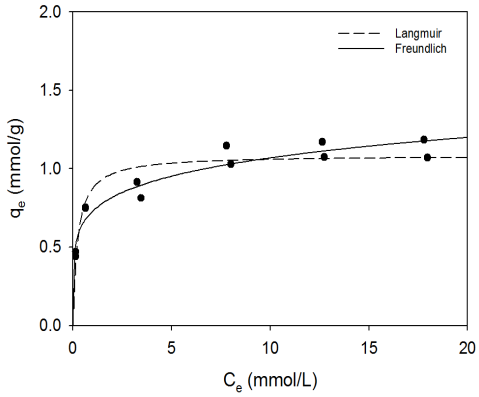


Fig. 2. Adsorption isotherm of Cs on CuFC-MWCNTs.

3. 결론

본 연구에서는 세슘을 제거하기 위한 흡착제로서 페로시안화구리로 기능화 된 다중벽 탄소 나노튜브를 제조하였다. FT-IR 분석결과 다중벽 탄소 나노튜브에 페로시안화구리가 도입 된 것으로 나타났으며, 세슘에 대한 등온흡착 실험결과 최대 흡착량은 1.086 mmol/g으로 나타났다.

4. 감사의 글

본 논문은 한국연구재단의 원자력연구개발사업(NRF-2012M2B2B1055496)에 의하여 지원되었습니다.

5. 참고문헌

[1] I. M. Ismail, M. R. El-Sourougy, N. Abdel Moneim, H. F. Aly, Equilibrium and kinetic studies of the sorption of cesium by potassium nickel hexacyanoferrate complex, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Vol. 240, No. 1, pp.59-67, 1999.

[2] X. Ren, C. Chen, M. Nagatsu, X. Wang, Carbon nanotubes as adsorbents in environmental pollution management: A review, Chemical Engineering Journal 170, pp.395-410, 2011.

CST에 의한 고염/고방사성핵종의 흡착속도

이일희*, 소지양, 백예지, 박민성, 이근영, 김광욱, 김익수, 정동용, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nehlee@kaeri.re.kr

1. 서 론

일본 후쿠시마의 원전사고의 경우 원자로 및 원자로 내 장전된 핵연료의 냉각을 위하여 해수를 냉각수로 다량 주입하여, 단시간에 고염/고방사성 폐액이 다량 발생하였지만, 이를 신속하게 대용량으로 처리하는 기술은 현재 충분히 개발되지 못한 상태이다. 우리나라의 경우 원자력을 주 에너지원으로 사용하고 있어 일본원전 사고와 같은 비정상/비상상태에 미리 준비/대처차원에서 이의 기술개발이 필요하다. 따라서 본 연구는 CST (crystalline silicotitanate: IE911)에 의한 고염/고방사성 폐액으로부터 Cs의 흡착속도를 고찰한다.

2. 본 론

2.1 실험

2.1.1 모의 고염/고방사성 폐액

모의 고염/고방사성폐액 (SHLWHS : simulated high radioactive liquid waste with high-salt contents)은 Table 1과 같이 해수에 상업용 특급 시약인 CsCl 및 $SrCl_2$를 그리고 NaI를 각각 약 100 ppm 첨가하여 제조하였다. 그리고 Table 2는 본 연구에서 사용한 CST(IE911)의 물성이다.

Table 1. Composition of SHLWHS

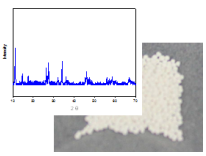
원소	농도(ppm)	원소	농도(ppm)
Ca^{++}	420	Cs^{+}	(100)
K^{+}	424	Sr^{++}	(100)
Mg^{++}	1,200	I^{-}	(100)
Na^{+}	10,675		
Br^{-}	73		
Cl^{-}	19,700		
SO_4^{-2}	2,610		

2.1.2 실험방법

모든 실험은 25±1℃, 회분식으로 수행하였다. 각각의 실험조건에 맞추어 zeolite를 화학저울로 정확히 칭량한 후, 미리 준비한 모의 고염/고방사성 폐액 40 mL에 첨가하여 온도, 교반속도 및 교반시간 등의 조절이 가능한 다중교반기를 이용하여 교반시간에 따라 시료를 채취한다. 그런다음 원심분리기로 고-액 분리하여 여과상등액 내 존재하는 금속이온의 농도를 분석하여 각 원소의 흡착능을 측정하여 흡착속도를 규명한다.

Table 2. Physical properties of CST(IE911)

(Na_2O, SiO_2, TiO_2)+secret oxides (ZrO_2, NbO_5 등)	
Average particle diameter,(㎛)	210~297
Specific surface area (m^2/g)	80.02
Average pore diameter, (nm)	4.44
Total pore volume, (cm^3/g)	0.0889



2.1.3 분석

고염/고방사성 폐액 및 흡착 여과상등액 내 함유되어 있는 Ca, Mg, Sr은 ICP-AES로, K, Na, Cs는 AAS로, 기타 Cl^{-}, SO_4^{-2}, Br^{-} 등은 IC로 각각 의 농도를 분석하였다. 그리고 용액의 pH는 pH meter을 이용하여 측정하였고 CST의 입자크기는 체분석법에 의해 선별하였으며, 결정구조는 XRD로, 비표면적 및 세공 크기/부피는 N_2 가스 흡착에 의한 BET법으로 각각 측정하였다.

2.2 결과 및 토의

Fig. 1 (a), (b) 및 (c)는 AW500 제올라이트에 의한 Cs의 흡착으로 (a)는 pseudo-1차 흡착모델의 흡착량 q_t와 시간 t와의 상관관계를, (b)는 pseudo-2차 흡착모델의 흡착량 t/q_t와 시간 t와의 상관관계를, 그리고 (c)는 intra-particle diffusion 모델의 ln q_t와 ln t와의 상관관계를 각각 나타내었다. 이때 V/m=400 mL/g, 25℃, 400 rpm에서 수행하였으며, 입자크기는 평균 254 ㎛ (48~65 mesh)의 CST를 사용하였다. 그리고 용액의 초기 pH는 7.61 정도였으나, 최종 pH는 흡착 1시간이 경과된 후 pH 4.60~4.29로 급격히 감소하였다. 이는 본 실험에서 사용한 CST IE911에 의한 Cs의 흡착이 낮은 pH 영역에서 우수하여, 제조 시 최종산 처리하여 가공한데 기인한다. pseudo-1차 모델 (a)과 intra-particle diffusion 모델 (c)은 거의 직

선성이 없어 이 모델 식으로 AW500에 의한 Cs의 흡착 거동을 설명하기는 어려울 것으로 보인다. 반면에 Fig. 1 (b)의 경우 t/q_t와 시간 t와의 관계가 거의 직선식 (r^2=0.999)으로 IE911-Cs의 흡착거동이 pseudo-2차 모델을 따라가고 있음을 알 수 있다.

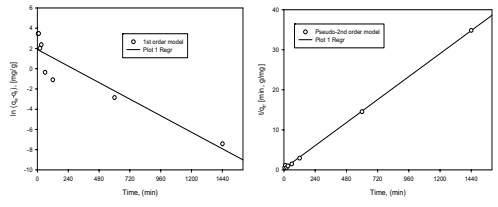


Fig. 1. (a) pseudo-1st order. Fig. 1. (b) pseudo-2nd order.

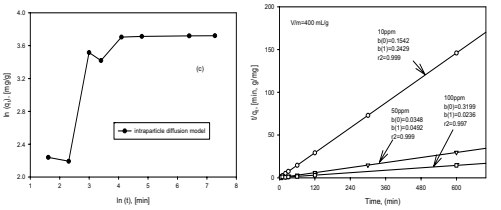


Fig. 1. (c) intraparticle diffusion. Fig. 2. Effect of Ci.

Fig. 2는 유사 2차 모델로 초기 Cs 농도(C_i) 변화에 따른 Cs의 흡착량 t/q_t와 시간 t와의 상관관계를 나타낸 것으로 25℃, 400 rpm, V/m=400 mL/g에서 수행하였다. 이때 용액의 최종 pH는 농도 10 mg/L의 경우 흡착 1시간 후부터 10시간 까지 pH 5.01～5.03로, 50 mL/g의 경우는 pH 5.03～5.16로, 100 mg/L의 경우는 pH 4.60～4.48 이었다. 그리고 이때 각 직선식으로부터 얻어진 q_e와 k_2로부터 ((r^2=0.99) 농도가 증가함에 따라 평형 흡착능은 증가하는데 반하여 흡착 속도상수는 급격히 감소하고 있다. Fig. 3은 유사 2차 모델로 V/m 변화에 따른 Cs의 흡착량 1/q_t와 시간 t와의 상관관계를 나타낸 것으 25℃, 400 rpm에서 수행하였다. 용액의 최종 pH는 V/m=400 mL/g의 경우 흡착 1시간부터 10시간이 경과될 때까지 pH 4.60～4.48 로, V/m= 800 mL/g의 경우는 pH 6.07～5.91로, V/m=2,000 mL/g의 경우는 pH 6.93～6.67로 거의 일정하였다. 그리고 각 직선식 (r^2 >0.99) 으로부터 얻어진 q_e와 k_2로부터 V/m가 증가함에 따라 평형 흡착능은 증가하는데 반하여 흡착속도는 감소하고 있음을 알 수 있다. Fig. 4는 온도 변화에 따른 유사 2차 흡착모델에서의 Cs의 흡착량 t/q_t와 시간 t와의 변화이다. V/m=80 mL/g, 400 rpm에서 수행하였으며, 용액의 최종 pH는 25℃의 경우 흡착 1시간부터 10시간이 경과될 때까지 pH 4.60～4.48로, 40℃의 경우는 pH 4.30～4.19로, 55℃의 경우는 pH 4.24～4.15 범위였다. 그리고 각 직선식 (상관계수 r^2 >0.99) 으로부터 얻어진 q_e와 k_2는 각각 온도가 증가함에 따라 흡착율은 감소하는데 반하여 흡착 속도는 증가하고 있다.

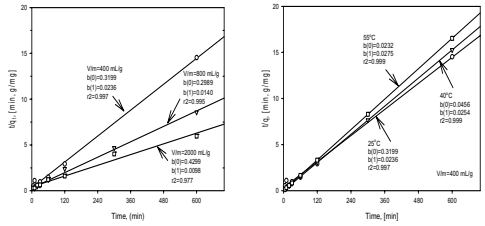


Fig. 3. Effect of V/m ratio. Fig. 4. Effect of temperature.

그리고 Fig. 4에서 얻어진 ln k_2와 1/T 간의 상관식(r^2=0.967)의 절편으로부터 활성화에너지 E_a의 값 약 80 KJ/mol 정도 얻어 IE911-Cs 흡착이 화학적 흡착이 지배적임을 알 수 있다.

3. 결 론

고염/고방사성 폐액에서 IE911-Cs의 흡착속도는 용액 내 초기농도 및 V/m 비 증가에 따라서 속도는 급격히 감소하는데 반하여 흡착능은 증가하고 있다. 반면에 온도증가에 따라서는 속도는 급격히 증가하지만, 흡착능은 다소 감소하고 있어, IE911-Cs 흡착은 저온에서 수행하는 것이 고체폐기물의 발생량 저감화 측면 등에서 보다 효과적이다. 한편 흡착거동은 물리적 흡착보다는 화학흡착이 지배적이었다.

4. 감사의 글

이 논문은 정부 (미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (원자력연구개발사업, No. NRF-2012M2A8A5025658)

5. 참고문헌

[1] K. Volchek, M. Yusufmiah, W. Kuang, Z. Demaleki, and F. H. Tezel, J. Hazardous Mat., 194, 331-337 (2011).

[2] D. M. Ruthven, "Principles of adsorption and adsorption", Wiley-Intersci. ress, NY,(1984).

[3] I. Nouri, I. Ghoudbane, O. Hamadaoui, etc., J. Hazard. Mater., 149, 115-125 (2007).

폐기시설을 이용한 가연성폐기물 감용시험 결과

윤경수[1*], 이기원[1], 민병연[1], 이윤지[1], 문제권[1], 최영구[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]선광원자력안전(주), 서울시 관악구 관악로 120
*ksyun@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원 원전제염해체기술개발부에서는 2010년 말 인허가 승인을 취득한 가연성폐기물처리시설을 활용하여 연구로 1, 2호기 및 우라늄변환시설 해체 과정에서 발생한 가연성폐기물 감용처리하였다. 가연성폐기물의 소각처리는 유기물질을 무기물질로 만들어 처분 안전성을 확보하는 것뿐만 아니라 가연성폐기물을 압축할 경우 1/3의 정도의 감용이 가능할 뿐이나 소각처리할 경우에는 평균 1/60 이상의 감용비를 얻어 처분비의 획기적인 절약 또한 가능하다. 본 논문에서는 폐기물 중 가연성폐기물의 감용처리를 위한 실증시험 결과와 운전현황에 대하여 논의 하였다.

2. 본론

2.1 개요

폐기시설로 2010년 12월 인허가를 취득한 가연성폐기물 처리시설은 2011년 7월 사용전검사 지적사항을 완료 공문을 접수한 이후 2011년 8월부터 시험운전에 들어갔다. 2011년 12월에는 우라늄변환시설 해체사업이 종료됨에 따라 폐기물이 저장되어 있는 저장고를 가연성폐기물처리시설 부속시설로 하기 위한 인허가 변경신청이 있었으며, 2012년에는 원자력안전법에 의한 정기검사가 있었다. 폐기물시설은 시설의 규모와 상관없이 1년에 한 번씩 정기검사를 받아야 하기 때문에 매년 정기검사를 받고 있으며, 2014년 6월에는 품질검사도 수검하였다.

2.2 가연성폐기물 처리시설 운영

2.2.1 가연성폐기물 처리시설 운전결과

2011년 8월부터 연구로 1, 2호기 및 우라늄변환시설 해체과정에서 발생한 가연성폐기물 감용을 위한 실증시험을 계속하고 있으며, 2014년 8월 현재 총 16.4톤을 감용 처리하였으며 이를 Table 1에 나타내었다. 2014년도에는 시설의 보수, 지역감시기 설치, 환기장치 설치 및 주요기기 정밀진단 등으로 가동일수가 8월 말 현재 67일에 불과하였다.

Table 1. The result of operation of incinerable waste treatment facility(As 2014.8)

구분	소각량		소각재		감중비	감용비
	무게 (kg)	부피 (L)	무게 (kg)	부피 (L)		
11년	818	5,193	129	170	6	31
12년	4,453	19,470	369	594	12	33
13년	7,809	38,760	145	341	54	114
14년	3,332	15,764	47	105	70	150
합계	16,411	79,241	691	1,210	24	65

2.2.2 강열감량 측정 결과

일반소각시설 및 열분해시설의 경우 바닥재의 강열감량 기준치는 10% 이하, 고온 소각시설은 5%, 고온용융시설은 1%이하로 제한하고 있다. 발생된 소각재의 강열감량을 다음과 같이 시험한 결과 중.저준위 방사성폐기물 소각기준에서 고시한 소각처리 기준인 강열감량 5%(Table 2) 이하의 값을 만족시킴을 알 수 있었다.

○ 강열감량(%)=(W2-W3)/(W2-W1) x 100

Table 2. The result of the ignition loss measurement

무게 (g)	1분기		2분기		
	1월	2월	3월	4월	5월
시료 무게	20	20	20	30	30
도가니(W1)	217.78	212.43	212.44	206.55	204.18
도가니+시료(W2)	234.77	232.12	232.45	236.55	233.72
강열 후, W2 (W3)	234.12	231.20	232.01	235.99	232.73
무 게 손 실	0.65	0.92	0.44	0.56	0.99
강 열 감 량	3.82	4.67	2.19	1.87	3.30

2.2.3 시설 유지 보수 및 기기 검교정

2014년도에는 2013년 시설운영과 관련하여 현장조치상황으로 선정된 저장고 내의 환기시설을 Fig. 1과 같이 설치하였으며, 방폭밸브도 Fig. 2와 같이 교체 설치하였다.



Fig. 1. The installation of ventilation system.

2013년 정기검사에서 "시설 내에 방사선 감시기가 설치되어 있으나 통신장비의 고장으로 상황실 모니터 감시기 AD1, AD2, AD5, AD6의 측정 수치와 알람여부가 표시되지 않음"이라는 지적사항은 보드 교체 뿐 만 아니라 별도의 예산을 확보하여 Fig. 3과 같이 지역감시기 전체를 교체 설치하였다.



Fig. 2. The replacement of explosion proof valve.



Fig. 3. The installation of area monitor.

Fig. 4와 같이 시설 운전중 발생하는 분진 및 유해가스를 감시하는 TMS(Tele Micro System)의 검교정을 통해서 기기의 건정성을 확보하였으며, 2014년 6월부터 실시되었던 품질검사에서 지적되었던 "주요기기의 안전운전 및 정상적인 기능을 유지할 수 있도록 기기별 점검주기를 설정하여 점검 하여야하나, 가연성폐기물처리시설의 안전밸브, 송풍기 및 열교환기에 대한점검주기가누락되어점검이실시되지않고있음", "측정 및 시험장비의 교정은 정해진 주기에 따라 교정되어야 하나, 가연성폐기물처리시설의 아래 계측기는 교정절차에가 수립되지 않아 검교정이 실시되지않았음" 사항을 시정조치를 위해 절차서를 개정하여주요기기의 점검주기를 설정하였으며, 이에 따라 각 기기에 대한 점검을 실시하였다. 또한 압력, 온도, 유량을 측정 및 기기의 검교정을 위해 절차서를 개정하여 검교정한 대표 온도계, 유량계를 사용하여 현장에 부착된 온도계 및 유량계의 검교정도 실시하였다.

2.2.4 주민피폭선량 평가 결과(2014년 2/4분기)

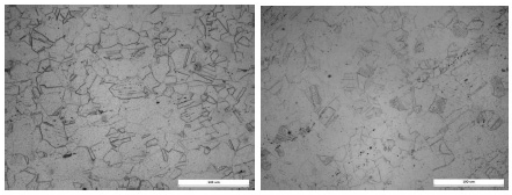
가연성폐기물 처리시설 운전으로 인한 주민피폭선량을 ICRP-60에 근거한 선량계수(내부피폭 및 외부피폭) 적용하여 ENDOS 코드를 사용하여 평가한 결과 분기중 입자상 물질, H-3, C-14 및 방사성옥소에 의한 등가선량과 연간누적치 또한 0으로 나타났다. 참고로 자력안전위원회 고시 제2012-29호서 정한 연간 기준치는 0.15 mSv이다.



Fig. 4. The accuracy inspection of TMS.

2.2.5 주요기기 정밀진단

가연성폐기물처리시설의 소각로 및 후연소로와 열교환기, 배관의 재질연화, 비파괴 평가를 통해 주요기기의 정밀진단을 실시하였으며, 금속조직 검사결과 검사부위 모두 예민화 및 α phase 가 관찰되지 않았으며, 일부 금속조직에서 가공경화조직이 관찰되었으나 제조시 발생할 수 있는 정도에 불과했으며, 내식강의 고온에 의한 열화손상은 A/B 등급으로 평가되었다. 내시경 검사결과는 침전물이 관찰된 것 이외에 특이사항이 발견되지 않았으며, 액체•초음파 침투 탐상결과 용접시 용접불량이 발견되었으나 현장조치 상황으로 재 용접을 실시하였으며, 균열 및 기타 손상은 발견할 수 없어 결론적으로 가연성폐기물처리시설의 정밀진단 결과 금속조직은 건전하며, 기타 균열 및 손상은 발견되지 않았으며 건전한 것으로 확인되었다.



(a) 열교환기 상부 모재 (400x) (b) 열교환기 중상부 모재 (400x)

Fig. 5. The representative metallograph.

3. 결론

2014년 8월까지 폐기시설인 가연성폐기물처리시설을 이용하여 16톤의 가연성폐기물을 처리 하였다. 시설의 운전으로 인한 주민 피폭선량은 거의 전무함을 알 수 있었으며, 강열감량 조건 또한 만족함을 확인할 수 있었다. 또한 시설운전의 안전성을 확보하기 위하여 지역감시기 전체를 교체하였고, 주요기기의 건전성을 확보하기 위하여 정밀진단을 실시하여 기기의 건전성을 확보하였다.

가연성 방사성 폐기물 소각재 고화체 제조연구

안병길*, 이기원, 민병연, 윤경수, 이윤지, 나상호, 문제권
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. 이러한 가연성 폐기물은 소각에 의해 감용, 감중 및 안정화 된다. 소각 처리 결과 최종적으로 분말상의 무기질 소각재가 발생된다. 소각처리에 의해 약 1/40 이상의 감중비를 나타내므로 소각재에는 방사성 물질이 농축되어 비방사능이 높아지게 된다. 또한 소각재는 밀도가 낮아 비산에 따른 위험성 등이 존재하므로 최종 처분을 위해서 안정된 고화체로 제조되어야 한다. 고화체 제조 매질로 시멘트, 플라스틱, 아스팔트 등이 사용될 수 있으나 감용 및 안정성 측면의 고찰이 필요하다.

본 연구에서는 연구용 원자로 해체공정에서 발생된 가연성 폐기물 소각재를 대상으로 안정된 고화체 제조에 대한 연구를 수행하였다. 소각재는 유리화 및 세라믹화가 가능한 물질로 구성되어 있다는 점에 착안하여 소결 조재(sintering agent)를 소각재에 첨가하여 비교적 저온에서 감용비가 크며 안정된 고화체를 제조하는 연구를 수행하였다. 그리고 실험실 규모의 소각재 고화체 제조공정을 설계 제작하여 소결조재에 의해 약 750 g의 고화체를 제조하였으며 그 결과를 나타내었다.

2. 본론

2.1 실험방법

본 연구에 사용된 연구용 원자로 해체공정에서 발생된 소각대상 가연성 폐기물과 소각 후 공정별로 발생된 소각재 발생량을 Table 1에 각각 나타내었다. 주요 구성물은 나무이며 종이류, 아크릴판, 플라스틱 등으로 구성되어 있다. 소각에 의해 약 1/50로 무게 감소가 있음을 알 수 있다. 실험에 사용된 소각재 전처리 장치들을 Fig. 1에 나타내었다. 실험 방법은 소각재에 8wt%의 소결조재를 첨가하여 분쇄/ 혼합장치에 의해 전처리 하였으며 그 후 압축/ 분쇄하여 밀도를 증가시켰다. 그 후 알루미나 도가니에 충전하여 1100℃에서 5시간 소결하여 고화체를 제조하였다.

Table 1. (a) Incineration waste of TRIGA decommisoning and (b) generation of incineration ash at each equipments

(a)

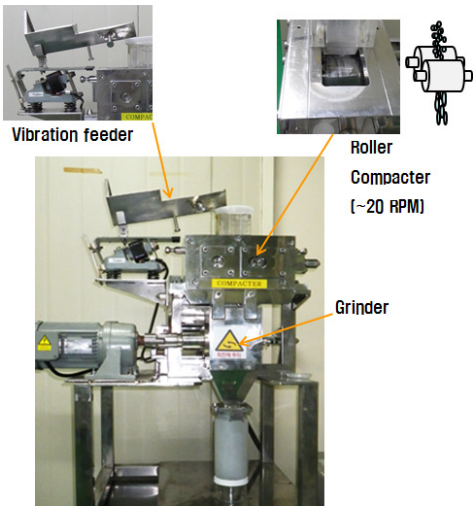
Waste	Weight (kg)
wood	216.16
acrylate plate	4.37
PVC	3.8
cotton	2.7
paper	47.0
Sum	231.7

(b)

Elements	Weight (kg)
bottom	3.74
after burner	0.34
back filter	0.39
Sum	4.46



(a)



(b)

Fig. 1. Lab scale (a) mixer/ grinder and (b) roller compacter/ grinder.

2.2 결과

소각재와 전처리 후 밀도 변화를 Fig. 2에 나타내었다. 소각재의 밀도는 0.29 g/cm^3 이며, 분쇄/압축 공정에 의해 0.7 g/cm^3 약 2 배의 밀도 증가를 나타내었다. 최종 고화체는 3 g/cm^3 으로 소각재에 대해 약 10배의 밀도가 증가하였다.

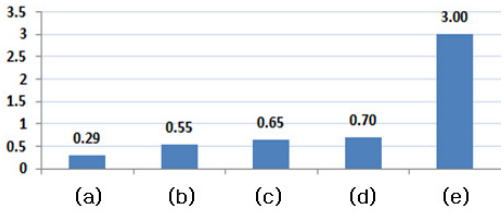
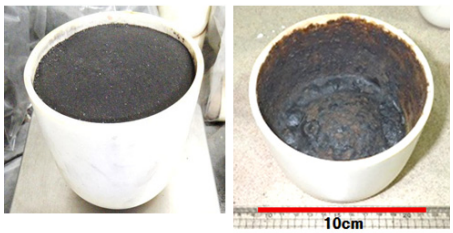


Fig. 2. Product density of (a) ash (b) ground ash (c) compaction/ grinding of ash (d) compaction/ grinding of mixture of ash and sintering agent(8wt%) (e) solidified waste form.

소각재와 소결조재(8wt%) 혼합/압축 분쇄물과 소결 후 고화체 사진을 Fig. 3에 각각 나타내었다. 소결 전 소각재를 나타낸 Fig. 3 (a)를 보면 소각재에 여과포에 포집된 미연소 탄화물의 혼합에 의해 짙은 회색을 나타낸다. 소결 고화체[Fig. 3 (b)]의 경우 용융으로 인해 부피가 약 1/10로 감소하였다. 최종 고화체는 압축강도가 15.2 MPa, 밀도가 3.0 g/cm^3 으로서 치밀한 구조의 고감용 고화체를 형성하였다. 고화체 절단면에 대한 SEM 분석 결과를 Fig. 4에 나타내었다. 분석결과를 보면 유리상 형성에 의한 치밀한 구조로 구성되어 있음을 알 수 있다.



(a) (b)

Fig. 3. (a) mixture of incineration ash and 8wt% sintering agent, (b) waste form after sintering(1100℃)/ 5hrs.

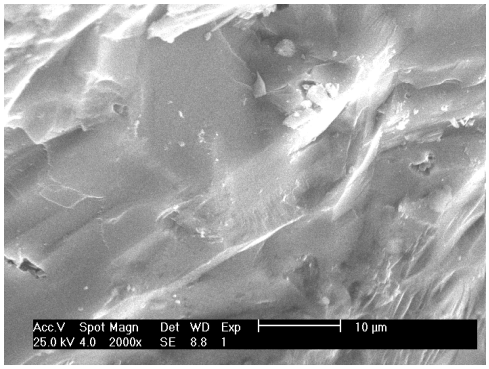


Fig. 4. SEM images of waste form.

3. 결론

연구용원자로 해체공정에서 발생된 가연성 방사성폐기물의 소각재 고화를 위해서 실험실 규모의 혼합/ 분쇄 장치 및 롤러 컴팩터에 의한 압축/ 분쇄 장치를 제작하였으며, 이러한 장치를 이용하여 소량(8wt%)의 소결 조재 첨가 및 1100℃에서 5 시간 소결하여 약 750 g의 고화체를 제조할 수 있었다. 제조된 고화체는 압축강도가 15.2 MPa, 밀도가 3.0 g/cm^3 으로서 치밀한 구조의 고감용 고화체를 형성하였다. 고화체 절단면에 대한 SEM 분석 결과 유리상 형성에 의한 치밀한 구조로 구성되어 있음을 알 수 있었다. 이러한 결과들은 소각재의 실규모 처리공정에 적용될수 있을 것으로 판단된다.

해체용 유압 매니퓰레이터의 유압 구동 모듈 개발

이성욱*, 정경민, 서용철, 최병선, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sulee@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설 해체환경 내부는 고방사화로 인해 작업자 접근이 쉽지 않다. 이로 인하여 원전 해체 시에 고방사선 내에 있는 원전 시설 및 부품을 원격으로 해체 작업할 필요성이 있다. 그래서 고방사화된 원전 설비를 해체할 때 작업자의 피폭량을 최소화 하기 위해 원격 해체 장비를 사용한다.

원전 해체 시에 핵심설비를 절단하기 위해, 작업자를 대신하여 로봇 및 자동화 장비를 이용하는 사례가 많다. 특히 작업자의 피폭 감소와 작업 능률을 높이기 위해서 유압 및 전기식 매니퓰레이터를 많이 사용한다[1].

본 논문에서는 원전 핵심 설비 해체에 필요한 유압 매니퓰레이터의 핵심 부품인 유압 구동 모듈을 개발하였다.

2. 유압 매니퓰레이터의 유압 구동 모듈 개발

2.1 유압 구동 모듈 형태 선정

일반적으로 유압 모터는 고 토크의 회전 특성을 갖고 있을 뿐만 아니라 심한 부하변동에도 잘 적응하는 특성을 갖고 있기 때문에 건설기계, 산업기계 및 특수차량 등에서 회전 구동장치로서 널리 사용되어지며 대부분 저속 고 토크 구동을 위해 감속기를 장착하고 있다. 일반적인 고속 저 토크 모터인 사축식 피스톤 모터(axial piston motor) 및 베인 모터(vane motor)들은 최소 구동 속도가 1500 rpm이상을 요구하기 때문에 용량이 너무 커서(20 ~ 300마력), 20 마력 이하의 가벼운 용량의 용도에 적용할 수 없을 뿐만 아니라 저속 구동을 가능하게 위해서는 유성치차 감속기 혹은 평치차 감속기를 부착함으로써 속도를 줄이고 회전 토크를 증대시켜 저속 고 토크를 획득 할 수 있다. 하지만 훨씬 더 많은 설치 공간과 중량증대는 물론 유압에너지의 과소비를 초래하므로 사용하기가 쉽지 않음. 이와 같은 문제점에 잘 대처할 수 있는 모터가 제로터(gerotor) 유압모터이다.

유압 모터 가운데 제로터 모터는 저속 고 토크의 직접 구동 특성을 가지고 있기 때문에 저속 고 토크 유압 구동 시스템에 많이 사용되고 있고, 또한 제로터형 모터는 다른 유압모터에 비해 크기가 작고, 맥동이 적어 현재 사업현장에서 많이 사용되고 있다.

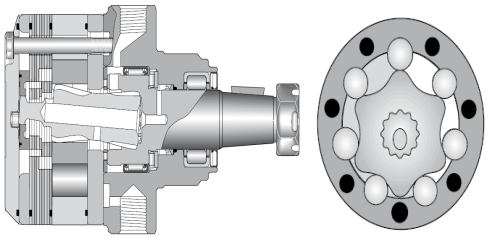


Fig. 1. The shape of a gerotor hydraulic motor.

기존의 유압 모터의 성능 특성을 비교해 보면 제로터 모터가 다른 유압 모터들보다 저속에서 높은 토크의 추력을 발생시킬 뿐만 아니라 무게 역시 50% 이하로 구조가 간단하고 소형화에 유리하기 때문에 제로터 유압 모터는 자동차 조향시스템의 조향 모터와 항공기의 유압장치까지 저속 고 토크를 필요로 하는 구동 시스템에 널리 사용된다. 유압 매니퓰레이터에 적용하기 적당한 유압 모터는 제로터 유압 모터라고 판단된다.

일반적인 제로터 유압 모터의 형상은 Fig. 1와 같다. 제로터 모터의 구조는 내접 유성기구의 일종으로서 로터(rotor)의 외치차와 이것보다 치가 하나 더 많은 스테이터(stator)의 내치차가 맞물려져 구성되어 있다. 일반적인 인터널 기어(internal gear)와의 차이점은 이것들이 회전할 때, 스테이터의 모든 치는 항상 로터와 접촉상태를 유지한다는 것이다. 가장 일반적인 스테이터의 치의 형상은 원호이며, 로터는 스테이터의 치형으로부터 생성되는데, 이러한 방법으로 만들어진 기구를 생성된 로터(generated rotor)에 대한 약어로서 제로터(gerotor)라고 부른다.

제로터 유압모터 장점은 감속기가 없으면서 저속에서 고 토크를 낼 수 있는 유압모터이고, 다른 형태의 유압모터에 비해 크기와 맥동이 적다. 따라서

공간 및 무게감소, 에너지 효율증대, 소음감소 등의 효과를 극대화 할 수 있을 것이라고 판단된다.
본 논문에서는 유압 매니퓰레이터에 필요한 유압 구동 모듈을 제로터 유압 모터 형태로 구성하였다.

2.2 유압 구동 모듈 개발

본 논문에서는 가반하중 250 kg이상을 핸들링할 수 있는 유압 매니퓰레이터를 개발하기 위해서 필요한 유압 구동 모듈 3 종을 개발하였다.
유압 구동 모듈에서 유압 모터 형태는 앞에서 언급한 것과 같이 저속 고 토크의 구동 특성을 갖는 제로터 모터를 사용하고, 제로터 모터의 위치 측정을 위해서는 방사능이나 환경에 강인한 resolver 센서를 사용하였다.
개발된 3 종의 유압 구동 모듈의 제원은 Table 1과 같다.

Table 1. The specification of the developed hydraulic actuator module

Motor	Max. speed [RPM]	Max. Torque [Nm]	Max. Output [kW]	Max. oil flow [l/min]	Max. Inlet Pressure [bar]
소형	385	300	10	60	175
중형	185	840	12.5	75	200
대형	305	1080	30	125	210

소형은 유압 매니퓰레이터의 손목(wrist) 축에 부착할 용도로 개발하였고, 중형은 매니퓰레이터의 어깨(shoulder) 축에 부착할 용도이고, 대형은 베이스(base) 축에 부착할 용도로 개발하였다.
개발된 3 종의 유압 구동 모듈의 설계도는 Fig. 2~4와 같다. 개발된 유압 구동 모듈의 모습은 Fig. 5와 같다.

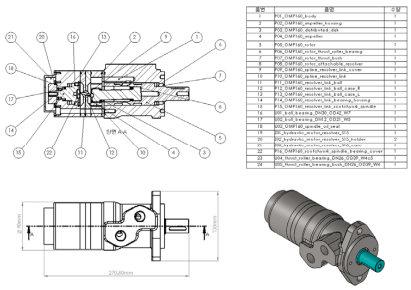


Fig. 2. The drawing of the small hydraulic actuator module.

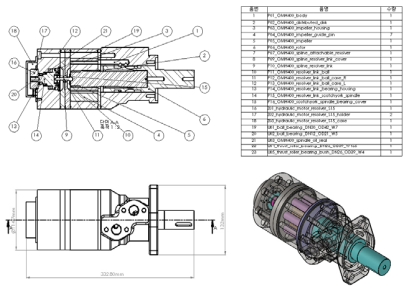


Fig. 3. The drawing of the medium hydraulic actuator module.

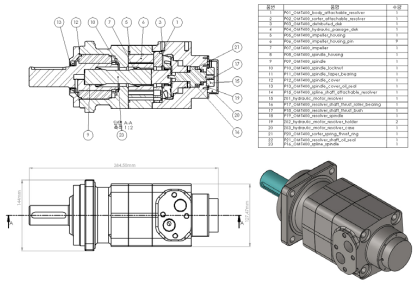


Fig. 4. The drawing of the large hydraulic actuator module.



Fig. 5. The picture of the developed hydraulic actuator modules.

3. 결론

원전 해체 핵심 설비를 해체할 때 필요한 해체용 유압 매니퓰레이터의 핵심 부품인 유압 구동 모듈을 용량별로 3종을 개발하였다. 향후 개발된 3종의 유압 구동 모듈을 이용하여 해체용 유압 매니퓰레이터를 개발하고자 한다.

4. 참고문헌

[1] Remote Handling Techniques in Decommissioning, a report of the NEA Co-operative Programme on Decommissioning project, NEA/RWM/R, 2011.

Measurement of Exposure dose to Human Model for Decommissioning of Nuclear Facilities

KwanSeong Jeong*, JeiKwon Moon, ByungSeon Choi, Dongjun Hyun,
JongHwan Lee, IkJune Kim, GeunHo Kim, and JaeSeok Seo
Korea Atomic Energy Research Institute, Daedeok-daero 989-111, Yuseong-gu, Daejeon, 305-353
*ksjeong1@kaeri.re.kr

1. Introduction

This paper is intended to suggest the method analyze and assess the exposure dose to workers in virtual decommissioning environments. To simulate a lot of decommissioning scenarios, decommissioning environments were designed in virtual reality. To simulate and assess the exposure dose to workers, human model also was designed in virtual environments. These virtual decommissioning environments made it possible to real-time simulate and assess the exposure dose to workers.

2. Methods and results

2.1 The human model in virtual decommissioning environments

The human model in virtual decommissioning environments has a feature of detecting the amount of collision between the human model and exposure dose distribution.

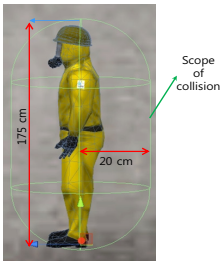


Fig. 1. The human model in virtual environments.

The scope of collision between human model and exposure dose distribution is 20 cm in radius and the height of human model is 175 cm as shown in Fig. 1.

2.2 Measurement of exposure dose to human model

The collision situations in virtual environments occur when human model overlaps with character controller in the Unity3D tool and box collider in the cube. When a worker moves in virtual decommissioning environments, the human model enters into workplace surrounding dose distribution. At this time, human model collide multiple cubes in virtual environments, the latest cube is adopted and exposure dose can be gained from values of the latest cube as shown in Fig. 2. When a collision occurs at green line as seen in Fig. 2, OnTriggerEnter function in Unity3D is called and the exposure dose in the cube is transferred into the human model. The check of collision is computed by every frame and value of exposure dose is transferred into the human model every one second.

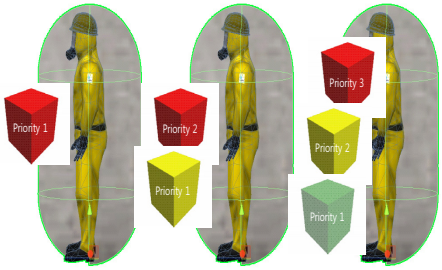


Fig. 2. The measurement of exposure dose to human model.

2.3 Tests and results

According to the procedure of exposure dose assessment, the feasibility of method was tested as shown in Fig. 3. Changing of worker position within a reactor was selected as a testing scenario of the feasibility. As a worker moves in several directions, exposure dose to the worker could be real-time checked. As seen in Fig. 3, duration of time and accumulated exposure dose could be

counted and assessed under the principle of As Low As Reasonably Achievable(whereafter 'ALARA').

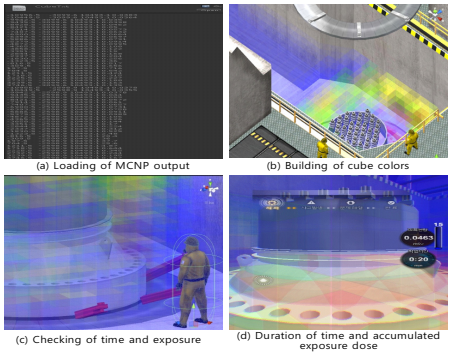


Fig. 3. The feasibility test of exposure dose assessment.

3. Conclusion

This work was to be able to simulate scenarios of decommissioning so that exposure dose to workers could be measured and assessed. To establish the plan of exposure dose to workers during decommissioning of nuclear facilities before decommissioning activities are accomplished, the method of simulation assessment was developed in virtual radiological environments.

But this work was developed as a tool of simulation for single subject mode. Afterwards, the simulation environment for multi-subjects mode will be upgraded by simultaneous modules with networking environments. Then the much more practical method will be developed by changing number of workers and duration of time under any circumstances of decommissioning. It is expected that the method will make it possible to efficiently establish the ALARA plan for decommissioning of nuclear facilities.

4. Acknowledgement

The research was supported by the Nuclear R&D Program through the Ministry of Science, ICT & Future Planning.

U-SAP 고화매질을 활용한 방사성 LiCl 염폐기물 고화체 특성 연구

이기락*, 박환서, 조인학, 은희철, 최정훈
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kirakki@kaeri.re.kr

1. 서론

최근 핵폐기물을 재활용 하기위한 방법으로 건식법인 파이로 프로세싱이 주목받고 있다. 일반적으로 파이로 프로세싱에는 연속의 electrolytic process가 수행되는데 이때 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 유리매질을 포함한 U-SAP을 제조하였으며 이를 LiCl 모의 염폐기물과 다양한 비율로 혼합하여 고화체를 합성하였다. 고화체 특성 분석을 위하여 XRD와 침출 실험 (PCT-A)을 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험

U-SAP 40wt% 제조

SiO_2-Al_2O_3-P_2O_5 SAP에 유리매질을 40wt% 포함한 조성으로 sol-gel 방법을 사용하여 유리화 매질을 만들었으며 이를 U-SAP 40w% 라 명명한다. U-SAP 40wt%는 $AlCl_3$-$6H_2O$, H_3PO_4, H_3BO_3, $FeCl_3$-$6H_2O$, TEOS를 각각 Al, P, B, Fe, Si의 소스로 사용하였다. 각각의 몰 비는 0.456/0.483/0.412/0.039/1 (Al/P/B/Fe/Si) 다음과 같다. 먼저 모든 전구체는 EtOH/H2O 솔루션에 모두 녹인 후 55 - 70°C 오븐에서 3일 동안 aging을 한 후 110°C에서 수분을 제거한다. 그 후 600°C에서 2 h 동안 열처리를 하여 U-SAP을 제조한다.

고화체 제조

LiCl,, CsCl, $SrCl_2$, $BaCl_2$ 를 90, 2, 3, 5wt% 조성으로 모의 염폐기물을 만든 후 제조한 U-SAP 40wt%과 함께 각각 다른 조성으로 혼합하여 700°C에서 탈염화 공정을 수행한다. 그 후 1250°C에서 4시간 동안 열처리를 수행하여 유리 고화체를 제조하였다.

분석

탈염화 결과물 및 고화체를 XRD (Rikagu, Cu K α radiation) 분석을 수행하였다. 침출 특석 분석을 위하여 PCT-A (ASTM standard C 1285-02, ref 3) 수행 후 ICP-AES 측정으로 침출 농도를 분석하였다.

2.2 실험결과 및 분석

Fig. 1은 U-SAP 40wt%와 모의 염폐기물을 다른 비율로 섞은 물질들의 탈염화 결과물을 XRD 분석을 수행한 결과이다. 낮은 비율에서는 Li_3PO_4가 주결정상을 형성하고 있으며 U-SAP의 비율이 증가함에 따라 Li-aluminosilicate 와 $AlPO_4$ 상이 증가함을 알 수 있다. 탈염화 과정에서는 LiCl 염이 U-SAP 상과 반응하여 새로운 결정을 형성하게 된다. 이때 LiCl의 비율이 충분할 경우에는 U-SAP에서 결합이 깨어진 반응 사이트와 결합하여 연속의 반응이 일어나게 되고 이때는 $AlPO_4$가 형성되지 않지만 반대로 LiCl이 U-SAP에 비하여 충분하지 못할 경우에는 U-SAP에서의 반응 사이트끼리 결합하여 상을 형성하게 된다.

Fig. 2는 탈염화 반응 후 1250°C에서 열처리하여 생성된 유리 고화체의 XRD 분석 결과이다. 높은 온도에서 유리 매질이 녹은 후 재결정 되면서 결정상이 변화 하여 ratio 1.5, 2, 3 에서는 $AlPO_4$와 Li-aluminosilicate 결정이 사라지고 주로 Li_3PO_4 결정상이 형성된 것을 알 수 있다.

Fig. 3은 제조한 유리 고화체의 침출 특성을 PCT-A 방법으로 분석한 결과이다. 정규화된 침출 특성은 식1을 활용하여 분석하였다.

$$LR_i = \frac{m_i}{f_i \cdot S \cdot t} \quad (1)$$

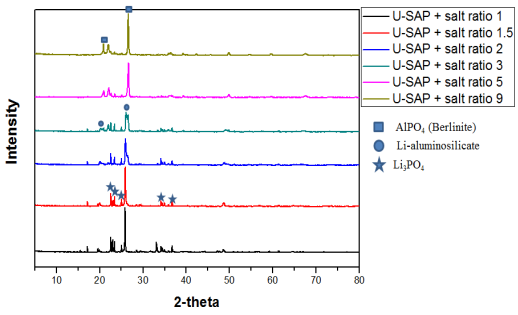


Fig. 1. XRD patterns of reaction products of U-SAP 40wt% with different ratio of waste salt in weight basis(■, $AlPO_4$(Berlinite); ●, Li-aluminosilicate; ★, Li_3PO_4).

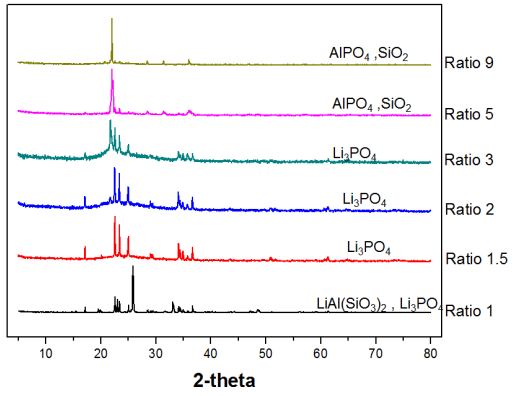


Fig. 2. XRD patterns of heat treated reaction products at 1250℃.

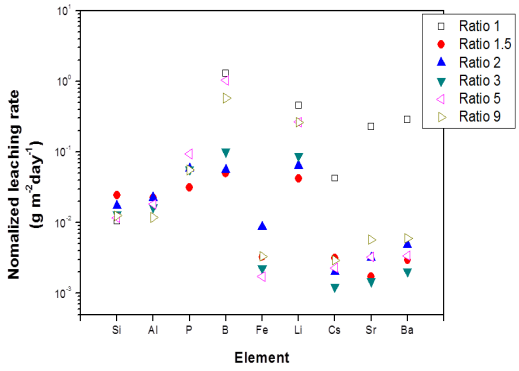


Fig. 3. Normalized leach rate of each elements for the wasteforms tested by PCT-A (test condition: 75-150 μm powdered samples, 90℃ for 7 days).

식 1에서 m_i, f_i 는 침출액내 i원소의 양 (g), 그리고 분율을 의미한다. 그리고 S는 포면적이고 t는 시간을 의미한다. Ratio 1.5, 2에서 다른 조성에 비하여 높은 침출 특성을 나타내었다.

3. 결론

본 실험에서는 제조한 U-SAP을 LiCl, CsCl, $SrCl_2$, $BaCl_2$ 사용한 모의 염폐기물과 다양한 조성으로 고화체를 제조하였다. XRD 분석에서 조성에 따라 다른 결정상을 형성함을 알 수 있었으며 침출 특성또한 달라짐을 알 수 있었다. 조성변화에 따른 결정상 및 침출 특성 변화에 대하여 그 원인을 규명할 추가적인 분석을 수행할 계획이다.

4. 참고문헌

[1] H. Park, I. Kim, Y. Cho, H. Eun, and H. Lee, Environ. Sci. Technol. 2008 42 9357-9362.

[2] H. Park, I. Cho, H. C. Eun, I. Kim, Y. Z. Cho, and H. Lee, Environ. Sci. Technol. 2011 45 1932-1939.

[3] *ISO-6961: Long-Term Leach Testing of Solidified Radioactive Wasteforms;* International Standard Organization: Geneva, Switzerland, 1982.

U-SAP을 이용한 LiCl-KCl 염폐기물의 고형화 특성

조인학[1*], 박환서[2], 이기락[2], 은희철[2], 박근일[2], 이영석[1]
[1]충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 79
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*choinhak@kaeri.re.kr

1. 서론

사용 후 핵연료의 부피감용과 처분 전처리 대안 공정으로 개발되고 있는 pyroprocessing는 전기화학적 방법을 기반으로 하기 때문에 LiCl 또는 LiCl-KCl로 구성된 염화물계 방사선 폐기물이 발생된다. 이러한 염화물계 방사선 폐기물은 900℃이하에서 대부분이 휘발되는 물리화학적 특성을 가지기 때문에, 이에 대한 고화방법이 필요하다. 미국의 ANL(Argonne National Laboratory)에서는 제올라이트의 구조의 용융염내 안정성을 이용하여 금속염화물을 sodalite($Na_8Al_6Si_6O_{24}Cl_2$)로 전환하는 방법을 제안하였다. 또한, 금속염화물을 고정화시키는 방법으로 붕규산 유리보다 낮은 용융점을 가지는 인산염유리를 이용하는 고화방법도 고려할 수 있는 방법이다. 제올라이트를 이용하는 경우에는 상대적으로 높은 내구성을 가지는 반면에, 최종처분부피가 크게 증가하는 단점을 가지며, 인산염 유리의 경우에는 최종 처분되는 부피는 상대적으로 낮으나 낮은 수화학적 안정성과 아울러 용융장치의 부식에 대한 문제가 발생된다. 또한, Cs과 Sr 및 희토류 방사성 핵종들이 포함된 금속 염화물들은 silicate 유리와 상용성이 낮기 때문에 기존의 유리고화나 시멘트 고화법으로 처리하여 안정화시키기가 어렵다. 이러한 특성을 고려하여, 공융염이 가지는 열적 화학적 불안정성을 제거하는 방법으로, 무기합성복합체를 이용하여 탈염화 후, 고화매질을 이용하여 고화하는 방법이 연구, 개발되었다. 본 연구에서는 솔젤법을 이용하여 기존에 연구, 개발된 SiO_2-Al_2O_3-P_2O_5로 이루어진 무기합성매질과 공융염계의 혼합비를 변화시키면서 고형화 특성을 평가해서 보다 균질하고 적합성이 높은 최적의 조건을 확인하고자 한다.

2. 본론

무기합성매질인 U-SAP(SiO_2-Al_2O_3-P_2O_5)은 원료물질로서 TEOS(tetraethyl orthosilicate), aluminium(III) chloride($AlCl_3$), phosphoric acid(H_3PO_4), $FeCl_3$ 그리고 boric acid(H_3BO_3)를 사용하여, 에탄올/증류수에 녹인 혼합물을 졸겔법(sol-gel)으로 70~90℃에서 5일간 숙성 및 겔화, 110℃에서 2일 동안 건조시킨 후, 650℃에서 6시간 열처리하여 제조하였다. 시험에 사용된 모의 공융염폐기물은 LiCl-KCl 90wt%, BaCl2 5wt%, $SrCl_2$ 3wt%, CsCl 2wt%이며, 무기합성매질과 금속염화물의 혼합비는 Table 1에 나타내었고, 탈염화 반응 시간은 24 h, 반응온도는 450℃에서 수행하였다.

Table 1. Mixing ratio of U-SAP/salt

	A	B	C	D	E
U-SAP/Salt ratio	1	1.5	2	2.5	3

Fig. 1은 무기합성매질과 금속염화물의 혼합비를 변화시켜 450℃에서 24시간 반응시켰을 때, 발생되는 무게감량을 나타낸 것으로 이를 통해 금속염화물에 대한 무기합성복합체의 탈염화 반응특성을 살펴볼 수 있다.

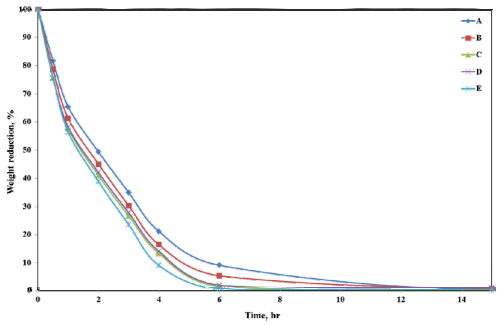


Fig. 1. Results of LiCl-KCl dechlorination by using U-SAP at 450℃.

Fig. 2에서 볼 수 있듯이 무기합성매질과 금속염화물의 혼합비가 적을수록 탈염화 반응속도가 조금 더 높은 것으로 나타나지만, 혼합된 금속염화물의

양이 적어서 동일한 반응시간에 대해서 반응속도가 크게 나타났다고 판단된다.

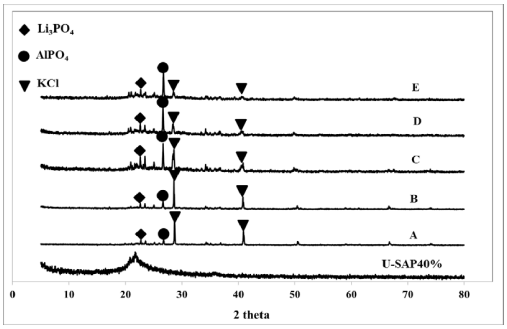


Fig. 2. XRD pattern of reaction products after dechlorination by U-SAP/Salt.

무기합성매질과 금속염화물의 탈염화 반응 후의 생성물의 XRD결과를 Fig. 2에 나타내었다. 혼합비 A~E조건 모두 생성물 내에 미반응 KCl이 존재하는 것으로 나타났다. 혼합비가 높을수록 KCl peak intensity는 점차 감소하고 $AlPO_4$ peak intensity가 점차 증가하는 것으로 보아, 무기합성매질과 금속염화물의 혼합비는 최소 2.5:1 이상이 되어야 한다고 판단된다. 그리고, 무기합성매질과 LiCl계만 탈염화 반응을 수행한 결과와는 다르게 $Li_xAl_xSi_{1-x}O_2$ peak는 나타나지 않았다.

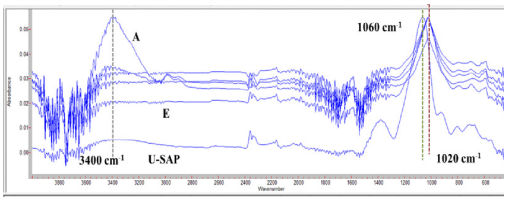


Fig. 3. FT-IR spectra of reaction products after dechlorination.

Fig. 3은 탈염화 생성물의 FT-IR 스펙트라를 나타낸 것이다. 하단에 보이는 것이 U-SAP이며 약 1060 cm^{-1}에서 phosphate 스펙트럼이 나타났다. A-E 모두 약 1020 cm^{-1}에서 스펙트럼이 나타났는데 이것도 phosphate band이며, 무기합성매질과 금속염화물의 혼합비가 적은 A에서 약 3400 cm^{-1} 정도에 나타난 OH-band를 확인할 수 있었다.

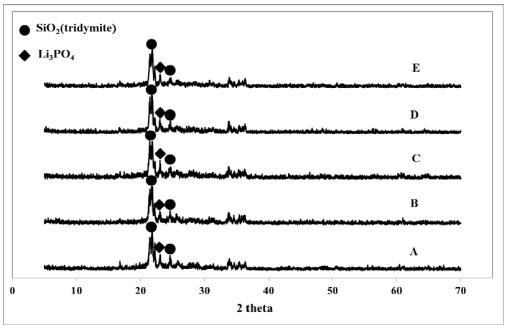


Fig. 4. XRD pattern of the solidified products.

Fig. 4는 탈염화 반응 후의 생성물을 1250℃에서 고화체로 제조한 시료의 XRD 결과를 나타낸 것이다. A~E모두 SiO_2, Li_3PO_4 peak나 나타났으며, peak intensity 차이는 없는 것으로 나타났다.

3. 결론

본 연구에서는 무기합성매질과 공융염계 금속염화물의 혼합비에 따른 고형화 특성을 살펴보았다. 무기합성매질과 금속염화물의 혼합비에 따른 탈염화 반응속도는 크게 차이는 없으나, XRD 결과상으로 혼합비가 최소 2.5:1이상이 되어야만 미반응 생성물이 남아있지 않는 것을 알 수 있었다. 향후 혼합비 2.5:1을 기준으로 세밀하게 실험조건을 변화시켜 탈혐화 및 고형화 특성을 살펴볼 계획이다.

4. 참고문헌

[1] Environmental Science and Technology, "Stabilization/solidification of radioactive molten salt waste via gel-route pretreatment", 41, 1345-1351, 2007.

[2] Environmental Science and Technology, "Stabilization/solidification of radioactive salt waste by using $xSiO_2$-yAl_2O_3-zP_2O_5 (SAP) material at molten salt state", 42, 9357-9362, 2008.

[3] Environmental Science and Technology, "Characteristics of Wasteform Composing of Phosphate and Silicate to Immobilize Radioactive Waste Salts", 45, 1932-1939, 2011.

사용후핵연료 파이로공정 발생 LiCl 염폐기물 처리를 위한 경막 용융결정화 공정에서 결정 내 불순물 핵종의 분포 특성

이태교*, 조용준, 최정훈, 은희철, 박환서, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*tklee@kaeri.re.kr

1. 서론

산화물 핵연료를 에너지 자원으로 재사용하기 위한 방법으로 고온의 용융염을 전해매질로 사용하는 파이로 건식공정은 전해환원, 전해정련 및 전해제련 공정으로 구성된다. 각 공정처리 후 전해매질 내에는 불순물 핵종이 누적되며 전해환원 공정에서는 고방열성인 1족 및 2족 핵종을 포함하고 있는 LiCl 염폐기물과 전해정련 및 제련 공정에서는 희토류 핵종을 포함하고 있는 LiCl-KCl 공융염폐기물이 발생한다. 염폐기물은 고방열성 핵종들을 포함하고 있으며 최종 처분대상 폐기물의 감량을 위해서 이들 핵종을 분리/농축시킬 필요가 있다. 이러한 고방열성인 핵종들만을 분리하고 정제된 염을 전해환원 공정에 재사용하는 기술을 개발한다면 최종 처분되는 고준위 고화체의 양을 최소화 할 수 있을 뿐 아니라 염의 재생으로 인한 파이로 공정의 경제성을 증대시킬 수 있다. 이를 위해 한국원자력연구원 에서는 경막 결정화 (Layer Melt Crystallization) 방법을 이용하여 고방열성인 I/II족 핵종을 포함하는 LiCl 염폐기물의 재생에 대한 연구를 수행하고 있다[1].

경막 결정화 공정에서는 결정성장 속도에 따라 생성되는 결정의 형상이 달라지며 침상구조의 결정이나 비정형 구조의 결정의 경우 결정 사이에 모액의 불순물이 포함되어 결정의 순도가 낮아지게 되는 원인이 된다. 이러한 결정성장속도에 따른 분리효율의 차이를 확인하고 자 본 연구에서는 경막결정화를 이용한 LiCl 염폐기물 처리공정에서 결정성장속도에 따라 생성되는 결정의 형상과 결정 내 불순물 핵종의 분포 특성을 살펴보았다.

2. 본론

2.1 실험 및 결과

본 연구에 사용된 Lab-scale 경막 결정화 장치는 세 개의 결정판이 장착되어 있으며 결정판 내부로 냉각공기를 유입함으로서 결정판 외벽에 LiCl 결정을 성장시켜 용융상태의 염폐기물로부터 고체상의 LiCl로 분리하는 장치이다. 결정화 공정에서 냉각매체의 유량을 조절하여 LiCl의 결정성장속도를 제어할 수 있으며 이러한 결정성장속도에 따라 생성되는 결정은 형상과 결정 내 핵종의 분포가 달라지며 이러한 결과로 결정성장속도에 따른 핵종분리효율의 차이를 보이게 된다. 이러한 결정성장 속도에 따른 결정의 형상과 불순물 핵종의 분포 특성의 살펴보고자 lab-scale LiCl 결정화장치를 이용하여 전해환원공정에서 2ton의 사용후핵연료 처리후 발생하는 LiCl 염폐기물 핵종농도($BaCl_2$=2.31%, $SrCl_2$=1.11%, CsCl=0.03%)에서 2 step의 유량조건으로 유량증가율을 0.080 L/min과 0.021 L/min으로 수행하여 다른 결정생성속도 조건에서 생성된 결정의 특성을 비교해 보았다. 먼저 결정판 외벽에 형성된 결정의 사진을 Fig. 1에 비교하였다. 빠른 결정성장 속도의 조건에서 생성된 결정은 느린 결정 성장속도에서 생성된 결정보다 내부 결정의 크기가 작음을 알 수 있으며 느린 결정성장속도에서 보다 조밀한 결정성장 형태와 투명한 결정이 형성됨을 보인다. 또한 빠른 결정성장 조건에서는 결정표면에 급격한 결정형성으로 무정형 형태의 결정이 형성됨을 보였으며 느린 결정성장 조건에서는 이러한 결정형상이 크지 않음을 알 수 있다. 이러한 결정성장 속도에 따른 생성되는 결정형상의 차이로 핵종분리 효율의 차이를 보이며 일반적으로 빠른 결정성장 속도에 의해 급격히 생성된 결정은 내부 침상구조의 결정과 외부 무정형의 결정상 내 불순물의 내포가 쉽게 일어나 최종적인 결정의 순도를 떨어뜨리는 원인이 된다. Fig. 2는 결정성장 속도를 달리하여 생성된 LiCl 결정의 광학현미경 사진을 결정의 부위를 달리하여 비교하였다. 빠른 결정성장 속도에서 형성된 결정에서 내부 결정은 조밀한 결정 형태를 보이나 결정 표면 쪽에는 조밀하지 못한 비정형 결정이 형성되어 있음을 보였으며 결정 내부와 비정형 결정의 경계는 침상구조의 결정이 형성되어 있음을 알 수 있다. 느린 결정성장 속도 조건에서 생성된 결정은 매우 조밀한 내부 결정 형상을 보였으며 결정표면에 매우 얇은 층의 침상구조

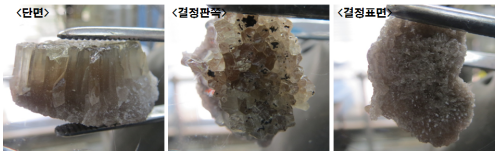
의 결정이 형성되어 있음을 보였다.

3. 결론

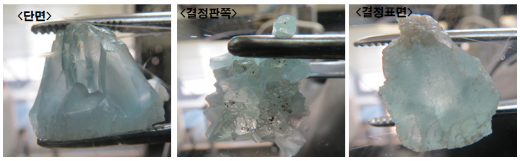
경막 용융결정화 공정에서 결정성장 속도에 따라 결정판 외벽에 생성되는 LiCl 결정은 내부의 조밀한 형태의 결정과 결정표면의 비정형 결정이 생성됨을 보이며 이러한 형상의 차이로 생성된 LiCl 결정 내 불순물 핵종은 결정내부 보다 결정표면에 주로 분포하게 된다. 낮은 결정성장속도의 조건에서 생성된 결정이 보다 조밀한 결정형상을 보이며 결정 표면의 비정결정의 생성을 감소시킬 수 있으며 이러한 결과 보다 높은 핵종분리 효율을 얻을 수 있다. 결정표면에 주로 존재하는 불순물 핵종은 부가적인 정제공정인 sweating 공정으로 제거할 수 있으며 이러한 경막 용융결정화 공정 후 sweating 공정을 통해 고순도의 LiCl 염을 회수할 수 있을 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] Y. Z. cho, J. S. Jung, H. S. Lee, I. T. Kim, J. Kor. Rad. Waste Soc., Vol. 8(1), p.71-77, 2010.

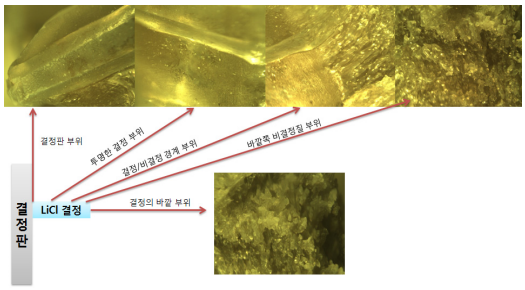


(a) Fast crystal growth

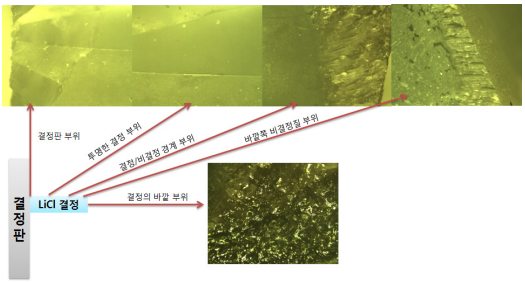


(b)Slow crystal growth

Fig. 1. Images of LiCl salt crystallized under the fast and slow crystal growth rate condition.



(a) Fast crystal growth



(b) Slow crystal growth

Fig. 2. Analysis of crystal phase for the LiCl salt crystallized under the fast and slow crystal growth rate condition.

인산화/증류를 이용한 사용후핵연료 파이로공정 발생 공융염폐기물의 재생성 평가

은희철[1*], 최정훈[1], 이태교[1], 조용준[1], 조인학[2], 이기락[1], 박환서[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 79
[*]ehc2004@kaeri.re.kr

1. 서론

용융염 내에서 전기화학적 방법을 이용하여 사용후핵연료로부터 유용한 자원인 U 및 TRU 금속을 회수하는 사용후핵연료 파이로공정(pyrochemical process)에서는 방사성 희토류 핵종들을 염화물 형태로 함유한 LiCl-KCl 공융염폐기물이 상당량 발생되며[1-7], 이러한 파이로공정에서 발생되는 방사성 폐기물의 발생량을 저감하기 위해서는 LiCl-KCl 공융염폐기물 내 방사성 희토류 핵종을 분리하고 LiCl-KCl 공융염을 재활용이 가능한 형태로 회수하는 것이 가장 효과적이다.

이를 위해 한국원자력연구원에서는 희토류 핵종 침전/분리공정과 잔류공융염 감압휘발/응축회수공정으로 구성된 공융염 재생시스템을 개발하였으며[8], 이 시스템을 통해 희토류 핵종을 고화처리가 용이한 형태로 분리할 수 있고, 발생된 공융염폐기물의 대부분을 재활용이 가능한 형태로 회수할 수 있음을 확인하였다 [8]. 그러나 상기의 침전/분리공정은 감압증류를 통한 희토류 핵종과 공융염을 완전한 분리를 위해 고체염을 반응용기에서 회수한 후 기계적 절단을 통해 희토류 침전물을 함유한 침전층을 분리하는 공정이 포함되어 있으며, 이 과정에서 희토류 핵종이 분리된 재활용이 가능한 염의 오염 또는 소실 등이 발생되는 문제점을 가지고 있다. 이러한 문제점은 폐기물 감량 및 정제염 순도 증진을 저해하는 요인들로 이러한 문제점을 해결하기 위한 개선연구가 필요하다.

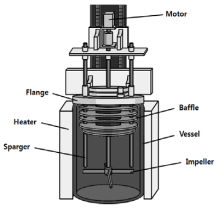
따라서, 본 연구에서는 희토류 핵종을 침전/분리하는 것이 아닌 열적으로 안정한 인산화 형태로만 전환한 후 실온으로 냉각하여 고체염을 회수하고, 회수한 고체염 전체를 증류함으로써 정제염의 회수율 및 순도를 증진시킬 수 있는 인산화/증류공정을 통해 희토류 핵종 함유 LiCl-KCl 공융염으로 부터의 희토류 핵종의 분리효율 및 정제염 회수율과 순도를 평가하고, 기존의 침전/분리공정 및 감압증류공정으로 구성된 공융염 재생시스템과 비교하고자 하였고, 이 때 회수된 정제염의 CV를 측정하였으며, 이 자료를 이용하여 인산화/증류를 이용한 공융염 폐기물의 재생성을 평가하고자 하였다.

2. 실험 및 결과

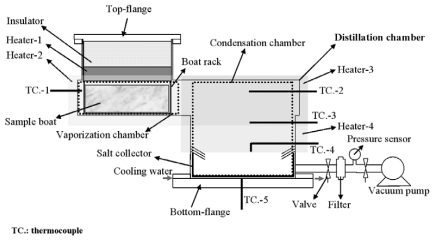
본 연구에서 사용된 공융염 내 희토류 핵종 인산화장치와 희토류 인산화물 함유 공융염 감압증류장치의 개략도는 Fig. 1과 같다.

Fig. 1(a)에서와 같이 희토류 핵종 인산화장치는 axial 형태의 pitched four blade 임펠러에 배플(baffle)용 가스분산관으로 구성된 교반장치가 설치된 플랜지, 반응용기, 반응기, 전기히터, 전기모터 등으로 구성되어 있다. 5wt%의 희토류 염화물(YCl_3, $LaCl_3$, $CeCl_3$, $PrCl_3$, $NdCl_3$, $SmCl_3$, $EuCl_3$, $GdCl_3$)을 함유한 LiCl-KCl 공융염(LiCl:KCl=0.452:0.548)이 대상시료로 사용되었으며, 희토류 핵종의 인산화를 위해 Li_3PO_4와 、K_3PO_4를 공융염 혼합비와 같은 비로 혼합하여 인산화제로 사용하여 공융염의 조성이 변화되지 않도록 하였고, 이 때 인산화제는 아래의 반응식을 바탕으로 1당량에 해당되는 양을 주입하였다. 공융염 내 희토류 핵종의 인산화실험은 450°C의 운전온도와 300 rpm의 교반조건에서 수행되었으며, 운전과정에서의 희토류 핵종의 인산화 전환효율을 살펴보기 위해 일정시간 간격으로 시료를 채취하여 시료 내 희토류 핵종의 농도를 분석하였다.

Fig. 1(b)에서와 희토류 인산화물 함유 공융염 감압증류장치는 휘발된 공융염의 불필요한 침적을 최소화하고 공융염의 이동경로를 단축시키기 위해 공융염의 휘발부와 응축부를 일체형의 챔버로 제작하였다. 이를 통해 장치를 효과적으로 단순화할 수 있었다. 또한 내부 압력 유지에 의한 진공펌프의 연속가동으로 발생되는 공융염의 소실과 공융염 증기의 불규칙한 응축거동을 방지하고자 공융염의 휘발이 발생되지 않는 일정온도에서부터 닫힌계 운전이 가능하도록 하였고, 온도구배에 의해 한 곳에서만 휘발된 염이 포집될 수 있도록 하였으며, 이러한 특징으로 인해 응축부에서 회수되지 않은



(a) Rare earth phosphorylation equipment



(b) Vacuum distillation equipment

Fig. 1. A schematic diagram of rare earth phosphorylation and vacuum distillation equipment.

공융염들이 추후 운전과정에서 다시 회수될 수 있어 휘발된 염을 거의 대부분 회수할 수 있는 장점을 보유하고 있다. 감압증류장치는 2단계로 나누어 운전이 수행된다. 1단계는 휘발부 온도를 기준으로 일정온도까지 가열하면서 장치내부를 일정압력(수 mTorr)까지 감압하는 단계이고, 2단계는 장치를 닫힌계로 조성하고 감압장치 작동을 멈춘 후 장치 내부가 휘발 및 응축이 될 수 있는 온도구배를 조성하도록 가열하여 공융염이 장치내에서 휘발 및 응축거동이 진행되어 공융염이 장치의 응축부 하부에 존재하는 회수용기에 포집되도록 하는 단계이다. 이상의 장치들을 이용하여 희토류 핵종을 함유한 공융염의 인산화/증류를 수행한 결과, 30분 이내의 운전시간에서 99% 이상의 희토류가 효과적으로 인산화되었고, 감압증류 후 회수된 정제염의 자료를 통해 공융염의 99% 이상이 회수됨은 물론 희토류 분리효율이 인산화효율에 비해 증진되는 것으로 나타났다. 이와 같이 회수된 정제염을 이용하여 CV(cyclic voltamogram)를 측정하였으며, 그 결과 LiCl-KCl 공융염의 원시료(raw material)의 CV와 거의 유사한 것으로 확인되었다. 따라서, 이상의 인산화/증류를 통해 정제염의 회수율과 순도를 증진할 수 있음은 물론 전해공정에서 원료물질로서 회수된 정제염을 재활용할 수 있음을 알 수 있었으며, 이상의 실험자료들은 단일장치 형태의 인산화/증류장치 설계에 활용하여 공융염폐기물 재생을 위한 공정장치 감축에 기여할 수 있을 것으로 판단된다.

3. 참고문헌

[1] T. R. Griffiths, V. A. Volkovich, S. M. Yakimov, I. May, C. A. Sharrad, J. M. Charnock, J. Alloy and compound, 418, 116-121, 2006.

[2] V. A. Volkovich, T.R. Griffiths, R.C. Thied , J. Nucl. Mater., 323, 49-56, 2003.

[3] M. Matsumiya, H. Matsuura, J. Electroanal. Chem., 579, 329-336, 2005.

[4] O. Shirai, M. Iizuka, T. Iwai and Y. Arai, Anal. Sci., 17, 51-57, 2001.

[5] J. P. Ackerman, Ind. Eng. Chem. Res., 30, 141, 1991.

[6] T. Kato, T. Inoue, T. Iwai., Y. Arai, J. Nucl. Mater., 357, 105-114, 2006.

[7] H. C. Eun, Y. Z. Cho, H. S. Park, T. K. Lee, I. T. Kim, K. I. Park, H. S. Lee, J. Nucl. Mater., 408, 110-115, 2011.

[8] H.S. Lee, G.I. Park, K.H. Kang, J.M. Hur, J.G. Kim, D.H. Ahn, Y.Z. Cho, E.H. Kim, Nucl. Eng. Technol. 43 (2011) 317-328.

중성자흡수능 시험용 희토류 소결체의 제조 및 특성 분석

최정훈[1*], 은희철[1], 조인학[2], 이기락[1], 박환서[1], 박근일[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 99
[*]mrchoijh@kaeri.re.kr

1. 서론

고온의 용융염을 전해매질로 사용하는 파이로 건식공정은 사용후 핵연료를 재활용할 수 있는 기술로서 전해환원, 전해정련 및 전해제련 공정으로 구성된다. 각 공정처리 후 전해매질 내에는 불순물 핵종이 누적되며, 전해환원 공정에서는 LiCl이, 전해정련 및 제련공정에서는 공융염 (LiCl-KCl)이 염폐기물로 발생된다. 특히 공융염 내에는 방사성 희토류 핵종이 다량 존재하며, 염폐기물의 발생량을 줄이기 위해 공융염 내에 존재하는 희토류 핵종을 분리/제거할 필요가 있다. 이러한 공융염 내의 희토류 핵종은 산소 분산방법에 의해 희토류 염화물을 희토류 산화물로 침전시켜 분리/제거하며,[1] 분리된 희토류 산화물은 안정한 형태의 고화체로 제조하여 최종 처분하게 된다.

파이로 건식공정에서 발생하는 희토류 핵종 내에는 Gd와 같이 중성자흡수단면적이 비교적 큰 핵종이 존재하여 중성자흡수체로 추가적인 재활용이 가능할 것이라 사료되며, 이를 통해 폐기물 감량에도 기여할 수 있다. 본 연구에서는 파이로 건식공정에서 발생하는 희토류 핵종의 중성자흡수능을 평가하고자 희토류 핵종 50wt%를 포함하는 희토류소결체를 제조하였고, 물리적 및 열적 특성분석을 통하여 소결체로서의 건전성을 평가하였다. 또한 중성자흡수체로서의 안전성을 파악하고자, 중성자흡수능 시험 후 물리적 특성변화 분석을 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험 및 결과

중성자흡수능 시험을 위한 희토류 원소의 조성을 Table 1에 나타내었다. 전체 소결체 중 희토류 산화물의 로딩율은 50wt%이며, 46wt%의 Nd_2O_3 그리고 4wt%의 Gd_2O_3로 설정하였다. 이때 희토류 원소의 대부분에 해당하는 Nd_2O_3의 경우 열중성자 흡수단면적이 매우 작아 중성자흡수를 하지 않는 dummy물질로 선정하였으며, 열중성자 흡수단면적이 커, 중성자흡수체로서 주요 역할을 할 것이라 예상되는 Gd_2O_3의 중성자흡수능을 파악하기 위하여 4wt%로 설정하여 소결체를 제조하였다.

희토류의 함량이 50wt%로 매우 높으며 고밀도인 소결체를 제조하기 위하여 매질로서 SiO_2-Al_2O_3-B_2O_3 유리매질을 이용하였고, 매질 조성은 SiO_2 : Al_2O_3 : B_2O_3 = 3 : 2 : 1의 조건을 이용하여 소결체를 제조하였다. 중성자흡수능 시험을 고려하여 직경 1.1 cm, 높이 3 cm의 실린더 타입의 소결체로 제조하였으며, 구체적인 제조방법은 다음과 같다. 5.5 g의 고화매질 및 5.5 g의 희토류 산화물을 mortar를 이용하여 grinding 및 mixing을 한 후, 내경 1.1 cm, 높이 15 cm의 graphite 도가니에 tapping을 하여 충진하였다. 가열로에 도가니를 장입 후, 불활성 가스인 Ar으로 치환 후, 6°C/min의 승온속도로 1,450°C로 승온하여 4시간 소결반응을 수행하였다. 상온으로 서서히 냉각 후, graphite 도가니에서 희토류 소결체를 분리하였다. 상기의 방법으로 제조한 중성자흡수능 시험용 희토류 소결체를 Fig. 1에 나타내었다. 기초 소결체 제작 테스트 결과 상기의 조성으로 제조할 경우, 중성자흡수능 시험용 희토류 조성 하에서 거시적으로 견고한 형상의 소결체가 제조되는 것을 확인하였다.

중성자흡수능 시험을 위하여 상기의 희토류 소결체를 총 42개 제작하였으며, 제작의 균질성을 확인하기 위하여 총 16개의 소결체 시편을 무작위로 선정하여 무게, 직경, 높이를 실측하였다. 제작된 희토류 소결체의 무게는 10.8604±0.0242 g, 직경은 10.90±0.01 mm, 그리고 높이는 29.98±0.01 mm였으며, 목표로 했던 소결체 설계 사이즈인 직경 11 mm, 높이 30 mm에 비해, 제작오차는 각 0.91% 및 0.05%로서 소결체 제작공정의 균질성이 매우 우수한 것을 확인할 수 있었다. 이로부터 산출된 소결체의 밀도(Bulk density)의 평균값은 3.882±0.010 g/cm^{3}로서 고밀도의 소결체가 얻어진 것을 확인할 수 있었다.

중성자흡수능 시험용 소결체의 물리적 강도를 파악하기 위하여 만능시험기(Universal Testing Machine)

를 이용하여 압축강도 및 탄성계수를 측정하였다. 시편의 사이즈는 추후 중성자흡수체로서의 사용성을 고려하여 직경 11 mm, 높이 11 mm인 종횡비 1:1의 실린더 타입으로 가공 후, 측정하였으다. 중성자흡수능 시험용 희토류 소결체의 압축강도는 510.04 MPa, 탄성계수는 11.56 GPa였으며, 압축강도는 국내 중저준위 폐기물의 처분장 인수기준 압축강도 값(500 PSi, 또는 3.4 MPa)을 상회하는 값으로서, 중성자흡수체로서도 충분히 안정적으로 사용가능하리라 사료된다.

중성자흡수능 시험은 열중성자의 측정비를 통해 중성자흡수체의 성능을 분석하였으며, 약 3.71E+02 neutrons/cm^2/sec 플럭스의 중성자를 희토류 소결체에 조사하였다. 중성자 조사 후 희토류 소결체의 물리적 특성 변화 여부를 분석하기 위하여 XRD, SEM, EDX, Electron mapping, 압축강도 분석 등을 수행하였으며, 해당 중성자 조사영역에서는 물리적 건전성을 유지하고 있는 것을 확인하였다.

3. 결론

중성자흡수능 시험을 위한 희토류 산화물 50wt%를 포함하는 희토류 소결체를 제조하였으며, 밀도 측정, XRD, SEM, EDX, 압축강도/탄성계수, 열적특성 및 핵종균질성 분석 등을 통하여 소결체로서의 물리적 건전성을 확인하였다. 또한 중성자흡수 시험 후의 희토류 소결체의 물리적 특성 분석을 통하여, 중성자 조사 시험 후에도 물리적 건전성을 유지하고 있는 것을 확인할 수 있었다.

Table 1. Composition of glass matrix and rare-earth oxide in solid wasteform

Material	Composition [wt%]
Matrix composition	
SiO_2	25.00
Al_2O_3	16.70
B_2O_3	8.30
Total (Matrix)	50.00
Rare-earth composition	
Nd_2O_3	46.00
Gd_2O_3	4.00
Total (Rare-Earth)	50.00

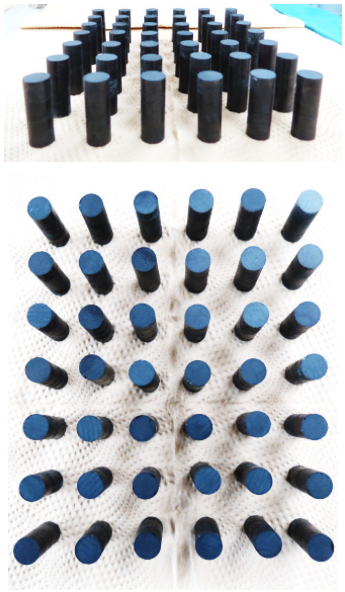


Fig. 1. Rare-earth solid waste form for the neutron absorption test.

4. 참고문헌

[1] Y. Z. Cho, H. C. Yang, G. H. Park, H. S. Lee and I. T. Kim, *J. Nucl. Mater.*, 384 (2009) 256-261.

혼합 용융염에서 Zirlo 피복관으로부터 Zr 회수 연구

이창화*, 전민구, 강덕윤, 강권호, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*chwalee@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 공정은 용융염에서 전기화학을 이용하여 사용후핵연료로부터 우라늄(U)과 초우라늄(TRU)을 회수하여 재활용하고, 폐기물의 감소를 극대화할 수 있는 비핵확산성 처리기술이다[1]. 한국원자력연구원에서 개발하고 있는 파이로공정은 핵연료집합체를 해체, 인출, 절단하여 원료물질을 제조하는 전처리 공정과 생산된 원료물질을 전해환원, 전해정련, 전해제련 등을 통해 U ingot을 제조하는 후처리 공정으로 이루어진다. 이 때, 전처리 공정 발생하는 폐 피복관과 구조재 폐기물의 양은 U 10톤을 기준으로 각각 2.5톤과 1톤에 이른다. 특히 폐 피복관의 경우 노내에서 핵분열 및 방사화에 의한 고 방사성 핵종들이 발생되기 때문에 기존에 상용화되어 있는 압축법이나 용융법을 통해 처리할 경우, 발생된 폐기물 전량이 중준위 기준을 초과할 것으로 예상된다. 따라서, 파이로 공정에서 발생되는 금속 폐기물의 양을 효과적으로 줄이기 위해서는 폐 피복관재의 대부분을 차지하는 지르코늄(Zr)을 분리 처리할 수 있는 새로운 방법이 필요하다.

이러한 처리법 중 하나인 전해정련은 용융염 내 양극 바스켓에 담긴 폐 피복관으로부터 Zr을 전기화학적으로 환원시킴으로써, 폐기물의 준위 및 발생량을 감소시킬 수 있는 기술이다[2]. 특히, 금속형태의 Zr으로 회수되기 때문에 염 휘발 이외의 추가 공정 이 필요없다는 장점이 있으며, 이렇게 회수한 Zr을 재활용할 경우, 추가적인 경제적 이득도 얻을 수 있다.

기존의 Zr 전해정련 연구에서는 공정온도가 상대적으로 낮은 LiCl-KCl-$ZrCl_4$ 용융염이 주로 사용되어 왔으나, chloride 기반의 용융염 특성으로 인해 Zr 전착물 내 염의 함유량이 높다는 문제가 있었다.

본 연구에서는 이를 해결하기 위해 LiCl-KCl 용융염에 fluoride 화합물이 첨가된 혼합 용융염을 사용하여 Zr 환원거동을 살펴보고, Zirlo 피복관으로부터 Zr 전해정련을 수행하였다.

2. 본론

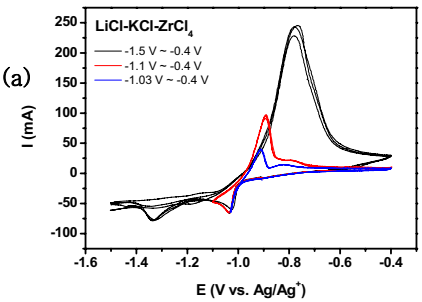
2.1 실험방법

LiCl-KCl 용융염에서 fluoride 화합물의 영향을 살펴보기 위해 600°C의 LiCl-KCl-$ZrCl_4$-LiF과 LiCl-KCl-ZrF_4를 혼합용융염으로 사용하였다. 양극과 음극은 각각 Zirlo 튜브 및 텅스텐 선(W wire)를 각각 사용하였으며, 기준전극은 Ag/AgCl (1 wt%)를 mullite 튜브에 넣어 사용하였다. 용융염 내에서 Zr의 전기화학적 산화, 환원거동을 살펴보기 위해 Potentiostat/galvanostat (BioLogics, SP-150)을 사용하였으며, 음극에 전착되는 Zr의 형상관찰 및 성분 분석을 위해 SEM-EDX, ICP-AES, XRD 등을 사용하였다.

2.2 실험결과

Fig. 1 용융염의 종류에 따른 Zr의 산화, 환원반응 거동을 나타낸다. Fig. 1(a)는 600°C의 LiCl-KCl-$ZrCl_4$ 용융염에 대한 cyclic voltammetry로 all-chloride 전해액에서의 특징인 두 개의 특징적인 환원 peak가 -1.02 V와 -1.33 V에서 관찰된다. 이것은 다음의 환원반응에 기인한 것으로 예상된다.

$$Zr^{4+}+3e^{-}\rightarrow Zr^{+} \quad E_p=-1.02V \quad (1)$$
$$Zr^{2+}+2e^{-}\rightarrow Zr$$
$$Zr^{+}+e^{-}\rightarrow Zr \quad E_p=-1.33V \quad (2)$$
$$Zr^{4+}+4e^{-}\rightarrow Zr$$



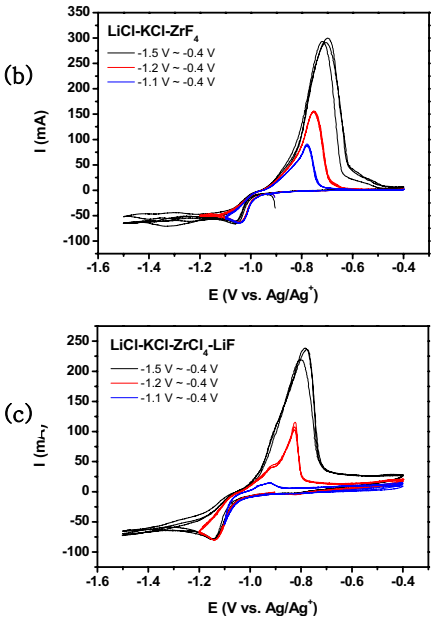


Fig. 1. Cyclic voltammetries for Zr reduction/oxidation in (a) LiCl-KCl-$ZrCl_4$, (b) LiCl-KCl-ZrF_4, and (c) LiCl-KCl-$ZrCl_4$-LiF at 600°C at a scan rate of 50 mV/s.

반면, 용융염에 $ZrCl_4$ 대신 ZrF_4 또는 $ZrCl_4$-LiF를 첨가했을 때는 Fig. 1(b)와 1(c)와 같이 두 개의 환원 peak이 단일 peak로 변화되며, LiCl-KCl-$ZrCl_4$-LiF의 경우 -1.15 V에서 환원 peak가 뚜렷하게 나타난다. 이것은 Girginov et al.[3]이 나타낸 바와 같이 F^-/Zr^{4+}가 6보다 클 때, Zr 양이온에 배위결합하고 있는 Cl^-가 모두 F^-로 치환되어 반응경로가 달라지는 것으로 생각된다.

또한, 각각의 용융염에 대하여 일정전위 또는 일정전압에서 Zr전착을 수행한 결과, fluoride 첨가에 의해 Zr 전착물이 dendrite 형상을 갖는 것으로 확인되었다(Fig. 2).



Fig. 2. Photo images of electrorefined Zr on W cathodes in various molten salts; (a)LiCl-KCl-$ZrCl_4$, (b) LiCl-KCl-ZrF_4, and (c) LiCl-KCl-$ZrCl_4$-LiF.

특히, LiF를 첨가하여 F^-의 몰 수를 Zr^{4+}의 몰 수와 독립적으로 조절하여 과량으로 첨가하였을 때, 전착형상 뿐 아니라 Zr의 결정성도 향상시킬 수 있었다(Fig. 3). 또한, ICP-AES 등을 이용해 Zr 전착물 내 Zr의 함량을 측정한 결과, all-chloride에서 약 10wt% 였으나, LiF를 첨가하여 약 60wt%까지 향상시킬 수 있었다.

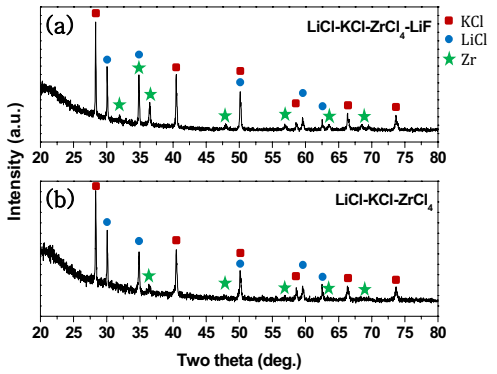


Fig. 3. XRD patterns of Zr deposited at (a) -1.1 V for 3 hrs in 600°C LiCl-KCl-$ZrCl_4$-LiF and (b) -1.0 V for 3 hrs in 600°C LiCl-KCl-$ZrCl_4$ salts.

3. 결론

폐 피복관 처리를 위한 Zr 전해정련에서 fluoride 첨가를 통해 Zr의 환원반응경로를 조절함으로써 회수된 Zr의 형상 개선 및 염 포함량 감소를 얻을 수 있었다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] J. J. Laidler, J. E. Battles, W. E. Miller, J. P. Ackerman, and E. L. Carls, Prog. Nucl. Energ., Vol. 31, pp. 131-140. 1997.

[2] C. H. Lee, Y. L. Lee, M. K. Jeon, Y. T. Choi, K. H. Kang, G. I. Park, J. Nucl. Mat., Vol. 449, pp. 93-100, 2014.

[3] A. Girginov, T. Z. Tzvetkoff, and M. Bojinov, J. Appl. Electrochem., Vol 25, pp. 993-1003, 1995.

Synthesis of New Adsorbent for the Capture of Iodine Gas

Jae Hwan Yang[1*], Jin Myeong Shin[1], Jang Jin Park[1], Geun-Il Park[1], and Man-Sung Yim[2]
[1]Korea Atomic Energy Research Institute, 989-111 Daedeok-daero, Yuseong-gu, Daejeon, 305-353
[2]Korea Advanced Institute of Science and Technology, 291 Daehak-ro, Yuseong-gu, Daejeon 305-701
[*]yjh98@kaeri.re.kr

1. Introduction

Radioactive iodine (^{129}I) is one of the most important fission products released as off-gas during high-temperature treatment of spent nuclear fuel called voloxidation. The management of ^{129}I is critical in nuclear industry due to its long half-life and negative health effects. Many studies were performed to trap ^{129}I containing off-gas, and silver loaded zeolites (AgX or AgZ) have been commoly used [1]. However, iodine molecules anchored to the pore surfaces of zeolite suffer from low thermal stability. The thermal weakness of captured iodine hinders the long-term storage of ^{129}I waste. In addition, the expensive price of silver makes the adsorption process not economic. Herein, we introduce a novel synthesis of new materials that can be used to trap ^{129}I containing off-gas. For the synthesis of adsorbents, mesoporous silica (SBA-15) [2] was functionalized with thiol moiety, and thiol-functionalized SBA-15 was loaded with bismuth nanoparticles. The result of iodine capturing test showed that the adsorption capacity of our adsorbent was comparable to that of silver exchanged zeolite (AgX), which is attributed to the high reaction tendency between bismuth and iodine, combined with ordered pore structure of SBA-15.

2. Experimental Section

2.1 Sample Preparation and Characterization

Synthesis of SBA-15 and thiol-functionalization was performed following the described procedure elsewhere [3]. For a typical synthesis, 35.5 mmol of tetraethylorthosilicate (TEOS) was mixed with 125 g of 1.9 M HCl solution containing 4.0 g of Pluronic P123, and stirred at 40°C for 3 h prior to the addition of 5.5 mmol of 3-mercaptopropyltrimethoxysilane (MPTMS). After additional stirring at 40°C for 20 h, the mixture was hydrothermally reacted at 100°C for 24 h. The aged material was filtered, washed with deionized water, and dried in oven at 40°C. Then, the thiol-functionalized SBA-15 was loaded with bismuth by immersing 1.0 g of the solid material into 100 ml of bismuth solution prepared from bismuth chloride and methanol for 6 h. The bismuth loaded material was named Bi-thiol-functionalized SBA-15. We also wanted to examine the difference of adsorption performance according to the degree of oxidation state. Therefore, the Bi-thiol-functionalized SBA-15 was reduced with heat-treatment at 200°C in 4% H_2/Ar for 3 h. The reduced sample was named Bi^0-thiol-functionalized SBA-15. Additionally, we prepared samples named Bi-SBA-15 that was loaded with bismuth, but not functionalized with thiol group. For comparison, we prepared AgX that is a commoly used adsorbent for the capture of ^{129}I by purchasing it from Aldrich.

We are now planning to characterize the basic properties of different samples with various techniques. Characterization will include the analyses of surface area, pore volume, and pore size from nitrogen adsorption and desorption, mesopore structure from small angle X-ray scattering (SAXS), and elemental analysis from energy dispersive spectroscopy (EDS), etc. Detailed discussion on the characterization will be addressed at the conference presentation.

2.2 Iodine Gas Capture Test

The capturing performance of iodine gas was investigated with a simply designed testing apparatus. About 1.0 g of iodine crystal (nonradioactive) was put into bottom of an alumina crucible and a porous alumina disk was placed upon it to prevent iodine crystal from contacting samples. To this, about 0.3 g of sample was put on the porous disk. After covering lid, the crucible was

heated to 200°C for 3 h to induce the reaction between the sample and iodine. Fig. 1 shows the testing system schematically. The adsorbed mass per unit mass of sample was calculated by the equation shown in eq. (1).

$$A_{ad} = (m_a - m_b)/m_b \quad (1)$$

Where, A_{ad}: adsorbed mass per unit mass of sample, m_a: sample mass after the reaction, m_b: sample mass before the reaction. Iodine capturing capacity was calculated by considering the constitution of reaction products such as BiI_3, BiOI, and Bi_2O_3: the adsorbed mass of iodine was only considered and the contribution from oxygen was extracted in calculating iodine capturing capacity.

3. Results and Discussion

The results on capturing test of iodine gas in different samples are shown in Table I. All data were obtained by taking the mean value from the triplet experiments performed under the same condition. Bi^0-thiol-functionalized SBA-15 shows the highest iodine capturing capacity with 263 mg-I_2/g-sample, comparable to that of AgX that is a common adsorbent for iodine gas. It is interesting that Bi-thiol-functionalized SBA-15 has a very low capacity, suggesting that the affinity between elemental bismuth and iodine gas is significantly higher than that between bismuth sulfur compounds and iodine gas. In addition, it can be seen that SBA-15 or thiol-functionalized SBA-15 does not trap iodine gas at all. This indicates that iodine gas chemically interacts with bismuth when adsorbed, neither being physically anchored to the pore surfaces of SBA-15 nor interacting with thiol group. The results are meaningful since our study suggests that cheap bismuth instead of expensive silver can be used to adsorb ^{129}I contained in off-gas released from the treatment of spent nuclear fuel. Moreover, the physical adsorption of iodine molecules can be avoided since the sizes of pores in SBA-15 are mainly distributed in the mesopore range. Studies are ongoing to optimize the synthetic condition of adsorbents.

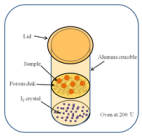


Fig. 1. Schematic diagram of the testing apparatus for iodine gas adsorption.

Table 1. Iodine capturing capacity of each sample

Sample	capacity (mg-I_2/g-sample)
Bi-thiol-functionalized SBA-15	26
Bi^0-thiol-functionalized SBA-15	263
Bi-SBA-15	12
Thiol-functionalized SBA-15	4
SBA-15	0
Ag exchanged zeolite (AgX)	257

4. Conclusions

Iodine capturing materials were synthesized with bismuth-loaded mesoporous silica (SBA-15). Preliminary test showed that the iodine capturing capacity of as-synthesized samples could be comparable to that of conventionally used AgX. The utilization of bismuth-loaded mesoporous silica in off-gas trapping would contribute to decrease the process cost, as well as improve the thermal stability of captured iodine.

5. References

[1] D. HAEFNER, T. TRANTER, “Methods of Gas Phase Capture of Iodine from Fuel Reprocessing Off-Gas: A Literature Survey,” INL/EXT-07-12299, Idaho National Laboratory, Idaho Falls, Idaho (2007).

[2] D. ZHAO, J. FENG, Q. HUO, N. MELOSH, G. FREDRICKSON, B. CHMELKA, and G. STUCKY, “Triblock Copolymer Syntheses of Mesoporous Silica with Periodic 50 to 300 Angstrom Pores,” Science, 279, 548 (1998).

[3] J. MELERO, G. STUCKY, R. GRIEKEN, and G. MORALES, “Direct Synthesis of Ordered SBA-15 Mesoporous Materials Containing Arenesulfonic Acid Groups,” J. Mater. Chem., 12, 1664 (2002).

Ar 분위기하 매질에 따른 Kr/Xe 포집 특성

백영희*, 박장진, 신진명, 양재환, 유재욱, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*byh@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 재활용을 위한 파이로프로세싱 전처리공정에서는 불활성기체인 Kr보다 10배정도 많은 Xe이 발생된다. 이때 발생되는 Kr, Xe 혼합가스로부터 순도 높은 Xe가스의 회수는 Xe 가스 방출이나 Xe 재활용관점에서 중요하다. 즉, Xe 가스에 장반감기 Kr-85(반감기 10.7년)의 혼입은 Xe가스의 대기중 방출을 어렵게 한다. 또한, Kr-85의 혼입은 고가인 Xe 재활용의 제약점이 될 수도 있다.

지난 연구에서 He분위기하에 AgX(은함량 20%)를 이용하여 -73℃에서 분리도 실험을 한 결과 Xe 흡착량 449.46 mmol/kg, 선택도 22.93로 동일 분위기하 AgZ을 이용한 INL Xe 흡착량의 0.52 배, 선택도 9.2배의 결과를 얻었다[1]. 본 연구에서는 He분위기가 아닌 파이로 전처리공정의 사용분위기인 Ar분위기하에서 활성탄, 제올라이트의 은첨착량에 따른 Kr, Xe의 파과시간, 포집량, 선택도 등을 연구하고자 하였다.

2. 본론

2.1 실험

Xe과 Kr의 분리 포집 특성실험을 위하여 내경 3 cm, 높이 15 cm의 SUS 304로 된 포집장치를 제작하였다. 포집온도를 조절하기 위하여 포집장치를 이중관으로 설계하였다. 포집장치 냉각을 위하여 냉각장치(Thermo사, ULT-80)을 이용하였고 냉매는 에탄올을 이용하였다. 실험에 사용된 가스는 Kr 200 ppm, Xe 2000 ppm, Ar balance 가스를 이용하였다. 조성은 파이로 전처리 공정의 배기체중 Kr, Xe 농도를 고려하여 정하였다. 가스유속은 126 cc/min, 매질은 높이 11.6 cm(L/D= 3.87, D는 3 cm)이다.

Kr, Xe 분석은 가스크로마토그래피(DS과학, GC-DS6200)를 이용하였으며, 사용 Column은 ValcoPLOT Molesieve 5A(30 m length, ID 0.53 mm), 감지기는 TCD(Thermal conductivity Detector)을 이용하였다. Carrier gas는 He 30 cc/min 이었으며, 오븐온도는 60℃이었다.

본 실험에서는 AC, AgAC, NaX(MS13X), AgX, 을 선정하여 매질로 사용하였다. Ag를 이온교환 시킨 이유는 Ag와 Xe의 상호작용시 Xe의 5p 궤도로부터 Ag의 5s 궤도로 전하 이동하는 σ-donation 때문에 서로 강한 상호작용을 보여 흡착량이 증가하기 때문이다[2]. AgAC, AgX를 만들기 위해 Aldrich사 molecular sieve 13X (1~2 mm)과 삼천리 활성탄소(주)사 활성탄(SGA-100)을 사용하였다. 이를 $AgNO_3$ 용액에 24시간 침적시킨 후 증류수 용액에 5회 세척하여 건조시켜 AgAC, AgX 그래뉼을 만들었다. 이때 은첨착율과 각 매질의 비표면적은 Table 1에 나타내었다. 활성탄과 NaX의 경우 모두 Table 1과 같이 은첨착량이 증가할수록 비표면적이 감소하였다.

Table 1. Silver loading quantity and BET surface area of adsorbents

Adsorbent		Ag (wt%)	Surface Area (m^2/g)
AC			1100
AgAC	(a)	19	978.55
	(b)	32.6	885.50
NaX			693.37
AgX	(a)	20	401
	(b)	35	352.71

2.2 실험결과

AC, AgAC, NaX, AgX를 이용하여 -73℃에서 Xe, Kr 혼합가스의 분리도 실험을 수행하여 이에 대한 파과곡선을 Fig. 1에 나타내었다. 파과곡선으로부터 얻은 Kr, Xe 파과시간, 포집량, 선택도 등을 Table 2에 나타내었다. 여기서 선택도란 매질의 Xe/Kr 몰비를 가스상 Xe/Kr 몰비로 나눈 값이다. 즉, 선택도가 높을수록 고순도의 Xe을 얻을 수 있음을 의미한다.

활성탄의 경우 순수한 활성탄은 Xe파과시간은 3,060 분으로 은첨착한 활성탄에 비해 길었으나 선택도는 3.71로 가장 낮았다. 이는 활성탄의 경우 Xe과 Kr의 분리도가 낮아서 높은 분리도를 원할 때 사용에 제약이 있다는 보고와 일치한다[3]. 은첨착율 19%일 때 선택도는 14.67로 가장 높은 값을

보였다. 반면, 은첨착율이 32.6%로 증가하면 12.14로 낮아짐을 알 수 있다. 화재 및 NOx 안전성 취약에도 불구하고 저비용의 장점을 갖는 활성탄을 이용하여 약 20%정도 은첨착을 할 경우 약 15정도의 선택도를 얻음을 알 수 있다.

한편, NaX의 경우 순수한 NaX는 Xe 흡착량 106.79 mmol/kg, 선택도 7.25이었다. 은첨착율 20%일 때는 Xe 포집량 1125.88 mmol/kg, 선택도 34.77로 증가하였다. 은첨착량 35%일 때는 Xe 포집량 425.469 mmol/kg, 선택도 17.40으로 오히려 감소하였다. 이로부터 과도한 양의 은첨착은 기공을 막아 Xe 흡착을 방해한다고 사료된다. 전체적으로 볼 때, 제올라이트(NaX)는 선택도 7.25, 34.77, 17.40, 활성탄은 선택도 3.71, 14.67, 12.14로 제올라이트가 활성탄에 비해 고순도의 Xe을 얻기에 유리함을 알 수 있다.

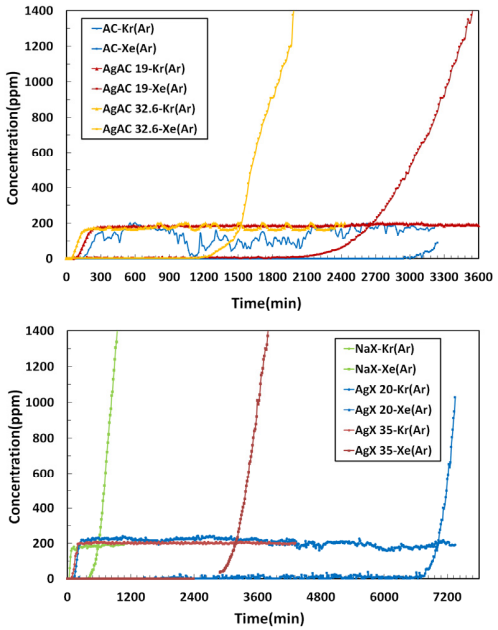


Fig. 1. Break-through curves according to adsorbents.

3. 결론

활성탄, NaX 및 각각에 은첨착시킨 매질을 이용하여 Ar분위기하 -73℃에서 Kr, Xe 분리실험을 수행하였다. 활성탄의 경우 은첨착율 19%일 때 Xe 포집량 837.563 mmol/kg, 선택도는 14.67로 가장 높은 값을 보였다. 한편, NaX의 경우 은첨착율 20%일때 Xe 흡착량 1125.88 mmol/kg, 선택도 34.77로 실험에 사용된 매질 중 가장 높은 분리도를 보였다.

4. 감사의 글

이 논문은 미래창조과학부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

[1] 백영희, 박장진, 신진명, 양재환, 유재욱, 박근일, "He 분위기하 AgX를 이용한 Xe, Kr 포집 특성", 2014년도 춘계 방사성폐기물학회, 309-310 (2014).

[2] H. G. Nguyen, G. Konya, E. M. Eyring, D. B. Hunter, T. N. Truong, Journal of Physical Chemistry C, 113, 12818- 12825 (2009).

[3] Hebel W, Cottone G, Methods of kryton-85 management, Harwood academic publishers, Radioactive waste management, Vol 10, pp28~65(1983)

Table 2. Break-through time, adsorption capacity, selectivity according to adsorbents

Adsorbent		AC	AgAC(a)	AgAC(b)	NaX	AgX(a)	AgX(b)
Break-through time (min)	Kr	135	75	60	45	120	75
	Xe	3060	2200	1275	435	6780	2610
Adsorption capacity (mmol/kg)	Kr	37.561	5.711	3.662	1.473	3.328	2.445
	Xe	1393.161	837.563	444.671	106.790	1125.880	425.469
Kr/Xe ratio		0.0270	0.0068	0.0082	0.0138	0.0029	0.0057
Selectivity		3.71	14.67	12.14	7.25	34.77	17.40

세슘, 레늄 휘발형태에 따른 포집특성

박장진*, 신진명, 양재환, 백영희, 유재욱, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jjpark@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원은 경수로 사용후핵연료 파이로 공정에 대하여 연구하고 있다. 파이로 전처리 공정에서는 전해환원공정에 사용될 원료 입자를 제조하기 위해 경수로 사용후핵연료 집합체를 해체, 인출, 절단, 탈피복, 분말화, 입자제조가 수행된다. 이 과정에서 Cs-137, Tc-99, I-129 등 상온에서 고체상으로 존재하는 준휘발성 핵종과 Kr-85, Xe, C-14, H-3 등 휘발성핵종이 방출된다[1]. 방출되는 핵종을 선택적으로 포집하기위한 연구가 진행되고 있다. 이중 세슘은 고방사성/고방열 핵종이고, 테크네튬은 장반기핵종이다. 이 두핵종을 분리하여 포집할 경우 세슘고화체는 약 300 년 저장후 중저준위 폐기물로 분류될 수 있고 테크네튬 고화체는 고 방열 세슘의 혼입이 안되어 처분시 처분단위면적이 줄어드는 장점을 갖게된다. 그러나, 세슘과 테크네튬은 서로 반응하여 매우 안정한 세슘레늄산화물($CsTcO_4$)을 형성하여 두 핵종의 분리 포집을 방해한다고 알려있다[2].

본 논문에서는 이를 규명하기 위해 세슘과 테크네튬(레늄)화합물을 독립적으로 혹은 혼합하여 휘발시킴으로해서 형성된 중간화합물이 선택적 포집에 어떤 영향을 미치는지 살펴보았다.

2. 본론

2.1 실험

세슘 화합물($CsNO_3$), 레늄화합물(Re_2O_7)을 다른 용기에 넣어 세슘과 레늄을 독립적으로 휘발시키는 방법과 두가지 시약을 미리 혼합하여 휘발시키는 방법을 이용하였다. 본 실험에서는 테크네튬이 인공원소이기 때문에 대신 화학적특성이 비슷한 레늄을 이용하였다. Fig. 1에는 두 개의 알루미나 도가니에 세슘 화합물($CsNO_3$), 레늄화합물(Re_2O_7)을 각각 넣은 상태를 나타내고, Fig. 2에는 미리 세슘 화합물($CsNO_3$), 레늄화합물(Re_2O_7)을 섞어 도가니에 넣은 사진이다. 직경 46 mm 석탄회 디스크필터 및 칼슘 디스크필터를 이용하여 세슘 화합물($CsNO_3$), 레늄화합물(Re_2O_7)을 독립적으로 분리 휘발 및 혼합 휘발시켜 포집실험을 수행하였다. $CsNO_3$ 6.025 g, Re_2O_7 3.11g (SF 1kg 상당량), 아르곤가스 유량 2.7 lit/min, 10단 필터, 내경 5cm multi-zone furnace를 이용하였다. 휘발존은 1000℃로 유지하고, 세슘 포집존 1000℃, 레늄 포집존 800℃ 로 유지하여 포집하였다.

2.2 실험 결과

포집실험 결과를 Fig. 3에 나타내었다. 독립적으로 분리 휘발할 경우 세슘, 레늄 모두 2단내에 효율적으로 포집됨을 알 수 있다. 반면에, 혼합하여 휘발시킨 경우는 독립적으로 분리 휘발시킨 경우에 비하여 포집효율이 매우 낮음을 알 수 있다. 즉, 분리휘발의 경우 첫단의 세슘포집율이 0.35 g-Cs/g-filter 인데 반해 혼합휘발의 경우는 0.13 g-Cs/g-filter으로 분리휘발의 37% 밖에 되지 않는다. 레늄의 경우 분리 휘발일때 첫단의 레늄포집율이 0.4 g-Re/g-filter 인데 반해 혼합휘발의 경우는 0.02 g-Re/g-filter으로 분리휘발의 5% 밖에 되지 않는다. 이는 독립적으로 분리 휘발시킨 경우에 비해 시약을 미리 혼합하여 휘발시키면 열역학적으로 안정한 세슘레늄산화물이 생성되어 포집효율 떨어진다고 사료된다. 세슘, 레늄 혼합휘발도가니의 잔존물을 XRD 분석결과 Fig. 4와 같이 열역학적으로 안정한 $CsReO_4$ 가 생성됨을 확인할 수 있었다.

3. 결론

세슘 화합물($CsNO_3$), 레늄화합물(Re_2O_7)을 다른 용기에 넣어 세슘과 레늄을 독립적으로 휘발시키는 방법과 두가지 시약을 미리 혼합하여 휘발시키는 방법을 이용하여 multi-zone furnace에서 실험하였다. 독립적으로 분리 휘발할 경우 세슘, 레늄 모두 2단내에 효율적으로 포집됨을 알 수 있었고, 혼합하여 휘발시킨 경우는 독립적으로 분리 휘발시킨 경우에 비하여 포집효율이 매우 낮음을 알 수 있었다. 즉, 세슘의 경우 독립휘발의 37%, 레늄의 경우 5% 였다.

4. 감사의 글

이 논문은 미래창조과학부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

[1] J.J. Park, J.M. Shin, G.I. Park, J.W. Lee1, J.W. Lee2 and K.C. Song, "An Advanced Voloxidation Process at KAERI", Global 2009, Paris, 2009.

[2] B.R. Westphal, J.J. Park, J.M. Shin, G.I. Park, K.J. Bateman, and D.L. Wahlquist,"Selective Trapping of Volatile Fission Products with an Off-Gas Treatment System", Separation Science and Technology, 43, 2695-2708, 2008.

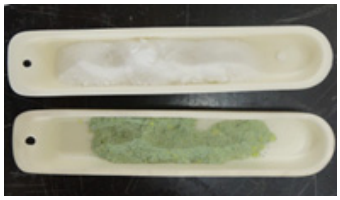


Fig. 1. Regent crucibles for separate state volatilization (upper: $CsNO_3$, lower: Re_2O_7).



Fig. 2. Regent crucible for mixed state volatilization.

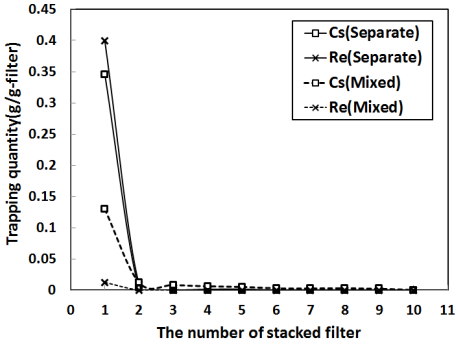


Fig. 3. Trapping efficiencies for separate state volatilization and mixed state volatilization.

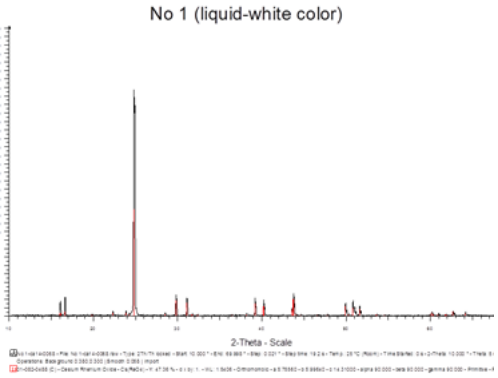


Fig. 4. XRD pattern of crucible residual material after mixed state volatilization.

방사성 핵종 원소 측정을 위한 HEPA 필터 용액화

최광순*, 김소희, 김영복, 이창헌, 안홍주, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nkschoi@kaeri.re.kr

1. 서론

현재 경주에 건설 중인 방사성폐기물 처분장이 완공되면 원자력발전소와 우리연구원에서 임시 보관하고 있는 중·저준위 방사성폐기물은 처분장으로 운반하여 영구적으로 보관하게 된다. 원자력안전위원회는 고시 2012-53에서 중·저준위 방사성폐기물을 이동할 때 10개 핵종 및 전알파 핵종의 방사능 농도를 규명하도록 요구하고 있다. 이들 10개 핵종, 즉 ^{3}H, ^{14}C, ^{60}Co, ^{137}Cs, ^{129}I, ^{94}Nb, ^{59}Ni, ^{63}Ni, ^{90}Sr 및 ^{99}Tc 중에서 휘발성 핵종인 ^{3}H, ^{14}C 및 ^{129}I를 제외한 핵종의 방사능 농도를 규명하기 위하여 방사능계측기로 측정하기 전에 먼저 용액으로 만들어야 한다. ^{60}Co와 ^{137}Cs 핵종은 감마분광기로 드럼에서 전처리 과정을 통하여 용액화 과정이나 분리과정 없이 바로 측정이 가능하나 베타 핵종은 화학적 방법으로 순수하게 분리한 다음 측정하여야 한다. 중·저준위 방사성폐기물 시료 중에서 현재까지 전처리 방법을 확립한 시료는 잡고체, 슬러지, 폐수지, 농축분말, 보온재, 폐필터 및 철재 시료가 있다.

기존의 HEPA 시료 전처리 방법은 검출한계를 낮추기 위하여 시료 양을 많이 사용할 수 있는 침출방법을 적용하였다. 즉 수 그램의 시료를 PFA (perfluoroalkoxy) 재질의 플라스크에 넣고 혼합산 (1 M HNO_3-2.5 M HCl-0.03 M HF)을 시료가 용액에 잠기도록 가한 다음 테프론 재질의 시계접시로 덮고 가열판에서 가열하여 ^{60}Co, ^{137}Cs, ^{94}Nb, ^{59}Ni, ^{63}Ni, ^{90}Sr, ^{99}Tc 및 전알파 핵종들을 침출하여 감마 핵종 측정, 베타 핵종 분리 및 전알파 핵종 측정을 위한 시료 용액으로 만들었다. 알파 분광기로 전알파 핵종을 측정하기 위하여 이 용액 일정액을 취하여 테프론이 코팅된 프란첸에 가하고 증발건고한 다음 측정한다. 그러나 증발 건고할 때 염이 많이 석출되어 전알파핵종 측정에 방해를 주무로 가능한 염이 생성되지 않도록 하기 위하여 침출시간을 다르게 하면서 실험하였다. 농축할 때 침전이 생성되므로 원심분리기를 이용하여 분리하고 침출 용액에 존재하는 핵종의 방사능 농도는 감마분광기로 측정하였다. 또한 침전물에 방사성 핵종 원소가 존재하는지 감마분광기로 확인하였다. 그리고 침전물의 성분원소를 확인하기 위하여 혼합산을 가하고 가열하여 용해한 다음 ICP-AES로 정성 및 정량분석을 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험

방사성 핵종원소를 침출하기 위하여 HEPA 필터 시료 약 10 그램을 PFA (perfluoroalkoxy) 재질의 플라스크에 넣고 혼합산(1 M HNO_3-2.5 M HCl)외에 불산을 가하여 가열판에서 3 시간과 6 시간 동안 각각 침출하였다 [1]. 가열판에서 3 시간과 6 시간 동안 각각 침출한 다음 여과하고 최종용액의 부피를 20 mL로 맞추기 위하여 가열판에서 농축하였다. 농축할 때 침전이 생성되므로 원심분리기를 이용하여 분리한 다음 용액에 존재하는 핵종의 방사능 농도는 감마분광기로 측정하였다. 침출 용액 양을 0.1 mL부터 0.5 mL까지 변화시키면서 테프론이 코팅된 프란첸에 가하여 증발건고한 후 전알파 핵종의 방사능을 측정하였다. 농출할 때 생성된 침전물은 다시 용해하여 20 mL로 맞추고 방사성 핵종 원소 존재 유무와 침전물의 성분원소 측정에 사용하였다.

2.2 결과 및 논의

침출시간을 3 시간과 6 시간으로 다르게 하여 침출한 용액의 방사능 농도를 감마분광기로 측정한 결과를 Table 1에 나타내었다. 그러나 두 경우 모두 ^{58}Co, ^{60}Co 및 ^{137}Cs과 같은 방사성 핵종이 검출되지 않았으므로 시간변화에 따른 침출효과를 확인할 수 없었다. 반면에 전자의 침출시간으로 침출하였을 경우 농축할 때 생성된 침전물을 다시 용해할 때 완전히 용해되었으나 침출시간을 6 시간으로 용해하였을 경우 침전물이 더 많이 생성되었는지 용해가 되지 않았다.

한편 전알파 측정을 위하여 침출용액 0.1 mL를 취하고 프란첸에서 증발·건고할 때 침출시간에 따른

Table 1. Gamma analytical results of a HEPA filter

Sample	Nuclide	Activity (Bq/g)
3 hr leaching	^{144}Ce	<2.64E-01
	^{58}Co	<1.11E-01
	^{60}Cs	<2.19E-01
	^{137}Cs	<2.76E-01
6 hr leaching	^{144}Ce	<9.66E-01
	^{58}Co	<7.67E-01
	^{60}Cs	<2.19E-01
	^{137}Cs	<2.76E-01

감마측정 결과는 큰 차이가 없었다. 반면에 IR 램프를 사용하여 증발·건고할 때 취한 용액의 양이 많으면 Fig. 1에서 알 수 있듯이 염이 많이 생성되어 전알파 핵종의 방사능 세기를 측정할 수 없었다. 전알파 핵종의 방사능 세기를 측정하기 위하여 용액 일정 양을 프란첸에서 IR 램프로 증발·건고할 때 침전물이 많이 생성되어 방해를 주므로 혼합산으로 HEPA 필터를 침출할 때 용해되는 원소를 확인할 목적으로 ICP-AES로 정성 및 정량분석을 수행하였다. 침출시간이 각각 3 시간 및 6 시간 동안 침출한 다음 농축한 용액 중의 성분원소 종류 및 함량을 확인하기 위하여 농축 용액을 사용하여 ICP-AES로 정성 및 정량분석을 측정하여 Table 2에 나타내었다.

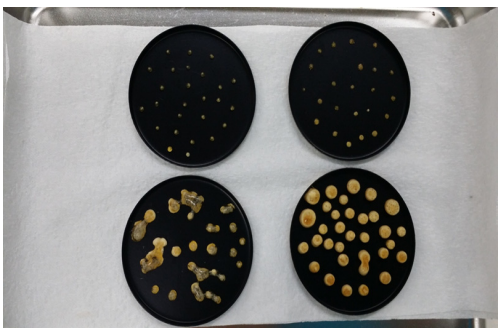


Fig. 1. Planchet for the determination of gross alpha activity in a HEPA filter.

정성 분석한 결과 Ca, Na, Al, K, B, Zn, Mg 및 Fe 순서로 검출되었다. Table 2에서 알 수 있듯이 3 시간과 6 시간 동안 침출했을 때 용해된 원소의 전체 양은 각각 68.8 mg/mL와 57.6 mg/mL으로 많은 양의 원소가 용해되었다.

Table 2. Concentration of elements in a leached solution of a HEPA filter

Element	3 hr leaching	6 hr leaching
Al (mg/mL)	8.98	7.90
B (mg/mL)	4.52	4.97
Ca (mg/mL)	31.3	13.0
Fe (mg/mL)	1.60	1.03
K (mg/mL)	4.76	4.59
Mg (mg/mL)	2.06	2.09
Na (mg/mL)	11.1	18.3
Zn (mg/mL)	4.51	5.70

침출시간이 증가하면 용해되는 원소의 양도 증가할 것으로 예상하였으며 실제로 B, Mg, Na 및 Zn은 증가하였으나 Al, Ca, Fe 및 K는 오히려 감소하였다. 이것은 침출한 다음 농축할 때 용해도가 낮아 침전물이 생성되어 농도가 감소한 것으로 사료된다. 침출한 다음 농축할 경우 생성된 침전물을 침출할 때와 같은 용액으로 다시 용해할 때 3 시간 침출한 용액은 완전히 용해되었으나 6 시간 침출한 용액은 완전히 용해되지 않았다.

3. 결론

중저준위 방사성폐기물 중에서 감마 핵종 측정, 알파와 베타 핵종 분리 및 전알파 핵종 측정을 목적으로 HEPA 필터 시료를 용액화 할 때 침출법이 최적의 전처리 방법으로 사료된다. 이 때 침출시간은 3 시간이면 충분한 것으로 판단되며, 6 시간으로 시간을 증가하면 침출 후 농축할 때 침전물이 더 많이 생성되어 방사성 핵종도 공침할 가능성이 있으므로 3 시간 동안 침출하는 것으로 결정하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래부 출연금 주요사업의 일환으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

[1] Method of Air Sampling and Analysis, James P. Lodge, Jr. Editor.

^{134}Cs 및 ^{137}Cs 측정을 위한 고방사성 석탄회 필터 전처리

최광순*, 김정석, 김영복, 박용준, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nkschoi@kaeri.re.kr

1. 서론

화력발전소 운전 부산물로 생성되는 석탄회는 주로 시멘트 대체재로 많이 사용되나 휘발성 세슘을 포집할 목적으로 필터로 사용하기 위한 연구를 수행하고 있다 [1]. 석탄회 필터를 실제 사용후핵연료에 적용하기 전에 비방사성세슘을 사용하여 석탄회 필터가 흡착한 세슘의 함량을 측정하기 위하여 고성능 마이크로파 용해장치를 이용한 시료의 완전분해 방법을 확립하여 포집효율을 측정하였다 [2]. 한편 석탄회 잔류물 중에서 알루미늄 및 여러 금속 성분원소를 회수하기 위하여 염산용액 등으로 환류시키는 산 추출법이 이용되었다 [3]. 이 경우 석탄회 성분 중 실리콘은 거의 용해되지 않았으나 다른 주성분인 Al, Ca, Fe, K, Mg, Na 및 Ti은 대부분 용해되었다. 그러나 실제 사용후핵연료 voloxidation 공정에 적용한 석탄회 필터는 방사능의 세기가 매우 높아 위에서 확립한 용해방법을 적용할 수 없으므로 핫셀 내에서 용해작업을 수행하여야 한다. 비방사성실험으로 석탄회 필터의 세슘 흡착효율을 확인하였으므로 실제 사용후핵연료에 적용하였다.

본 연구는 사용후핵연료 voloxidation 열처리공정에서 휘발된 세슘을 석탄회 필터를 사용하여 포집한 다음 이 필터에 존재하는 세슘의 방사능 세기를 감마분광기로 측정하고자 하였다. 이를 위하여 석탄회 필터 5개를 순차적으로 일체형으로 제작하여 실험한 각각의 필터에 함유된 방사성 세슘을 측정하기 위하여 용해방법을 검토하였다. 감마측정을 위한 산 용해 및 산 침출을 포함한 모든 전처리 과정은 화학핫셀을 이용한 원격작업으로 수행하였다. 핫셀에서 용해작업을 수행할 때 유리 기구를 사용하여 불산을 사용할 수 없으므로 시료를 완전히 용해할 수 없었다. 따라서 석탄회 필터의 주성분인 실리카를 포함하여 시료를 완전히 용해하기 위하여 여과지 필터에 있는 불용성 잔류물을 핫셀 밖으로 꺼낸 다음 고성능 마이크로파 용해장치로 용해할 때와 동일한 혼합산 (염산-질산-불산)으로 가열판에서 가열하여 완전히 용해하였다.

2. 본론

2.1 실험

Fig 1과 같이 일체형으로 제작한 필터를 열처리 실험 후 분해하여 화학핫셀로 반입한 후 고방사성의 석탄회 필터 시료는 무게를 측정한 다음 1차로 질산만 가하고 90℃에서 가열하면서 환류법으로 침출하였다. 완전히 용해되지 않아 불용성 잔류물과 침출액을 분리하기 위하여 glass microfiber filter (Whatman, 934-AH™ 47 mm)를 이용하여 여과하였다. 여과필터 (Fig. 2)는 염산용액을 가하고 환류법을 이용하여 2차 침출하였다. 2차 침출하고 여과한 다음 여과필터는 2가지 방법으로 전처리한 다음 감마선을 측정하였다. 즉 방사능의 세기가 높지 않은 Cs-2과 Cs-5 시료는 핫셀 내에서 분쇄하여 균질하게 만든 다음 일정양을 취하여 용해하지 않고 감마선을 측정하였다. 반면에 방사능 세기가 높은 Cs-1, Cs-3과 Cs-4 시료는 핫셀 밖으로 꺼내서 혼합산 (염산-질산-불산)으로 가열판에서 가열하여 완전히 용해한 다음 감마선의 세기를 측정하였다. 석탄회 필터 각 시료에 대한 세슘의 총 방사능 농도는 1차와 2차 침출액 그리고 여과필터를 분쇄한 다음 측정하거나 가열판에서 혼합산으로 용해한 용액 각각에 대하여 측정한 방사능의 합으로 산출하였다.

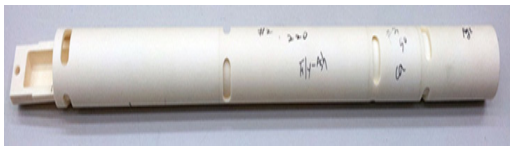


Fig. 1. Alumina tube for the adsorption of volatile radioactive nuclide.

2.2 결과 및 논의

석탄회 필터를 완전히 용해하지 않고 각각 질산과 염산으로 1차 및 2차 침출하였을 때 전체 검출된 ^{134}Cs과 ^{137}Cs의 방사능 세기는 시료의 번호가 증가할수록 감소하였다. Cs-5 필터에 검출된 ^{134}Cs과

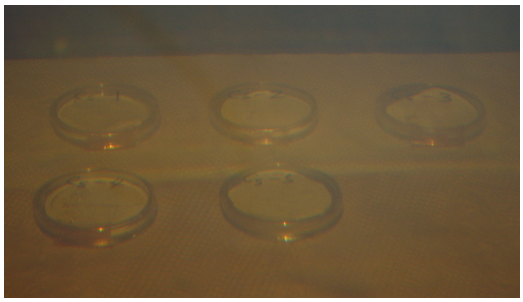


Fig. 2. Glass microfiber filter after acid leaching of fly ash filters.

^{137}Cs의 방사능 농도는 Cs-1에 견주어 각각 97.4% 감소하였다. 그러나 Cs-5 시료 중의 ^{134}Cs과 ^{137}Cs의 방사능 농도는 각각 3.90E+07 Bq/g과 3.43E+08 Bq/g로 매우 높았다. 반면에 Cs-1 시료의 ^{134}Cs과 ^{137}Cs의 방사능 농도는 각각 1.48E+09 Bq/g과 1.32E+10 Bq/g이었다. 침출횟수에 따라 측정한 방사성 세슘의 백분율을 Table 1에 나타내었다. 이 Table에서 알 수 있듯이 혼합산으로 1차로 침출하였을 때 대부분의 ^{134}Cs과 ^{137}Cs은 각각 99% 이상 침출되었다. 2차 침출한 다음 여과지 필터의 방사능 세기가 낮은 Cs-2 및 Cs-5 시료의 ^{134}Cs 방사능 농도는 각각 4.08E+04 Bq/g와 2.64E+04 Bq/g이었으며,^{137}Cs 방사능 농도는 3.42E+05 Bq/g와 2.35E+05 Bq/g이었다. 반면에 2차 침출한 후 여과지 필터의 방사능 세기가 높았던 Cs-1, Cs-3 및 Cs-4 시료의 ^{134}Cs 방사능 농도는 6.85E+05～2.81E+06 Bq/g 범위이었으며, ^{137}Cs 방사능 농도 범위는 6.15E+06～2.53E+07 Bq/g이었다. 석탄회 필터의 주성분인 SiO_2와 $Al_6Si_2O_{13}$ 화합물 중의 규소를 용해하기 위하여 불산이 반드시 필요하다. 그러나 환류장치가 유리기구로 구성되었으며, 또한 침출장치가 화학핫셀 내부에 설치되어 취급하기 어려움으로 불산 사용은 적절한 방법이 아닌 것으로 판단하여 적용하지 않았다.

Table 1. Percent of radioactive cesium in the leached solutions of fly ash filters

Sample	Nuclide	Percent (%)		
		1st leaching	2nd leaching	Total
Cs-1	^{134}Cs	99.652	0.258	99.910
	^{137}Cs	99.649	0.260	99.909
Cs-2	^{134}Cs	99.988	0.005	99.992
	^{137}Cs	99.988	0.005	99.993
Cs-3	^{134}Cs	99.116	0.012	99.127
	^{137}Cs	99.087	0.011	99.099
Cs-4	^{134}Cs	99.645	0.018	99.663
	^{137}Cs	99.645	0.017	99.663
Cs-5	^{134}Cs	99.879	0.053	99.932
	^{137}Cs	99.878	0.054	99.931

3. 결론

고성능 마이크로파 용해장치를 사용하여 확립한 비방사성 칼슘필터의 용해방법을 방사성시료에 적용할 수 없었으나 질산을 가하고 90℃로 가열하면서 환류법을 적용하여 침출하였다. 1차로 침출한 용액에 99.1% 이상의 방사성 세슘(^{134}Cs, ^{137}Cs)이 검출되었다. 그러나 세슘 침출효율을 증가하기 위해서 침출온도를 200℃로 증가하면 1ck 침출할 때 더 많은 세슘이 침출될 것으로 사료된다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래부 출연금 주요사업의 일환으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

[1] 신진명 외, Optimization of Off-gas Trapping Capabilities for Pyroprocessing at KAERI, KAERI/TR-3884/2009.

[2] 최광순 외, 한국분석과학회, 2012년 한국분석과학회 추계학술대회 논문요약집, pp. 102, 2012.

[3] R.T. Hemmings et al., Direct Acid Leaching of Fly Ash: Recovery of Metals and the Use of Residues as Fillers, ERA-13-007176, 1987.

가압경수로형 핵연료의 연소이력에 따른 핵분열생성기체의 방출특성

윤영상, 박순달*, 하영경, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nsdpark@kaeri.re.kr

1. 서론

크립톤 및 제논은 핵연료의 중성자 조사 시 생성되는 핵분열생성물중 가장 많이 생성되는 핵종이다. 핵연료의 연소 시 생성된 핵분열생성기체의 일부는 핵연료 조직을 이탈하여 핵연료 봉내 자유공간으로 방출되어 봉내압을 증가시키고 열전도도를 감소시키며 이와 같은 현상이 순환, 반복되어 핵연료의 안전성에 영향을 미칠 수 있다. 핵분열생성기체의 거동은 원자력발전의 허가 연소도 결정에 중요한 요소로 작용하게 된다[1,2]. 본 연구에서는 핵연료의 연소특성에 대한 유의한 정보를 얻고자 가압경수로형 핵연료의 조사후시험 과정에서 축적된 방출핵분열생성기체 측정 자료를 정리, 검토 하였다.

2. 본론

2.1 시료이력

본 연구에서는 초기 ^{235}U 농축도 3.21wt%, 3.80 wt%인 가압경수로형 조사핵연료봉 각각 6개, 5개를 천공하여 포집한 방출핵분열생성기체의 측정결과를 검토하였다. 시험한 조사핵연료봉의 코드예측 연소도는 약 29-44 GWD/tU이었으며, 냉각시간은 4.6-10년이었다.

2.2 핵분열생성기체 측정

핵분열생성기체의 크립톤, 제논 정량 및 그 동위원소 분포 측정에는 미량기체 주입장치가 설치되어 있는 기체크로마토그라피 및 사중극자질량분석기를 사용하였다. 조사후시험시설의 천공/포집 장치로 조사핵연료봉을 천공하여 방출핵분열생성기체를 시료 포집용기에 포집하였다. 조사핵연료봉 1개를 천공하여 천공압력 및 기체량을 측정한 후 내용적 약 20 cc의 시료 포집병 3개에 각각 700 torr의 압력으로 포집하였다. 시료 포집병을 기체주입장치에 연결하여 충분히 진공배기 시킨 후 미리 예열한 기체크로마토그라피에 주입하여 크립톤, 제논을 분리하고 그 면적을 기록하였다. 기체크로마토그라피에 의한 크립톤, 제논 측정이 끝난 후 시료 포집병에 남아 있는 시료를 사중극자질량분석기 시료 주입장치에 주입하여 크립톤 및 제논 동위원소 분포를 측정하였다. 기체크로마토그라피의 표준검증에는 헬륨 바탕기체에 크립톤, 제논이 각각 0.5-10 v% 범위로 충진 되어 있는 혼합표준기체를 사용하였다. 혼합표준기체의 크립톤, 제논 농도를 x축, 분리면적을 y축으로 하여 표준검증곡선을 작성하고 그 기울기와 절편으로부터 방출핵분열생성기체의 크립톤, 제논을 정량하였다. 방출핵분열생성기체의 크립톤 83, 84, 85, 86 및 제논 131, 132, 134, 136의 동위원소분포는 측정한 각 동위원소의 이온세기(c/s)를 상대 비교하여 계산하였다.

2.3 핵분열생성기체의 방출특성

시험한 조사핵연료봉의 천공압력, 기체측정량 및 포집기체의 기체크로마토그라피에 의한 크립톤 및 제논 정량결과로부터 핵분열생성기체의 방출량을 계산하였다. Fig. 1에 나타낸 바와 같이 크립톤 및 제논을 합한 핵분열생성기체의 생성량은 핵연료의 중성자 조사 시 생성되는 핵분열생성물중 가장 많이 생성되는 핵종이다.

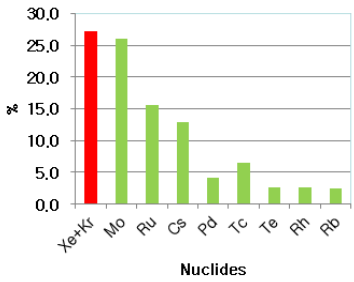


Fig. 1. Fission yields of fission products by neutron activation of uranium oxide fuel.

핵분열생성기체의 방출량 측정결과에 의하면 초기 ^{235}U 농축도 3.21wt% 핵연료의 크립톤 및 제논 방출량은 각각 1.8-5.33 cc 및 7.8-32 cc 범위였다. 시료 이력에 의하면 이 조사핵연료의 코드예측 연소도는 약 29-44 GWd/tU 범위였다. 또한 초기 ^{235}U 농축도 3.80wt% 핵연료의 크립톤 및 제논 방

출량은 각각 0.8-2.2 cc 및 9.0-15.1 cc 범위였다. 시료 이력에 의하면 이 조사핵연료의 코드예측 연소도는 약 38-44 GWd/tU 범위였다. Fig. 2에서 나타낸 바와 같이 초기 ^{235}U 농축도 3.21wt% 연료중 코드예측 연소도 30, 36 GWD/tU 시료의 크립톤 방출량이 각각 5.3, 5.2 cc로 높은 방출을 나타내었다.

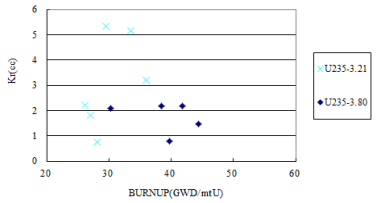


Fig. 2. Released krypton volume to fuel burnup.

제논은 Fig. 3에 나타낸 바와 같이 코드예측 연소도 30 GWD/tU 시료가 32 cc로 가장 높은 방출량을 보였다. 또한 이 시료는 크립톤 및 제논을 합한 핵분열생성기체의 방출량이 가장 높게 나타났다.

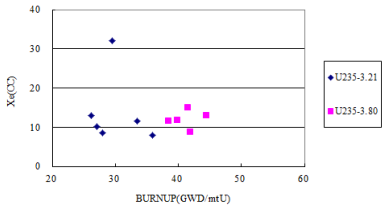


Fig. 3. Released xenon volume to fuel burnup.

Fig. 4에 방출핵분열생성기체의 Xe/Kr비와 연소도와의 관계를 도시하였다. 방출핵분열생성기체의 Xe/Kr비는 2.2-15.0 범위였으며 초기 ^{235}U 농축도 3.21wt%의 코드예측 연소도 36 GWD/tU 연료가가장 낮은 2.2로 확인되었으며, 농축도 3.5wt%는 15.0으로 가장 높게 나타났다.

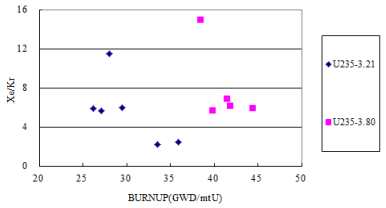


Fig. 4. Xe/Kr to fuel burnup.

3. 결론

조사핵연료의 방출핵분열생성기체 측정자료 일부를 정리하여 핵분열생성기체의 방출특성을 검토하였다. 향후 보다 자세한 시료 이력을 추적하여 그동안 축적된 측정 자료를 심도 있게 분석, 토의할 계획이다.

4. 감사의 글

이 논문은 2014년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (원자력기술개발사업, No.2012M2A8A5025925).

5. 참고문헌

[1] S. D. Park, H. M. Kim, D. S, Kim, Y. K. Ha, K. Song, Journal of Radioanalytical and nuclear chemistry, Vol. 298, No. 1, pp. 679-689, 2013.

[2] T. Jonson, "Fuel chemistry and pellet-clad interaction related to high burnup fuel," Proceedings of the technical committee IAEA(Vienna) TECDOC-1179, 11-16, October, 2000.

Heating에 의한 UO_2-Zr system의 화학적 변화

윤영상*, 김종구, 박순달, 하영경, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ysyoun@kaeri.re.kr

1. 서론

지난 수세기 동안, 핵연료봉을 구성하는 근본 물질인 이산화우라늄과 지르코늄간의 화학적 현상을 이해하기 위해, 이들의 상호작용에 대한 연구가 많은 연구자들에 의해 활발히 진행되었다 [1-3]. 특히, 냉각재 상실사고와 같은 중대사고가 발생하게 되면 핵연료봉의 온도가 급격하게 증가하여 노심용융이 발생되기 때문에 고온에서 이산화우라늄과 지르코늄간 화학적 특성 변화에 대한 연구의 중요성이 점차 대두되고 있다. 이산화우라늄의 녹는점은 2850℃임에도 불구하고, 지르코늄에 의해 화학적 반응이 일어나면 본래의 녹는점보타 1000℃ 낮은 온도에서 녹기 시작한다는 사실이 많은 연구 결과를 통해 알려져 있다 [2].

우리는 이러한 현상을 체계적으로 연구하기 위해 이산화우라늄과 지르코늄을 밀착시켜 다양한 온도에서 가열한 후 이산화우라늄과 지르코늄의 화학적 변화를 X-ray Photoelectron Spectroscopy (XPS), Scanning Electron Microscopy (SEM)과 Energy -dispersive X-ray spectroscopy (EDX)를 이용하여 확인해 보았다. 고온에서 가열시 이산화우라늄과 지르코늄의 화학적 반응에 의해 실온에서는 발생하지 않은 새로운 화학적 변화가 생긴다는 것을 확인하였다.

2. 실험방법

6.35 mm 지름의 이산화우라늄 및 지르코늄 펠렛을 제조하였다. 이 펠렛들은 LECO EF-400 electrode impulse furnace를 이용하여 Ar 분위기에서 2분 동안 가열되었으며, 시료의 온도는 Raytek MR1SCCF pyrometer을 이용하여 측정하였다.

XPS 실험은 Al K_α X-ray source (1486.6 eV)을 사용하는 VG Scientific ESCALAB 220i-X이 장착된 고진공 챔버에서 4.0×10^{-9} torr 이하의 진공을 유지하며 진행되었다. 모든 XPS 결과들은 50 eV pass energy와 0.1 eV energy step 조건으로 측정되었다. XPS 스펙트럼의 binding energy는 adventitious carbon peak (284.6 eV)을 이용하여 calibration 되었다. 또한, 모든 XPS 스펙트럼은 standard nonlinear least-squares fitting procedure with Voigt functions을 이용하여 조심스럽게 분석되었다 [4].

SEM 실험은 Oxford Instruments X-Max EDX이 장착된 JEOL JSM-6610LV을 이용하여 수행하였다.

3. 결과

실온에서 UO_2와 Zr 펠렛을 XPS로 측정해본 결과, UO_2 시료에서는 U^{4+}, U^{5+}, U^{6+}와 관련있는 peak들이 나타나며 Zr 시료에서는 Zr^{4+}에 해당하는 peak만 존재하는 것을 확인하였다. UO_2와 Zr 시료를 접합하여 다양한 온도에서 가열시킨 후, 이들의 경계면의 변화를 XPS, SEM, EDS를 이용하여 확인해보았다. 다양한 가열 온도에서 UO_2 시료의 U *4f* 스펙트럼을 확인해본 결과, 가열한 모든 UO_2 펠렛에서는 U^{4+}와 관련있는 signal만 나타나는 것을 확인하였다. 흥미롭게도 가열된 Zr 시료의 Zr *3d* 스펙트럼을 분석해보니, 특정 온도에서 Zr metal 및 $(U,Zr)O_2$와 상응하는 peak들이 나타나는 것을 확인할 수 있었다. 이 Zr 시료를 EDS 측정하여 Zr-rich 지역과 U와Zr이 공존하는 영역도 관찰할 수 있었다.

4. 결론

본 연구를 통해 산화우라늄과 지르코늄의 온도에 따른 화학적 변화를 체계적으로 관찰하였다. 이러한 결과는 UO_2와 Zircaloy cladding으로 구성되어 있는 핵연료봉과 밀접한 관련이 있으며, 특히 고온에서 UO_2 펠렛과 Zircaloy cladding간 온도에 따라 어떠한 화학적 변화가 발생되는가를 예측할 수 있는 결과이므로 향후 냉각재 상실사고 등 고온에서 일어나는 사고를 예방하기 위한 기초적인 자료로 사용될 수 있을 것으로 기대한다.

5. 감사의 글

이 논문은 2014년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임. (원자력기술개발사업, No.2012M2A8A5025925)

6. 참고문헌

[1] P. Hofmann, C. Politis, "The kinetics of the uranium dioxide-Zircaloy reactions at high temperatures", J. Nucl. Mater., Vol. 87, pp. 375-397, 1979.

[2] P. Hofmann, "Current knowledge on core degradation phenomena, a review", J. Nucl. Mater., Vol. 270, pp. 194-211, 1999.

[3] P. Piluso, G. Trillon, C. Journeau, "The UO_2-ZrO_2 system at high temperature (T> 2000 K): importance of the meta-stable phases under severe accident conditions", J. Nucl. Mater., Vol. 344, pp. 259-264, 2005.

[4] F. J. Scherier, "The Voigh and complex error function: a comparison of computational methods", J. Quant. Spectrosc. Radiat. Transfer, Vol. 48, pp. 743-762, 1992.

고분자 레진을 이용한 세슘의 흡착 및 분리: 질산용액 농도 효과

박재일*, 권혜정, 김정석, 박용준
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jaipark@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력 관련 시설에서 발생되는 Cs-137은 핵연료의 연소도 측정과 같은 원자력 기반 연구 및 항암치료와 같은 의료 분야 그리고 다양한 산업분야에서 응용되어 왔다 [1]. 이에 따라 Cs에 대한 선택적 분리법 연구가 활발히 진행되어 왔으며, 용매 추출법 (solvent extraction), 침전법 (precipitation), 그리고 이온교환법 (ion exchange) 등을 이용한 다양한 방법이 제안되어 왔다 [2]. 이 중 이온교환법은 무기 이온 교환체 (inorganic ion exchanger)를 이용하는 방법으로 단순성, 신속성, 효율성 등의 이유로 가장 주목받아 왔다. 다양한 무기 이온교환체 중 결정성 실리코타이타네이트(crystalline silicotitanate, CST)는 Cs에 대한 높은 분배계수 (distribution coefficient)로 후쿠시마 원전 사고로 인해 방출된 Cs-137을 제거하는데 사용되고 있으며, 최근 발표된 Cs^+ 이온이 배위된 바나도실리케이트(vanadosilicate)는 해수 및 광범위한 산성도 조건에서 CST보다 Cs흡착에 더 높은 효율성을 갖는 것으로 보고되었다 [3]. 그러나, 위에 언급된 연구는 Cs에 대한 흡착 및 제거 효율에 집중되어 방사성 Cs-137의 실질적 응용을 위한 흡착된 Cs의 회수 (recovery)에 대한 연구는 부족한 상태이다. 이에 본 연구에서는 암모늄몰리브도포스페이트 (ammonium molybdophosphate, AMP)를 무기 이온교환체로 선택하였는데, 그 이유는 아래와 같다. AMP는 산성 조건에서 Cs에 대한 효율적이고 선택적인 흡착제로 오랫동안 각광받아 왔으며, 다른 강한 흡착제와 달리 AMP는 알칼리 조건하에서 흡착된 Cs을 회수할 수 있는 성질을 가지고 있어 그 응용성이 보다 광범위하기 때문이다. 작은 입자 크기를 갖는 AMP는 본질적으로 연속적인 분리/회수 과정에 불리하며, 이에 따라 컬럼 시스템을 이용한 연속분리 과정에 적합하도록 AMP를 입자형태로 합성하는 방법에 대한 연구가 활발히 진행되어 왔다. 이러한 합성법은 비활성의 지지체 (support) 표면 혹은 내부에 AMP를 침전 (precipitation)시키는 방법과 지지체와 함께 입자화 (granulation)하는 방법이 있다. 지지체의 종류에는 알루미나, 실리카 등과 같은 무기류와 알긴류 (alginate)를 비롯한 바이오고분자 (biopolymer) 및 폴리아크릴로니트릴 (polyacrylonitrile, PAN)과 같은 합성고분자 등이 이용되어 왔다 [2]. 본 논문에서는 최근 발표된 폴리에터술폰 (polyethersulfone, PES) 지지체를 이용하였는데 PES는 기존에 널리 이용된 PAN에 비해 물리, 화학적 안정성이 우수하다고 알려져 있다 [4]. 언급되었듯이 방사성 Cs을 다양한 분야에 응용하기 위해서는 Cs의 선택적 흡착뿐 아니라 회수에 대한 연구가 필요하다. 이에 본 연구에서는 합성된 PES-AMP 수지를 이용하여 사용후 핵연료 용해에 용매로 널리 사용되는 질산 조건에서의 Cs의 흡착 및 회수에 대한 연구를 수행하였다.

2. 실험재료 및 실험방법

2.1 시약 및 기구

Ammonium phosphomolybdate hydrate (Sigma), N,N-Dimethylacetamide (DMAc, Sigma), PES(BASF, Mw~75,000), Tween-80 (polyethylene glycol sorbitan monooleate, Sigma), concentrated nitric acid (Merck), Cesium standard solution (9,996 μg/mL, AccuStandard) 등의 시약은 특별한 정제 과정 없이 사용되었다. 전체 실험과정 중에는 탈이온화 (de-ionized) 물을 사용하였다. Cs의 정량을 위해서는 불꽃 원자흡광분광기 (Flame-Atomic Absorption Spectrometer, AAS, Analyst 8000)가 이용되었다.

2.2 PES-AMP 레진 합성

PES-AMP 레진은 자체 제작된 polyether ether ketone (PEEK)노즐을 이용하여 공기 분사를 통해 물을 용매로 하여 합성되었다. 합성된 레진의 크기는 500-800 μm 임을 scanning electron microscopy로 확인하였다 [4].

2.3 실험방법

흡착실험에서는 약 250 ppm 농도를 갖는 10 mL 부피의 Cs 용액을 0.1, 1, 4M-HNO_3 용매로 제조한 후 약 3 mL 부피의 레진이 충진된 컬럼에 약 0.5

mL/min의 유속으로 흘려주었다. 흡착된 Cs의 회수 실험에서는 45 mL의 10M-NH_4NO_3 용액을 같은 유속으로 흘려준 후 10 mL 및 5 mL 부피로 분별 회수하였다. 회수된 용액내의 Cs의 농도는 Flame-AAS로 결정되었다.

3. 본론

3.1 질산용액 농도에 따른 Cs 흡착 및 회수

PES-AMP가 충진된 컬럼에서의 240 ppm-Cs의 흡착 효율은 사용된 질산용액의 농도에 관계없이 100%임이 확인되었다. 또한, 10M-NH_4NO_3 용액은 사용된 질산용액의 농도에 관계없이 흡착된 Cs의 약 87%의 회수율을 보여주었다 (Fig. 1).

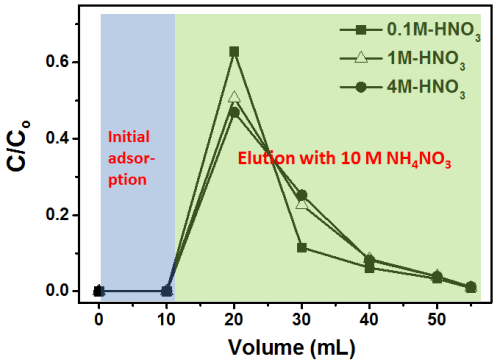


Fig. 1. Effect of nitric acid concentration on the adsorption and recovery of cesium.

4. 결론

합성된 PES-AMP 레진은 컬럼을 이용한 연속분리 과정에 적합하게 만들어졌으며, Cs의 흡착 및 회수율은 질산용액의 농도에 영향을 받지 않았다. Cs의 회수율은 용출 유속 조절 혹은 NH_4NO_3의 농도를 조절함으로써 개선될 수 있을 것이다.

5. 참고문헌

[1] Desalination, Vol. 232, pp. 172-180, 2008.
[2] Applied Radiation and Isotopes, Vol. 65, pp. 482-487, 2007.
[3] Angew. Chem. Int. Ed. Vol. 53, 7203-.7208, 2014.
[4] 한국방사성폐기물학회, 2014년 춘계학술논문요약집, pp. 255-256, 2014.

조사재시험시설 공기조화 배기용 팬 개조

백상열*, 백승제, 유병옥, 김길수, 안상복, 전용범
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 고방사성 물질로부터 주변의 환경을 보호하고 작업자의 피폭을 방지하기 위하여 오염된 공기를 정화하기 위한 특수 공기조화설비를 운영한다. 당시설의 공기조화 설비 중 배기용 팬은 장기간 사용으로 노후화 되었으므로, 안정적인 가동을 위해 기존 배기 팬을 철거하고 새로 제작한 배기 팬으로 교체하였다. 제작 설치 후 성능시험을 완료하였으며, 본 논문에서는 신규 제작 사양, 설치 및 기존 팬 처리 과정에서 얻어진 기술자료 등에 대하여 논하였다.

2. 본론

2.1 신규 팬 설치 규격 및 사양

2.1.1 DUP 배기팬
- 풍량 및 압력 : 400 CMM, 546 mmAq.
- Fan Casing: 용접구조형 분할형 type , SS 41
- Impeller : 각 Blade All 용접 구조 SS41
- V-Belt 구동
- 소음 : 85 dB이하
- 진동 : KS 규정 이하
- Motor : VVVF, 고효율 55Kw-4P-440V

2.1.2 MUP 배기팬
- 풍량 및 압력 : 375 CMM, 245 mmAq.
- Fan Casing: 용접구조형 분할형 type , SS 41
- Impeller : 각 Blade All 용접 구조 SS41
- V-Belt 구동
- 소음 : 85 dB이하
- 진동 : KS 규정 이하
- Motor : VVVF, 고효율 30Kw-4P-440V
- VVVF 제어반 2대

2.2 신규 팬 및 관련 설비 제작

2.2.1 배기장치 및 관련 설비 제작
- TURBO Fan 5 set
- VVVF 모터 5 set
- MUP용 VVVF 제어반 2대
- Isolator(방진장치) 5식
- 베어링 온도 센서 홀 설치
- Spare Parts : Bearing, V-Belt 5 sets

2.3 배기 팬 설치 및 기존 팬 폐기물 처리

Fig. 1에서와 같이 배기용 팬 5대가 지정된 장소에 설치되었으며, 철거된 기존 배기 팬 5대는 Fig. 2에서와 같이 지정 장소에서 알맞게 절단하였다. 각각의 절단 팬 조각에 대한 제염 및 오염검사 결과는 Table 1에서와 같이 양호하였으며, 자체처분을 위하여 저장용기에 담아서 방사성폐기물 처리시설로 이송하였다.



Fig. 1. Installation of DUP exhaust fan.



Fig. 2. Figure of cut exhaust fan.

Table 1. Result of contamination inspection

구분	측정결과(kBq/㎥)		일련 No.	구분	측정결과(kBq/㎥)	
	알파 (Alpha)	베타 (Beta)			알파 (Alpha)	베타 (Beta)
M1 1-1	<MDA	<MDA	33	M1 27-1	<MDA	<MDA
M1 1-2	<MDA	<MDA	34	M1 27-2	<MDA	<MDA
M1 1-3	<MDA	<MDA	35	M1 28	<MDA	<MDA
M1 2-1(모터)	<MDA	5.51E-01	36	M1 29	<MDA	<MDA
M1 2-2(모터)	<MDA	<MDA	37	M1 30-1	<MDA	<MDA
M1 3	<MDA	<MDA	38	M1 30-2	<MDA	1.65E-001
M1 4	<MDA	<MDA	39	M1 30-3	<MDA	<MDA
M1 5	<MDA	<MDA	40	M1 31	<MDA	<MDA
M1 6	<MDA	<MDA	41	M1 32	<MDA	<MDA
M1 7	<MDA	<MDA	42	M1 33-1	<MDA	<MDA
M1 8	<MDA	<MDA	43	M1 33-2	<MDA	<MDA
M1 9	<MDA	<MDA	44	M1 34	<MDA	<MDA
M1 10	<MDA	<MDA	45	M1 35	<MDA	<MDA
M1 11	<MDA	<MDA	46	M1 36	<MDA	<MDA
M1 12-1	<MDA	<MDA	47	M1 37	<MDA	<MDA
M1 12-2	<MDA	<MDA	48	M1 38	<MDA	<MDA
M1 13-1	<MDA	<MDA	49	M1 39	<MDA	<MDA
M1 13-2	<MDA	<MDA	50	M1 40	<MDA	<MDA
M1 14	<MDA	<MDA	51	M1 41-1	<MDA	<MDA
M1 15	<MDA	2.27E-01	52	M1 41-2	<MDA	1.23E-001
M1 16	<MDA	<MDA	53	M1 41-3	<MDA	<MDA
M1 17	<MDA	<MDA	54	모터 D1-1-1	<MDA	<MDA
M1 18	<MDA	<MDA	55	모터 D1-1-2	<MDA	<MDA
M1 19	<MDA	<MDA	56	모터 D1-1-3	<MDA	1.96E+000
M1 20	<MDA	<MDA	57	모터 D2-1-1	<MDA	<MDA
M1 21	<MDA	<MDA	58	모터 D2-1-2	<MDA	<MDA
M1 22-1	<MDA	<MDA	59	모터 D2-1-3	<MDA	<MDA
M1 22-2	<MDA	<MDA	60	모터 D1-1-3 제염후	<MDA	<MDA
M1 23	<MDA	<MDA	61	M2 1	<MDA	<MDA
M1 24	<MDA	<MDA	62	M2 2(모터)	<MDA	<MDA
M1 25	<MDA	<MDA	63	M2 3	<MDA	<MDA
M1 26	<MDA	<MDA	64	M2 4	<MDA	<MDA

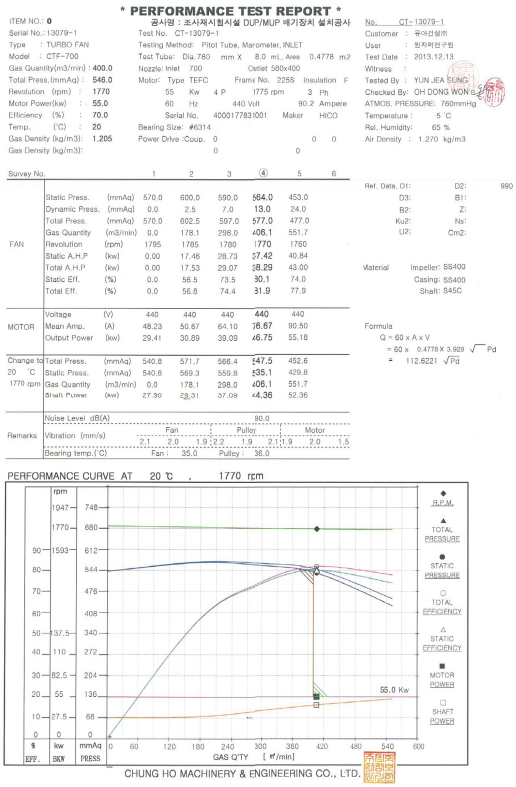
2.4 제작검사 및 설치 후 시험

신규 팬 제작 시 공장검수를 실시하였으며, 성능검사 결과는 Table 2와 같다. 또한 현장 설치 후 진동, 소음 등을 측정하고, 성능 검사를 실시하였다. 진동, 소음 등 측정값이 만족스럽게 나왔으며, 풍량 측정 사진은 Fig. 3과 같다.



Fig. 3. Figure of performance test.

Table 2. Performance test report



3. 결론

조사재시험시설의 공기조화 배기용 팬은 방사성 구역의 배기를 담당하는 팬으로 매우 중요하며, 장기간 사용으로 노후화 되면 소음, 진동 등이 증가하여 시설의 안전운전을 위협한다.

따라서 최근 핫셀시설에서 신규 제작 설치한 배기팬의 설치에 필요한 제작기술, 성능시험기술 및 폐기 팬 자체처분기술 등을 제시하였다. 본 기술은 앞으로 핫셀시설의 안전운영에 기여를 하겠으며, 타 원자력 시설의 팬 제작 및 처리 방법에 참고가 될 것이다.

원격운전 대형핫셀의 이송설비

홍권표[1*], 오완호[1], 안상복[1], 전용범[1], 이현곤[2], 정기정[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]국가핵융합연구소 ITER 한국사업단, 대전광역시 유성구 과학로 113
*kp8452@gmail.com

1. 서론

원격으로 운전되는 대형핫셀은 핫셀 내 장치의 조작, 물체의 이동 등을 위해 다양한 원격취급설비를 갖추어야 한다. 특히 원격으로 유지보수까지 하는 핫셀인 경우는 각 핫셀장치 및 각각의 공정에 대하여 원격취급성을 세밀하게 검토해야 한다.
국제핵융합실험로(ITER)의 핫셀은 토카막시설의 보조시설로서 진공용기 부품을 유지보수, 또는 폐기물처리하는 핫셀이며 위에서 말한 요건들을 갖추도록 되어있다.[1]
이 논문에서는 ITER 핫셀의 경우를 참조하여 내부의 크기가 10 x 10 x 10 m^3 이고 취급물의 무게가 최대 20톤이 되는 경우를 가정하여 핫셀에 필요한 원격취급설비 및 이송설비에 관해 그 기능 및 요건을 기술하였다.

2. 본론

2.1 천정크레인

핫셀 내 천정크레인은 물체의 이송작업에 가장 기본이 되는 원격취급설비이다. 핫셀이라는 제한적 공간에서 운영되어야 하므로 용량에 비해 작은 크기의 크레인이 사용되어야 함은 물론, 크레인의 구동모터 등이 고장 날 경우에 그 크레인을 인접한 유지관리 구역으로 운반해 와서 제염작업 후 수리를 할 수 있도록 대비하여야 한다.
따라서, 핫셀 옆에 나란히 크레인 제염실과 이어서 크레인 수리실을 갖추는 것이 필요하다. 이들 방 사이는 격벽으로 분리되어야 하고, 제염실은 무인 원격제염설비(드라이아이스 제염장치 등)를 갖추어야 하고, 수리실에는 사람이 들어가서 수리하는 개념으로 구축되어야 한다. Fig. 1은 크레인 유지관리와 관련된 핫셀, 제염실, 유지관리실의 배치를 보여준다.

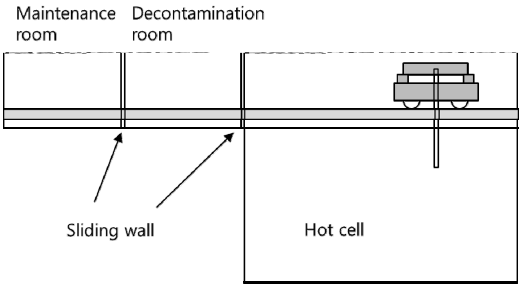


Fig. 1. Vertical view of hot cell showing crane maintenance.

2.2 트롤리

트롤리(Trolley)는 핫셀 바닥의 레일 위에 설치되어 보조운반수단으로 쓰이며, 여러 핫셀이 있을 경우, 크레인이 접근치 못하는 구역의 물체이송을 위해 설치한다. 따라서, 크레인보다 더 크거나 같은 하중용량(Payload)을 갖는 것이 필요하다.
트롤리를 구동하기 위한 동력공급 방식은 트롤리 자체가 이동되고, 원격으로 운전되어야 하며, 안정적인 작동이 보장되어야 하는 점을 고려할 때 릴(Cable reel)방식, 로프인출방식 보다는 트렌치방식(Sliding shoe 방식)의 공급장치가 바람직하다. 밑바닥 쪽으로부터 동력원을 공급받을 때는 레일 혹은 레일 사이의 트렌치에 전력공급라인을 설치한다. Fig. 2는 ITER 핫셀에 사용을 위해 제안된 트롤리의 구동장치 개념도이다.

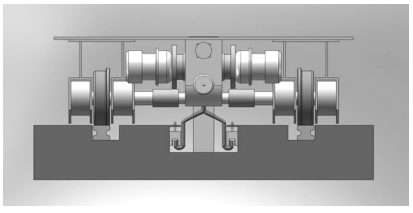


Fig. 2. Conceptual drawing of power suppling trench of trolley[2].

트롤리 역시 유지관리를 위해서는 핫셀에 인접한 별도의 방에 제염실과 수리실을 두어야 한다.

2.3 동력원격조종기

동력원격조종기(Power manipulator)는 주로 핫셀 내의 각 공정장치를 조작하거나, 대체로 50 kg 이하의 소형이고 가벼운 물체를 운반하는데 쓰인다. 대형핫셀에서 사용될 경우 작업성의 편리함 때문에 양팔 조종기를 사용한다. 모니터를 이용해 작업할 경우 근래에는 입체화상 및 입체경을 사용하여 사실감을 높이기도 하나 아직은 기술발전이 더 필요하다.

핫셀 내 동일공간에 천정크레인과 동력원격조종기가 함께 설치될 때, 사용빈도가 많지 않은 경우에는 동력원격조종기와 크레인은 같은 레일(횡행레일)을 공유할 수도 있다. 그렇지 않은 경우에는 각각의 전용 구동레일을 갖추어야 하는데, 동력원격조종기와 천정크레인의 주행에 간섭이 발생할 수 있으므로 이에 대한 고려가 있어야 한다. 보통의 경우, 동력원격조종기의 마스트가 접히는데 한계가 있으므로, 또 크레인의 주행구동부(권상장치 등) 크기가 상대적으로 크므로 간섭을 최소화하기 위해서는 Fig. 3과 같이 동력원격조종기의 레일이 크레인 레일보다 아래에 위치한다.

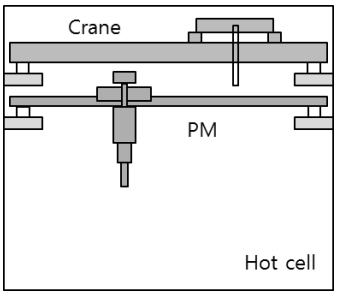


Fig. 3. Side view of crane and power manipulator in hot cell.

2.4 기타 부대설비

2.4.1 관찰장비(카메라, 조명시설, 청음장치)

위에 언급한 장치들 외에도 원격취급을 위한 관찰장비들이 필요하다. 카메라와 조명장치는 작업자의 눈과 같은 역할을 하므로 작업성을 위해 적재적소에 카메라가 위치하여야 하고 적절한 조도가 필요하다. 카메라와 조명장치는 내방사선 소재를 사용해야 하고, 또한 고장시 교체할 수 있도록 접근이 용이한 위치에 설치해야 하며, 가급적 모듈화하는 것이 필요하다.

핫셀 내부의 발생음 또한 작업자에게는 또 하나의 중요한 현장정보이므로 이를 들을 수 있도록 마이크 및 스피커설비를 갖춘다.

2.4.2 소형시편 반입 반출설비

필요에 따라 소형 시편을 핫셀 내외로 운반할 경우를 대비하여 적절한 운반장치가 필요하다. 하나의 예로 Fig. 4는 핫셀벽에 설치된 빠디락 어댑터와 그 수송용기이다.

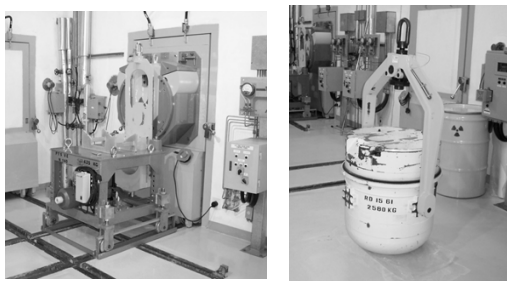


Fig. 4. Padirac adapter and padirac cask.

3. 결론

원격운전 대형핫셀에 필요한 주요 이송설비에 대해 요건을 정리하였다. 천정크레인은 사각을 최소화하고, 원격 유지관리를 위해 별도의 구역에 제염실, 수리실을 두어야 한다. 트롤리는 무인 원격운전을 고려하여 트렌치방식의 동력공급 구조를 갖는다. 트롤리 또한 별도의 제염실과 수리실을 갖추어야 한다. 동력원격조종기는 양팔 조종기를 사용하되, 주행 간섭을 최소화하기 위해 크레인 아래에 위치한다. 그 밖에 관찰장비로서 조명, 카메라, 청음장치 등이 추가로 필요하다. 또한 소형시편의 간편한 이송을 위해 빠디락장치와 같은 핫셀 접속설비가 추가로 필요하다.

4. 감사의 글

이 연구는 국가핵융합연구소 ITER 한국사업단의 지원을 받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Design Description of the Hot Cell Facility, ITER_D_2UVQXK, 2009.

[2] Final Report on Conceptual Design of Trolley in ITER Hot Cell Facility, 2009.

연구로 1호기 수조콘크리트 방사화 분포 및 폐기물량 평가

홍상범*, 정경환, 서범경, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sbhong@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설의 해체를 위해서 해체준비 단계에서 정확한 핵종재고량 평가는 매우 중요한 사항으로 해체계획의 수립 및 해체방법의 결정, 제염기술 선정, 방사성폐기물의 관리 및 부지 잔류방사능 조사를 위한 기본 자료로 활용된다. 연구로 1호기는 2011년부터 2014년 까지 원자로 해체를 위한 2차 사업이 추진되어 해체가 진행 중에 있다[1].
본 논문에서는 연구로 수조콘크리트 해체를 위해 수조 콘크리트의 중성자 방사화에 대한 핵종재고량 분포를 측정하였고, 전산코드를 이용하여 운영기간 및 깊이분포에 대한 결과와 비교 평가를 수행하였다. 수조 콘크리트 해체 기간 동안 발생된 폐기물량 및 작업자 피폭선량 평가 결과를 제시하여 향후 국내외 연구용 원자로 해체를 위한 방사화재고량 평가를 통한 해체계획 수립 및 폐기물량 평가를 위한 기초자료로 활용될 수 있을 것으로 판단된다.

2. 본론

2.1 연구로 1호기 해체현황

연구로 1, 2호기의 효용가치가 상실되어 1995년 말에 가동을 정지하고 1997년부터 해체사업에 착수하여 2009년 연구로 2호기 및 부속시설에 대한 해체사업이 완료되었다. 연구로 1호기는 기념관화 논의 및 수조수 누출 등으로 인해 2011년부터 다시 해체를 수행하고 있다. 구로 1호기 원자로실 내의 시설로는 연구로 1호기(TRIGA Mark-II)와 사용후핵연료 저장실, 원자로실 동남쪽 구석의 빔튜브 플러그 저장랙과 북쪽 바닥의 피트에 원자로 수조수 냉각 및 정화장치가 설치되어 있었다. 연구로 1호기의 운전이력은 1962년부터 운전을 시작한 연구로 1호기는 주로 학생들의 실험실습과 다양한 실험을 목적으로 운영되어왔다. 1995년 1월 공식적으로 가동을 중단한 연구로 1호기의 총운전시간은 36,535시간, 총출력량은 3,735MWh이며 U-235의 총연소량은 192.34g 이다. 연구로 1호기의 구조는 Fig. 1과 같이 원자로심, 반사체 및 RSR이 설치되어 있고, 4개의 빔포트와 Thermal column 및 Thermalizing Column 이 설치되어 있다.

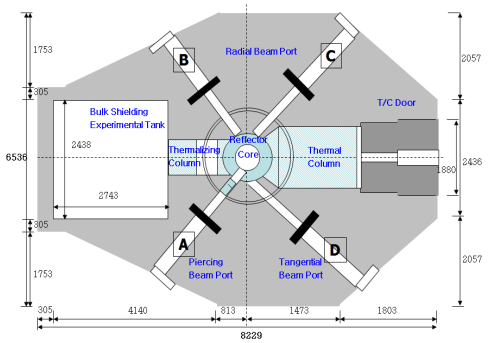


Fig. 1. Horizontal corss-section of KRR-1.

연구로 1호기 수조내 원자로심 등을 제거 후 방사화된 콘크리트를 부분을 해체하기 위해 우선 빔포트를 코어보링(400 mm) 장비를 이용하여 해체 후 시료 채취를 통해 방사화된 부분을 결정 후 브레이커를 이용하여 수작업으로 해체를 수행하였다.



Fig. 2. The Beam port and activated concrete removal.

2.2 방사화재고량 평가 결과

연구로 1호기 수조콘크리트의 깊이에 따른 핵종별 방사능 분포를 확인하기 위해 우선 감마분광분석을 수행하였다. 깊이별로 채취된 시료는 균질하게 혼합 후 U-8(80 ml) 용기에 충전하여 동축형 HPGe (Canberra 사) 장비를 이용하여 계측하였다. 측정결과 핵종별 방사능이 Fig. 3 및 Fig. 4와 같이 지수적으로 감소하는 경향을 보여주었으며, 검출된 핵종은 ^{60}Co, ^{152}Eu 및 ^{154}Eu 이다. 시료내의 ^{3}H 및 ^{14}C의 분석을 위하여 산화연소법(Oxidization combustion method)을 적용하여 포집하고, 섬광

액(Gold star)과 일정비율로 혼합하여 액체섬광계수기(Liquid scintillation counter)를 이용하여 분석하였다. ^{55}Fe와 ^{63}N의 분석을 위해 추출크로마토그래피법(Extraction chromatography method)과 액체섬광계수기를 이용하여 방사능을 분석하였다.

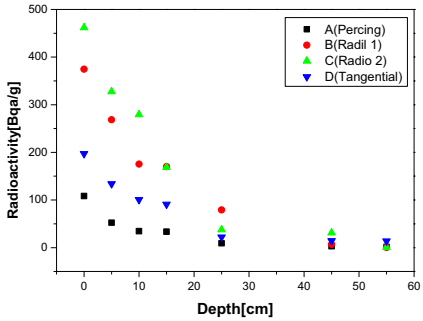


Fig. 3. The gamma activity distribution around beam ports depending on the different depth.

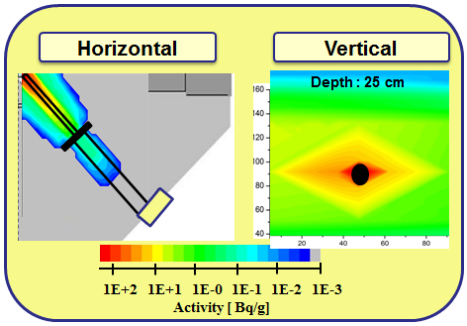


Fig. 4. The activity distribution around tangential beam(D) port from sampling.

재고량 계산을 위해서 중성자속은 운영과정에서 조사된 결과를 활용하였고, ORIGEN-S 코드의 Activation 모드에서 계산을 수행하였다. 연구로의 운전시간은 연간 운전시간을 기준으로 하였고, 수조콘크리트는 화학분석(ICP-AES)을 통해 주요성분 및 불순물의 양을 측정하였다. 해체가 수행된 시점인 운전 종료 후 20년 결과 시점에 가장 방사화가 진행된 Radial Beamport(C)에 대하여 비교한 결과 약 18.8%의 오차가 발생하였다.

연구로 수조 콘크리트 해체 과정에서 발생된 폐기물량은 Table 1과 같으며, 연구로 1호기는 기념관화를 위해서 원형은 그대로 두고 방사화된 부분만을 제거하였다.

Table 1. Generated waste and exposure dose for decommissioning bioshield concrete of KRR-1

구분	폐기물발생량 (kg)	작업기간/ 피폭선량 (man.mSv)
수조 콘크리트	10,251	2012. 8 ~ 2013. 10
	2,557	1.102

3. 결론

연구로 1호기 수조콘크리트 내에 존재하는 핵종 재고량을 평가하고 해체폐기물량을 평가하였다. 평가를 위해 수조 콘크리트의 다양한 깊이별 시료를 채취하여 방사선계측을 수행하였고, 전산코드(ORIGEN-S)를 이용하여 계산된 결과와 비교를 통해 방사화 재고량을 평가하였다. 측정결과와 계산결과를 비교하며 총방사능을 기준으로 18.8%의 상대오차가 발생하였으며, 이는 연구로는 상용로와 달리 운전시간이 변화, 빔포트 등의 활용 비율 및 콘크리트내에서 극미량의 불순물이 분포 에 따른 것으로 판단된다. 이 결과는 향후 연구로 및 원전 해체를 위한 재고량 평가에 기술적인 자료로 활용될 수 있을 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] 황두성 외, 연구로 1호기 해체 및 폐기물관리 현황, 한국방사성폐기물학회 춘계학술대회 2014.
[2] 서두환 외, 연구용 원자로 폐로 연구, KAERI/RR-1437/94, 1994.

Origen-S를 이용한 원자로압력용기 방사화재고량 평가

김근호*, 현동준, 송재훈, 최병선, 정관성, 이종환, 서재석, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ghkim7@kaeri.re.kr

1. 서론

원전과 같은 원자력시설이 설계수명에 다다르면 노후화에 따른 기능의 상실이나 이로 인한 안전성을 보장하지 못하는 단계에 이르게 되고 최종적으로 해체의 단계에 들어서게 된다. 원자력시설의 해체는 일반 산업시설과는 달리 시설의 방사화에 따른 방사선학적 영향을 고려해야 하는데, 여기서 말하는 방사선학적 영향 평가는 크게 시설내의 방사화재고량을 평가하는 것과 공간에 대한 방사선량을 평가하는 것으로 나뉠 수 있다[1]. 특히 방사화 재고량 평가는 해체전략의 수립, 원전해체 및 제염기술의 결정, 해체작업자의 피폭량 예측, 폐기물의 운반 및 처분 계획 설정, 환경 영향평가의 기준이 되므로 방사선학적 영향 평가의 기초라 할 수 있다[2]. 한편 발전소가 가동이 되면 핵분열에 의해 생성되는 중성자의 조사로 인하여 원자로압력용기(이하, RPV)를 비롯한 핵심설비들은 방사화 되어 해체 작업시 작업자에게 방사선학적 피폭을 일으키는 선원이 되므로 이들에 대한 방사화재고량 평가는 해체를 위한 작업환경의 안전성 측면에서 중요하다[2]. 본 연구에서는 원자로 1차계통의 핵심설비 중 가장 방사화 되어있는 RPV를 대상으로 방사화재고량 평가 코드인 Origen-S를 이용하여 방사화재고량을 평가하였다.

2. 본론

2.1 Methods & Results

2.1.1 Method

본 연구에서는 고리 1호기 RPV의 방사화재고량 평가를 위하여 Oak Ridge National Laboratory에서 개발된 대표적인 방사화재고량 평가 코드인 Origen-S를 사용하였다. Origen-S 는 크게 노심해석을 위한 Fuel irradiation mode와 고방사성 금속의 방사화재고량 평가를 위한 Activation mode로 구성되어 있으며 본 연구에서는 Activation mode를 이용하였다. Activation mode에서는 크게 중성자가 조사되는 대상물에 대한 평균 중성자 flux값, 조사 대상물의 물질조성,원자로 운전이력이 입력되어야 한다. 중성자가 조사되는 대상물인 RPV에 대한 중성자 flux값은 6.74×10^{11} n/cm^2·sec을 적용하였고 이 값은 고리 1발전소의 최종안전성분석보고서(Final Safety Analysis Report)를 참조하였으며, RPV의 재질은 탄소강으로 물성정보는 기존 자료를 참고 하였다[3]. 발전소의 운전이력은 첫 상업운전을 시작한 1978년부터 총 27주기를 운전하였다 가정하였고 실제 고리 1발전소의 운전이력을 적용하였고 운전 정지 후 0 년, 1 년, 10 년, 25 년, 50 년 후의 방사화재고량 결과값을 도출하였다. 또한 중성자 flux값의 변화에 따른 방사화재고량의 변화를 확인하기 위하여 5개의 서로 다른 flux값 (6.74×10^{9}, 6.74×10^{10}, 6.74×10^{11}, 6.74×10^{12}, 6.74×10^{13} n/cm^2·sec)을 적용하여 비교하였다.

2.1.2 RPV의 방사화재고량 평가

고리 1호기의 27주기 운전 후 냉각 시간에 따른 RPV에서의 주요 발생 핵종별 방사화재고량은 Table 1과 같고 운전 후 50 년 까지 전체 방사능량에 큰 영향을 주는 4가지 핵종에 대한 냉각 시간별 방사화재고량 변화는 Fig. 1과 같다.

Table 1. radioactivity inventory at RPV

Time (yr) / Nuclide	0.00E+00	1.00E+00	1.00E+01	2.50E+01	5.00E+01
^{55}Fe	4.608E+14	3.574E+14	3.637E+13	8.063E+11	1.411E+09
^{63}Ni	2.112E+12	2.098E+12	1.971E+12	1.776E+12	1.494E+12
^{60}Co	2.047E+11	1.794E+11	5.492E+10	7.635E+09	2.848E+08
^{59}Fe	1.494E+13	5.053E+10	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
^{59}Ni	1.888E+10	1.887E+10	1.887E+10	1.887E+10	1.887E+10
^{51}Cr	1.066E+13	1.146E+09	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
^{99}Tc	4.354E+08	4.356E+08	4.356E+08	4.356E+08	4.355E+08
^{14}C	1.361E+07	1.361E+07	1.359E+07	1.357E+07	1.353E+07
^{3}H	2.040E+06	1.929E+06	1.163E+06	5.003E+05	1.227E+05
Total	1.045E+15	3.729E+14	3.842E+13	2.613E+12	1.519E+12

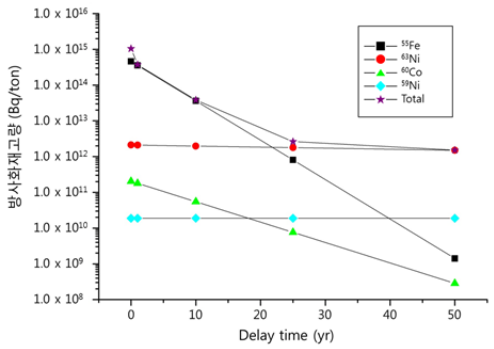


Fig. 1. radioactivity inventory of main nuclide at RPV.

운전 정지 후 최초 총 방사능량은 1.05 × 10^{15} Bq/ton이고 약 50년 이상 냉각 후의 총 방사능량은 운전 정지시점과 비교하여 약 0.15% 이하로 감소하는 것으로 평가되었다. 원자로 정지 후 약 10년 까지는 ^{55}Fe, ^{63}Ni, ^{60}Co, ^{59}Ni의 핵종이 총 방사능의 약 99%를 차지하였고 이중 ^{55}Fe가 방사능의 대부분을 차지하는 것으로 확인되었으며 냉각 기간 10 년 이후의 총 방사능에서는 ^{63}Ni의 비중이 높은 것으로 나타났다. 그러나 4가지 주요 핵종 중 외부피폭에 영향을 주는 γ-선 방출 핵종은 ^{60}Co 뿐이므로 작업자의 피폭에 주요요인으로 판단 할 수 있다.

2.1.3 flux값 변화에 따른 방사화재고량 변화

중성자 flux값의 변화에 따른 방사화재고량의 변화를 확인하기 위하여 5개의 서로 다른 flux값을 적용하여 방사화재고량을 평가하였다.

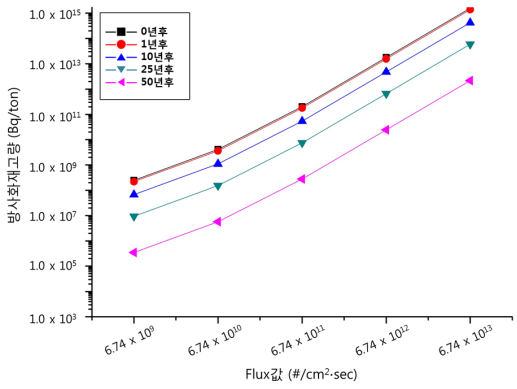


Fig. 2. radioactivity inventory about neutron flux.

Fig. 2를 통해 flux값이 증가함에 따라 방사화재고량이 지수적으로 증가함을 확인 할 수 있다.
방사화재고량 계산의 기본 정의는 핵종의 생성과 소멸의 차이이다. 본 결과에서 변수는 입사되는 중성자 flux값 뿐 이므로 flux값이 높을수록 방사화재고량 값에 더 큰 기여도를 보임을 확인 할 수 있다.

3. 결론

본 연구에서는 고리 1호기 RPV의 방사화재고량을 평가하였고 중성자 flux의 변화에 따른 방사화재고량의 변화를 확인하였다.
계산결과 압력용기의 경우 냉각시간에 따른 핵종별 방사능량은 운전 정지 후 약 10 년까지는 ^{55}Fe의 영향이, 그 이후로는 ^{63}Ni의 영향이 크나 실제로 작업자의 피폭에 주요 요인이 되는 핵종은 ^{60}Co로 평가 되었다. 총 방사능량은 약 10 년 이상 냉각 후 총 방사능은 정지시점의 3.7%, 50 년 이상은 0.15% 수준으로 감소함을 확인할 수 있었다. 중성자 flux 값의 증가 또한 방사화재고량을 증가시키는데 큰 영향을 주는 것으로 확인 되었다.
본 연구의 결과는 차후 해체전략 수립, 해체 기술 선정 등 해체사업에 활용될 수 있을 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 재원으로 시행하는 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] G.H. Kim, T.H. Kim, K.S. Jeong, D. Hyun, J. Moon, and B.S. Choi. "Radiological Assessment of the Dose Distribution around RPV". Asian Journal of Chemistry, Vol. 25, No.12: 7047-7050, 2013.
[2] KINS, Study on the safety evaluation Method development for D&D of Nuclear power plant, KINS/HR-444, 2002.
[3] Korea Electric Company, Final safety analysis report: kori nuclear power plant unit 1, Vol. 1, 1970.

원전 증기발생기 화학세정 폐액처리설비의 질소산화물 저감 방안의 고찰

강희주*, 박병목, 채경선, 신경욱, 강석철, 윤상정, 정정남, 장희곤
세안기술주식회사, 서울특별시 금천구 가산디지털2로 184, 910호
hizkhan@sae-an.co.kr

1. 서론

원자력발전소 증기발생기(Steam Generator)의 발전효율과 안전성 재고를 위하여 증기발생기 내부의 각종 불순물 제거는 주기적으로 화학약품을 이용하여 세정하는 과정을 거치고 있다. 화학세정 후 발생되는 폐액은 Fig. 1의 열분해 장치를 이용 열분해 시키면 배기가스, 처리수, 고체폐기물로 분리된다[1]. 이런 일련의 과정을 거치는 이유는 화학세정에 의해 발생되는 EDTA(Ethylenediaminetetraacetic Acid) 성분의 폐액을 열분해하여 법규에 적합하도록 처리하는데 있다[2~4].

폐액처리설비는 가동 시 여러 유해한 배기가스들이 발생하게 되는데 최근 전 세계적으로 탄소 배출 규제 등 환경문제가 이슈화되면서 국내 대기환경 보전법도 강화되고 있다. 배기가스의 주요 물질에 대한 내용은 대기환경보전법 시행규칙에 명기되어있으며 주요내용을 보면 황산화물(SOx), 질소산화물(NOx), 암모니아(NH_3), 염화수소(HCl), 먼지 등의 주요 대기오염물질의 허용기준을 10~50% 강화 하였다. 특히 질소산화물의 경우 2012년부터는 150 ppm에서 100 ppm으로 배출허용기준이 강화되었다. 또한 대기배출시설의 종류도 14개에서 28개로 세분화 하였으며, 질소산화물 다량 배출시설인 대형 발전시설 및 보일러 등의 배출허용기준 강화와 더불어 탈질시설(SCR 및 SNCR) 신규 설치를 유도하는 실정이다[5]. 이러한 규제 강화를 만족시키기 위해서는 질소화합물 저감 방안이 반드시 필요하다.

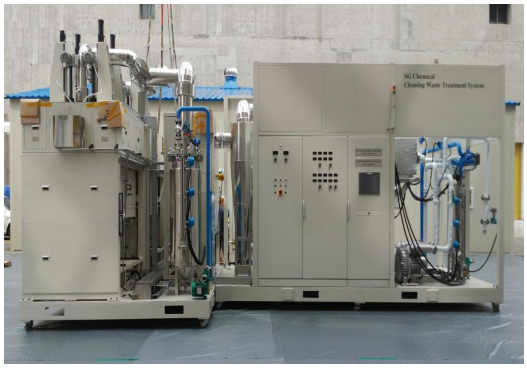


Fig. 1. Waste Liquid Treatment Equipment.

본 연구에서는 원자력 발전소 증기발생기 폐액처리설비 운전 경험 사례를 바탕으로 하여 운전 후 발생 되는 질소산화물을 효율적으로 저감할 수 있는 방법을 통해 폐기물 소각처리시설의 질소산화물 배출허용기준인 100 ppm 이하를 만족시킬 수 있는 방안을 검토하였다.

2. 본론

2.1 암모니아 투입으로 인한 질소산화물 저감

폐액처리설비를 운전하면서 발생되는 질소산화물을 효과적으로 제어할 수 있는 방법으로 사용 중인 것은 SCR(Selective Catalyst Reduction)촉매 장치를 이용한 제어방법이다. SCR 촉매장치는 폐액이 연소중인 열분해장치 내부에 다량의 질소산화물이 발생하게 되면 식 (1)에서처럼 촉매제인 암모니아를 주입 질소(N_2)와 물(H_2O)로 환원시킴으로써 질소산화물의 발생량을 저감시키도록 하여 폐액 연소 중 발생되는 질소산화물을 효율적으로 제어할 수 있도록 만들어진 장치이다.

$$NOx + NH_3 \rightarrow N_2 + H_2O \qquad (1)$$

Fig. 2은 폐액처리설비 시험운전 중 발생된 질소산화물에 암모니아를 주입하여 처리할 때 질소산화물의 변화량을 나타낸 것이다.

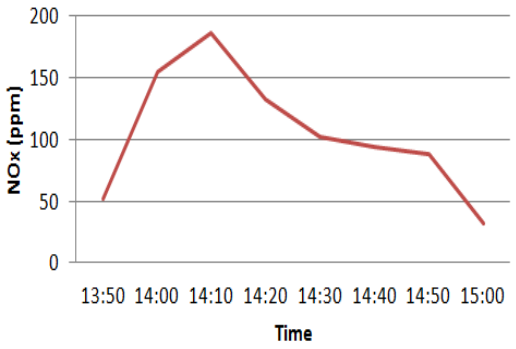


Fig. 2. NOx Concentration trend

Fig. 2에서 보면 폐액 연소과정에서 150 ppm이상으로 발생되는 질소산화물이 암모니아의 투입과 함께 발생량이 감소하여 점차 질소산화물 배출허용기준치 100 ppm이하로 떨어지는 모습을 볼 수 있다. 따라서 SCR촉매장치를 이용한 암모니아의 투입으로 발생되는 질소산화물을 제어하는데 효과적인 방법임을 알 수 있다.

2.2 폐액처리설비의 열분해로 온도를 통한 저감

폐액처리설비 열분해로 온도는 800~850℃ 범위로 운전하고 있는데 그 이유는 온도가 850℃ 이상이 되면 질소산화물의 배출농도가 증가되고 800℃이하가 되면 폐액처리설비의 연소효율의 감소하기 때문이다.

열분해장치 온도가 850℃ 이상이 되면 질소산화물 발생량이 급격히 증가하게 되는데 그 원인은 암모니아 등 촉매제가 850℃ 이상의 온도에서 질소산화물과 반응하기 전에 소각되어지기 때문에 질소산화물의 감소율이 낮아지는 것으로 판단되고 있다[6]. 따라서 800~850℃ 사이의 연소 온도일 때 질소산화물과 암모니아 간의 반응효율이 가장 좋은 최적의 온도조건으로 열분해장치에서 적정 온도를 유지해야하는 것이 질소산화물 저감의 주요한 또 하나의 방법이라고 할 수 있다.

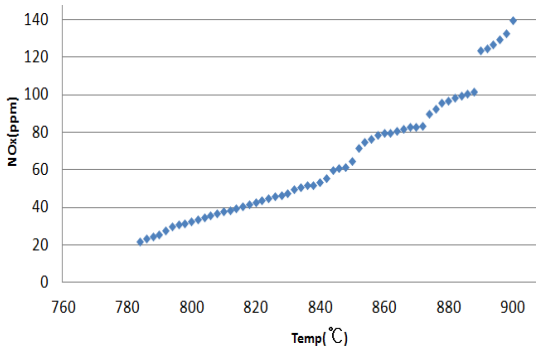


Fig. 3. Relations with Bed Temperature and Exhaust NOx

2.3 산소 비율 변화로 인한 질소산화물 저감

폐액처리설비 가동 시 산소 존재비율에 따라 발생되는 질소산화물의 값이 변화되어 지는데 그 확인을 위해 관찰한 데이터는 Table 1에 나타내었다.

폐액처리설비에 폐액을 투입 후 질소산화물 값이 증가하자 배기가스 내 산소(O_2) 비율이 감소하였으며, 반대로 폐액이 연소됨으로써 질소산화물 값이 감소하면 산소의 비율이 증가하게 됨을 볼 수 있었다. 이처럼 질소산화물 발생량을 저감하기 위해서는 12% 이상의 일정 산소비율이 필요함을 확인하였다.

Table 1. NOx and O_2, The Amount of Change

TIME	14:00	14:30	15:00	15:30	16:00	16:30
NOx (ppm)	195	102	32	33	35	51
O_2 (%)	4.24	12.32	15.66	15.60	15.20	14.21
TIME	17:00	17:30	18:00	18:30	19:00	19:30
NOx (ppm)	63	76	170	103	67	63
O_2 (%)	13.67	13.11	4.58	12.30	13.54	13.66

3. 결론

폐액처리설비를 운전하면서 발생되는 배기가스 중 질소산화물에 대한 현행 대기환경보전법의 배출허용기준 이하로 만족시키기 위한 방법으로 암모니아, 온도 및 산소 등이 밀접한 관계를 유지하고 있는 것을 확인하였다. 운전경험사례를 바탕으로 검토한 결과 폐액처리설비의 열분해로 온도는 800~850℃사이의 온도 조건에 맞춰 운전해야하며, 배기가스 내 산소의 비율은 12%이상 유지하는 것이 최적의 운전조건임을 알 수 있었다. 열분해로 온도 및 배기가스 산소비율을 통해 질소산화물이 제어가 되지 않는다면 암모니아 투입을 통해 효과적으로 질소산화물을 제어함으로써 폐액처리설비 운영 시 대기환경보전법의 배출허용기준을 만족 시킬 수 있을 것이다.

4. 참고문헌

[1] 대한방사선방어학회, 2010년 추계학술 발표회 논문집, '전기 열분해 방법을 이용한 증기발생기 화학세정 폐액 처리장비 개발', 2010.

[2] 세안기술(주) 증기발생기 세정 폐액처리 분석 절차서, 2013.

[3] 세안기술(주) 화학세정 폐액처리 장비 운전 절차서, 2013.

[4] 고리원자력 4호기 증기발생기 저농도 화학세정 폐액처리 최종보고서, 2013.

[5] 대기환경보전법 시행규칙 [별표 8] 대기오염물질의 배출허용기준, 2014.

[6] 진균하, 하수슬러지의 유동상 소각로에서 NOx 발생 저감방안에 관한 연구 - 계명대학교, 2009.

4분과

방사선환경 및 안전 (Oral)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

Preliminary Conceptual Design of a Laboratory for Measuring the Ultra Low-Level Radioactivity

Seung-gy Ro[1, 2*], In-suk Suh[1], Jae-hyung Yoo[1], Kun-joong Yoo[1], Eun-ka Kim[1], and Sung-soo Cho[1]
[1]Daedeok Nuclear Forum
[2]Godo Tech Co., Ltd.
*roseunggy@hanmail.net

1. Introduction

There is a sizable amount of wastes which can be exempted from radioactive ones among wastes occurring in the decommissioned nuclear facilities. Provided that wastes to be deregulated are distinguished from radioactive wastes and therefrom a self- disposal for them can be made, the amount of radioactive wastes to be managed for the long term may be decreased.

For this purpose, a preliminary conceptual design of a measuring laboratory for the ultra low-level radioactivity, satisfying with the minimum detectable limit(less than one 2,400th of the annual average natural radioactivity worldwide)[1] which is able to determine the clearance level of radioactive waste has been carried out with due reference to the domestic and overseas laboratories concerned. A prospectively available space at the KAERI's KURT has provisionally been proposed for this laboratory.

2. Survey of Laboratories Concerned

Survey has been made for domestic and overseas laboratories or the like for measuring the ultra low-level radioactivity.

There are laboratories having systems combined with both passive gamma shield and active muon veto for measuring ultra low-level radioactivities in KAERI[2] and Yangyang, Gangwon Province. The one system in KAERI, which is still unfavorable in the viewpoint of the minimum detectable limit required, is located above ground while the other one unavailable at this moment is in a turn-space of the KAERI‘s KURT. The system installed in approx. 2,000 m water equivalent(w.e.) depth, Yangyang[3] is uniquely dedicated to dark matter research experiments. Most of overseas laboratories in- stalled from the ground level down to 4,800 w.e. depth have been employed for dark matter search and neutrinoless double beta decay studies with a few exceptions of ultra low-level environmental radioactivity measurements.

The passive shielding consists of radiopure lead and Cu with oxygen-free high conductivity which is selectively used for reducing the neutron-induced γ -emitters as well as X-ray resulted from high energy γ-ray in lead. Cosmic-ray-induced background is usu- ally suppressed by means of active shielding devices composed of plastic scintillating plates or mineral oil and anti-coincidence electronic system.

3. Preliminary Conceptual Design

In order to determine both passive and active shielding thicknesses adequately re- quired for radiation detector part, basic data such as compositional characteristics of environmental radionuclides, geological compositions and muon fluence for a prospective site where radiation detecting system may be located should previously be known. Because of said data unavailable, radiation shielding materials as well as their thicknesses have preliminarily been determined with due consideration for laboratories surveyed. The prospective location is assumed to be about 100 m w.e. depth at KAERI's KURT.[4]

Fig. 1 shows a schematic diagram of an underground laboratory at the KURT, while a schematic diagram of passive and active shielding for gamma-ray detecting part is seen in Fig. 2.

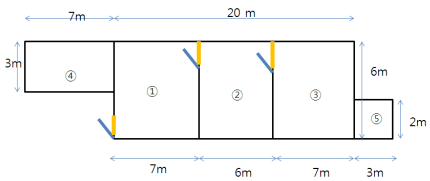


Fig. 1. Schematic diagram of underground laboratory at the KURT.
① sample preparation and maintenance room, ② data acquisition room, ③ gamma ray spectrometry room, ④ air inlet system and ⑤ exhaust air outlet system.

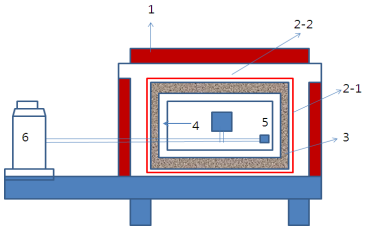


Fig. 2. Schematic diagram of passive and active shielding for gamma-ray detecting part.
1: plastic scintillation plates with 5 cm thick, 2-1: lead shield(5 cm thick) with about 3 Bq/kg of ^{210}Pb, 2-2: lead shield(10 cm thick) with about 30 Bq/kg of ^{210}Pb, 3: OFHC Cu shield(5 cm thick), 4: plexiglas, 5: gas inlet, and 6: dewar.

4. Conclusions

It is concluded that a materialization of the lab. for measuring the ultra low-level radio- activity is desirable as suggested in the pre- liminarily conceptual design. In addition, we draw a conclusion that the KAERI's KURT would be of a possible location for the proposed laboratory.

5. Acknowlegements

We express our sincere thanks for KAERI's financial support which has made it possible to carry out this study.

6. References

[1] Joseph John Belelaque, Basic Health Physics, p.169, John Wiley & Sons, Inc., New York, 1999.
[2] 이완로 및 이창우, 저 준위 환경방사능 분석을 위한 극 저준위 감마선핵종 분석기술, KINS/PR-047, vol-47, p.77 (2005) 및 방사선안전심포지엄에서 발표자료 ,2005.5.1.
[3] Sun Kee Kim, KIMS: Dark matter research experiment in Korea, PASCOS, Kyung-ju, 2005.
[4] 김 경수 외, 다목적 지하연구시설 선진 선진연구설비 구축사업, KAERI, 2010.

원료물질에서 분리한 우라늄이 전기전착된 디스크 분석

고영건*, 장미, 임종명, 정근호, 강문자, 최근식
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ygko@kaeri.re.kr

1. 서론

원료물질, 공정부산물, 가공제품 등의 환경시료에서 알파입자 방출 핵종의 분석은 용융 또는 산을 이용한 시료의 분해를 통한 농축 과정, 침전 및 추출 또는 이온교환 등의 화학분리 과정, 그리고, 침전, 전기전착, 증발 등의 계측용 시료 제작 과정을 거쳐, 알파 분광기를 이용하여 주로 계측하게 된다. 알파입자 방출 핵종의 분석은 ICP-MS 등 다양한 방법이 있으나, 알파 분광기는 가격이 저렴하고, 작동법이 용이하며, 검출한도가 좋은 이유로 많이 이용된다. 환경시료에서의 알파입자 방출 핵종은 높은 방사능 농도가 검출되는 경우가 드물기 때문에, 고정밀도 분석을 위해, 앞의 계측을 위한 과정들이 정교하게 이루어져야한다. 각 과정 단계의 정밀 분석을 통해 분석 절차 과정을 개선하는 연구가 다각적으로 이루어지고 있으나, 다양한 전기전착방법 등의 연구에 비해, 아직까지 전기전착된 디스크의 분석은 잘 이루어지고 있지 않다.

본 연구에서는 bauxite에서 분리·정제된 우라늄을 전기전착 시키고, 전기전착된 디스크의 표면 화학 구조, 결정 구조, 깊이에 따른 조성, 표면형상, 두께 등을 분석하였다. Bauxite와 같은 원료물질 들은 단일 조성성분이 아닌, Al_2O_3, Fe_2O_3, TiO_2, SiO_2 등이 gibbsite, boehmite, goethite, hematite, anatase, rutile, ilmenite, kaolinite, quartz 등의 구조가 혼합된 형태로 구성되어 있어, 우라늄 분리 과정 및 전기전착 과정에서 원료구성성분의 영향을 최소화하는 실험방법이 요구된다.

2. 실험방법

2.1 우라늄 분리 및 방사능 농도 측정

Bauxite 시료를 600°C에서 10시간 동안 회화하여 유기물 및 수분을 제거 후에, 일정량을 채취후에, ^{232}U 추적자를 넣고, 진한 질산과 염산으로 180°C에서 녹이고, 분리 후에 다시 질산과 불산으로 녹이는 과정을 거쳐 건고 후에, 3 M 질산에 녹인 0.5 M $Al(NO_3)_3$로 녹이고, L-ascorbic acid를 넣어주어 시료액을 제조한다. UTEVA (Eichrom)가 충진 된 컬럼에 3 M 질산, 시료액, 3 M 질산, 9 M 염산, 5 M염산에 녹인 0.05 M oxalic acid를 순서대로 흘려보낸 후, 0.01 M 염산으로 우라늄을 용출하고, 건고시킨다. 건고된 시료를 5wt% Na_2SO_4, DI water, 15wt% Na_2SO_4, 0.02wt% ammonium oxalate를 넣고, stainless steel disc가 장착된 전기전착용 셀에서 880 ~ 890 A에서 2시간 동안 전기전착한다. 전원을 끄기 1분전에 25wt% KOH 넣고, 전착 후, 5wt% NH_4OH와 ethanol로 씻고, disc 뒷면을 토치로 가열한다. 제조된 전착전기 디스크의 우라늄 방사능양은 alpha spectrometer (Alpha Analyst, Canberra)로 계측하였다. 전체적인 실험 방법을 Fig. 1에 나타내었다.

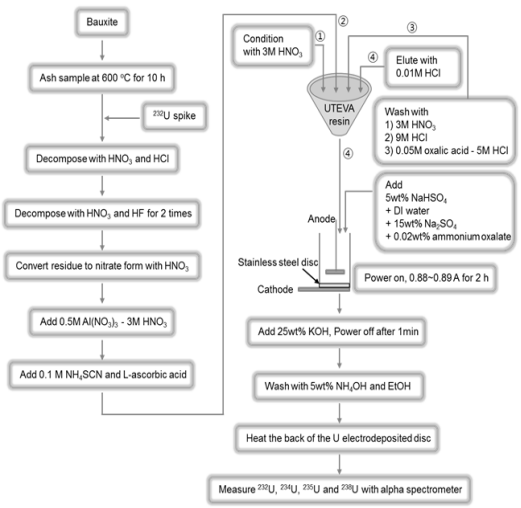


Fig. 1. Schematic diagram of procedure for determination of uranium isotopes in bauxite.

2.2 전기전착 층 분석

전기전착 층의 표면 화학구조 분석은 attenuated total reflectance Fourier transform infrared (ATR FT-IR) spectrometer (Frontier spectrometer, PerkinElmer)와 time-of-flight secondary ion mass spectrometer (ToF-SIMS, TOF-SIMS 5 system, ION-TOF)로 하였으며, 결정구조는 X-ray diffraction (XRD) pattern (ATXG diffractometer,

Rigaku)로 확인하였다. 깊이에 따른 조성 분석은 X-ray photoelectron spectroscope (XPS, PHI 5000 VersaProbe, Ulvac-PHI)로 확인하였다. 전착층의 높이는 optical profiler (NT1100, WYKO)로 측정하였으며, 표면관찰은 atomic force microscope (AFM, XE-100, Park Systems)와 optical microscope (Reichert Metaplan 2, Leica)로 했다.

3. 결과 및 토의

Bauxite에서 분리한 우라늄의 전기전착층을 분석한 결과, alpha spectrometer 결과에서 actinide 계열 원소에서 우라늄만 분리가 잘 되었음을 확인할 수 있었고, 방사능 농도는 ^{238}U이 214.28 ± 6.03 Bq/kg, ^{235}U이 10.35 ± Bq/kg을 나타내었다. Optical profiler로 전착층의 높이 측정결과 약 450 nm였다 (Fig. 2).

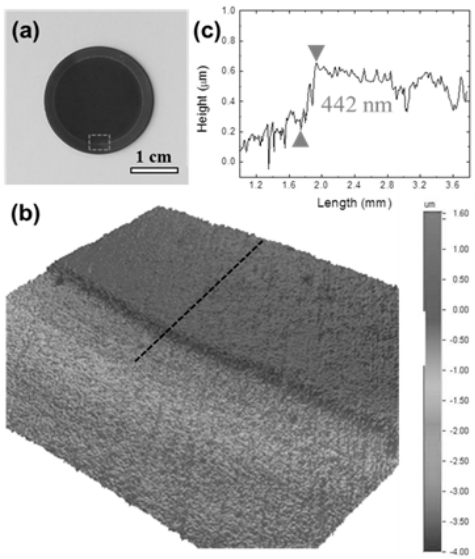


Fig. 2. (a) Photo image of uranium isotopes electrodeposited disc. (b) 3D surface structure image of the rectangular region in (a), and (c) height profile dot line in (b).

ATR FT-IR과 ToF-SIMS 분석결과 전착층에는 유기물질이 존재하지 않음을 확인할 수 있었고, 원소분석이 표면에 균일하게 분포되어있음을 알 수 있었다. XRD 분석 결과 전착층을 구성하고 있는 조성은 우라늄 외에도, 산화우라늄, 탄소 결정, 산화철 등의 결정임을 확인하였고, 깊이에 따른 전착층의 분석을 위한 XPS 분석 결과는 전착층 표면에 탄소층이 존재하고 있으며, 산화우라늄과 산화철이 전착층 내에서 공존함을 나타내었다. 특히, 전착층의 표면에서는 우라늄이 산소와 많이 결합하였으나, 깊어질수록 우라늄과 결합한 산소의 양이 줄어듬을 확인할 수 있었다. AFM과 광학현미경 분석에서도 탄소층이 표면에 존재함을 관찰 할 수 있었다.

4. 결론

^{238}U이 약 215 Bq/kg의 방사능 농도를 나타내는 bauxite에서 분리한 우라늄의 전기전착층의 두께는 약 450 nm였으며, 전착층은 우라늄과 산화우라늄뿐만 아니라, 산화철도 구성성분으로 이루어져 있음이 확인되었고, 우라늄의 산화도도 전착층의 두께에 따라 달라짐을 알 수 있었다. 전착법 개발은 다양한 연구 방법를 통해 시도되고 있는 것에 비해, 만들어진 전착층의 분석은 미미한 실정이다. 본 연구를 통한 전착층의 분석은 전기전착층을 개발하는 연구자들에게 가치있는 정보를 주어, 좀 더 효율적인 연구를 할 수 있는 방향을 제시할 수 있으리라 기대한다. 최종적으로는 환경시료에 들어있는 극미량의 알파 핵종 검출 및 분석에 기여할 수 있으리라 생각된다.

5. 참고문헌

[1] S.F. Wolf, Trace analysis of actinides in geological, environmental, and biological matrices, in *The Chemistry of the Actinide and Transactinide Elements*, L.R. Morss et al. Eds., 4th ed. (2011), Springer, pp. 3273-3338.

[2] M. Gräfe, G. Power, C. Klauber, Bauxite residue issues: III. Alkalinity and associated chemistry, *Hydrometallurgy* 108 (2011) 60-79.

[3] M.T. Crespo, A review of electrodeposition methods for the preparation of alpha-radiation sources, *Applied. Radiation and Isotopes* 70 (2012) 210-215.

월성원전 주변 환경중의 삼중수소 방사능 현황

정진욱*, 국성도, 정성일
경주시월성원전환경감시센터, 경북 경주시 양북면 능골연당길 19-6
*forever0224@wsnesc.or.kr

1. 서론

현재 경주에는 중수로형인 월성원전 3개호기, 경수로형인 신월성 1호기가 가동 중에 있으며 동굴처분식 중·저준위 방폐물 처분장이 준공을 앞두고 있다. 또한, 월성원전 1호기가 계속운전을 위한 규제기관의 심사 중에 있으며 신월성 2호기가 시험운영을 진행 중이다. 여기에 2단계 방폐장 사업이 천층처분 시설로 논의되고 있어 경주는 다양한 원자력 시설을 보유하게 될 전망이다. 이렇게 다양한 원자력이용시설에서 주변지역 환경중의 저준위 방사능에 대한 모니터링은 방사선원이 잘 제어되고 있는지 혹은 지역주민이 일반인의 선량한도를 초과하여 피폭하는지를 확인하는 의미에서 그 중요성이 있다. 환경감시센터에서는 월성원자력이용시설 주변지역에서 빗물, 지하수, 지표수, 우유 및 식품시료(배추) 등에 대해서 매 주기별로 시료를 채취해 환경방사능 분석을 실시하고 있다.
본 논문에서는 그동안 감시센터에서 실시한 삼중수소 방사능 분석결과를 토대로 환경 중에 포함된 삼중수소 농도의 정량적 이해를 도모하기 위해 월성원전 주변지역 환경 중의 삼중수소의 변동경향과 현황을 소개하고 그 결과를 공유하고자 한다.

2. 본론

2.1 삼중수소의 특징과 배출

삼중수소는 원자로에서 중수의 중성자 포획과정(D(n,γ)T)의 결과로 생성되며 반감기가 12.3년, 최대에너지가 18 keV(평균 5.7 keV)인 순수베타 방출체이다. 투과력이 매우 약해 외부피폭의 관점에서는 거의 무시할 수 있지만 공기 중 수소와 유사하게 거동함으로써 공기 또는 음식물로 인체에 흡수될 가능성이 높고 일단 인체로 흡수되면 체내피폭을 유발하게 된다. 원자로의 중수에 포함된 삼중수소는 중수로 내의 계통을 순환하는 과정에서 밸브, 펌프, 밀봉 부위 등에서 일부 누설되며 중수회수 계통으로 이송되는 과정에서 건물내부에 확산된다. 이렇게 확산된 삼중수소는 허용기준치 이내로 관리되며 적절한 경로를 통해 환경으로 배출된다.

Fig. 1에서 보는 바와 같이 기체 형태로 배출된 삼중수소는 대기 중으로 확산되어 빗물과 함께 지상으로 떨어져 저수지에 유입되거나 지하로 흡수되며 액체에 포함된 삼중수소는 원전 배수구를 통해 인근 해양으로 유입된다[4].

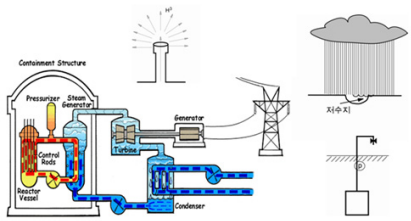


Fig. 1. ^{3}H emission from NPP.

2.2 삼중수소 제거설비

삼중수소 제거설비(TRF : Tritium Removal Facility)는 냉각재 및 감속재에서 생성되는 삼중수소를 중수로부터 분리하는 설비이며 분리공정은 중수(DTO)와 중수소(D2)기체의 촉매 반응을 통해 삼중수소를 분리제거 한 후 약 -250℃의 초저온에서 중수소와 삼중수소의 끓는점 차이를을 이용하여 삼중수소를 분리 농축하게 된다.

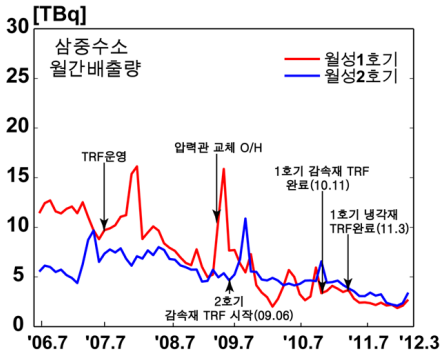


Fig. 2. ^{3}H emissions after operating TRF.

Fig. 2는 TRF 가동 후 원전에서 환경으로 배출되는 삼중수소의 변화를 나타낸 것으로써 원전의 계획예방정비 기간에는 관련 계통의 분해로 삼중수소 배출량이 증가하지만 전체적으로 감소하는 경향을 보이고 있다.

2.3 삼중수소방사능 분석결과

Fig. 3은 거리별 빗물 중에 포함된 삼중수소의 농도를 나타낸 것으로써 대기 중 확산에 따른 영향으로 원전으로부터 거리가 멀어질수록 큰 폭으로 감소하는 경향을 보이고 있다. 또한 월성원전 주변지역이 경수로 원전지역에 비하여 유의하게 높은 것을 알 수 있으며 이로부터 월성원전 주변지역의 공기 중 삼중수소 농도 역시 타 원전지역 보다 높을 것으로 예상된다[1][4].

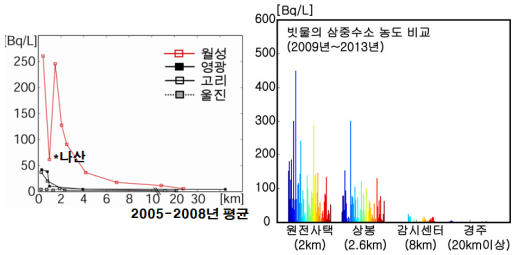


Fig. 3. ^{3}H in rain water by distance from NPP.

Fig. 4는 식품류의 삼중수소 농도를 나타낸 것으로써 쌀에 비해 조직 내에 물을 더 많이 포함하고 있는 배추와 감에서의 농도가 더 높은 것을 알 수 있다[3].

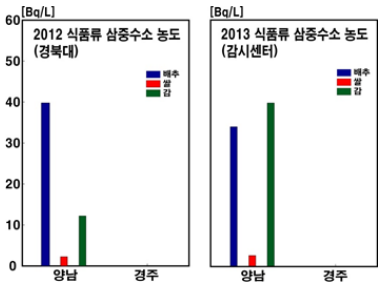


Fig. 4. ^{3}H in Foodstuffs.

Fig. 5의 지하수와 지표수에서의 삼중수소 농도는 약 10~20Bq/L 범위로 검출되고 있으며 자연계에 존재하는 지하수 및 지표수의 유입량, 존재량 또는 그 흐름(유속)의 영향 등으로 빗물 중 삼중수소에 비해 그 농도가 낮은 것으로 판단된다. 지하수와 지표수의 경우 지역 주민이 음용수로 사용한다고 가정할 경우 Fig. 2의 배출량의 감소에 비해 지하수와 지표수에 존재하는 삼중수소의 양 혹은 주민에게 미치는 영향이 유의하게 낮아졌다는 현상은 발견할 수 없으며 이는 더 많은 자료의 축적을 통해 지속적인 관찰이 필요할 것으로 보인다[1].

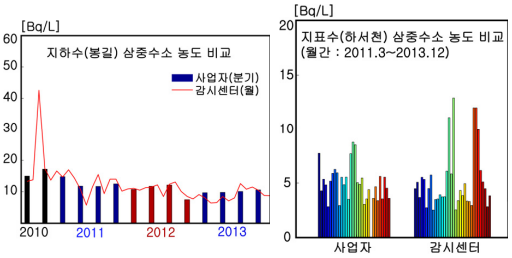


Fig. 5. ^{3}H in surface water and ground water.

3. 결론

감시센터는 월성원전 주변지역 환경에 존재하는 삼중수소 농도의 정량적 이해를 도모하기 위해 주요 환경시료에 대해 사업자 및 관계기관과 비교 분석하였다. 비교·분석결과 월성원전 주변 환경 중에 포함된 삼중수소의 농도는 빗물의 경우 최대 450 Bq/L, 지표수는 12.9 Bq/L, 지하수는 42.6 Bq/L, 우유 4.85 Bq/L, 배추 및 감은 각각 285 Bq/L 및 52.9 Bq/L로 나타났다. 이러한 결과로 판단할 때 월성원전 주변지역의 환경 중 삼중수소 농도는 절대량에 있어서 미미하지만 여전히 타 원전지역에 비하여 더 높은 농도의 삼중수소에 노출되어 있음을 알 수 있다.

한편, 삼중수소 제거설비 가동 이후 지금까지 사업자는 냉각재 및 감속재내에 포함되어 있는 삼중수소의 농도를 줄이면 환경 중으로 배출되는 삼중수소의 농도가 당연히 줄어들 것이라는 입장이다. 이와 관련하여 향후 감시센터에서는 삼중수소 제거설비가 가동된 시점(2007. 7. 01.)을 기준으로 전, 후 5년간의 주요 환경 방사능시료 분석결과의 비교를 통해 이를 분석할 예정이다.

4. 참고문헌

[1] '원자력발전소 주변 환경방사능 조사 및 평가 보고서' 한국수력원자력, 2009~2013연 연보.

[2] '방사선/능 분석원리 및 방법', 경북대 방사선과학연구소, 2013.

[3] '월성원전 주변 환경방사능 분석 및 평가', 경북대, 2012.

[4] '원전주변 주요 환경시료의 삼중수소농도 분석결과에 대한 고찰', 방사선방어학회 추계학술대회, 정진욱 외, 2010. 11., p138-139.

자동 분리 장치를 사용한 Sr Resin의 스트론튬 분리 방법 최적화

정윤희[1,2], 정근호[2], 강문자[2],김현철[2*]
[1]과학기술연합대학원대학교, 대전광역시 유성구 가정로 217
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hckim3@kaeri.re.kr

1. 서론

핵 실험과 체르노빌사고나 후쿠시마 사고에 의해 환경에 방출된 인공 방사성 핵종들 중 Sr-90은 순수 베타 방출체다. 방사성 스트론튬은 칼슘과 화학적 거동이 비슷하기 때문에 환경으로 유출시 먹이 사슬을 통해 체내에 흡수된다. 반감기 28.8년, 상대적으로 긴 반감기로 인해 치아나 뼈에 축적되면 인체에 손상을 줄 수 있다. 이러한 위험성 때문에 안전성을 확보하기 위한 감시가 필요하다. 스트론튬 분석 방법에는 발연 질산법을 주로 사용했지만 취급의 어려움과 위험성으로 인해 이온 교환수지법이나 추출 크로마토그래피법으로 대신하고 있다. 본 연구에서는 모듈식 자동 방사성 핵종분리기 (MARS, Modular Automated Radionulcide Separator)를 사용하여 Sr resin에서 방사성 스트론튬 순수 분리의 최적 조건을 제시하고자 한다.

2. 본론

2.1 시약 및 기구

Sr을 분리하기 위해 Eichrom사의 Sr resin (50 - 100 μm) 0.75 g (2 ml, bed volume)을 유리 컬럼 (i.d. 6.6 mm x 150 mm) 에 채워 넣었다. Ba, Ca, Sr carrier로 10 mg ml^{-1}를 사용하였다. 65% HNO_3 (Merck)와 초순수 (MilliQ-Plus, 18 MΩ)를 희석하여 실험에 사용하였다. Ba, Ca, Sr분석은 Inductively Coupled Plasma Optical Emission Spectrometer (ICP-OES, Varian)로 했다. 모든 Sr resin 실험은 MARS를 이용하였다.

2.2 실험 방법

2.2.1 Sr resin에서의 Sr 최대 허용 용량

방해 핵종의 영향을 받지 않으며 Sr을 순수 분리를 할 수 있는 Sr resin의 Sr 최대 허용량을 알아야 한다. 8M HNO_3 25 ml에 1 mg의 Ba, Ca carrier를 넣고 각 8 mg, 6 mg의 Sr을 넣은 두 개의 시료를 준비한다. 8M HNO_3 20 ml로 최적화한 Sr resin (2 ml, BV)에 시료를 통과시키고 10 ml의 8M HNO_3를 흘려보낸다. 유량은 1 ml min^{-1}으로 한다. 시료를 Sr resin에 통과시키고 빠져나온 8M HNO_3 5 ml씩을 20 ml plastic vial에 받아 ICP-OES 로 분석하였다.

2.2.2 Ca의 양이 Sr resin에 미치는 영향

Ca의 양은 Sr resin을 이용한 Sr 순수분리에 영향을 준다. Sr 회수율에 영향을 미치지 않을 최대 허용 Ca 양을 확인하기 위해 8M HNO_3 20 ml에 Ba, Sr 1 mg씩에 넣고 Ca의 양을 200, 320, 500 mg로 다르게 하였다. 8M HNO_3 20 ml로 최적화한 Sr resin 2 ml (BV)에 시료 25 ml를 통과시킨다. 8M HNO_3 10 ml를 Sr resin에 계속 흘려보낸다. 시료를 통과 시키고 Sr resin 을 빠져나온 8M HNO_3을 5 ml 씩 20 ml plastic vial에 받고, 분석은 ICP-OES로 하였다. 유량은 1 ml min^{-1}으로 한다.

2.2.3 유량이 Sr 분리에 미치는 영향

유량이 빠르면 Sr resin과 Sr의 반응 속도가 줄어들기 때문에 Sr resin 컬럼에서 Sr 분리에 영향을 미치지 않는 유량을 정하는 것이 중요하다. 유량을 각 1, 3, 5 ml min^{-1} 로 변화를 주었다. Sr resin 2 ml(BV)에 8M HNO_3 15 ml에 1 mg의 Ba, Ca carrier와 Sr 6 mg을 넣은 시료를 통과시켰다. 8M HNO_3 10 ml로 씻어내고 초순수 16 ml로 용출했다. 용출 단계에서 컬럼을 빠져 나온 용액을 2 ml씩 20 ml plastic via에 받아 ICP-OES로 분석하였다.

3. 결론

본 실험에서는 Sr resin을 사용하여 방사성 스트론튬 순수 분리하기 위한 최적의 조건을 알아보았다. Ba은 Sr과 분리해야할 중요한 방해 핵종이다. 그러므로 Sr resin의 Sr 순수 분리는 Ca 뿐 아니라 Ba과의 분리가 매우 중요하다. Sr 8 mg일 때, Sr resin 2 ml (BV)에서 Ba과 Sr이 뚜렷이 분리할 수 없다.

8M HNO_3 10 ml로 rinsing할 때 Ba을 완벽히 분리할 수 있지만 약 14%의 Sr의 손실을 감수해야 한다 (fig. 1-a). 반면 같은 조건일 때, Sr 6 mg 시료의 경우에는 Sr의 손실 없이 Ba과 분명하게 분리할 수 있다. Sr resin 2 ml (BV)일 때, Sr의 손실 없이 방해 핵종인 Ca, Ba을 완벽하게 제거하기 위해서는 시료 중 Sr 6 mg이 최대 허용량이다 (fig. 1-b).

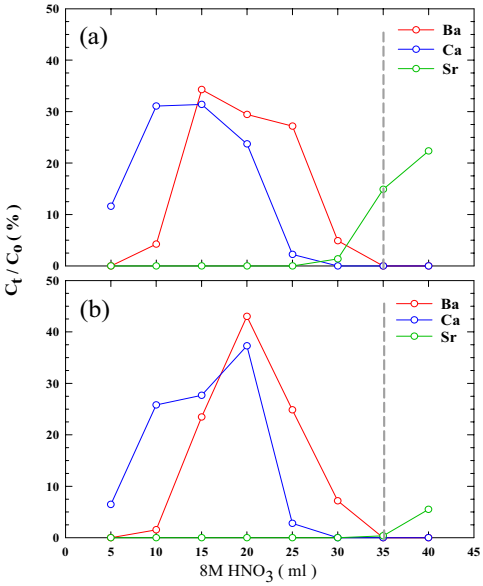


Fig. 1. Comparison of amount of Sr for the uptake of 8M HNO_3 by Sr resin (a) Sr 8 mg, (b) Sr 6 mg.

그러나 Fig. 2를 보면 같은 양의 resin과 Sr을 사용하더라도 샘플 속 Ca의 양에 따라 Sr 순수분리에 영향을 미친다. Ca의 양이 200 mg 일 때에는 Ba과 Sr이 완전히 분리 된다 (fig. 2-a). 320 mg 일 때 약 2.2%의 Sr 손실률을 보인다 (fig. 2-b). 하지만 칼슘의 양을 500 mg 증가시켜 분석해 본 결과 12%의 Sr 손실이 있다 (fig. 2-c).

Sr 분리에 영향을 미치지 않고 순수분리 시간을 최소화하기 위해 MARS로 유량 5 ml min^{-1}까지 높였다. 유량 변화와는 상관 없이 Loading 10ml, Washing 5ml와 8M HNO_3 10 ml로 Rinsing할 때 방해 핵종인 Ba, Ca이 100% 제거됨을 알 수 있다 (Fig. 3). Sr 손실률은 0%이다. Sr resin에서 Sr을 용출하기 위해 초순수 16 ml 흘려보냈으며 회수율은 100% 이다.

MARS를 이용하여 유량 5 ml min^{-1}으로 정제 하였을 때, 방사성 스트론튬을 시료 통과시켰을 때부터 최종 정제까지 7.4분이 소요된다.

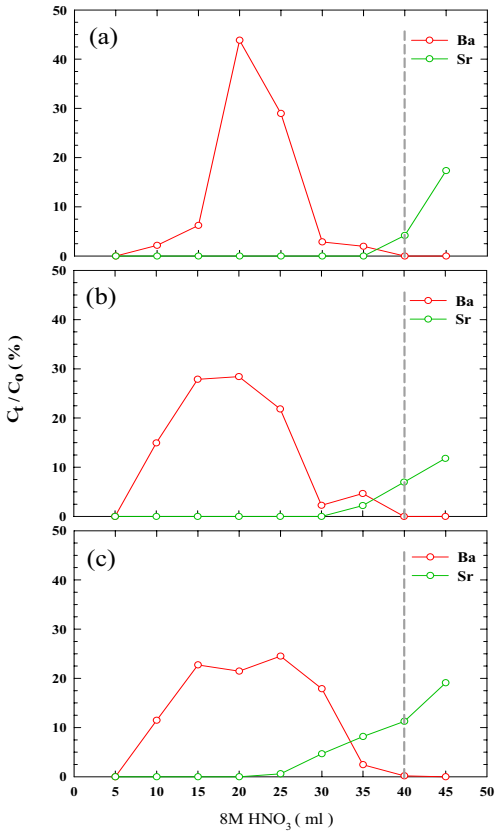


Fig. 2. Effect of Ca on Sr uptake by Sr resin (a) Ca 200 mg, (b) Ca 320 mg, (c) Ca 500 mg.

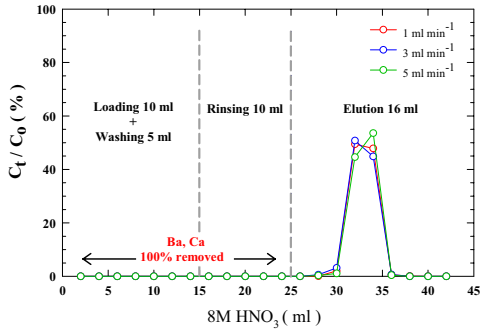


Fig. 3. Sr elution curve on Sr resin by different flow rate (a) flow rate 1 ml min^{-1}, (b) 2ml min^{-1} and (c) flow rate 5 ml min^{-1}.

4. 참고문헌

[1] G.H Chung et al. Design and performance of an automated radionuclide separator: its application on the determination of 99Tc in groundwater. Appl. Radia. Isot. 2013.doi10.1016/j.apradiso.2013.03.080.

방사성폐기물 자체처분 오염감시기 설계요건

강기두*, 이영주, 원유호
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전시 유성구 유성대로 1312번길 70
*kdkang@khnp.co.kr

1. 서론

자체처분이란 원자력안전법에 따라 원자력안전위원회가 정하는 값 미만이 된 방사성폐기물을 소각·매립·재활용 등의 방법으로 처분하는 것으로 현재 원전에서는 IAEA 해제준위 핵종별 농도 (Co-60 Cs-137의 경우, 0.1 Bq/g)을 적용하고 있다.[1][2][3]
한수원(주) 중앙연구원에서는 점증하는 자체처분 대상 폐기물의 효율적인 오염검사를 위하여 전용 오염감시기 개발에 착수하였다. 자체처분 오염감시기는 해외 몇몇 제작사에서 개발하여 상용화하였으나 국내의 경우 자체처분 대상 폐기물과 같이 극 저준위 방사선폐기물을 정확하게 측정할 수 있는 상용화된 장비는 없는 실정이다.
자체처분 오염감시기 개발에 있어 중요한 요소는 국내 폐기물 특성에 적합한 측정챔버 및 측정 알고리즘 개발 및 국제적 소급성이 있는 인증표준물질을 기반으로 한 교정기술 개발이라고 할 수 있다.
특히 원전 해체 시 발생하게 될 다량의 금속 폐기물의 자체처분을 위해 다수의 오염검사장비의 수요가 예상되고 있고 향후 규제 기준 변화 및 장비의 개선 및 기능 확장을 고려할 때 국내 원전 특성에 맞는 총 감마방사능 측정기술 고 효율 측정 장치 제작기술 확보가 필요하다고 판단된다.

2. 본론

2.1 대상폐기물 현황 분석

원전에서 발생되는 잡고체 폐기물은 연간 3,200여 드럼으로서 이 중 철재류, 비닐류, 종이류, 면류 폐기물이 전체의 70%를 차지하고 있다. (Table 1 참조)

Table 1. The Status of DAW (2000-2011)

종류	드럼수	비율(%)
철재류	9917	25.67
비닐류	6609	17.11
종이류	6019	15.58
면류	4556	11.79
플라스틱, 고무류	3873	10.03
기타	7661	19.82
합계	38635	100

원전 해체 시는 약 4만톤 가량(드럼 환산시 약 95,000 드럼)의 금속폐기물 발생이 예상되고 이중 92%는 비오염이며, 6%는 처리 후 재활용, 나머지 2% 만이 방사성폐기물로 분류되는 것으로 알려져 있어 상당수의 자체처분 폐기물이 발생될 것으로 보여진다.

2.2 해외 장비 성능 분석

독일의 Mirion사 및 영국의 Thermo-Fisher사 등에서 대형 챔버 내에 플라스틱 신틸레이션 검출기를 이용한 자체처분 오염감시기 (Clearance Monitor)를 상용화 하여 각국 원전에 적용하고 있는 것으로 조사되었다. 이들 전용검사장비는 신속하고 정확하게 총 감마 방사능을 계측하기 위해 고효율, 대 면적 플라스틱 섬광검출기를 채용하고 있으며 제작사 마다 핵종판별 기능, 핫소스 판별 기능 및 MDA등에서 각각의 특징을 갖고 있다.

Table 2. Comparison of Clearance Monitors

	A 사	B 사	C 사
검출기 (개수)	Plastic Scintillator (24 ea)	Plastic Scintillator (6 ea)	Plastic Scintillator (32 ea)
챔버 크기	1.36×1.12×1.2(m)	0.85×0.85×0.85(m)	2.80×1.25×1.8(m)
BKG 제거	실시간 측정/자동 보정	실시간 측정/자동 보정	실시간 측정/자동 보정
1회 측정량	1000 kg (max.)	600 kg (max.)	1000 kg (max.)
3D 형상 이미지	핫스팟 이미지 구현가능 (27개 지역)	핫스팟 이미지 구현가능 (9개지역)	핫스팟 이미지 구현가능
MDA	50Bq(Co-60) 165Bq(Cs-137) at BKG 100s, 샘플측정 60s (빈챔버)	95Bq(Co-60) at BKG 300s, 샘플측정 60s (빈챔버)	300Bq(Co-60) 700Bq(Cs-137) at 샘플측정 180s (빈챔버)
핵종 판별	Total Gamma	Co-60, Total Gamma	Total Gamma

해외 자체처분 오염감시기의 경우 해당기술은 자국내 폐기물 특성을 고려하여 개발 된 것으로 국내 원전 적용 시 교정방법, 교정선원, 교정지그 및 교정

dummy 개발 등 추가적인 기술 개발이 필요하다. 또한 여름과 겨울의 온도차가 심한 우리나라의 경우 온도차에 의한 섬광검출기의 반응도를 보정이 필요할 것으로 보여진다.
최근 우리나라에서 이슈가 되고 있는 원전 해체를 고려할 경우 대량의 저오염 폐기물에 대한 신속, 정확한 오염 검사 장비개발은 해체사업의 필수적인 요소라 할 수 있다.

2.3 설계 요건

전용검사장비 설계개발에 필요한 기술은 고효율 측정챔버 제작기술(H/W)과 교정 및 측정 알고리즘(S/W) 기술로 나눌 수 있다. 고효율 측정 챔버 제작 기술은 대면적/고효율 플라스틱 섬광 검출기를 이용한 감마 방사능 측정(신호처리) 기술과 납 차폐체를 이용한 background 제거 기술이 핵심이라 할 수 있다. 교정 및 측정 알고리즘 기술은 다음의 몇 가지로 나누어 설명된다.

- 특정된 스펙트럼으로부터 백그라운드 스펙트럼 제거 기술
- 플라스틱 섬광검출기의 온도에 따른 섬광발생량(Light Yield) 변동 보정 기술
- 교정용 선원(핵종, 형태 및 방사능 양) 및 교정용 dummy 개발
- 측정대상 폐기물에 대한 주 오염위치 분석/구현 기술
- 폐기물 밀도/부피에 따른 측정효율 보정 기술
- 교정 및 측정 불확도 평가 기술

상기 기술특성 및 국내외 기술여건을 고려하여 한수원 중앙연구원 개발 시제품의 설계요건을 Table 3과 같이 설정하였다.

Table 3. Design Requirements of CRI's C. Monitor

구분	설계 요건
검출기(개수)	Plastic Scintillator(12 ea)
챔버크기	1.5(m^3)
BKG 제거	실시간 측정/자동 보정
1회 측정량	1000 kg(max.)
3D 형상 이미지	핫스팟 이미지 구현가능 (27개 지역)
MDA	50Bq(Co-60) 165Bq(Cs-137) 측정조건 : BKG 100s, 샘플측정 60s (빈챔버)
핵종판별	Co-60, Cs-137, 자연핵종, Total Gamma
기타 특성	주변온도 효율보정 폐기물밀도, 형상 부피에 따른 교정 dummy

Table 3에서 검출하한치는 기저방사선 차폐능력, 측정시간 및 검출기 효율 평가를 통해 이루어지며 1회 측정량은 개발된 교정알고리즘과 교정선원, 교정용 dummy 및 측정알고리즘을 적용하여 최대 측정량에 해당하는 모사 폐기물 측정을 통해 이루어진다. 핵종판별은 감마선 에너지 차이에 따라 개발된 알고리즘에 해당하는 핵종이 포함된 인증표준물질을 측정하여 그 결과를 상호 비교하여 이루어진다.

3. 결론

한수원(주) 중앙연구원에서는 자체처분 대상 폐기물의 효율적인 오염검사를 위하여 자체처분 전용 오염감시기를 개발하고 있다.
중앙연구원 개발 시제품은 대상폐기물을 최대 27개 지역으로 나누어 3차원 핫스팟 이미지가 구현되고 검출하한치가 Cs-137 기준, 165Bq에 이르며 총감마 방사능외에 Co-60, Cs-137, 자연핵종의 판별이 가능하도록 하였다. 또한 주변온도에 따른 효율보정이 가능하도록 하였으며 국내 폐기물 특성을 고려한 최적화된 교정절차를 갖도록 하였다. 이러한 성능목표를 달성하기 위해서는 국내 폐기물 특성에 적합한 측정 알고리즘 개발 및 국제적으로 소급성이 있는 교정선원 및 교정 dummy 개발이 필수적이라고 할 수 있다.
본 시스템 개발이 완료되면 향후 자체처분 업무, 원전해체, 자체처분 오염감시기의 교정, 유지보수 등 국내 관련 기술개발에 많은 도움을 줄 것으로 기대되고 있다.

4. 참고문헌

[1] 원안위 고시 제 2012-59호 '방폐물의 자체처분에 관한 규정' ('12.2).
[2] 한수원 표준절차서 표준방사-8630 '처분제한치 미만의 방사성폐기물 자체처분' ('13.5).
[3] IAEA Safety Series RS-G-1.7 'Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance'.

원자력사고 시 방사성 플룸의 감손이 공기 중 방사능에 미치는 영향 -건침적을 중심으로

정효준*, 정해선, 황원태, 김은한, 한문희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jeong1208@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력 사고 시 대기 중으로 방출되는 방사성물질은 방사성 플룸의 이동과 함께 일부분은 지표면으로 침적된다. 지표면 침적과 함께 방사성플룸 내에 존재하는 방사능은 감손(depletion)되며 플룸 내 방사능 감손은 호흡으로 인한 피폭선량에 영향을 미친다. 본 연구에서는 원자력 사고 시 방사성 핵종의 입경에 따른 플룸 내 방사능 감손이 공기 중 방사능 농도에 미치는 영향을 해석하였다.

2. 본론

2.1 방사성플룸 감손 해석 모델

원자력시설에서 대기 중으로 방출된 방사성물질의 거동은 일반적으로 풍하방향에 수평, 수직으로 정규분포를 가정한 가우시안 플룸모델로 해석한다.

$$C(x,y,z) = \frac{f_d Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z U_H} exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \left[\exp\left(-\frac{(z-H_e)^2}{2\sigma_z^2}\right)+\exp\left(-\frac{(z+H_e)^2}{2\sigma_z^2}\right)\right] \quad (1)$$

C: 방사성물질의 대기 중 농도 (Bq/m^3), Q: 선원방출률 (Bq/s), σ_y: 수평 확산인자 (m), σ_z: 수직 확산인자 (m), x: 방출점에서 풍하방향의 거리 (m), y: 플룸 중앙선에서 수직거리 (m), U_H: 유효방출고도에서 평균풍속 (m/s), H_e: 유효 방출고도 (50 m), f_d: 건침적으로 방사능 감손 분율.

방사성 핵종이 Noble 가스인 경우 건침적은 거의 발생하지 않으며, Co-58, Co-60, Cs-134, Cs-137 등인 경우 입자 혹은 에어로졸로 상태로 대기 중으로 방출되어 플룸의 이동과 함께 일부는 침적에 의해 방사성 플룸에서 제거되어 지표면으로 이동하게 된다. 침적속도는 다음과 같다.

$$V_d = \frac{\rho g D^2}{18\mu} \quad (2)$$

ρ: 입자밀도 (kg/m^3), g: 중력가속도 (9.8065 m/s^2), D: 입자직경 (m), μ: 동점성계수 (1.8x10^{-5} kg/(m·s). 가우시안 플룸 모델의 각 계산지점(receptor)에서 건침적에 의해 방사능이 감손되는 비율은 다음과 같이 정의된다[1].

$$f_d = \exp\left[-\sqrt{\frac{2}{\pi}}\frac{V_d}{U_H}\int_0^x\left(-\frac{H_e^2}{2\sigma_z^2}\right)\frac{dx}{\sigma_z(x)}\right] \quad (3)$$

본 연구에서 선원항은 일본 후쿠시마 사고 시 Cs-137의 방출량 1.3e+16 Bq이 10 일에 걸쳐 대기 중으로 방출됨을 가정하였으며 기상자료는 기상청에서 측정한 A시의 1시간 간격의 자료를 사용하였다.

2.2 입경에 따른 공기 중 방사능 농도 해석

Fig.1은 Cs-137입자의 크기에 따른 사고 기간 동안 공기 중 Cs-137의 농도를 나타낸 것이다. 공기 중 Cs-137의 농도가 최고인 지점은 방출점에서 약 1,300미터 떨어진 SSW지점에서 나타났다. 건침적에 의한 플룸의 감손에서 비롯된 공기 중 방사능의 감소는 비교적 근거리인 최고지점에서는 입경이 10 μm일 때 건침적을 고려하지 않는 경우에 비해 약 0.5% 정도인 것을 확인할 수 있다. 플룸의 감손은 플룸의 이동거리에 따라 증가하기 때문에 방출지점으로부터 거리가 멀어질수록 공기 중 방사능 농도의 감소폭은 증대된다(Fig. 2).

국내 원전의 대략적인 LPZ(low population zone)인 5,600 m에서 플룸 감손에 따른 공기 중 방사능 농도의 감소량을 파악하기 위해 16방위 중 최고값이 나타나는 지점인 SSW방향에서 입자의 직경에 따른 공기 중 농도를 Fig. 3에 나타내었다. 입경이 5 μm일때는 건침적을 고려하지 않을 경우에 비해 2%, 10 μm일때는 6%, 15 μm일때는 13%의 공

기 중 방사능 농도의 감소가 나타남을 확인할 수 있다.

3. 결론

원자력 사고 시 건침적에 의한 방사성플룸의 감손으로 인한 공기 중 방사능 농도는 입자의 크기와 거리에 좌우된다. 공기 중 방사능 농도는 호흡으로 인한 피폭선량에 영향을 미치기 때문에 사고 유형에 따라 방출되는 방사성 핵종의 입경 분포를 파악하면 보다 신뢰성 있는 피폭선량평가가 가능할 것으로 판단된다.

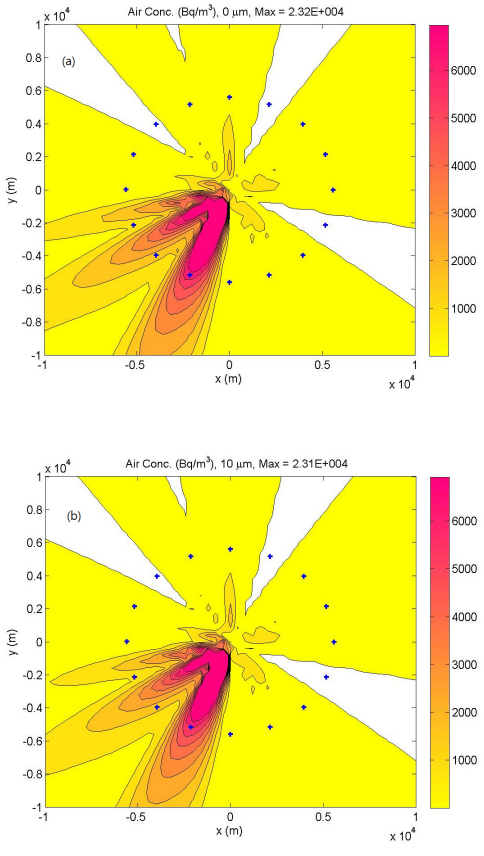


Fig. 1. Air concentrations according to the particle diameters.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부와 원자력안전위원회의 연구비 지원으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] US EPA, AIRDOS-EPA: A computerized methodology for estimating environmental concentrations and dose to man from airborne releases of radionuclides, EPA520/1-79-009 (Reprint of ORNL-5532), 1979.

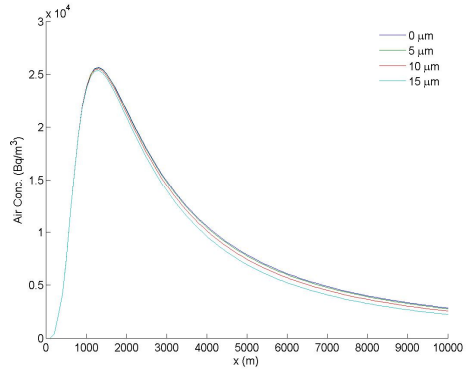


Fig. 2. Air concentrations according to the distance and particle diameter at SSW direction.

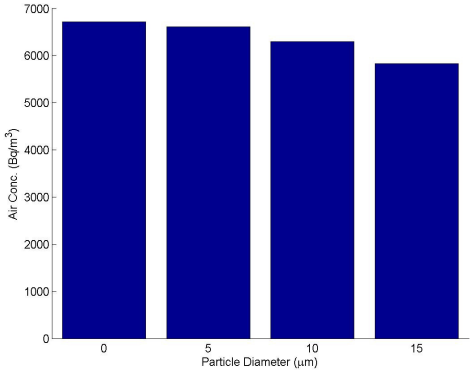


Fig. 3. Air concentrations at the low population zone.

중.저준위 방사성폐기물 운반선박 침몰사고 시 방사선영향평가방법

박은상*, 정노겸, 곽상수, 정명섭
한국원자력환경공단, 경상북도 경주시 북성로 89
*ajaj1767@korad.or.kr

1. 서론

향후 경주에 위치한 중.저준위 방사성폐기물 처분시설에는 고리와 한울 및 한빛 원전으로부터 연간 각 3항차씩 방사성폐기물이 해상으로 운반되어 처분될 예정이다. 선박의 정상적인 운항 중에는 운반경로 주변 환경으로 방사성물질이 누출되지 않지만, 비정상적인 사고로 인해 선박이 침몰하게 될 경우에는 해양으로 방사성물질이 누출 및 확산되어 환경에 영향을 미치게 될 것이다.

본 연구에서는 고리-월성 해상운반구간을 대상으로 선박 침몰사고로 인해 방사성물질이 즉시 100% 해양으로 누출된다는 보수적인 가정 하에 개인이 최대로 받을 수 있는 피폭방사선량을 계산하고, 그 결과를 토대로 일반인 선량한도를 만족하는 범위 내에서 적재 가능한 최대방사능량을 산출해보고자 하였다.

2. 본론

2.1 평가모델

2.1.1 평가코드

미국 산디아국립연구소에서 해양 내 방사성물질의 확산으로 인한 영향을 평가하기 위해 개발한 MARINRAD 프로그램을 기반으로 하여, 국내 해상운반경로 주변의 해양환경 및 해양확산 특성과 평가핵종수의 확대 및 최신의 선량환산계수 등을 보완.개선한 KM-RAD 평가코드를 사용하였다.

2.1.2 피폭경로 및 먹이사슬

피폭경로는 해양생물의 섭취(ingestion)와 해안.해양에서의 직접피폭, 해안 연무 흡입(inhalation) 등으로 설정하였으며, 해양 먹이사슬은 피포식자(해조류), 1차 포식자(갑각류, 연체류), 2차 포식자(어류) 및 인간계 등으로 구성하였다.

2.1.3 평가대상해역

선박 입.출항지인 고리.월성원전 물양장을 포함하여 Fig. 1과 같이 0.5도×0.5도 간격으로 구분된 3개 해구(87, 92, 93)에 대해 평가를 수행하였다.

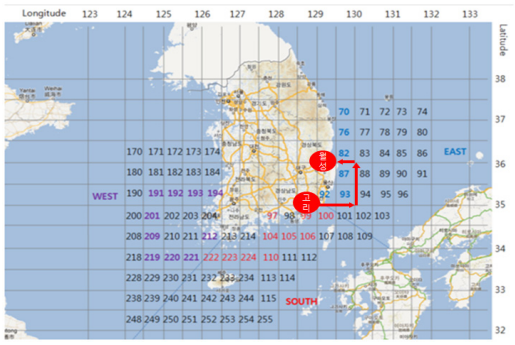


Fig. 1. Marine Transport Route for Kori-Wolsong NPP.

2.2 입력자료

2.2.1 방사선원항

처분시설 안전성분석보고서 "원자력발전소 운영폐기물 종류별 핵종방사능량"을 토대로 일반인 선량한도를 만족하는 범위 내에서의 적재 가능한 최대 방사능량을 도출하기 위하여 핵종간의 조성비를 고려하여 방사선원항으로 사용하였다.

2.2.2 수상활동시간 및 수산물 섭취량

Table 1은 고리원전 부지반경 80 km 이내 주요 지점에서 조사한 연간 해변활동시간, 수영시간 및 해상활동시간이며, 수산물 섭취량은 국민영양조사 4계절 통계자료로부터 각 해구별 어류, 갑각류, 연체류 및 해조류 섭취량을 산출하여 적용하였다.

Table 1. Maritime Activity Time

(Unit : h)

Activity	Age Groups					
	3 months	1 year	5 years	10 years	15 years	Adult
Seashore	0	2.5	10.2	40.5	67	12
Swim	0	54.5	218	270	240	60
Ship	0	0	0	0	0	3,100

2.2.3 선량환산계수 등

방사성물질의 섭취와 흡입으로 인한 유효선량을 계산하기 위한 내부피폭선량환산계수 및 해수 침수와 오염된 지표면으로 인한 유효선량을 계산하기 위한 외부피폭선량환산계수는 각각 ICRP 72와 미국 EPA FGR No.12의 권고 값을 사용하였다.

그리고 오염된 해양으로부터 방사성물질이 물속에 사는 생물의 먹이사슬을 통해 생물에 축적되는 정도를 나타내는 생물 농축계수는 IAEA TRS No.422의 값을 사용하였다.

2.3 평가결과

고리원전 운영폐기물 종류별 핵종 방사능량으로 87, 92, 93해구에 대해 피폭방사선량을 평가한 결과, 93해구에서 선박이 침몰할 경우 환경으로의 영향이 가장 높게 나타난 것으로 분석되었다. 따라서 93해구를 기준으로 해당 해구에서 침몰사고가 발생하더라도 피폭방사선량이 1 mSv를 초과하지 않도록 하기 위한 적재 가능한 최대방사능량을 Table 2와 같이 도출하였다. 이 경우 87, 92, 93해구에서의 연간 최대개인피폭방사선량은 Table 3에서 나타낸 것처럼 각각 0.53, 0.38, 0.91 mSv로 모두 일반인 선량한도인 1mSv 미만인 것으로 평가되었다. Fig. 2는 각 해구별로 사고발생시점부터 100,000년까지 방사성폐기물 내 주요핵종들이 전체 선량에서 차지하는 비율을 보여주고 있다.

Table 2. Maximum Radioactivity for Kori-Wolsong NPP Transport Route

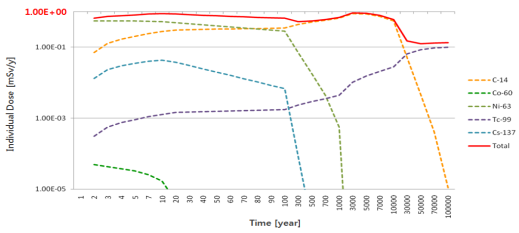
(Unit : Bq/ship)

Nuclide	Activity	Nuclide	Activity
H-3	9.00E+13	Sr-90	1.48E+12
C-14	1.15E+11	Nb-94	2.48E+10
Fe-55	2.90E+14	Tc-99	1.92E+10
Co-58	3.65E+14	I-129	5.04E+08
Co-60	2.66E+14	Cs-137	3.11E+13
Ni-59	1.32E+12	Ce-144	5.30E+11
Ni-63	9.64E+14	Gross-α	7.88E+10

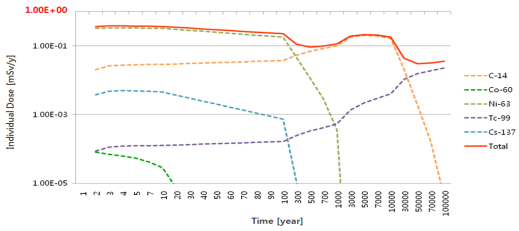
Table 3. Maximum Individual Dose

(Unit : mSv/y)

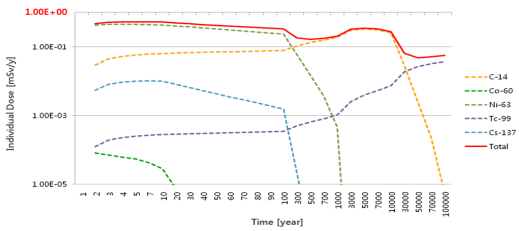
Zone	#87	#92	#93
Dose	0.53	0.38	0.91



(a) Result of the Individual Dose in Sea-zone #87



(b) Result of the Individual Dose in Sea-zone #92



(c) Result of the Individual Dose in Sea-zone #93

Fig. 2. Result of the Individual Dose in Transport Route.

3. 결론

중.저준위 방사성폐기물 해상운반에 대한 방사선 안전성을 확보하고자 고리-월성구간에 대하여 방사선영향평가를 수행하였다. 침몰사고가 발생하더라도 일반인 선량한도를 만족할 수 있도록 선박에 적재 가능한 최대방사능량을 도출하였으며, 향후 한울-월성, 한빛-월성 구간에 대해서도 위와 같은 방법을 통하여 적재 농도 제한치를 도출할 계획이다.

4. 참고문헌

[1] 중.저준위 방사성폐기물 처분시설 안전성분석보고서, 한국원자력환경공단, 2014.

[2] RSICC COMPUTER CODE COLLECTION, MARINRAD, "Code System Model for Assessing the Consequences of Releases of Radioactive Material into the Oceans".

[3] 신고리원자력 5,6호기 방사선환경영향평가서, 한국수력원자력 주식회사, 2006.

발전소 정지시 크러드 방출에 미치는 운전변수 영향 예비평가

이두호*, 권혁철
한수원중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*dooholee@khnp.co.kr

1. 서론

발전소 정지시에 방출되는 크러드의 양은 일차계통 크러드 재고량 평가시 무시할 수 없을 만큼 많은 비율을 차지하고 있으나, 발전소별 또는 동일 발전소 내에서도 주기별로 큰 차이를 보인다. 이는 발전소 정지시의 크러드 방출현상이 단일 요인이 아닌 복합적인 요인이 영향을 미친 결과물이라는 특성에서 기인한다. 다음의 Table 1에는 발전소 정지시 크러드 방출에 미치는 여러 요인들을 정리하였다.

Table 1. Factors Affecting Shutdown Crud Release [1]

운전 변수	변수 특성
가동년수	EFPY (상업운전 후 또는 증기발생기 교체 후)
증기발생기 전열관	재료 특성(Alloy 600, Alloy 690) 표면적 제조공정(Drawn/Pilgered 등) 고온기능시험시의 산화막 형성
일차계통 표면특성	배관 재료 및 표면적 원자로 용기 재료 및 표면적 증기발생기 재료 및 표면적, 표면처리
노심 설계	Boiling Duty 열중성자/속중성자 Flux 연료 표면적
정상운전 중 화학처리	pH 운전범위 아연주입 운전 용존수소 조절
발전소 운전	주기 길이 중간정지 주기말 Coastdown 운전
연료 초음파 세정	-
정지시 화학처리	리튬 제거운전 붕산화 운전 산성-환원 조건 및 과산화수소 주입 RCP 운전
기타	유량 (Reynolds Numbers) 운전온도

본 연구에서는 발전소 정지시 크러드 방출에 미치는 발전소 운전변수들을 알아보고자 여러 원전의 운전자료를 활용하여 크러드 방출량 변화를 예비평가하였다. 이를 통해 향후 통계기법을 활용한 정량 분석을 위한 요인을 일차적으로 선정하였다.

2. 본론

2.1 평가 방법론

발전소 운전 및 설계변수에 따른 정지시 크러드 방출량 평가를 위하여 다음과 같이 4개의 범주로 나누어 자료조사를 실시하였다.

- 정상운전 중 화학처리 절차
- 노심 설계특성
- 증기발생기 설계특성
- 정지시 화학처리 결과

위 범주별 조사자료들을 살펴보면, 먼저 정상운전 중 화학처리 절차로는 운전주기별 최대 붕소농도 및 리튬농도, pH 운전전략, 아연주입 운전 여부 등을 조사하였으며, 노심 설계특성으로는 전출력 운전일수, 신연료 개수, 원자로고온관 온도, HDCI(High Duty Core Index) 및 최대 비등율(Maximum Steaming Rate, lbm/hr-ft^2) 등을 조사하였다. 또한 증기발생기 설계특성으로는 재료 및 표면적, 증기발생기 교체여부 등을, 마지막으로 정지시 화학처리 결과로는 발전소 정지시의 니켈과 Co-58, Cr-51 방출량 및 발전소 불시정지 여부 등을 조사하였다. 본 평가를 위해 총 31개 발전소의 운전 및 설계자료가 검토되었다.

2.2 평가 결과

조사대상인 31개 발전소를 HDCI에 따라 분류해 보면 14개의 발전소는 Low Duty Plant, 8개의 발전소는 Medium Duty Plant, 나머지 9개 발전소는 High Duty Plant 범주에 속하였다. 또한 Alloy 600 발전소는 11개, Alloy 690 발전소는 19개, Alloy 800 발전소는 1개에 해당되었다. 그리고 아연을 주입한 발전소는 17개, 아연을 주입하지 않은 발전소는 14개로 조사되어서 다양한 운전 및 설계 변수별 평가가 가능할 것으로 판단되었다.

일반적으로 노심 비등율이 증가되면 노내 크러드 침적량이 증가되고, 이에 따른 발전소 정지시의 크러드 방출량이 증가할 것으로 예상된다. 발전소의 HDCI별 크러드 방출량 변화를 살펴보면 이러한 특징이 잘 관찰되지 않았는데(Fig. 1 참조), 이는

HDCI가 고온관 온도에만 민감하게 변화되는 특징을 가지고 있기 때문인 것으로 판단되었다. 반면, 예비 평가결과 최대 비등율이 크러드 방출 지시인자로 더 적합한 것으로 판단되나, 추가적인 자료 확보가 요구된다.

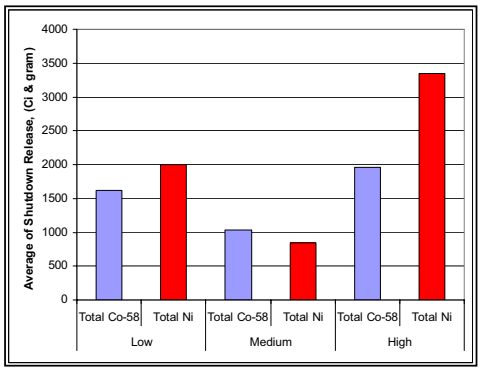


Fig. 1. Shutdown Crud Releases with HDCI.

Fig. 2에는 증기발생기 재질별 운전 누적년수에 따른 니켈과 Co-58의 방출량 변화를 보여준다. 비교적 초창기 운전자료가 많은 Alloy 690 발전소의 경우에는 운전년수가 누적됨에 따라 크러드 방출량이 감소하는 경향을 확인할 수 있었으나, Alloy 600 발전소에서는 이러한 경향성을 확인할 수 없었다. 전반적으로는 Alloy 600 발전소에 비해 Alloy 690 발전소 산화막의 안정화 소요기간이 짧은 것으로 판단된다.

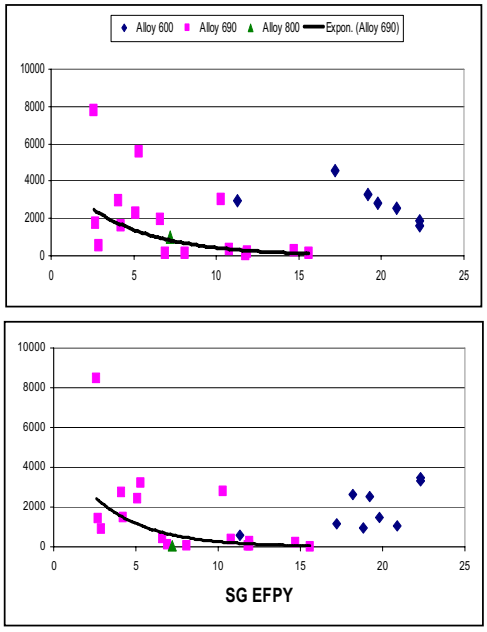


Fig. 2. Shutdown Crud Releases with SG EFPY.

Fig. 2의 발전소별 크러드 방출량 비교 평가시 증기발생기 표면적에 대해 정규화시키면 훨씬 좋은 결과를 확인할 수 있었다. 향후 통계분석을 통한 정량 평가 시에는 증기발생기 단위면적당 방출량 값으로 정규화한 자료를 활용할 예정이다.

아연주입에 의한 크러드 방출량을 비교해보면 아연주입 여부와 크러드 방출량과는 별다른 연관성을 찾을 수 없었다. 단, 발전소 정지시 크러드 분석결과를 활용하여 계산한 Co-58의 비방사능 값은 아연주입 발전소에서 증가하는 경향을 확인할 수 있었다. 이는 아연주입에 의해 크러드 노내 체류시간이 변화될 수 있음을 의미하나, 분명한 경향성 확인을 위해서는 더 많은 자료의 분석이 필요할 것으로 판단된다.

3. 결론

본 연구에서는 발전소 정지시 크러드 방출에 미치는 운전변수를 발전소 운전자료를 통해 확인하고자 하였다. 이를 위해 발전소의 노심 및 증기발생기 설계자료 및 정상운전 시의 화학처리 절차 등을 조사하였고, 조사된 자료를 토대로 이러한 운전변수가 크러드 방출에 미치는 영향을 정성적으로 평가하였다. 본 예비평가를 통해 노심 최대비등율, 증기발생기 재질 및 표면적이 크러드 방출에 영향을 미치는 주요 인자임을 확인하였으며, 향후에는 이들 주요 인자들을 활용한 정량적인 통계분석을 수행할 예정이다. 본 통계분석이 수행되면 물질수지의 관점에서 일차계통 크러드의 재고량 변화에 대한 보다 상세한 정보를 얻을 수 있을 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] Source Term Reduction: Impact of Plant Design and Chemistry on PWR Shutdown Releases and Dose Rates, EPRI, Palo Alto, CA: 2006. 1013507.

4분과

방사선환경 및 안전(Poster)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

유성밀을 사용한 활성탄의 라돈가스 저감 측정분석

주명훈*, 송미숙, 임성규, 김현도, 안창석, 장동철, 서승범
한일원자력(주), 경기도 안양시 만안구 덕천로 45
*jooz81@hanilnuclear.co.kr

1. 연구배경

라돈은 우라늄(U-235)로 부터 붕괴되어 어미핵종인 라듐과 평형관계에 있으며 주로 토양이나 건축자재 등에서 지속적으로 방출되고 있다. 이러한 천연 방사성핵종인 라돈 가스는 안정핵종으로 붕괴되면서 알파에너지를 방출하는데 안정핵종 납(^{206}Pb)까지 붕괴해 내려가면서 고 에너지(4~8MeV) 알파입자를 방출하게 된다. 이러한 라돈 자핵종은 인체의 호흡기를 통해 폐 기저 세포에 지속적으로 영향을 주어 폐암에 이르게 한다. ICRP65에 따르면 150Bq/m^3(4pCi/L) 라돈농도에 지속적으로 노출될 경우의 폐암 위험도는 가정에서 1,000명 중 25명 내외, 직장에서 1,000명 중 7명 내외로 폐암이 발생된다고 예상하고 있다. 이러한 위험성으로 현재 환경부에서는 집안마다 주기적인 환기를 하여 라돈가스의 위험으로 예방하도록 권고하고 있다. 일부 회사에서는 환기시스템, 페인트, 라돈 프리 제품 등을 이용하여 라돈의 위험으로 부터 예방하려고 하나 이러한 것들을 갖추기 위해 많은 비용이 소요되므로 실질적인 해결책으로 볼 수 없다. 따라서 저비용으로 라돈을 흡착할 수 있는 후보 물질 중 활성탄을 사용하여 라돈흡착(저감) 실험을 실시하였고 활성탄을 유성밀로 미분화(분쇄)하여 추가 실험을 하였다.

활성탄은 석탄, 나무 숯은 높은 고온, 고압에 의해 만들어지며, 특정 가스를 주입하게 되면 산화된 숯의 표면에 반응기(active reaction)를 가지게 된다. 이와 같이 만들어진 숯을 활성탄이라고 한다. Fig. 1과 같이 활성탄은 표면에 무수히 많은 기공이 발달되어 있으며 비표면적(BET, Brnauer Emmett & Teller)이 크기 때문에 적은 양으로 축구장 면적의 크기를 가지고 있다. 이러한 넓은 표면적과 표면이 활성화되어 있어 SOx, VOCs, NOx, 중금속 등의 물질의 흡착에도 사용되고 있다. 활성탄을 분쇄하기위해 사용된 유성볼밀(planetary ball mill)은 일반 분쇄기와 달리 일반적으로 얻기 어려운 재료의 특성을 발현시킬 뿐만 아니라 입자의 표면특성 변화와 이종 물질간의 혼합과 메카노케미칼과 같은 화학적 변화를 일으켜 새로운 재료의 특성을 만들어 낼 수 있다.

본 실험에 사용된 활성탄(카본텍, Carbontech)은 유성볼밀 HPM-502(하지이엔지, HAJIENG)를 사용하여 Table 2과 같은 조건으로 라돈가스 저감용 시료를 제조하였다.

Table 1. HPM-502 & pot specification

List	HPM-502
Pot	500cc × 2ea
RPM max	500
Pot mat	Zirconia, Alumina

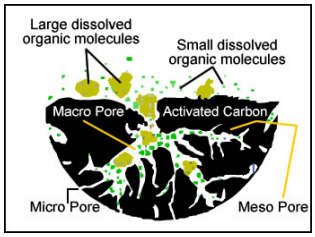


Fig. 1. Diagram of Active Carbon. [SUSHRUT]



Fig. 2. HPM-502 Planetary Ball Mill, Pot, Ball.

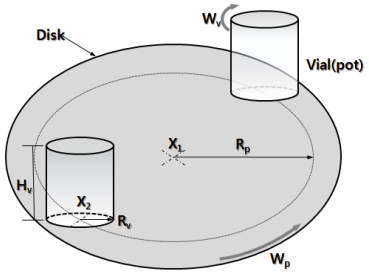


Fig. 3. Schematic illustration of planetary disk with movement in a counter direction of vials(pots): R_p and W_p-revolution radius and speed, R_v and W_v-rotation radius and speed, H_v-vial height. [2]

2. 실험방법

2.1 유성밀을 사용한 활성탄 시료제조

활성탄(BET 980m2/g) 시료 100 g을 분쇄기(JL-1000, Hibell)으로 1 분간 전 처리하였다. 유성밀 사용하기 전 초기 원료를 미리 분쇄할 경우 분쇄하기 전보다 더 효과적으로 미분화(분쇄) 할 수 있다. 전처리 시료는 유성밀 HPM-502에 넣고 Table 2와 같은 조건으로 시료를 제조하였다.

Table 2. HPM-502 & pot specification

No.	Run Time	RPM	Mass	Note
AC	-	-	100	Active Carbon
1	1	-	100	AC Grinding
2	15	250	50+50	No. 1. HPM-502
3	30			
4	60			



Fig. 4. Active cabon sample using a Planetary Ball Mill.

2.2 라돈가스 반감기 측정

챔버의 기밀성, 측정의 정확성을 고려하여 라돈가스의 반감기를 측정하였다.

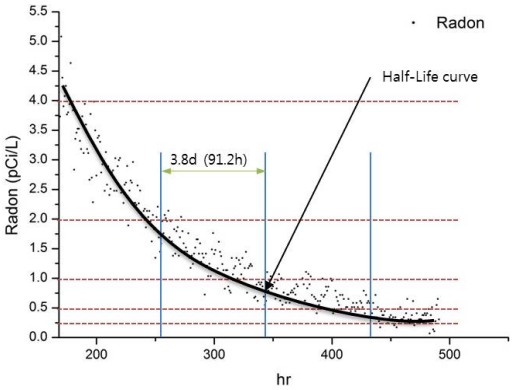


Fig. 5. Radon gas Half-life graph[RAD7].

2.3 라돈 저감 측정

라돈농도가 평형상태를 유지할 때 순환펌프를 정지시키고 유성밀로 제작한 활성탄 시료를 노출시키고 라돈가스를 계속해서 측정하였다.

3. 실험 및 결과

Table 2의 조건으로 라돈가스를 측정 시 Fig 5의 본래 라돈 반감기 보다 빠르게 라돈 저감이 이루어지는 것을 볼 수 있었다. Fig. 6과 같이 실험 전 라돈 초기 농도에서 반으로 줄어드는 시간까지 비교 하였을 때 12 시간 이내 #4번이 라돈 저감 정도가 가장 컸으며, 활성탄원료(AC)가 가장 저감정도가 느린 것을 알 수 있었다.

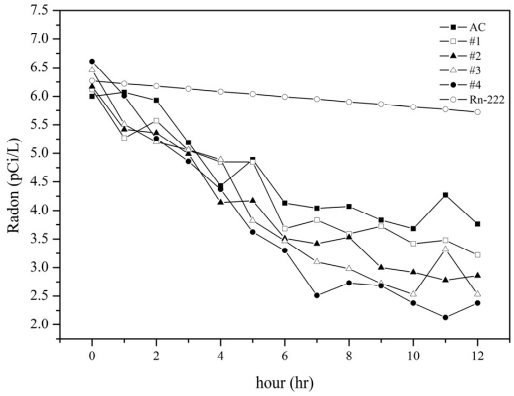


Fig. 6. Radon concentration with ^{222}Rn simulation and mitigation materials; AC(Active Carbon), #1, #2, #3, #4.

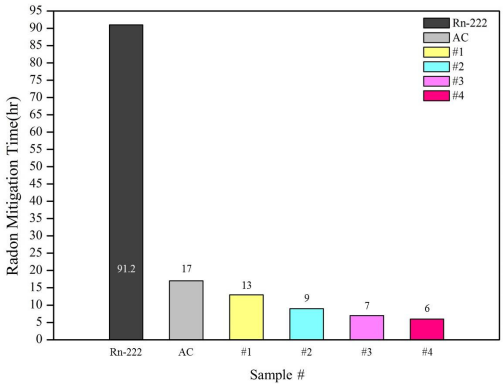


Fig. 7. Radon mitigation time according to active carbon materials.

4. 결론

본 실험에서 유성볼밀을 사용하여 활성탄 시료를 제작하여 라돈가스의 저감정도를 알아보았다. 활성탄을 통해 라돈의 흡착이 이루어지는 것을 알 수 있었으며 각 시료의 비표면적과 SEM 분석, 입도측정 등의 추가 실험을 통해 라돈 저감과의 직접적인 상관성에 대해 분석할 예정이다.

5. 참고문헌

[1] ICRP Publication 65, Protection Against Radon-222 at Home and at Work.

[2] H.X. Khoa, S.W. Bae, B.W. Kim, J.S. Kim, Planetary Ball Mill Process in Aspect of Milling Energy, J. Kor. powd. Met. Inst., Vol. 21, No. 2, pp. 155-164, 2014.

합성제올라이트와 야자활성탄을 이용한 라돈가스 저감 측정분석

주명훈*, 송미숙, 임성규, 김현도, 안창석, 장동철, 서승범
한일원자력(주), 경기도 안양시 만안구 덕천로 45
*jooz81@hanilnuclear.co.kr

1. 연구배경

제올라이트(Zeolite, 비석)는 결정질 알루미늄 규산염광물로 알루미늄 산화물과 규산 산화물의 결합으로 생겨난 음이온을 알칼리 금속 및 알칼리 토금속이 결합되어 있는 광물을 말한다. 규칙적인 구조로 구성된 미세한 구멍을 가지며 흡습성이 강해 질량의 절반정도의 물을 흡수한다. 합성제올라이트는 알칼리, 물, 유기기질의 혼합물로 구성된 실리카 알루미나겔을 느리게 결정화 시켜 만든다. 표면에 3~10Å(3~10nm)의 다공성의 결정공을 갖는 흡착성능이 뛰어난 고기능 흡착제로서 액체 및 기체 중의 분자를 흡착하는 기능을 가진다. 다양한 구조를 가지며 구조에 따라 선택적으로 흡수하는 분자들이 다르다. 또한 이러한 흡착특성과 이온 교환능으로 흡습제, 세제, 촉매제 등 산업적 응용범위가 매우다양하다.

활성탄은 넓은 비표면적(BET, Brnauer Emmett & Teller)을 가진 고체로 기체 또는 액채상의 분자 입자를 인력이나 정전기력으로 표면에 흡착시키는 특징을 가진다. 따라서 비표면적이 큰 활성탄일수록 흡착능력이 크다고 할 수 있다. IUPAC (International Union of Pure and Applied Chemistry)에서는 세공직경 20 Å(~2 nm)이하를 Micro-pore, 20~500 Å(2~50 nm)를 Meso-pore, 500 Å(500 nm~) 이상을 Macro-pore로 분류한다. 활성탄의 비표면적은 산화가스, 온도, 압력에 따라 작게는 300~4,000 m^2/g의 넓은 표면적을 만들 수 있으며, 대게 우리나라에 상용화 제품은 1,500 m^2/g이다.

시중에서 쉽게 구할 수 있는 합성제올라이트와 활성탄은 SOx, VOCs, NOx, 중금속 등의 물질의 흡착에도 사용되고 있다.

본 실험에서는 이러한 특징을 이용하여 라돈가스 실험챔버에 일정농도의 라돈가스를 주입 후 합성제올라이트와 활성탄을 이용하여 라돈가스 농도의 저감정도, 라돈반감 시간과 비교하여 저감시간을 측정하였다. 합성제올라이트와 활성탄은 라돈가스 입자와 반응할 수 있는 넓은 표면적을 가지고 있으며 라돈 붕괴 시 극성을 가지는 딸핵종 Po, Pb, Bi의 흡착이 있을 것으로 가정하고 RAD7(Duridge, USA)으로 실시간 라돈농도를 측정하였다.

Table 1. Synthesis zeolite, active carbon specification

List	Synthetic Zeolite	Active Carbon
BET	50~500 m^2/g	400~900 m^2/g
Pore Size	3~10 Å	2~500 Å
Particle Size	3 mm	4~8 mm
Color	White	Black
Recycle Temp.	190~230℃	100~150℃



Fig. 1. Synthetic zeolite [left], active carbon [right].

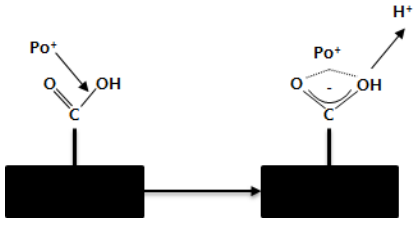


Fig. 2. Radon daughter products(Po, Pb, Bi) adsorbed on active carbon surface diagram.

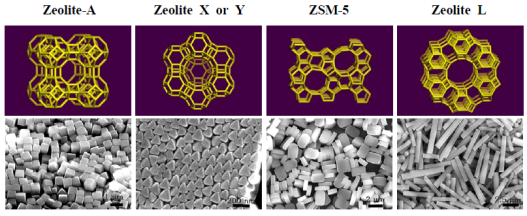


Fig. 3. Synthetic zeolite skeletal structure and crystalline.

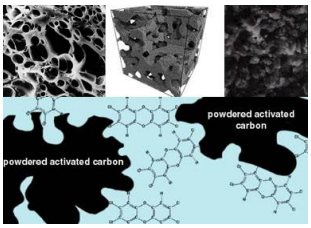


Fig. 4. Electro microscopic view of activated carbon and irregular surface area of powdered activated; NC State University, Desotec.com, Washington University Chemistry.

2. 실험방법

2.1 라돈가스 실험챔버 내 라돈가스 측정

Ra-226(RNC, Canada)에 5~8 L/min의 유속으로 순환펌프를 이용하여 200 L용량의 라돈가스 실험챔버에 연속으로 라돈 가스를 주입하면서 RAD7으로 실시간 라돈가스 농도를 측정하였다. 측정하는 동안 일정한 라돈가스 농도를 갖도록 평형상태를 유지하였다.

2.2 합성제올라이트, 활성탄 준비

합성제올라이트, 활성탄 각각 50 g과 100 g을 준비하고, Table 1의 각 물질의 재생온도(Recycle Temp) 맞도록 열처리를 해주어 물질에 포함되어있는 가스 등을 제거해 주었다.

2.3 합성제올라이트, 활성탄을 이용한 라돈 농도 측정 및 저감시간 분석

라돈가스를 평형상태로 유지시킨 뒤 합성제올라이트와 활성탄을 사용하여 12 시간 동안 라돈가스 실험챔버 내 라돈가스의 저감되는 농도변화를 측정하였다.

3. 실험 및 결과

실험 전 초기 라돈농도는 5.9~6.25 pCi/L를 유지하였다. Fig. 5는 합성제올라이트와 야자활성탄을 노출시킨 후 12 시간동안 저감되는 라돈농도를 실시간으로 측정한 결과이다. Table 2는 Fig. 5의 그래프를 수치화하여 나타냈다. 그 결과 합성제올라이트는 12 시간 동안 저감된 라돈농도가 100 g과 50 g의 중량일 때 5.51 pCi/L, 6.38 pCi/L로 측정되었으며, 100 g과 50 g의 중량일 때 활성탄에서 각각 3.44 pCi/L, 4.52 pCi/L로 측정되었다.
합성제올라이트의 경우 100 g에서 약 0.49 pCi/L로 감소되었으며 50 g에서는 오히려 0.13 pCi/L정도 높아졌다. 활성탄의 경우 100 g에서 약 2.45 pCi/L로 감소되었으며 50 g에서는 1.48 pCi/L정도로 낮아졌다. 라돈은 반감기가 3.8 d(91.2h)인 것을 감안할 때 합성제올라이트를 사용한 라돈저감은 거의 이루어지지 않은 것을 확인할 수 있었다.

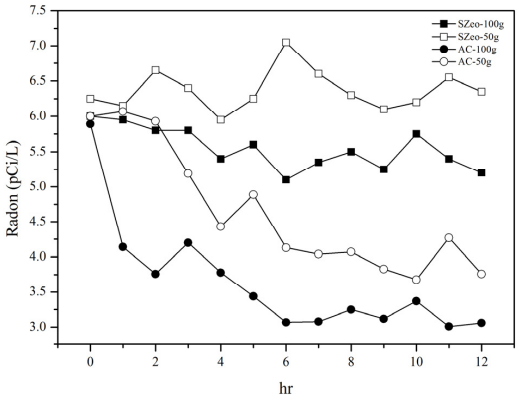


Fig. 5. Radon concentration with ^{222}Rn simulation and mitigation materials; S-Zeo(Synthesis Zeolite), AC(Active Carbon).

Table 2. Radon mitigation according to mass of synthesis zeolite, active carbon

State (hr)	Synthesis Zeo		Active Carbon		Note
	100 g	50 g	100 g	50 g	
0	6	6.25	5.89	6	A
12	5.51	6.38	3.44	4.52	B
-	0.49	-0.13	2.45	1.48	A-B

* Table value: pCi/L

4. 결론

본 실험에서 합성제올라이트와 활성탄을 사용하여 라돈가스 실험 챔버에서 라돈가스 저감정도를 확인하였다. 활성탄에서는 적은 양으로 라돈흡착과의 관계에 대해 어느 정도 관련성이 있음을 간접적으로 알 수 있었다. 합성제올라이트가 가지고 있는 여러 특징을 아직 활용하지 못한 단계이며 추가적인 실험을 통해 라돈흡착과의 상관성을 연구할 수 있을 것으로 판단한다.

5. 참고문헌

[1] ICRP Publication 65, Protection Against Radon-222 at Home and at Work.
[2] 김광수, 활성탄과 제올라이트, 건설기술연구원
[3] DESOTEC, activated carbon (www.desotec.com).

^{14}C 방사능농도 분석 방법 비교

손중권[1*], 고종현[1], 김완[2]
[1]한국수력원자력(주), 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
[2]경북대학교, 대구광역시 북구 대학로 80
*jkson1@khnp.co.kr

1. 서론

방사성탄소(^{14}C)는 물리적 반감기 5730년, 생물학적 반감기 약 10일이며, 붕괴시 방출되는 β선의 평균에너지 45 keV, 최대에너지 156 keV인 핵종으로 우주방사선 등의 자연적인 요인과 핵실험 또는 원자력발전소와 같은 인위적인 요인에 의해서 생성된다. 생성된 ^{14}C은 $^{14}CO_2$ 또는 C-유기화합물로서 존재하며 대기확산, 침적, 동식물체 전이, 섭취 및 호흡 등의 다양하고 복잡한 경로를 거쳐 인체 내에 들어와 안정동위원소의 인체 신진대사와 동일한 과정을 거치게 된다.

국내 규제기관의 권고에 따라 2013년 4월부터 경수로 원전 배출기체에 대해 ^{14}C 측정 및 분석을 실시하고 있다. 미국 원자력 규제기관의 최근 지침에서도 ^{14}C를 추가하여 규제를 권고하고 있다[1].

2013년 4월부터 경수로 원전 배출기체에 대한 ^{14}C 분석을 실시하고 있다. 그러나 발전소별로 측정 절차가 상이하여 규제기관은 통일된 절차를 수립하여 운영토록 요구하였으며 한수원은 발전소 기체시료를 이용하여 교차분석 및 측정절차를 검증하였다. 규제기관은 측정절차, 분석방법, 측정신뢰도, 최소검출하한치에 대한 검증을 요구하였으며 본 논문에서는 분석 방법에 따라 결과 값의 차이점 발생 여부를 평가하고자 국내 원전 기체유출물 중 ^{14}C 방사능농도 분석 방법인 직접법 및 분말법과 환경방사능 시료 중 ^{14}C 방사능농도 분석 방법인 2차 포집법 등 동일 시료에 대해 세 방법으로 각각 분석한 실험결과를 기술하였다.

2. 본론

2.1 ^{14}C 방사능농도 분석방법

2.1.1 직접법

직접법은 현재 국내 경수로 원전에서 적용하고 있는 방법으로 측정을 위한 복잡한 전처리 과정이 필요없는 장점이 있다. CO_2가 포집된 2 몰(M)의 수산화나트륨(NaOH) 용액을 섬광체(Ultima Gold XR)와 1 ㎖ : 19 ㎖의 비로 혼합하여 액체섬광계수기(LSC)로 측정하여 ^{14}C 방사능농도를 분석하였다.

2.1.2 분말법

분말법은 중수로 원전인 월성 1,2발전소에서 적용하고 있는 방법이다. 이 방법은 CO_2가 2 몰(M)의 수산화나트륨(NaOH)에 1차 포집되어 생성된 탄산암모늄($(NH_4)_2CO_3$)용액에 염화바륨($BaCl_2$) 분말을 첨가하여 탄산바륨($BaCO_3$) 침전을 만든 후 분리하고 건조하여 분말로 만든다. 이 탄산바륨($BaCO_3$) 분말 일정량(0.14 g)과 섬광체(Instagel XF) 12 ㎖를 저칼륨 유리 시료병(vial)에 넣어 혼합한 후 순수 6 ㎖를 첨가하여 혼합하면 측정용 시료가 겔 상태로 된다. 이 겔 상태의 시료를 액체섬광계수기(LSC)로 측정하여 ^{14}C 방사능농도를 분석한다. 이 방법은 직접법과는 달리 전처리 과정에서 CO_2를 탄산바륨($BaCO_3$) 침전형태로 회수하기 때문에 측정시료에 삼중수소가 존재하지 않아 분석이 용이하다는 장점이 있다.

2.1.3 2차 포집법

2차 포집법은 중수로 원전주변 환경방사능 분석에 적용하고 있는 방법이다. 이 방법은 분말법에서 기술한 탄산바륨($BaCO_3$) 침전에 질산(HNO_3)을 가하여 CO_2를 발생시킨 후 CO_2를 섬광체(Permaflour E+) 10 ㎖와 탄소흡수제(Carbo-Sorb E) 10 ㎖가 혼합되어 있는 용액에 흡수시켜 측정하는 방법이다. 이 방법은 직접법, 분말법과는 달리 ^{14}C 방사능분석에 방해가 되는 요인이 배재된 적절한 방법이나 전처리 과정이 복잡하다는 단점이 있다.

2.2 분석방법에 따른 ^{14}C 방사능농도 비교

분석 방법에 따른 기체유출물 중 ^{14}C 방사능농도 분석값의 차이를 확인하기 위하여 실시한 본 실험에서는 2013년 10월 및 2014년 1월에 각 원전본부 폐기물건물 및 핵연료건물 배기구로 배출되는

기체유출물을 포집한 시료를 사용하였다. 액체섬광계수기(LSC)를 이용한 계측시간은 직접법인 경우 10 분 5회, 분말법과 2차 포집법으로 전처리한 시료는 5 분 5회 계측하였으며, 배경계수(background)도 시료와 동일하게 계측하였다.

포집한 시료 중 전단에 삼중수소 제거용 H_2O 컬럼이 설치된 시료채취기를 사용한 시료, 시료채취 기간이 3~7일로 짧은 시료, 원전 가동정지 중 포집한 시료가 포함되어 있어 분석에 포함하지 않았으며 총 13개 시료에 대해 분석 및 평가하였다.

^{14}C의 방사능농도를 분석하기 위한 영역은 액체섬광계수기(Wallac Co., QUANTLUS 1220)로 ^{3}H 표준선원을 ^{14}C 측정 모드로 측정한 에너지 스펙트럼에서 ^{3}H의 최대에너지에 해당하는 channel을 조사하고 그 이상의 channel(320~640ch)로 결정하였다.

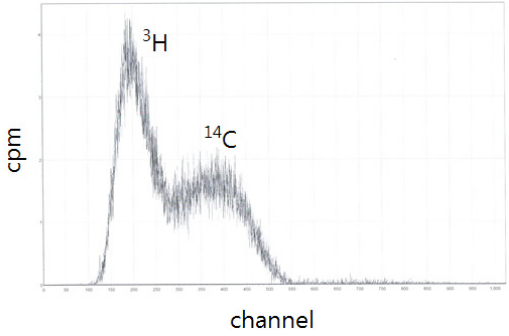


Fig. 1. Energy Spectrum of LSC.

동일 시료에 대해 분석 방법을 달리하여 ^{14}C 방사능농도를 측정한 결과, 핵연료건물의 기체유출물 중 ^{14}C 방사능농도는 직접법 8.01~189 Bq/m^3, 분말법 8.59~170 Bq/m^3, 2차포집법 4.03~183 Bq/m^{3}의 범위이었다.

분석방법에 따른 기체유출물 중 ^{14}C 방사능농도의 관련성을 분석하기 위하여 직접법에 대하여 분말법과 2차 포집법으로 분석한 값의 상관관계를 Fig. 2에 나타내었다. Fig. 2에서와 같이 직접법에 대하여 분말법과 2차 포집법의 방사능농도를 직선으로 나타낼 경우 상관계수는 각각 0.9971, 0.9668로 1에 가까운 값을 나타내고 있다. 이는 분석 방법 상호간에 매우 높은 관련성이 있는 것이며 어떠한 분석 방법을 사용하더라도 매우 비슷한 측정 값을 얻을 수 있음을 의미한다.

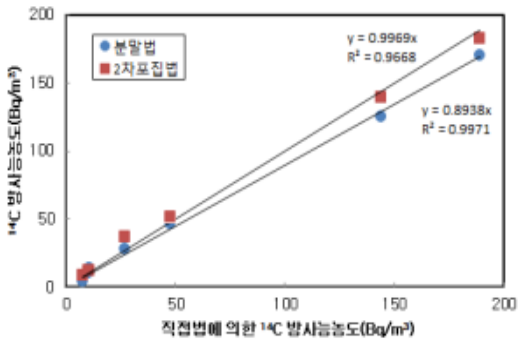


Fig. 2. Comparison of ^{14}C Activity according to Analysis Method.

3. 결론

규제기관의 요구에 따라 발전소 기체시료를 이용하여 교차분석 및 측정절차를 검증하였으며 통일된 절차를 수립하여 규제기관과 협의 완료하였다. 이 절차에는 시료대 형광액 혼합비율, 최적 형광액 선정, 컬럼구성비, 포집주기, 측정방법, 측정신뢰도, 최소검출하한치 등이 포함된다.

본 논문에서는 국내 경수로 원전 기체유출물 중 ^{14}C의 방사능농도 분석 방법에 따른 측정 값과 분석 방법에 따른 측정 값 상호간 상관성에 대해 평가하였다. 현재 경수로 원전에 적용중인 직접법, 중수로 원전에 적용중인 분말법, 환경방사능 시료 분석에서 사용하는 2차 포집법 등 분석 방법이 서로 달라도 ^{14}C의 방사능농도 측정 값이 유사하게 도출됨을 상관계수를 통해 증명하였다.

4. 참고문헌

[1] US NRC, Regulatory Guide 1.21, Measuring, Evaluating and Reporting Radioactive Material in Liquid and Gaseous Effluents and Solid Waste, 2009.

해체폐기물 중 Fe-55, Ni-63의 방사능 분석법 확립

임종명*, 임아름, 이훈, 김현철, 강문자, 최근식
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jmlim@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력 시설의 해체 또는 시설 운영에 따른 처분 방사성 폐기물은 방사화에 따른 다양한 세기와 종류의 방사성 핵종이 존재하며 폐기물의 적절한 관리를 위하여 방사성 핵종의 발생량의 산정을 위하여 지속적인 모니터링이 필수적이다. 이러한 폐기물 중에는 ^{3}H, ^{14}C, ^{36}Cl, ^{41}Ca, ^{60}Co, ^{55}Fe, ^{63}Ni, ^{90}Sr, ^{99}Tc, ^{129}I, ^{133}Ba, ^{137}Cs 등과 같은 방사성 핵종이 있으며 이 중 ^{3}H, ^{14}C, ^{55}Fe, ^{63}Ni이 총 방사능의 큰 부분을 차지하는 대표적인 베타핵종이다. 감마핵종의 분석과 달리 이러한 알파 또는 베타 핵종의 분석을 위해서는 각 시료 매질에서 순수하게 각각 분리해야 하는 과정이 필수적으로 요구되며 방사화학적 분리, 추출과정은 복잡한 여러 단계를 거쳐야하기 때문에 분석법의 정도관리 및 유효성 검증이 필수적이다. 방사화된 분석 시료의 전처리 과정은 크게 시료의 매질을 용액상으로 균질화하는 전처리 단계와 화학종 분석을 위한 분리, 농축 단계로 나누어 질 수 있다. 특히 전처리 단계는 대부분 분리, 농축 및 분석에 방해 영향을 미치는 유기물 및 주요 매질의 제거와 용액화의 과정을 거쳐야 한다. 따라서 시간이 매우 오래 걸리며 분석 불확도에 가장 큰 요인으로 작용하기 때문에 전처리 방법에 대한 표준화 및 유효화가 필수적으로 요구된다. 따라서 본 연구에서는 해체 폐기물 중 큰 비중을 차지하는 콘크리트 시료 중 ^{55}Fe, ^{63}Ni의 분석을 위한 전처리 및 분리 정제 방법을 유효화 하고자 하였다.

2. 본론

2.1 분석방법 확립

다음의 Fig. 1에 본 연구에서 확립된 Fe-55와 Ni-63의 분석 절차를 나타내었다. 용융법 및 산분해 방법을 이용하여 용액화된 시료는 9 M HCl을 이용하여 음이온 교환수지에서 Fe와 Ni을 초기 분리한다. Fe 및 Ni로 각각 분리된 시료는 조건에 맞게 변환된 뒤 각각 특성화된 정제방법에 따라 순수하게 Fe와 Ni로 정제되었다.

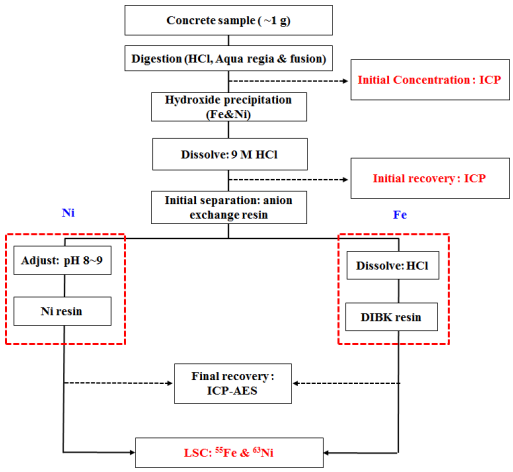


Fig. 1. Analytical procedure of Fe-55 and Ni-63.

2.2 전처리 방법 비교

방사화된 시료를 완전 분해하며 분해 시간을 최소화 할 수 있는 alkali fusion 방법은 전통적으로 이용되어 온 hot plate 방법보다 빠른 분해 시간, 적은 시료 오염, 휘발성 원소 손실의 극소화 할 수 있는 장점을 갖고 있다. 하지만 이 방법은 alkali flux를 과량 사용하기 때문에 분해 용액의 매질이 매우 복잡해지는 단점을 갖는다. 이러한 방법은 매질의 단순화를 위하여 복잡한 과정을 거쳐야 한다. 산분해법은 전통적으로 사용되어 온 방법으로 시간이 오래 걸리며 매질을 완전히 파괴하지 못하는 단점을 지니지만 방법적으로 단순하여 분석의 재현성 및 정밀도에서 우수한 결과를 보인다. 따라서 두 방법에 따른 분석 정확도, 정밀도, 재현성 및 편의성 등의 요인에 대하여 평가, 비교하였다. 두 가지 방법으로 용액화된 시료에서 Fe, Ni을 추출하고 다른 방해 금속들(Al, Ca, Mg, Na, silicate 등)을 제거하기 위하여 NaOH를 이용한 침전법(pH 8)을 적용하였다. 이 과정을 통하여 K, Mg, Sr, Ba, Ca, Cl, ^{3}H, ^{14}C 등이 제거 되며 매질을 단순하게 할 수 있다.

2.3 분리 및 정제 방법 확립

Fe-55와 Ni-63의 LSC 측정을 위해서는 두 핵종 간의 분리 및 다른 방해핵종과의 완전한 분리가 필요하다. 따라서 두 핵종의 분리를 위하여 음이온수지 (BIO-RAD, AG 1x4)를 이용하였다. 강산 (9 M HCl)에서 Fe는 $FeCl_4^-$의 complex ion을 형성하여 음이온수지에서 분리력이 강하지만 Ni은 반응하지 않고 빠져나가 Fe와 분리된다. 다음의 Fig. 2에 음이온 수지에서 Fe과 Ni의 elution profile을 나타내었다.

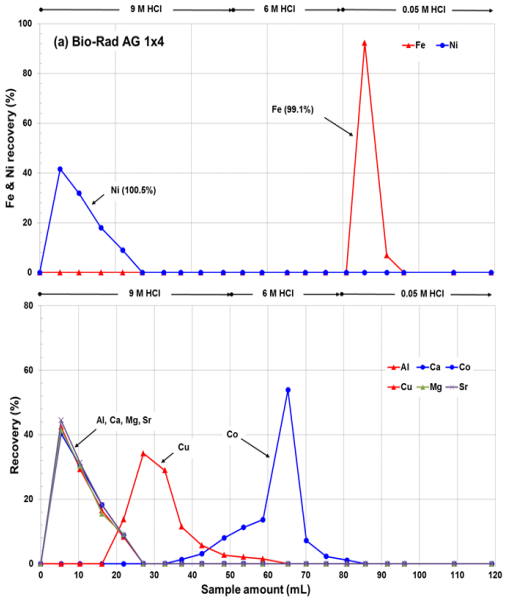


Fig. 2. Elution profile of Fe and Ni on anion exchange resin.

각각 분리된 Fe와 Ni의 용액에는 Co, Cu, Pu, Np, Zn 등의 방사성핵종이 존재하여 방해요인으로 작용할 수 있다. 따라서 Fe는 Diisobutyl ketone (DIBK)를 이용하여 정제하고 Ni은 DMG를 이용하여 순수 분리하였다. 두 유기 용매의 분리능은 약 99% 이상으로 각각의 핵종에 대하여 매우 우수한 것으로 나타났다. 분석방법의 유효화를 위하여 콘크리트 시료의 반복 분석 및 조건에 따른 재현성 평가를 실시하였으며 그 결과는 ±5% 이내에서 유지되었다.

^{5}Fe, ^{63}Ni의 방사능 분석을 위해 분리정제된 시료를 건고한 후 2 M H_2PO_4를 이용하여 녹인후 Ultima Gold AB 섬광용액을 이용하였다. 이러한 조건에서 ^{5}Fe, ^{63}Ni의 계측효율은 각각 50%, 78%로 나타났다. 화학적회수율은 ICP-AES를 이용하여 측정하였으며 Fe의 경우 90% 이상, Ni의 경우 85-95% 정도인 것으로 나타났다.

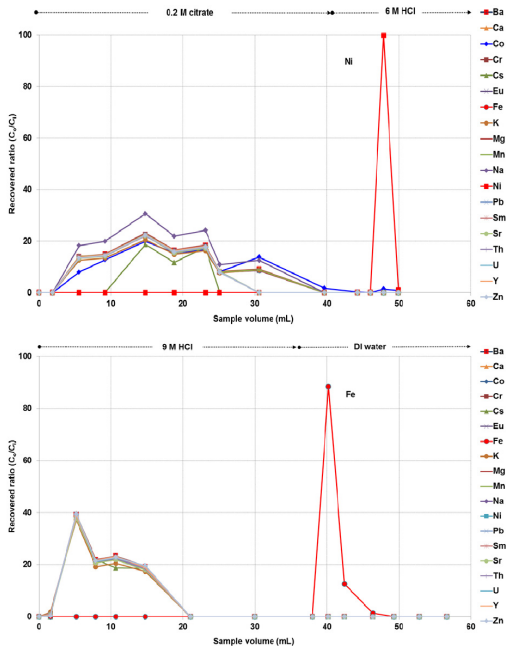


Fig. 3. Purification efficiency of Fe and Ni.

3. 결론

본 연구에서는 해체 폐기물 중 큰 비중을 차지하는 콘크리트 시료 중 ^{55}Fe, ^{63}Ni의 분석을 위한 전처리 및 분리 정제 방법을 유효화 하고자 하였다. 음이온수지와 DIBK, DMG 수지를 이용하여 분리정제한 두 핵종의 분리 효율은 99% 이상으로 매우 높았으며 시료의 전처리과정 및 분리정제에 따른 화학적 회수율은 Fe의 경우 90% 이상, Ni의 경우 85-95% 정도인 것으로 나타났다. 또한 분석 결과의 정밀도 및 재현성은 ±5% 이내에서 유지되어 본 연구에서 확립된 ^{55}Fe, ^{63}Ni의 분석방법의 결과는 신뢰성이 높은 것으로 평가되었다.

4. 참고문헌

[1] Hou et al., "Determination of 63Ni and 55Fe in nuclear waste samples using radiochemical separation and liquid scintillation counting", Analytica chimica Acta, 535, 297-307, 2005.

해체폐기물 중 전처리법에 따른 Fe, Ni 회수율 비교

이훈[1,2], 임종명[1], 강문자[1], 최근식[1], 이진홍[2*]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 99
leehoon@kaeri.re.kr

1. 서론

여러 방사성 핵종 중 ^{55}Fe, ^{63}Ni은 인공핵종으로서 방사성 폐기물 및 제염해체과정에서 발생된다[1]. 두 핵종은 노후화된 원자로 시설의 해체 폐기물의 처리 방법을 결정하는 데 있어 가장 기초적인 지표로 활용되는 중요한 핵종이다. 하지만 핵종 분석에 있어 낮은 방사선량[2]으로 인해 다른 핵종들과의 분리가 필수적이며 물질 내부의 격자 안에 존재하고 있기 때문에 시료를 완전분해할 수 있는 전처리가 중요하다. 따라서 본 연구는 해체과정 중 발생되는 철제, 콘크리트, 시멘트, 흑연 중의 Fe, Ni의 정확한 분석을 위해 NIST SRM 4종(1646a, 1944, 8704, 2709a)으로 가정하여 전처리 방법에 따른 회수율을 비교, 평가하였다.

2. 본론

2.1 시료 및 시약

본 연구의 표준인증물질은 NIST SRM 1646a (Estuarine sediment), SRM 1944 (New York waterway sediment), SRM 8704 (Buffalo river sediment), SRM 2709a (San Joaquin soil) 총 4가지를 사용하였다. 시약은 모두 분석시약 등급으로 Merck EMSURE® KGaA의 65% HNO_3, 32% HCl, 48% HF, 67-72% $HClO_4$를 사용하였으며 알칼리-fusion법의 Lithium metaborate, Lithium bromide는 XRF scientific Limited 제품을 사용하였다.

2.2 실험방법

다음의 Fig. 1의 실험과정과 같이 105℃에서 건조된 NIST SRM 4종을 염산+왕수, 염산+불산, 염산 +과염소산을 사용한 습식전처리법과 lithium metaborate를 사용한 알칼리-fusion으로 분해한 후 ICP-OES를 통해 Fe, Ni을 측정하여 전처리법에 따른 회수율을 비교하였다.

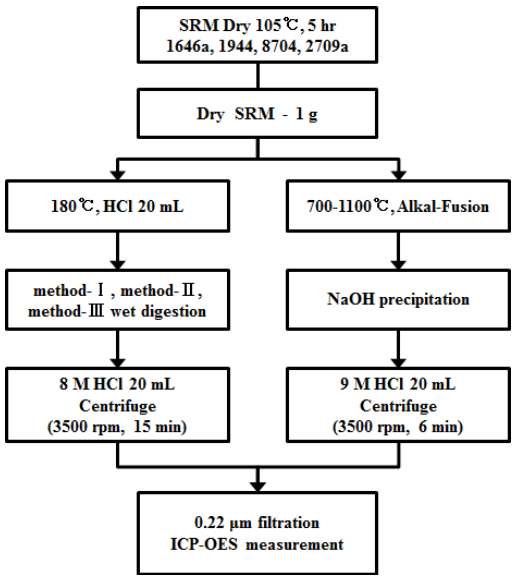


Fig. 1. Schematic representation of experiment.

2.2.1 습식 전처리법

105℃에서 5 시간 동안 건조한 SRM을 1 g 취하여 HCl 20 mL으로 180℃에서 초기분해한 후 증발건고된 상태에서 염산+왕수를 사용한 method-Ⅰ, 염산+불산을 사용한 method-Ⅱ, 염산+과염소산을 사용한 method-Ⅲ까지 총 3가지 방법을 사용해 전처리하였다. 사용된 method의 세부사항은 Table 1과 같다. 각 방법으로 처리된 시료는 3500 rpm, 15 분 동안 원심분리하여 침전물은 버리고 상등액을 취하여 시료로 사용하였다.

Table 1. Method description

Step	Method-Ⅰ	Method-Ⅱ	Method-Ⅲ
1	HCl 20 mL	HCl 20 mL	HCl 20 mL
2	aqua regia 30 mL (10 mL × 3)	hydrofluoric acid 30 mL (10 mL × 3)	per-chloric acid 30 mL (10 mL × 3)
3	8 M HCl 20 mL	8 M HCl 20 mL	8 M HCl 20 mL

2.2.2 알칼리-Fusion

105℃ 건조된 SRM 0.5 g과 Lithium borate 3 g, Lithium bromide 0.2 g을 백금도가니에 넣어 700~1050℃의 구간에서 25 분 동안 bead 형태를 만든 후 5% HNO_3 100 mL에 용해하였다. 용해된 시료는 NaOH를 사용하여 pH 9 상태에서 침전시켜 3500 rpm, 6 분 동안 원심분리한 후 상등액은 버리고 침전물을 9 M HCl로 용해하여 시료로 사용하였다.

2.3 측정 및 분석

Accustandard®에서 제조된 Iron standard 1000 μg/g, Nickel standard 1000 μg/g의 표준용액을 0.4 M HCl로 희석하여 0.5, 1, 2.5, 5, 10 mg/L의 검량선을 단계별로 만들었으며 모든 시료는 검량범위에 적정범위로 희석하여 ICP-OES (Varian 720-ES)를 이용하여 측정하였다.

3. 결과 및 고찰

Fe의 회수율은 method-Ⅲ 102.6%, method-Ⅱ 94.8%, method-Ⅰ 88.0% 순서로서 염산+과염소산을 사용한 method-Ⅲ가 가장 높은 회수율을 나타냈다. 또한 SRM 1944의 method-Ⅰ, Ⅱ의 결과를 제외한 상대표준편차는 5% 미만으로 높은 정밀도를 보였다. SRM 1944 (New-York waterway sediment)의 경우에는 포함된 유기물의 양이 4.4%로서 다른 SRM 보다 많은 비율을 차지하고 있어 유기물이 균일하게 산화되지 않아 상대적으로 높은 상대표준편차를 보였다고 판단된다. 특히 산화능력이 없는 불산을 사용한 method-Ⅱ의 회수율은 다른 시약보다 상대표준편차가 비교적 높았다. 따라서 유기물의 조성이 높은 시료의 경우에는 유기물을 산화시키 위한 처리단계가 필수적으로 요구되는 것으로 판단된다.

Table 2. Recovery of Fe according to pretreatment method

SRM	method-Ⅰ		method-Ⅱ		method-Ⅲ	
	recovery(%)	RSD	recovery(%)	RSD	recovery(%)	RSD
1646a	91.8	1.3	100.5	2.3	102.1	1.8
1944	78.2	5.1	89.2	8.9	105.3	2.3
8704	89.8	4.3	92.7	3.4	105.3	0.8
2709a	92.1	1.7	96.6	1.0	97.5	2.1

Ni의 회수율은 Fe보다 낮은 70~72%의 회수율을 보였으며 뚜렷한 경향성이 존재하지 않았다. method-Ⅰ 70.9%, method-Ⅱ 72.3%, method-Ⅲ 72.2% 로써 각 method 간의 회수율 차이가 크지 않았으며 동일한 SRM을 분해한 전처리법 간의 회수율도 큰 차이가 존재하지 않았다. method-Ⅲ의 전처리법에서 가장 높은 회수율을 보였던 Fe와는 달리 Ni은 SRM 1646a, 8704은 염산 + 과염소산을 사용한 method-Ⅲ이 가장 높은 회수율을 나타냈으나 SRM 1944, 2709a의 경우에는 염산 + 불산을 사용한 method-Ⅱ의 회수율이 가장 높았다. 불산은 과염소산보다 산화력은 약하지만 Silica를 분해할 수 있는 강한 분해력을 가지고 있다. 이러한 특성으로 과염소산은 분해하지 못하는 Silica 격자구조를 불산이 분해하여 격자내부에 존재하는 Ni이 용출된 것으로 판단된다.

Table 3. Recovery of Ni according to pretreatment method

SRM	method-Ⅰ		method-Ⅱ		method-Ⅲ	
	recovery(%)	RSD	recovery(%)	RSD	recovery(%)	RSD
1646a	78.7	5.0	75.4	1.8	80.4	3.1
1944	64.6	7.3	71.7	3.0	69.4	5.6
8704	70.7	2.0	68.7	3.2	73.0	3.4
2709a	69.6	1.4	73.6	5.1	66.1	0.7

4. 결론

^{55}Fe, ^{63}Ni의 분석을 위한 해체폐기물의 전처리 시에 염산+과염소산을 사용하였을 때 95% 이상의 높은 Fe 회수율을 획득할 수 있으며 Ni은 시료에 따라 염산+불산 또는 염산+과염소산을 사용할 경우 70% 이상의 회수율을 얻을 수 있다.

5. 참고문헌

[1] A. Gudelis et al., Assessing deposition levels of ^{55}Fe, ^{60}Co and ^{63}Ni in the Ignalina NPP environment, Journal of Environmental Radioactivity, vol 101, pp. 464-467, 2010.

[2] Xiaolin Hou et al., Determination of 63Ni and 55Fe in nuclear waste samples using radiochemical separation and liquid scintillation counting, Analytica Chimica Acta, vol 535, pp. 297-307, 2005.

제주지역 감태(*Ecklonia cava*) 중의 ^{90}Sr 분석 연구

한충훈*, 김덕우, 이영규, 박재우
제주대학교, 제주도 제주시 제주대학로 102
*tang007@jejunu.ac.kr

1. 서론

과거 강대국들이 실시한 핵실험 및 원자력발전소 폭발사고 등에 의해 수많은 인공 방사능 핵종들이 대기중으로 방출되었다. 이 방출된 방사성 핵종 중에는 ^{131}I, ^{134}Cs, ^{137}Cs, ^{90}Sr이 포함되어 있으며 한반도 및 제주도에도 이들 핵종이 도달했을 것으로 예상하고 있다[1]. ^{90}Sr은 적당한 반감기와 핵분열로 많은 양이 생성되기 때문에 고농도의 ^{90}Sr은 사고 시 배출된 다른 방사성 원소보다도 환경에 특히 더 많은 영향을 끼친다. ^{90}Sr의 방사능을 측정하기 위해서는 화학적 전처리 과정을 거쳐 ^{90}Sr만 순수하게 분리한 후 여기에서 베타선을 측정해야 한다. 이 중 Sr 및 Ca의 용해도 차이에 의한 연속 추출에 의한 Sr을 화학적으로 분리하는 발연질산법을 많이 사용하여 왔다[2]. 하지만 발연질산의 독성 및 취급상 문제로 인하여 최근에는 Sr-specific resin을 사용한 방법들이 보고되고 있다[3~5].

일본 원전 사고와 관련하여 베타 핵종인 ^{90}Sr 검사 필요성이 제기되고 있으나 ^{90}Sr, ^{134}Cs+^{137}Cs과 함께 비례적으로 검출되는 지표라 생각하여 ^{90}Sr 검사가 실시되고 있지 않는 상태이다. 미국은 모든 식품에 ^{90}Sr의 기준치를 160 Bq/kg 정하여 검사를 하고 있다(FDA, 1998). 본 연구에서는 남해안 및 제주도 해안에 서식하는 해조류 중 해양생물들의 식량원이 되고 있는 감태(*Ecklonia cava*)를 채취하여, 이중 ^{90}Sr 농도를 분석하고자 한다.

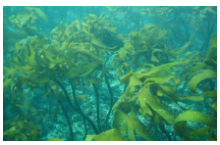


Fig. 1. photograph of *Ecklonia cava*.

2. 본론

2.1 개요

2.1.1 시료 채취 및 전처리

본 연구에서 사용한 감태는 해양 생물들의 식량원이기 때문에 강제로 채취가 불가능하여 파도에 의해 해안가로 떠 밀려온 감태만을 사용하였다. 감태는 제주도 서쪽보다는 동쪽 방면 해안가에 많이 서식하여 구좌(2011), 성산(2012), 표선(2013) 3개 지역 9개 시료를 채취하였다 (Table 1, Fig. 2).

Table 1. Geographical information of the sampled locations

Location	Geo code	Sampled date
S1 (Gujwa)	N33°33'32.8'' E126°48'40.0''	2011-07-05
S2 (Seongsan)	N33°27'7.5'' E126°55'40.5''	2012-07-11
S3 (Pyoseon)	N33°19'33.3'' E126°50'29.1''	2013-07-18



Fig. 2. Sampling sites of *Ecklonia cava*.

채취한 약 2 kg 정도의 감태를 깨끗한 물로 세척하여 이물질을 먼저 제거 하고 105℃에서 24시간 이상 건조 시킨다. 건조시킨 감태를 분쇄기로 분쇄 시후 실험에 사용하였다.

2.1.2 감태 중의 ^{90}Sr 방사능 측정

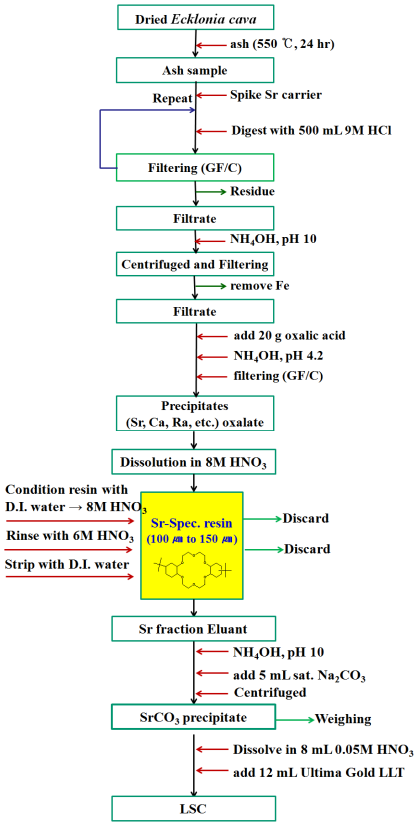
건조된 감태 시료 100 g을 도가니에 옮겨 담아 전기로에 넣고 550℃에서 24시간 이상 회화시켜 유기물을 제거하였다. 회화된 시료를 Scheme 1 실험과정 같이 화학처리한 후 Sr-spec resin를 이용하여 ^{90}Sr을 분리하였다. 분리된 ^{90}Sr은 액체섬광계수기(LSC)를 이용하여 ^{90}Sr의 방사능을 측정하였다.

2.2 결과

2.2.1 제주지역 감태 중 ^{90}Sr 분석 결과

제주지역 감태에 대해 2011~2013년 3년간 ^{90}Sr

방사능을 분석하였으며 그 결과는 Table 2와 같다.



Scheme 1. Flow chart for separation of ^{90}Sr in *Ecklonia cava*.

Table 2. ^{90}Sr activity in *Ecklonia cava* samples from Jeju island

Sample	^{90}Sr (Bq/kg-dry)	MDA (Bq/Kg)
S1-1	3.25 ± 0.23	0.37
S1-2	1.30 ± 0.15	0.30
S1-3	3.49 ± 0.57	1.22
Average	2.68 ± 0.32	
S2-1	0.60 ± 0.07	0.16
S2-2	1.32 ± 0.26	0.58
S2-3	0.61 ± 0.35	0.87
Average	0.85 ± 0.23	
S3-1	0.16 ± 0.09	0.20
S3-2	0.55 ± 0.15	0.37
S3-3	1.21 ± 0.27	0.61
Average	0.64 ± 0.17	

^{90}Sr activity 수치는 0.16~3.49 Bq/kg-dry의 값을 보인다. 2011년 ^{90}Sr 평균 농도가 2.68 Bq/kg의 값이 보인 반면 2012년, 2013년 ^{90}Sr 평균 농도가 0.85, 0.64 Bq/kg-dry로 감소함을 보였다. 이는 2011년 후쿠시마 원전사고가 다소 영향을 미쳤거나 시료 채취 위치 차이에 의한 환경적이 요인이 작용해서 값의 차이가 조금씩 나타나는 것으로 보인다.

3. 결론

토양 시료인 경우 방사성 핵종들이 낙진으로 흡착이 쉬운 반면 수심 40~50 m 깊은 곳에서 서식하는 감태에 경우 인공방사선 핵종들이 해류를 타서 감태에 흡착되기 때문에 후쿠시마 사고로 인하여 오염 되었다고 판단되기는 미흡하다. ^{90}Sr 양을 단순 본 연구의 결과를 가지고 비교는 힘들 것으로 보인다. 일본에서 누출된 방사성 물질이 직접적으로 우리나라에 유입되지 않기 때문에 단기적으로는 영향을 받지 않으리라 생각되지만, 장기적으로는 우리해역 해양 생물의 안정상의 문제로 계속 모니터링을 할 필요가 있다. 본 연구는 제주도 해안에 서식하는 감태 중 ^{90}Sr 농도를 측정한 첫 연구로 추후에 해초류 내의 ^{90}Sr 농도의 향후 지속적인 측정을 통하여 제주 바다에 ^{90}Sr거동에 대한 지속적인 연구가 이루어지고, 이들에 의한 영향을 반드시 분석하여 체계적인 연구를 수행해야 할 필요가 있다고 판단된다.

4. 감사의 글

이 연구는 교육과학기술부 한국연구재단 중점연구사업(NRF-2010-0020077) 지원을 받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Kim, C.K., Byun, J.I., Chae, J.S., Choi, H.Y., Choi, S.W., Kim, D.J., Kim, Y.J., Lee, D.M., Park, W.J., Yim, S.A., Yun, J.Y., 2012, *J. Environ. Radioact.*111, 70-82.

[2] H. H. Willard and E. W. Goodspeed, 1936, *Ind. Eng. Chem. Anal. ED.*, 8, 414.

[3] Jeter, H.W., Grob, B., 1994, *Radioact. Radiochem.* 5 (3), 8-17.

[4] Filss, M., Botsch,W., Handl, J., Michel, R., 1998, *Radiochim. Acta* 83, 81-92.

[5] Ware, A.R., Odell, K.J., Martin, J.P., 1998, *J. Radioanal. Nucl. Chem.* 228(1-2), 5-13.

의료용 방사성동위원소 발생기 내 ^{99}Mo/^{99m}Tc의 방사능 측정

송병철[1], 김영복[1], 김준혁[1], 박종호[1], 송규석1, 박영재[2]*
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989 번길 111
[2](주)엔바이로코리아, 대전광역시 유성구 테크노2 로 167-10
nbcsong@kaeri.re.kr

1. 서론

의료용 방사성동위원소는 암세포 진단 등 핵의학 영상 촬영에 필요한 방사선을 자발적으로 방출하는 동위체로서 ^{99}Mo/^{99m}Tc 동위원소가 가장 널리 사용되고 있다. ^{99}Mo를 생산하는 주요 공급국으로는 캐나다, 네덜란드, 벨기에, 프랑스, 남아공 등이 있으나 연구용 원자로들이 노후화됨에 따라 가동이 중단되는 일이 잦아서 안정적인 공급에 관심이 고조되고 있다. 한편 국내에서는 기장에 건설 중인 동위원소 전용로가 2017년에 완공되면 전 세계 공급량의 15%를 생산할 계획이다.^{99m}Tc는 ^{99}Mo의 딸핵종으로서 반감기가 6.0h이며, 준안정 상태에서 140.5keV의 감마선을 방출하면서 ^{99}Tc로 안정화된다. 방사성동위원소 시료 내 존재하는 ^{99}Mo 및 ^{99m}Tc의 방사능을 측정하기 위해서는 감마선분광분석기를 이용하여 140.5 keV에서 검출되는 감마선을 계측함으로서 ^{99}Mo 및 ^{99m}Tc의 방사능량을 측정할 수 있다.

2. 본론

2.1 고순도 게르마늄 반도체 검출기를 이용한 ^{99}Mo 및 ^{99m}Tc의 방사능 측정

방사성동위원소 발생기를 만들기 위해서는 어미핵종인 방사성동위원소를 흡착시키고 딸핵종인 방사성동위원소만을 탈착시킬 수 있는 흡착제를 포함한 흡착칼럼 제조기술 및 성능 평가 기술이 요구된다. 실제 병원에서 의학적으로 활용하기 위한 기술 중 하나인 ^{99}Mo/^{99m}Tc 발생기의 성능을 평가하기 위해서는 용출된 $^{99m}TcO_4^-$ 용액 내에 혼입되어 용출된 ^{99}Mo 량을 확인하여야 한다. ^{99}Mo 및 ^{99m}Tc의 방사능량을 측정하기 위하여 고순도 반도체 검출기 (HPGe 검출기)와 MCA (Multi Channel Analyzer)를 이용하였다.

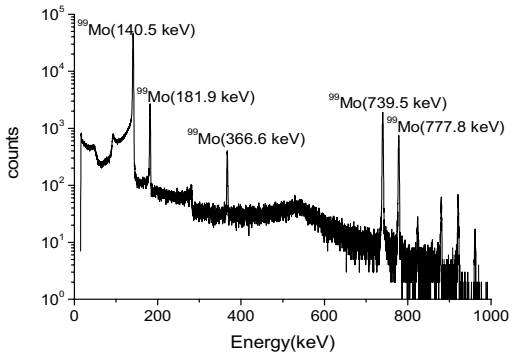


Fig. 1. Gamma-ray Spectrum of ^{99}Mo using High purity germanium detector.

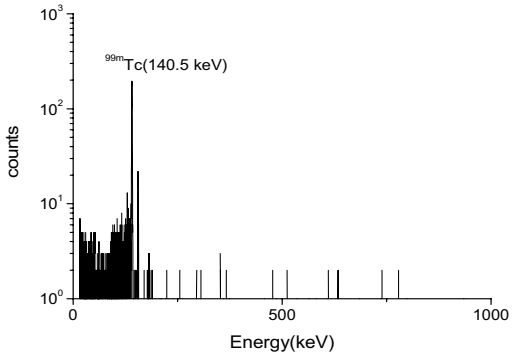


Fig. 2. Gamma-ray Spectrum of ^{99m}Tc using High purity germanium detector.

^{99}Mo/^{99m}Tc 발생기에서 용출하기 전 ^{99}Mo 용액에서 방출되는 감마선을 측정한 스펙트럼에서는, Fig. 1에서와 같이 ^{99}Mo의 방출 감마선 피크 (181.9, 366.6, 739.5 및 777.8 keV) 및 ^{99m}Tc의 방출 감마선 피크 (140.5 keV)가 모두 나타난다. 그러나 ^{99}Mo/^{99m}Tc 발생기에서 용출된 $^{99m}TcO_4^-$ 용액에서 방출되는 감마선을 측정한 스펙트럼에서는, Fig. 2에서와 같이 ^{99m}Tc 방출 감마선 피크만 확인되었고

그 외의 ^{99}Mo의 방출 감마선 피크는 확인되지 않았다.

2.2 생성된 ^{99m}Tc-99m의 용출율 평가

3가지 흡착컬럼으로부터 얻어진 ^{99m}Tc의 용출율은 1일 간격으로 모두 5차례(5일) 용출하여 얻은 것으로 그 결과는 80 % 이상의 좋은 결과를 얻었다.. 병원에서 사용되는 ^{99}Mo/^{99m}Tc 동위원소 발생기는 ^{99}Mo의 반감기가 66시간이므로 약 1주일 경과하면 ^{99}Mo가 초기 방사능에 대비 17%만 존재하기 때문에 더 이상 사용하지 않는다. 보통 1일 1회씩 주당 5회 ^{99m}Tc을 용출하여 사용하고 있으며, 매주 새롭게 ^{99}Mo가 주입된 흡착칼럼을 장착한 발생기를 사용 한다.

3. 결론

의료용 방사성동위원소 발생기의 용출액 내에 함유되어 있는 ^{99m}Tc 및 ^{99}Mo의 방사능을 측정하기 위하여 고순도 게르마늄 감마선 분광분석기를 사용하였다. 방사성 핵종 분석 결과 대한 약전에서 방사성의약품으로 허용하는 ^{99m}Tc 용액의 Breakthrough는 ^{99m}Tc 1 mCi 당 ^{99}Mo 0.15 uCi 이하이며, 3개의 컬럼에서 용출된 ^{99m}Tc의 Breakthrough 결과는 모두 만족한 결과를 얻을 수 있었다.

4. 참고 문헌

[1] Ringer, G. Shrem, S. , Zauber, H. "Mo-99/Tc-99m generator, Column performance" Israel Atomic Energy Commission, Tel Aviv(1986).

[2] Khongpetch, Pranom "Present status of Mo-99/Tc-99m generator in Thailand" FNCA 2006 workshop (2007).

[3] Manca, F., Parodo, A., "Concentration of Mo-99 in Tc-99m pertechnetate colutions used innuclear medicine" (1979).

자동 축차 방사성핵종 분리시스템 개발

정근호*, 최상도, 김현철, 조영현, 최근식, 강문자
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*chungkh@kaeri.re.kr

1. 서론

알파와 베타핵종을 분석하기 위해서는 화학분리는 필수적이다. 알파핵종의 경우 알파스펙트로미터로 분석할 때 알파핵종 스펙트럼은 4-6 MeV 내에서 피크 중첩이 나타나기 때문에 화학분리에 의한 방해 핵종 제거와 정제과정을 필요로 한다. ICP-MS로 분석할 때에도 동질량체(Isobar)를 제거해 주어야 한다. LSC로 베타핵종을 분석할 때 베타핵종의 특성상 LSC 스펙트럼 폭이 넓기 때문에 스펙트럼 중첩을 피하기 위하여 선택적으로 베타핵종을 분리하여 측정하여야 한다. 일반적으로 사용되는 방해 핵종 제거 방법은 선택적 수지와 중력흐름에 의한 칼럼분리 방식을 사용하나, 이 방법은 너무 많은 시간과 인력을 요구하는 방사화학분리 과정을 포함하고 있다. 또한, 현재 개발된 방사성핵종 자동분리 장치는 단일시료로부터 한 개의 핵종만을 자동으로 분리할 수 있다 [1-3]. 그러나 이 장치는 한 시료로부터 두 개 이상의 핵종을 동시에 축차 방사화학 분리할 수 있는 기능이 없어서, 원자력시설 중대사고시 비상대응 신속방사능 분석에 효과적으로 대응하기 어려운 단점이 있다. 단일 시료에 혼합된 두 개 이상의 방사성핵종을 동시에 순차적으로 축자분리하기 위한 자동분리 방법과 시스템에 대한 문헌은 매우 제한적이다.

본 연구에서는 단일시료에 혼합된 두 개 이상의 방사성핵종을 동시에 신속하게 선택적으로 분리하기 위한 자동 축차 방사성핵종 분리시스템 (**ASRS**: Automated Sequential Radionuclides Separation system)을 개발하였다.

2. 본론

2.1 자동 축차 방사성핵종 분리 시스템 구성

방사성핵종 자동축차분리용 시스템은 자동축차분리 프로토콜을 수행하기 위한 제어 알고리즘에 근거한 시스템 운영프로그램, 자동축차분리 컨트롤러, 자동축차분리 크로마토그래피 시스템으로 구성되도록 설계하였다 (Fig. 1). 이 시스템은 동시에 1~4개 시료를 두 개 이상의 핵종에 대해서 축차 분리할 수 있고, 축차분리를 하지 않을 경우 동시에 1~8개 시료의 단일핵종을 분리할 수 있도록 설계하였다.

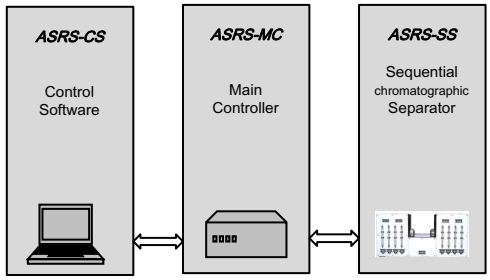


Fig. 1. Illustration of the ASRS.

2.2 자동 축차 방사성핵종 분리시스템 제작

두 개의 칼럼 조합 방식을 사용하여 혼합된 방사성핵종이 포함된 시료로부터 두 개 이상의 방사성핵종을 자동축차분리하기 위한 자동축차 방사화학분리를 구현할 수 있는 자동축차분리 크로마토그래피 시스템(***ASRS-SS***: Automated Sequential Radionuclides Separator-Sequential chromatographic Separator)을 개발하였다. ***ASRS-SS***는 두 개의 자동분리기(L332×W450×H450mm)와 연결부위(L296×W450×H204mm)로 구성되었다. 이 시스템은 두 개의 자동분리기가 연결되어 방사성핵종 축차분리가 가능하도록 설계.제작하였다. 각 각의 자동분리기에 각 각 4개의 칼럼이 부착되도록 설계.제작하였다. 따라서 총 8개의 칼럼을 사용하여 4개의 시료를 동시에 축차분리 할 수 있고, 8개의 시료를 동시에 단일핵종 분리가 가능한 구성이다. 연결부위에는 두 대의 연동펌프를 제어하기 위한 두 대의 컨트롤러가 부착되어 있다. 두 개의 자동분리기와 연결부위 위에는 시약병과 시료병을 보관할 수 있도록 설계.제작하였다. ***ASRS-SS***의 3D 설계도를 Fig. 2에 나타내었다.

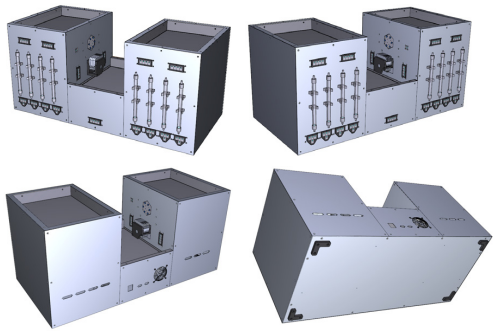


Fig. 2. The 3D design of ***ASRS-SS.***

2.3 자동 축차분리 프로토콜 개발

자동 축차분리 프로토콜은 1) 칼럼 컨디션닝, 2) 시료 loading, 3) 칼럼 rinsing, 4) 대상핵종 elution, 5) 칼럼 clean-up의 5단계로 구성된다. 각 단계의 역할은 다음과 같다. 선택적 수지 칼럼에 초기화 시약을 공급하고, 칼럼을 통과한 초기화 시약은 폐기물 탱크로 배출되는 초기화단계(conditioning); 칼럼에 분석시료를 공급하여 방사성핵종을 이온교환 고정하고, 칼럼을 통과한 분석시료는 폐기물 탱크로 배출되거나 Loading out 시료 저장탱크로 보내는 분석시료공급단계(loading); 칼럼에 정제 시약을 공급하고, 칼럼을 통과한 정제 시약은 폐기물 탱크로 배출되는 정제단계(rinsing); 및 칼럼에 용출 시약을 공급하여 칼럼 수지에 고정된 방사성핵종을 이온교환 분리하여 용출액을 정제시료저장탱크로 배출하는 용출단계(elution)를 포함한다.

2.4 자동 축차 분리시스템 제어 프로그램

Fig. 1에 도식화된 방사성핵종 자동축차분리 시스템 개념에 따라 방사성핵종 자동축차분리 시스템은 ***ASRS-SS***를 ***ASRS-CS***로 컨트롤하고 ***ASRS-MC***는 ***ASRS-CS***를 사용하여 자동축차분리 프로토콜을 수행한다. 시스템 제어 알고리즘을 바탕으로 제작된 제어 프로그램은 LabView 소프트웨어(National Instrument 사)를 이용하여 작성되었으며, 방사성핵종 자동축차분리 프로토콜을 완벽하게 수행할 수 있도록 설계하였다. ***ASRS-SS***는 ***ASRS-MC*** 모듈에 있는 전자밸브 및 펌프 제어모듈과 USB 포트로 연결된 운영 컴퓨터와의 I/O 전달을 통해서 시스템 제어 프로그램(***ASRS-CS***)으로 조정된다. ***ASRS-CS***는 화면상에서 장치의 각 부분을 그림으로 나타내어 사용자와 ***ASRS-SS***를 서로 연결시켜 I/O 전달을 해주는 가상의 장치이다. 가상의 기기 (Virtual Instrumnet) 구성은 "Pump calibration" 창, "Calibration parameters" 창, "Execution" 창으로 되어 있다. "Pump calibration" 창에서는 ***ASRS-SS***의 두 대의 연동펌프의 유량 calibration을 수행하는 데 사용된다. ***ASRS-CS***의 "Execution" 창에서 사용자가 모든 파라미터를 입력하여 장치를 자동으로 제어할 수 있는 특징이 있다 (Fig. 3). 장치의 실제 구성도가 화면에 표시되어 있어 눈으로도 쉽게 각각의 밸브상태와 유량흐름을 파악할 수 있는 특징이 있다.

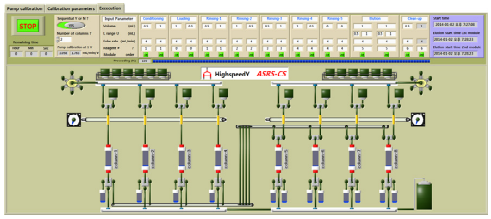


Fig. 3. Labview virtual instrument on the "Excecution" window of ***ASRS-CS.***

3. 결론

ASRS는 1~7 ㎖/min의 유량으로 단일 시료로부터 두 개 이상의 방사성핵종을 동시에 선택적으로 분리할 수 있다. ASRS는 혼합된 방사성핵종을 선택적으로 축차분리하는데 소요되는 인력과 시간을 현저하게 줄일 수 있고, 다수.다량의 시료에 대해서 재현적이고 신속한 방사화학 축차분리를 수행할 수 있으며, 자동분리 과정 중 정제된 방사성핵종을 최소 부피 상태로 분리할 수 있는 장점이 있다. ASRS는 후쿠시마 사고와 같은 중대사고시 비상대응 시료 및 원자력시설 해체시 현장에서 다수.다량의 시료 방사성핵종 축차분리에 활용할 수 있다.

4. 참고문헌

[1] 한국방사성폐기물학회, 2008년 추계학술발표회 논문요약집, pp.419-420, 2008.

[2] 대한방사선방어학회, 2009년 춘계학술발표회 논문요약집, pp.162-163, 2009.

[3] Appl. Rad. Iost., vol. 81, pp.57-61, 2013.

MCNP 코드를 이용한 선원 물질에 따른 HPGe 검출기 전에너지 피크 효율 계산

김준혁[1,2*], 송병철[1], 김승수[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]서울대학교, 서울시 관악구 관악로1번길
*jhkim98765@kaeri.re.kr

1. 서론

감마선 계측을 통한 시료의 정량분석에 있어, 표준선원을 이용한 검출 효율 검정은 분석의 정확도를 좌우하는 중요한 과정이다. 환경 시료, 토양 시료 등의 저준위 선원 또는 화학 전처리를 거친 용액 시료를 계측하는 경우 수 mL의 앰플에서 수 L의 원통 및 마리넬리 비커 등의 다양한 크기와 형태를 가진 용기가 주로 사용되고 있으며, 이러한 부피가 있는 시료의 분석을 위한 표준선원의 매질로는 물 또는 한천 (agar)이 널리 사용되고 있다. 그러나 분석 대상 시료는 유기물, 산성 용액, 토양 등 매질의 종류와 밀도가 다른 경우가 많으며, 자체차폐효과 (self- attenuation effect)로 인해 검출 효율이 달라져 분석 결과가 저평가 또는 고평가될 수 있다. 이러한 현상은 분석 시료의 부피가 클수록, 매질의 밀도가 높을수록 크게 나타나므로 이에 대한 보정이 필요하다.

분석 시료와 동일한 물질과 구조로 만들어진 표준선원을 제작하여 검출 효율을 결정하는 것이 가장 정확하지만, 그것이 용이하지 않은 경우 감마선 수송 전산모사 코드를 이용하여 계산하는 방법이 주로 사용되고 있다. 본 연구에서는 MCNP 코드를 사용하여 HPGe 검출기를 이용한 마리넬리 비커 표준선원 계측을 모사하였으며, 한천 표준선원 및 토양 시료 내의 우라늄에 대한 실측 결과와 상호 비교하였다.

2. 본론

2.1 검출 구조 MCNP 전산모사

HPGe 검출기를 이용한 마리넬리 비커 표준선원 감마선 계측을 MCNP 코드를 사용하여 전산모사하였으며, p-type HPGe 검출기의 검출 효율을 결정하는 중요한 요소인 Ge 크리스탈의 유효 불감층 (effective dead layer) [1]을 결정하였다.

2.1.1 검출 구조

계측에 사용한 HPGe 검출기는 CANBERRA 社의 GC2018 모델로, 감마선 에너지 1.33 MeV에서 상대효율 20%, 분해능 1.8 keV (FWHM)이다. 표준선원은 표준과학연구원에서 제작한 1000 mL 한천 마리넬리 비커이며, 동위원소 ^{241}Am, ^{109}Cd, ^{57}Co, ^{139}Ce, ^{51}Cr, ^{113}Sn, ^{85}Sr, ^{137}Cs, ^{60}Co, ^{88}Y이 포함되어 있다. 마리넬리 비커 표준선원은 Fig. 1과 같이 HPGe 검출기 입사창의 바로 앞에 위치한다.

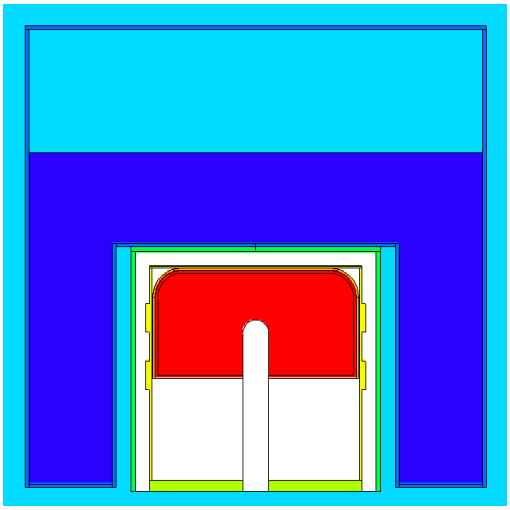


Fig. 1. MCNP input geometry of the HPGe detector and Marinelli beaker (red: Ge crystal, blue: agar).

2.1.2 MCNP 전산모사

전산모사 코드는 MCNP5 버전이며, 유효 불감층을 제외한 Ge 크리스탈의 민감 영역 (active volume)에 F8 tally를 사용하였고 history는 10^8 개 이다. 마리넬리 비커 표준선원을 60,000 초 동안 측정한 스펙트럼과 MCNP 전산모사 결과는 Fig. 2-1과 같다. 2000 keV 이하의 에너지 영역에 거쳐 전에너지 피크 및 컴프턴 연속의 형태가 유사하게 모사 되어 있으며, MCNP 전산모사 스펙트럼의 경우 자연 방사선에 의한 백그라운드 방사선이 배제되어 있어 실측 스펙트럼에 비해 계수치가 낮게 형성된다. Fig. 2-2와 같이 ^{60}Co 선원의 1173, 1332 keV 감마선 피크에서, 백그라운드 부분을 제외한 전에너지 피크의 높이 및 모양이 유사하게 형성됨을 확인하였다.

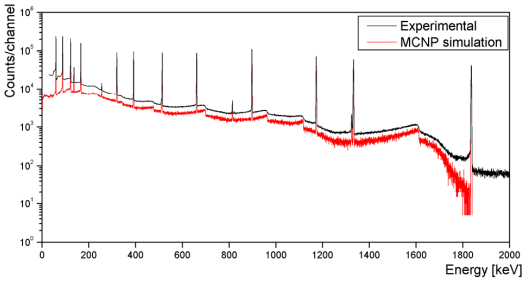


Fig. 2-1. Measured spectrum and MCNP simulation result of Marinelli beaker standard source (0-2000 keV).

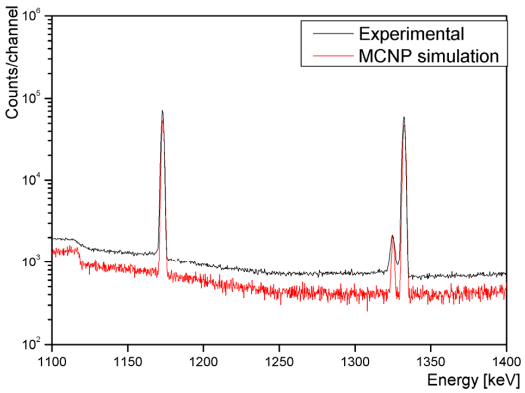


Fig. 2-2. (1100-1400 keV).

2.1.3 유효 불감층 결정

p-type HPGe 검출기의 경우 Ge 크리스탈의 외부 전극으로부터 불감층이 형성되며, 검출기 제조사에서 두께의 공인 수치를 제공하고 있다. 그러나 상온에서 장시간 보관하는 경우, 검출기 유지·보수를 위해 냉각을 중단하는 경우, 검출기가 노후화된 경우에 그 두께가 늘어날 수 있으며, 이로 인해 감마선 검출 효율이 저하되므로 정확한 전산모사를 위하여 유효 불감층을 결정해야 한다. 유효 불감층을 제조사에서 제공한 수치인 6.7 mm에서 11 mm 까지 변화시키며 계산하여, 실제 측정한 스펙트럼과 가장 유사하게 모사된 10 mm를 유효 불감층으로 결정하였다. 최종 결정된 검출 구조에서 모사한 마리넬리 비커 표준선원의 검출 효율을 실제 측정으로 결정한 값을 Fig. 3에서 비교하였으며, 250~1332 keV 에너지 영역에서 3% 이내의 차이를 보였다. 특히 ^{238}U의 딸핵종인 ^{234m}Pa의 대표 감마선의 에너지인 1001 keV에서는 0.4%의 차이를 보인다.

2.2 토양 시료의 1001 keV 검출 효율 보정

토양 시료 내 우라늄의 함량을 감마선 계측을 통해 분석하기 위하여 우라늄 함유 토양 시료를 제작하여, 실측 및 전산모사 결과를 비교하였다.

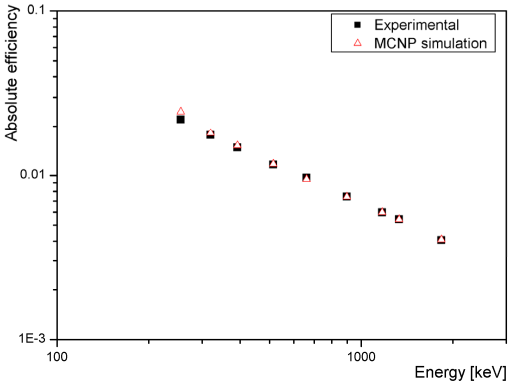


Fig. 3. Full-energy peak efficiency determined by using measured spectrum and MCNP simulation result.

비오염 토양 800, 1000 mL (1.2, 1.5 kg)에 우라늄을 첨가하여 1Bq/g (천연우라늄 기준 39.5 mg/kg)의 마리넬리 비커 시료를 제작하였다.

실측 스펙트럼에서 1001 keV 감마선 피크의 면적은 1000 mL 토양 시료에서 한천 표준시료보다 0.989 배로 낮게, 800 mL 토양시료에서는 1.040 배로 높게 형성되었다. MCNP 전산모사에서는 1000 mL 토양 시료에서 0.965 배 로 낮게, 800 mL 토양시료에서는 1.054 배로 높게 계산 되었다. 동일한 부피에서 토양의 밀도가 높으므로 매질 내 흡수되는 감마선이 많아 피크가 낮게 형성되며, 부피가 작은 시료에서는 적게 흡수되어 피크가 높게 형성된다.

3. 결론

p-type HPGe 검출기 및 마리넬리 비커 감마선 시료에서 1000 mL 한천과 800, 1000 mL 토양에 대하여 MCNP 전산모사 하였을 때, 1001 keV에서의 검출 효율은 실측 수치와 2.5% 이내의 정확도로 계산되었다. 향후에 다양한 종류의 HPGe 검출기 및 시료에 대한 MCNP 전산모사를 통해 검출 구조 및 파라미터 최적화 연구를 수행하고, 표준시료를 제작하기 용이하지 않은 구조 및 물질의 시료에 대해 본 검출 효율 보정 방법을 적용하여 분석 정확도를 개선할 계획이다.

4. 참고문헌

[1] J.R. Diago, Simulation of detector calibration using MCNP, Cooperation in Higher Education for Radiological and Nuclear Engineering, Bussels, 2005.

애기부들과 미나리의 세슘 흡수 연구

김병호*, 최용호, 임광묵, 전인, 금동권,
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*bhkim1@kaeri.re.kr

1. 연구 배경

방사능 오염 토양을 기존 공학적인 기술을 이용하여 정화하고자 할 때에는 대단히 많은 비용과 노동력을 필요로 하기 때문에, 오염된 토양을 경제적 및 친환경적으로 정화시키기 위하여 식물을 이용한 오염 제거기술개발에 많은 노력을 기울이고 있는 추세이다.

선진국에서는 현존하는 식물의 낮은 방사능 오염물질 흡수율과 식물의 오염물질에 대한 독성으로 인한 식물체의 성장 둔화와 같은 기술적 현안을 해결하기 위하여 토양 미생물 기술과 유전자 조작기술을 접목하여 기술한계를 극복하려는 연구가 수행하고 있다. 따라서 국내에서는 이러한 기술 문제를 해결하여 보다 방사성 핵종의 흡수력과 독성에 대한 내성을 높이는 방안으로 근권여과법에 의한 후보식물의 세슘 제거 연구를 수행하고 있다.

본 연구에서는 이미 선별한 다양한 수생식물 중에서 일차적으로 애기부들과 미나리의 세슘 흡수력을 아주 기초적인 수준에서 알아보았다.

2. 실험조건

실험을 수행하기 위하여 충남대학교에서 보관된 종자를 확보하여 이를 생장상에서 배양하였다. 종이배지로 채워진 원형 배양조에 증류수를 첨가하여 종자들을 발아시켰다. 종자들의 발아조건은 온도 15~25℃, 습도75%, 광주기는 14 시간으로 하였으며, 발아 후 활착조건은 규사배지에 증류수를 첨가하여 온도 25℃, 습도75%, 광주기는 12 시간으로 하였다.

초기 세슘농도 100 Bq/ml를 갖는 수용액을 제조하기 위하여 4 mCi ^{137}Cs (0.1M HCl에 용해된 CsCl)를 구입하여 증류수에 희석하였다. 종자를 발아시켜 규사배지에서 활착한 실생묘를 생장시키기 위하여 식물 생장상에서 온도 25℃, 습도 75%, 광주기를 16 시간, 광 밝기를 5,000 lux으로 하였다. 7 일의 생장시간이 지난 실생묘들은 통기성, 배수성이 좋고 비료성분이 거의 없는 상토로 옮겨졌으며(Fig. 1), 생장조건은 상기 조건과 동일하였다.



(a) (b)

Fig. 1. Seedlings of narrow leaf cattails(a) and water parsley(b).

상토에서 자란 묘목들 중 육안으로 크기가 균등한 것들을 선발하여 Fig. 2와 같은 유리화병에 옮겨 심었다. 유리화병 하부에 세슘 수용액을 첨가한 후 식물들의 뿌리 부분만 수용액에 담가지도록 하여 약 7일 동안 생장시켰다. 이때 식물 생장조건은 실생묘의 생장조건과 동일하게 하였으며, 생장기간 동안 2, 8, 23, 47, 71, 100, 143, 174 시간이 지난 시점마다 수용액에서 0.5 ml를 채취하여 감마분석기로 수용액 중 세슘농도를 측정함으로서 식물에 의한 세슘 흡수율을 조사하였다. 수용액 중 pH는 HNO_3와 NaOH로 조절하며, pH 5와 7을 가진 세슘 함유 수용액에서 식물의 세슘 흡수실험이 수행된다.

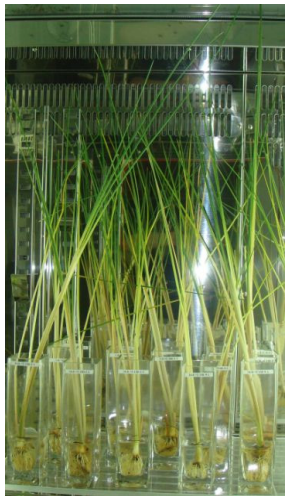


Fig. 2. Experiment in a growth chamber.

3. 실험결과

애기부들, 미나리, 큰고랭이, 줄과 같은 우리나라에서 자생하는 수생식물을 이용하여 방사성 오염토양으로부터 세슘을 제거하기 위한 본격적인 연구를 수행하기에 앞서 실험조건인 초기 방사능 농도, 수용액 중 pH 등을 적절하게 설정하기 위하여 기초적인 수준에서 본 실험을 수행하였다. 이러한 실험조건들의 범위는 추후 각 후보식물들의 성장시 세슘의 흡수력의 정도, 그리고 각 식물들이 흡수한 세슘의 독성에 대한 내성의 한계도 등을 반영하는 것이 중요하다. 결국 다양한 실험조건에서 각 식물의 세슘 흡수효율을 밝힘으로서 실제 현장조건에 적용하기 위한 자료로 활용된다는 면에서 의미가 있다. Fig. 3은 애기부들과 미나리를 이용하여 초기 수용액 세슘농도 100 Bq/ml, pH 7에서 근권 여과실험을 수행한 결과를 보여주고 있다.

그림에 나타난 것처럼 애기부들은 약 50 시간이 지난 시점까지 급격하게 수용액 중 세슘을 흡수하는 경향을 보이면서 초기 수용액 중 세슘의 약 78%를 흡수하였다. 그 이후 수용액 중 세슘의 흡수는 완만한 증가세를 보이면서 약 180 시간이 지난 후 수용액의 초기 세슘의 약 93.4%를 흡수하였다. 미나리의 경우도 애기부들의 경우와 유사하게 세슘을 흡수하는 경향을 보였다. 약 70시간이 경과되는 시점까지 미나리의 세슘 흡수속도는 급격히 증가하면서 수용액 중 존재하는 세슘의 약 88%를 흡수하였으며, 이때 수용액 중 세슘농도는 약 13 Bq/ml 이었다. 그 이후 미나리는 성장하면서 수용액 중 세슘을 완만한 속도로 흡수하는 경향을 보이면서 약 180 시간이 지난 후 수용액의 초기 세슘농도의 약 99.9%를 흡수하였으며 이때 수용액 중 세슘농도는 0.03 Bq/ml이었다.

이상의 결과로부터 세슘 흡수 초기단계에서는 애기부들의 흡수력이 우수한 것으로 나타났으나 최종 세슘 흡수력은 미나리가가 약간 우수함을 보였다. 아울러 100 Bq/ml의 방사능 초기농도, 그리고 pH 7의 실험조건에서 140 시간이 지난 후 수용액으로부터 90%이상의 세슘을 미나리와 애기부들에 의하여 효과적으로 제거된다는 사실로부터 추후 진행될 실험의 변수를 설정할 때 이들 결과가 중요한 자료로 활용될 것으로 판단된다.

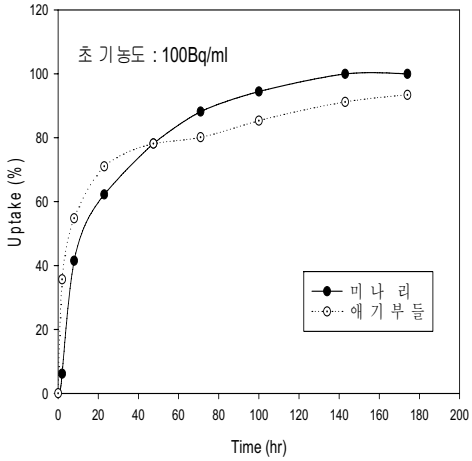


Fig. 3. cesium uptake by narrow leaf cattails and water parsley.

4. 결론 및 향후계획

식물의 세슘 흡수력을 조사하기 위하여 사용될 애기부들과 미나리의 성장실험과 수용액 중 세슘흡수실험을 수행한 결과 이와 관련된 정보 부족에도 불구하고 애기부들과 미나리의 세슘 흡수실험결과를 확보하는데 성공하였다. 또한 100 Bq/ml의 방사능 초기농도, 그리고 pH 7의 실험조건에서 수용액으로부터 90%이상의 세슘을 미나리와 애기부들에 의하여 효과적으로 제거되었을 확인하였다. 앞으로 현재 생장중인 애기부들, 미나리, 줄, 큰고랭이를 대상으로 수용액 중 세슘의 초기농도와 pH를 변수로 하여 이들 수생식물의 세슘 제거 실험을 수행하여 각 후보식물의 세슘 흡수특성을 평가하고자 한다.

5. 감사의 글

이 논문은 미래창조과학부가 시행한 원자력중장기 연구개발사업의 결과물입니다.

전국토 환경방사능조사 프로그램 고찰을 통한 감시강화 방안 연구

유동한*, 박지영, 김희령
울산과학기술대학교, 울산광역시 울주군 언양읍 유니스트길 50
*dhyoo@unist.ac.kr

1. 서론

환경방사능이 우리나라 국토에 미치는 영향을 과학적으로 조사하고 평가하는 감시활동을 시작한지 어느덧 50년을 맞이하고 있다. 국가적 차원의 '위기관리능력'이 더욱 중요해지고 있는 오늘날, 현재 구축.운영하고 있는 환경방사능조사프로그램에 대한 고찰을 통해 국민의 건강하고 안전한 환경조성, 방사선에 대한 오해와 편견 해소 및 방사선사고 또는 방사능 테러를 미리 감지하고 예방할 수 있는 한 단계 더 발전된 감시 시스템 마련이 필요하다. 따라서 본 논문에서는 국내 환경방사능 감시 변천사 및 전국토 환경방사능조사 프로그램을 살펴보고 나아가 감시강화 방안을 검토하여 보았다.

2. 본론

2.1 국내 환경방사능 감시 변천사

우리나라의 환경방사능 감시의 시작은 1960년 초 강대국들의 지상핵실험으로 인한 방사능낙진이 한반도에 미치는 영향을 파악하기 위해 1962년 방사능대책위원회 규정을제정하고, 이를 근거로 1963년부터 서울을 비롯하여 전국 8개 지역에 방사능측정소를 설치하여 공기부유진, 낙진 그리고 빗물을 채취.분석한 것부터 비롯되었다.[1] 그 후 70년대 후반으로 접어들면서 핵실험이 중지되어 감시 기능의 중요성이 상실되어 가는 듯 했으나, 국내 고리원자력발전소 운전 및 미국 TMI원전사고를 계기로 원전 주변지역 환경방사선 감시활동이 착수되고, 뒤이어 발생한 체르노빌 원전 사고(1986년)로 그 중요성이 다시 한 번 입증되었다. 90년대에는 국가환경방사선자동감시망(IERNet)구축, 원자력법 정비 등 감시체계에 변화도 있었다. 2000년에 접어 들어서는 뉴욕 세계무역센터(WTC) 테러가 발생하여 방사능테러대응에 대한 감시체계가 강화되었으며, 2006년 북한 제1차 지하핵실험 실시를 계기로 핵실험탐지측정소 3곳, 제논 포집기 전용차량 제작, 대기방사능자동감시망 구축, 지방방사능측정소/간이측정소 증설 등 전국환경방사능감시망 확충사업이 시작되었다. 또한 2009년 북한 제2차 핵실험, 2011년 일본 후쿠시마 원전사고, 2013년 북한 제3차 핵실험 등을 통해 확충사업이 탄력을 받는 효과도 가져왔다.[2] 이러한 변천을 통해 그 중요성 및 새로운 의미가 더해지면서 원자력이용시설 주변 감시, 전국토 환경방사능감시, 해양방사능 감시로 총 3가지 감시체제를 갖추었으며, 지방방사능측정소 15곳, 간이방사능측정소 113곳, 핵실험탐지측정소 3곳, 대기방사능자동감시망 15곳 등을 구축하여 세계적 수준의 모습을 갖추게 되었다(Fig. 1)[3].

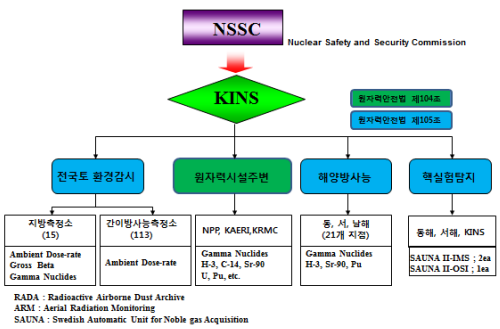


Fig. 1. Environmental Monitoring System in Korea.

2.2 전국토 환경방사능조사 프로그램

우리나라는 원자력안전법에 근거하여 전국토 환경방사선/능 준위변동에 대한 일상적인 감시를 한국원자력안전기술원(KINS)에서 수행하고 있으며 이를 위해 KINS에서는 중앙방사능측정소, 지방방사능측정소 그리고 간이측정소로 구분하여 운영 중에 있다.[4] 이 중 지방방사능측정소를 중심으로 환경방사능 감시 현황을 살펴보았다. 지방방사능측정소가 처음 업무를 시작할 당시에는 감마선량률, 낙진, 대기부유진, 강수 등에서의 전베타 방사능 등 비교적 기초적인 환경 감시 업무를 수행하여 왔으나 국내외 크고 작은 사고에 의해 주요감시 대상 및 프로그램에 변화가 발생하게 되었다. Table 1에서는 2000년대 이후의 지방방사능측정소의 주요 모니터링 프로그램의 변화를 나타내었다. 전체적으로는 전베타 방사능 감시의 빈도는 줄어 들었으며 그 대신 공기 중의 전알파/베타 방사능 농도를 연속 측

정할 수 있는 대기방사능자동감시망이 도입되었다(2007년 이후 순차 보급). ^{3}H 측정용 강수시료와 상수원수/지표수 시료는 중단되었으며 식품, 채소류는 쌀과 배추로 대폭 축소되었다. 이 외에 경년변화를 보기 위한 토양 및 지표식물과 비상시를 대비한 사전조사 프로그램이 추가되었다. 한편 지난 1998년부터 2013년까지의 지방방사능측정소의 한 해당 전체 채집 시료수(시료량)를 분석하여 보면 2002년 전국 환경방사능감시망의 확대와 함께 증가하였다가 2012년도를 기점으로 대폭 감소하였음을 알 수 있다(Fig. 2).

이러한 양적 성장이 주춤한 원인으로는 여러 가지가 있겠으나 첫째, 사고에 따른 감시목적과 감시대상 변화, 둘째, 계측장비의 발달로 자동감시 시스템 도입, 셋째, 인프라 부족, 넷째, 관련 법제로 인한 타 부처 이관 등을 꼽을 수 있다.

Table 1. Comparison on Programs of Regional Radiation Monitoring Station.

년도 / 구분	2001		2008		2012	
	대상	기타	대상	기타	대상	기타
환경방사선능준위변동감시	공간감마선	연속	공간감마선	연속	공간감마선	연속
	공기부유진(전베타/감마)	매일/매월	공기부유진(전베타/감마)	매일/매월	공기부유진(전베타/감마)	매주
	낙진(전베타/감마)	매일/매월	낙진(전베타/감마)	매일/매월	낙진(감마)	매월
	강수(전베타/감마)	강수시/매월	강수(전베타/감마)	강수시/매월	강수(전베타/감마)	강수시/매월
	상수(전베타)	매주	상수(전베타)	매주	상수(감마)	매월
	강수(^{3}H)	매월	강수(^{3}H)	매월	공기부유진(전알파/베타)	연속
	-		-		공기(챠콜)	매주
생활환경방사선능감시	전분류	2개	토양	2개(2회)	토양	2개(2회)
	채소류	9개	지표수	15개, 2회	쌀	1개
	과실류	5개	쌀	1개	배추	1개
	어패류	7개	배추	1개	지표식물	2개
	상수원수	5개	지표식물	2개		
비상시대비사전조사	-		공간감마선량률	5개(4회)	공간감마선량률	5개(4회)
			토양	5개	토양	5개

지금까지 국내 환경방사능 모니터링 체계는 원자력사고의 조기탐지 또는 배경노출수준 조사 목적을 기반으로 질적, 양적인 발전을 위해 많은 노력을 기울여 왔다. 하지만 국민적 요구의 증대와 인접국(중국)의 핵시설 확대 등 대내외적인 환경변화를 고려하면 현 감시기능을 좀 더 강화해야 할 필요가 있다. 따라서 지역적으로 골고루 위치한 훌륭한 인프라, 오랜기간 축적된 노하우와 인력풀을 활용하여

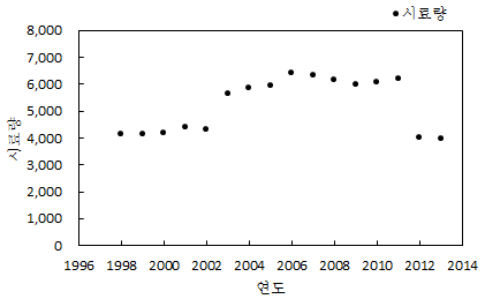


Fig. 2. Variation by Year on Sample Quantity.

기존 프로그램의 심화를 위한 노력이 필요하다. 이를 위해 프로그램의 다양화로

감시 기능을 강화하고, 감시 매체별 분석 핵종의 다양화 및 측정 고도화가 필요하다. 특히 현재 미미한 부분인 화학적 전처리가 따르는 일부 핵종분석은 차후 보완되어야 할 부분이다. 더불어 이를 수행하기 위해 신규계측장비의 도입 및 확충, 정기적인 전문 교육프로그램을 개발하여 질적·양적 성장을 계속 이어 나가야 할 것으로 사료된다.

3. 결론

지난 50여 년간 수행되어 온 전국토 환경방사능조사사업은 국내외 사건·사고와 국민적 요구의 증대로 감시망이 대폭 확대되었으며 첨단 무인시스템의 도입, 정밀 계측장비의 확충, 교차분석 및 교육·연구를 통한 품질 신뢰도 향상을 통해 국내의 방사선환경안전 확립에 이바지하였다. 하지만 방사능 오염에 대한 국민적 관심과 안전성에 대한 요구는 앞으로 더욱 더 부각될 것임에 틀림없다. 따라서 본 논문에서 살펴본 내용을 바탕으로 현재 감시체계를 강화해 나간다면 한 단계 더 발전된 환경방사능 감시강화 시스템이 구축 될 것이다.

4. 참고문헌

[1] 노병환, 우리나라의 환경 방사능 감시 기술, 원자력산업, Vol. 6, pp. 13-22, 1998.

[2] 한국원자력안전기술원 방사선환경평가실원, 국가환경방사능감시 40년, 과학기술부, 2005.

[3] 국가환경방사능자료관리시스템, 한국원자력안전기술원, http://clean.kins.re.kr

[4] 윤주용 외, 전국환경방사능조사, 한국원자력안전기술원, KINS/ER-028, Vol. 44, 2012.

환경방사능감시프로그램 중 강수 전베타 방사능농도에 관한 고찰

박지영[1], 유동한[1], 이해영[2*]
[1]울산과학기술대학교, 울산광역시 울주군 언양읍 유니스트길 50
[2]경북대학교 방사선과학연구소, 대구광역시 북구 대학로 80
*lhy77y@hotmail.com

1. 서론

환경방사능을 측정하는 목적은 국내외 원자력 및 방사선사고 등 방사능 이상사태를 조기에 탐지하여 필요할 경우 적절한 국민 보호 조치를 시행할 수 있도록 하는 전초 역할 및 정보 제공이다.[1]
국내환경방사능 감시의 태동은 60년대 지상 핵실험이 빈번했던 시기로부터 비롯되었으며 이후 국.내외 크고 작은 원자력사고를 계기로 감시활동의 강화와 변화를 거쳤다. 특히 2011년 후쿠시마 사고 이후 생활환경에서 방사능오염에 대한 국민들의 관심 고조와 더불어 원자력에 대한 지식수준도 높아지고 있는 실정이다. 또한 계측기의 발달과 IT와의 결합으로 실시간 방사능 감시 장비들이 개발되고, 이상 유무판단을 넘어 정확한 측정을 요구하고 있는 추세이다. 이에 현재 국내 환경방사능감시프로그램 중 리터당 방사능농도(mBq/L)로 계산하고 있는 강수 전베타에 대한 재고찰이 필요할 때이다.

2. 본론

2.1 전베타 방사능 측정

우리나라는 원자력안전법에 근거하여 전국토 환경방사선/능 준위변동에 대한 일상적인 감시를 한국원자력안전기술원(KINS)에서 수행하고 있다. 이를 위해 KINS에서는 중앙방사능측정소, 지방방사능측정소 그리고 간이측정소로 구분하여 감시 프로그램을 구성.운영 중에 있다. 그 중 전베타 방사능 측정법은 측정방법이 단순하고, 신속하게 측정할 수 있어 환경방사능 감시프로그램에서 1. 추가적인 정밀핵종분석여부를 판단하기 위한 기초자료, 2. 법령 및 고시 등에 규정된 기준준위 초과 여부를 판단하기 위한 기초자료, 3. 측정대상의 방사능준위에 대한 시간적 또는 공간적인 변동경향의 감시, 4. 개략적인 환경방사능 변동추세 정보 등을 신속하게 일반 국민에게 제공하는 목적으로 오래전부터 유용하게 사용해온 방법이다.

2.2 강수 전베타 감시

2007년도 이후 대기방사능자동감시망 구축으로 인해 강수/낙진에 대한 전베타 방사능 감시 기능이 줄어들었으나 강수의 경우 공기부유진이나 낙진보다 상대적으로 지상에 쉽게 방사성물질이 함유되어 도달할 수 있어 지금까지도 방사능영향판단을 위한 중요한 시료로 활용되고 있다.[4] 하지만 지금까지 알려진 것처럼 강수 전베타 방사능 농도(mBq/L)가 계절, 강수량, 먼지농도 등 환경요인으로부터 영향을 받는다는 연구결과가 있어[4],[5] 현재의 감시프로그램의 목적인 Screening 에는 문제가 없으나 일반 국민에게 정확한 방사능 수치제공을 위한 측면에서는 고찰이 필요하다. 따라서 2009년도부터 2013년까지 대구지방 방사능측정소의 강수 전베타 시료에 대해 방사능 농도 재평가를 실시하였다.

2.3 방법 및 결과

2009 ~ 2013년까지 강수 전베타 시료채집은 매 강우 시(혹은 강설 시)마다 실시하고, 최소 100 mL ~ 최대 1,000 mL까지 수거하였다. 48 시간 이내의 전처리 과정을 거쳐 Low Background α/β Counter(Series 5 XLB, Oxford)장비를 이용하여 계측하였다. Fig. 1은 지난 5 년간의 리터당 방사능농도(mBq/L)로 계산된 강수 전베타의 방사능농도 값을 보여주고 있다.

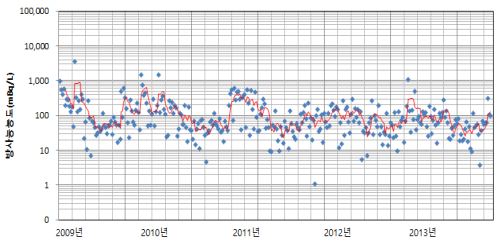


Fig. 1. Gross Beta radioactivity of the precipitation by past 5 years.

Fig. 1에서와 같이 강수 전베타의 농도 변화는 U자의 변동추이를 보이고 있다. 이는 앞서 언급한

것처럼 환경(계절, 강수량 등)요인에 따른 것이다. 이에 따라 변동 폭 및 연중 최소(1.05 mBq/L), 최대(3,560 mBq/L)값이 큰 차이를 갖게 된다. 이를 바탕으로 채집량(L), 강수시료의 먼지농도(mg/L)에 따른 전베타 방사능 농도(mBq/L) 관계를 각각 분석하고, 채집량(L)과 먼지의 전베타 농도(mBq/mg)의 관계도 분석하였다. 분석결과 아래 그림에서처럼 채집량이 많아질수록 방사능농도는 감소하였고 (Fig. 2), 강수시료의 먼지농도가 증가하면 방사능 농도도 증가하는 상관관계를 알 수 있었다.(R^2 = 0.87, Fig. 3) 그러나 채집량의 변화에 따른 먼지의 전베타 방사능 농도는 거의 일정하게 나타났다 (Fig. 4). 최댓값인 3,560 mBq/L을 기준으로 기존의 리터당 방사능농도로 보면 5년간의 평균값인 139 ± 261 mBq/L 를 크게 초과하는 값으로 보여 진다. 그러나 채집량(0.14 L), 강수시료의 먼지농도(1,190 mg/L), 먼지의 방사능 농도(2.99 mBq/mg) 등과 비교해 보면 적은 채집량과 시료에 포함된 높은 먼지농도로 인해 강수시료의 방사능이 과대평가 되었음을 알 수 있으며 그 최댓값은 5년간 평균 먼지의 방사능 농도(mBq/mg)인 3.10 ± 2.17 mBq/mg 과 비슷한 수준임을 확인 할 수 있었다.

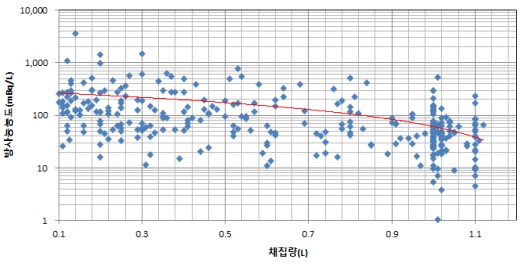


Fig. 2. Relationship of Gross Beta radioactivity with amounts of precipitation.

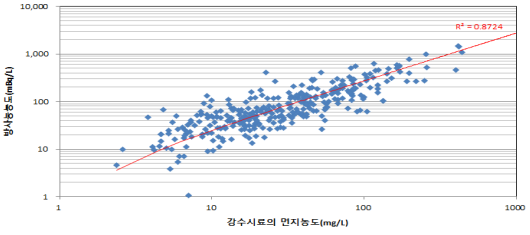


Fig. 3. Correlation between Gross Beta radioactivity and concentration of dust in samples.

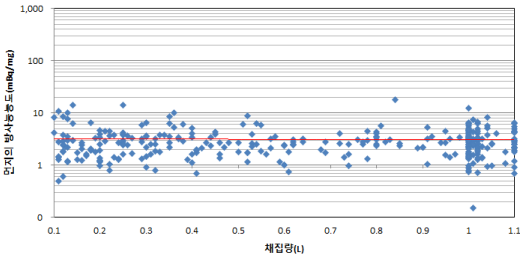


Fig. 4. Correlation between Gross Beta Radioactivity of dust and amounts of precipitation.

3. 결론

본 논문을 통해 먼지의 방사능농도(mBq/mg)는 환경요인 및 채집량(L)에 영향을 받지 않는 것을 확인할 수 있었다. 따라서 기존의 리터당 방사능농도(mBq/L)는 채집량의 변화에 따라 과대/과소평가 될 가능성이 있음을 Fig. 5에서처럼 확인할 수 있었다. 따라서 환경방사능 감시의 목적에 부합하고 더 나아가 국민들에게 정확한 정보제공을 위한 방안을 모색하여 기존의 환경방사능 감시 프로그램에 반영해야 할 것이다.

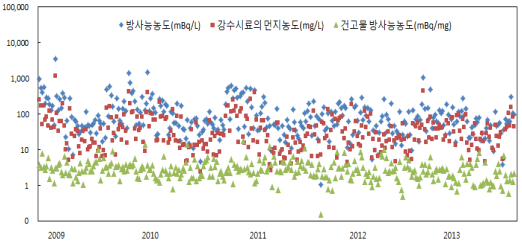


Fig. 5. Gross Beta Radioactivity of the precipitation, concentration of dust in samples, and dust.

4. 참고문헌

[1] 노병환, 우리나라의 환경 방사능 감시 기술, 원자력산업, Vol. 6, pp. 13-22, 1998.

[2] 윤주용 외, 전국환경방사능조사, 한국원자력안전기술원, KINS/ER-028, Vol. 44, 2012.

[3] 이동명 외, 전국환경방사능조사, 한국원자력안전기술원, KINS/ER-028, Vol. 40, 2008.

[4] 노병환 외, 전국환경방사능조사, 한국원자력안전기술원, KINS/ER-028, Vol. 33, 2001.

[5] 이상민, 강수량과 낙진 및 강수 전베타 방사능농도 상관분석, 경희대학교, 석사학위논문, 2005.

선량률 분광분석법의 소개 및 현장분석 적용에 관한 연구

지영용*, 정근호, 김창종, 장미, 강문자, 최상도, 최근식
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yyji@kaeri.re.kr

1. 서론

선량률 분광분석법[1, 2]이란 검출기로부터의 측정 결과가 일반적인 계수율에 대한 에너지스펙트럼이 아니라 선량률에 대한 에너지스펙트럼으로 구현되도록 알고리즘화된 방법으로 연구원에서 자체 개발된 분광분석법이다. 이는 일반적인 감마선분광분석법의 계수율에 대한 에너지스펙트럼에서 측정된 전에너지 흡수 피크의 계수율과 계수효율로부터 개별 핵종의 방사능을 계산하는 것과 유사한 방법으로 선량률에 대한 에너지스펙트럼에서 전에너지 흡수 피크에 해당되는 선량률과 해당 피크의 PTT(Peak-To-Total ratio)로부터 개별 핵종의 선량률을 계산하는 방법이다. 뿐만 아니라, 선량률에 대한 에너지스펙트럼에서 전 영역을 적분하면 검출기로 측정된 총선량률을 확인할 수 있어, 검출된 인공핵종과 자연핵종들에 대한 개별 선량률과 모든 핵종들을 포함한 총선량률을 동시에 확인할 수 있는 유용한 방법이다.

현장분석에서의 효용성을 확대하고자 선량률 분광분석법으로 방사능 계산에 대한 가능성을 확인하고자 하였으며, 이는 주어진 측정환경에서 계산된 개별 핵종의 선량률은 해당 핵종의 방사능에 직접 비례한다는 간단한 원리로 시작하였다. 기존의 DTC(Dose-To-Curie) 변환 방법[3, 4]은 방사성물질로부터의 선량률을 측정하여 그로부터 감마핵종의 방사능을 분석해 내는 간단한 방법이지만 방사성물질 내 감마핵종들의 공간적인 분포와 선량률에 기여하는 감마핵종들의 존재비에 대한 평가에서 기인하는 큰 오차로 인해 그 사용이 제한되어 왔다. 따라서 본 연구에서는 선량률 분광분석을 도입하여 DTC 변환 방법이 가지고 있던 많은 사용상의 제한과 가정들을 해결함으로써 해당 방법의 정확성을 향상하고자 하였다.

2. 본론

2.1 선량률 분광분석법

Fig. 1에 일반적인 계수율에 대한 에너지스펙트럼에서 측정된 계수율에 검출기 반응함수에 의존하는 선량률 변환인자인 G(E) 인자(μR/h/cps)를 연산함으로써 변환된 선량률 분광분석법의 절차를 도식화 하였다.

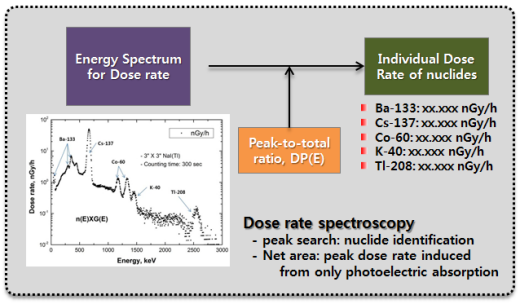


Fig. 1. The dose rate spectroscopy converted from the energy spectrum for counts by multiplying a G-factor.

2.2 DTC 변환 방법

기존 DTC 방법이 가지고 있었던 가장 큰 문제점은 방사성물질 내 감마핵종들의 상대적 존재비의 합리적인 측정 여부이며, 이를 위해 대표시료 채취를 통한 분석 또는 폐기물의 이력조사 등을 통한 유추로부터 존재비를 계산하기 때문에 사용상의 제한과 여러 가정들을 내포하고 있었다. 그러나 선량률 분광분석법으로부터 개별 핵종의 선량률을 직접 계산할 수 있다면, DTC 변환 방법은 아래 식 (1)과 같이 간단히 방사능을 계산해 낼 수 있다. 이는 기존 DTC 방법이 가지고 있었던 큰 오차항 하나를 제거할 수 있으므로 더욱더 향상된 결과를 가질 것으로 예상된다.

$$A_i = \frac{\dot{X}_i}{d_i} \qquad (1)$$

여기서, A_i는 개별 감마핵종에 대한 방사능, X_i는 개별 감마핵종의 선량률, 그리고 d_i는 각 핵종들에 대한 단위 방사능당 선량률 (mR/h/mCi)로써 Monte Carlo 시뮬레이션 등의 이론적인 계산과정을 통해 얻어진다.

2.3 방사성물질 분석 적용

Fig 2와 같이 ^{57}Co, ^{60}Co 및 ^{137}Cs 등의 점선원

을 블랭크 시료 내 임의로 위치시킴으로써 가상의 방사성물질을 가정하였다. 이를 NaI(Tl) 검출기를 이용하여 선량률 분광분석법을 구현하였다. 이를 위해 사전에 해당 검출기의 G(E) 인자와 선량률 분광분석에서의 PTT를 MCNP 코드를 이용해 구하였다. 점선원의 위치에 대한 기하학적 평균값을 내기 위해서, 전후 양방향에서 측정이 이루어져 기하평균 하였다.

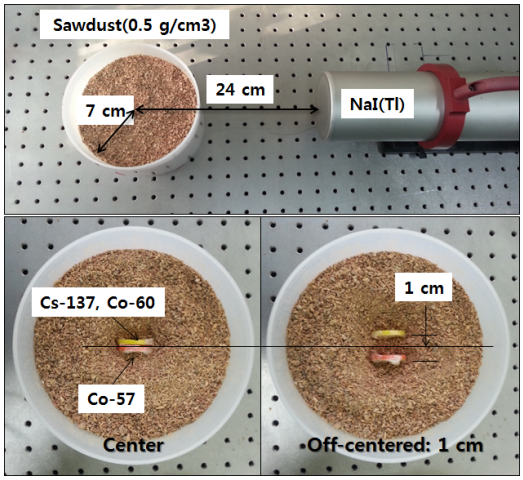


Fig. 2. Application of modified DTC conversion method to the assay of the radioactive material.

식 (1)과 같이 선량률 분광분석법으로 계산된 개별 핵종들의 선량률 값을 해당 핵종들의 단위 방사능당 선량률 값으로 나눔으로써 핵종별 방사능 값을 얻었다. 이때 단위 방사능당 선량률 값은 Fig. 2와 같은 기하하적 배열에서 모든 점선원이 중심에 있다는 가정 하에 MCNP 코드를 이용하여 계산하였다. 최종 핵종별 방사능 값을 해당 표준 점선원의 이론적 값과 비교함으로써 그 측정의 정확성을 평가하였으며, 점선원이 중심에서 벗어난 정도를 5 cm까지 변화시켰을 때, 모두 10% 이하의 차이를 보이는 등 우수한 결과를 얻을 수 있었다.

3. 결론

자체 개발된 선량률 분광분석법을 이용하여 방사선 검출기로부터의 총선량률 및 검출된 방사성핵종에 대한 개별 선량률을 계산하는 방법을 정립하였다. 그리고 이를 기존의 DTC 변환 방법에 적용함으로써 그 사용이 제한되어 왔던 기존 DTC 방법에 대한 측정 오차를 크게 줄일 수 있었다.

4. 참고문헌

[1] Y.Y. Ji et al., "Determination of Individual Exposure Rate for Each Gamma Nuclide Using the Exposure Rate Spectroscopy", patent application number: 10-2012-0153544.

[2] Y.Y. Ji et al., "Feasibility on the Spectrometric Determination of the Individual Dose Rate for Detected Gamma Nuclides Using the Dose Rate Spectroscopy", Radiation Physics and Chemistry, 97, pp. 172-177, 2014.

[3] Y.Y. Ji et al., "Application of the dose conversion factor for a NaI(Tl) detector to the radwaste drum assay", Radiation Measurement, vol. 46, 503-509, 2011.

[4] IAEA, "Strategy and methodology for radioactive waste characterization", TECDOC-1537, 2007.

토양 중 방사성핵종밀도와 공간감마선량 경향 분석

황호경, 맹성진, 이상훈*
경북대학교, 대구광역시 북구 대학로 80
*lee@knu.ac.kr

1. 서론

현재 한국원자력안전기술원에서는 전국 환경방사능 측정소와 간이방사능측정소등 총 122개의 유무인 감시소를 운영하고 있다. 모든 자료들은 실시간으로 웹상에 공개되고 있으며 전국의 공간감마선량 값들은 각각 차이가 있다.
본 연구에서는 전국 공간감마선량 중 전국 평균보다 특별히 높은 세지점과 낮은 세지점 그리고 일변화에 따라 공간감마선량 값이 변하는 3개 지점의 토양 시료를 채취하여 HPGe를 이용하여 토양 중 방사성 핵종을 분석하였다.

2. 본론

2.1 시료채취지점

대상 토양시료는 전국 공간감마선량 평균보다 높은 세지점인 인천 영종도, 대전 유성구, 서울 관악구와 낮은 세지점 전남 여수, 진도, 경북 청송에서 시료를 채취하였다. 또한 일변화에 따른 패턴을 보이는 곳으로는 서울의 중랑구와 강원도 동해, 경북 청송에서 시료를 채취하였다. 경북 청송의 경우는 선량값이 낮은 지점과 일변화에 따른 패턴이 있는 지점의 시료로 모두 선택 되었다.
각 지역의 지방 측정소나 간이 측정소가 설치되어 있는 토양을 채취하였으며 심도 5 cm의 표층토를 2 kg 채취하였다.



Fig. 1. Sampling points.

2.2 전처리 및 계측방법

토양 시료를 등온건조기에서 100℃로 2 일 건조를 시키고 5 mm채로 쳐서 마리넬리비커에 담는다. 마리넬리비커를 실리콘으로 밀폐하고 나서 라돈의 방출을 막아 라돈 자핵종들을 방사평형시킨다.
방사평형이 이루어진 다음 HPGe를 이용하여 24시간(86,000초)계측을 하여 분석하였다.

2.3 결과 및 분석

전국 10개 지점의 토양시료를 HPGe를 이용하여 계측한 결과 U-238계열과 Th-232계열의 자핵종인 Pb-214와 Pb-212 단일붕괴핵종인 K-40의 방사능을 계측한 결과 아래 Table 1과 같다.
토양시료를 채취한 측정소의 시간당 공간감마선량률과 비교하면 K-40, Pb-214와 Pb-212, 토양에 존재하는 모든 방사성물질의 방사능의 전체 값인 grand total 값에 따라 공간감마선량이 증가하는 것을 볼 수 있다. 각 지역마다 기반암의 성분이 다르기 때문에 지역마다 K-40, U-238계열, Th-232 계열이 grand total값에 차지하는 비중이 다르다.

Table 1. Environmental radioactivity concentration in soil [* :일변화에 따른 공간감마선량변화 지점]

지역 \ 핵종	^{212}Pb [Bq/kg-dry]	^{214}Pb [Bq/kg-dry]	^{40}K [Bq/kg-dry]	grand total [Bq/kg-dry]	공간감마선량 [nSv/h]
관악구 (서울)	109.2	28.81	953.8	2502	163
동해*	81.74	61.45	589.9	1661	82
한양대	89.11	32.57	1456	2381	106
안양	68.58	28.42	954.8	1828	124
여수	51.51	33.7	503.5	1522	88
영종도	369.4	120.7	1351	5707	234
유성구	118.7	92.31	1312	3219	175
중랑구* (서울)	78.8	45.49	1312	2648	136
진도	61.67	29.94	940.6	1781	92
청송*	52.94	36.27	976.8	2263	90

일변화에 따른 공간감마선량의 변화는 지표의 가열과 냉각에 의한 역전층이 형성되면서 지각에서 기인한 라돈과 라돈의 자핵종들에 의한 현상으로 추

측할 수 있다. 일변화에 따른 공간감마선량값이 변하는 중랑구, 동해, 청송의 토양시료에서의 라돈 자핵종인 Pb-212와 Pb-214와 grand total의 비를 구하여 다른 지역의 값과 비교하였지만 특별한 결과는 나오지 않았다. 이는 토양에서 기반하는 라돈의 농도와 그 자핵종들의 대기중 농도보다 각 지역의 지형과 구조물에 의한 영향과 기상요소에 의한 대기의 순환에 의해 더 큰 영향을 받는 것으로 보인다.

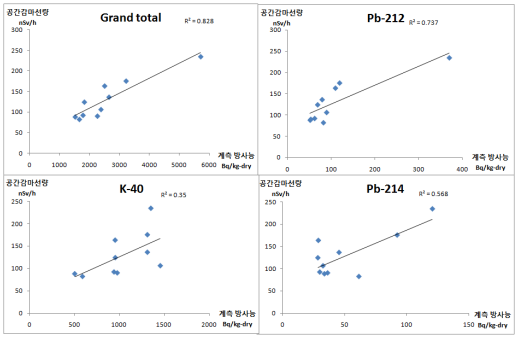


Fig. 2. Correlation between environmental radioactive nuclide and spatial gamma dose.

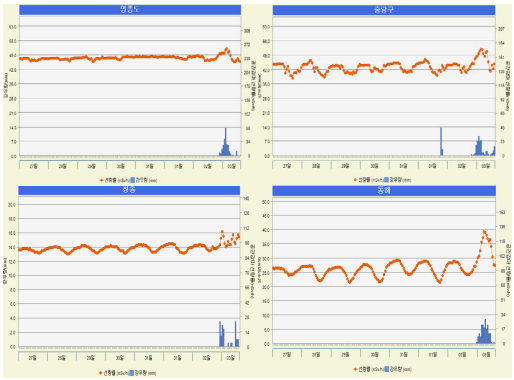


Fig. 3. spatial gamma dose according to the diurnal change(Youngjongdo, Jungnang-gu, Cheongsong, Donghae).

영종도의 경우를 보면 타 지역에 비교하여 1.5~3배의 공간감마선량값을 보인다. 이는 영종도의 인천국제공항건설로 인한 부지 확장공사를 위해 산이나 심도가 깊은 흙을 사용하기 때문에 U-238계열과 Th-232계열의 방사성핵종이 표층토양에 상대적으로 많이 노출되었기 때문으로 보인다.

3. 결론

지역에 따른 공간감마선량의 차이는 지역간 기반암의 특성이 다르기 때문에 K-40과 U-238계열, Th-232계열의 함유량에 따라 다르게 나타났다.
일변화에 의한 공간감마선량의 변화는 지역의 라돈과 라돈자핵종들의 대기 중 농도 보다는 역전층의 형성에 의해 결정되는 것으로 보인다. 따라서 공간감마선량값은 자연환경적인요인과 인공 구조물등에 의한 인위적인요인이 함께 작용하는 것으로 보인다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육부와 한국연구재단의 지역혁신인력양성사업(2012H1B8A2026280)으로 수행된 연구결과임

5. 참고문헌

[1] 원자력안전기술원, 방사선 안전규제 기술 개발, 국민 방사선 위해도 평가, KINS/GR-300
[2] 원자력안전기술원, 2013 전국 환경방사능 조사 보고서
[3] 한국방사성폐기물학회, 방사성폐기물학회지, Journal of Nuclear Fuel Cycle and Waste Technology, Vol 12, No 2, pp.97-105,2014

월성원전 주변 삼중수소 농도 측정값을 이용한 XOQDOQ 전산코드의 부지 적용성 검토

이갑복[1*], 양양희[1], 손 욱[1], 김주열[2]
[1]한수원중앙연구원, 대전시 유성구 유성대로 1312번길 70
[2](주)미래와도전, 서울시 관악구 신림동 산56-1 서울대학교 135동 306호
*gblee@khnp.co.kr

1. 서론

국내 원전 주변주민의 방사선량 평가를 위해 방사성 물질의 대기확산인자를 Gaussian plume model의 하나인 XOQDOQ 전산코드[1]를 사용하여 계산하고 있다.

대부분의 국가에서 대기확산 평가에 Gaussian plume 모델을 기본 모델로 사용하고 있으며, 복잡지형의 경우 모델 적용성을 검토할 것을 권고하고 있다[2,3].

월성1호기 계속운전을 위한 방사선 환경영향평가 시에도 XOQDOQ 전산코드를 이용하였으며, IAEA는 월성1호기 계속운전에 대한 안전성 점검(SALTO(Safe Long Term Operation) Peer Review) 과정에서 다음 사항을 권고하였다.

○ 개선권고사항 F-1 : 월성 인근 복잡한 지형에 대한 XOQDOQ 코드 적용 가능성을 검토하고, XOQDOQ 코드가 적용 가능하지 않는 경우, 적용 가능한 다른 모델을 사용해야 한다.

상기의 권고사항 이행을 위해 월성원전 주변 공기 및 식물체 삼중수소 농도 측정값과 XOQDOQ 결과를 비교하여, 동 전산코드의 방사선 안전여유도(보수성)과 원전으로부터 배출된 방사능의 농도 측정값과의 상관성을 확인함으로써 XOQDOQ 코드의 부지 적용성을 검토하였다.

2. 본론

2.1 분석방법 및 항목

월성원전에서는 원전 가동에 따른 방사선 환경감시를 위해 정기적으로 환경시료를 채취하여 매월 2회 공기중 삼중수소 농도를 측정하고 있다.

본 연구에서는 월성원전에서 측정한 공기중 삼중수소 농도 측정값의 월 평균값을 사용하였으며, 통계적 유의성을 위해 MDA (Minimum Detectable Activity) 미만의 수치는 평가 대상에서 제외하였다.

평가기간은 최근 3년(2010년 ~ 2012년)으로 하였으며, 14개의 공기중 삼중수소 농도 측정지점 중, 평가기간 동안 연속적인 측정값이 존재하는 5개 지점을 선정하여 XOQDOQ 계산값과 농도 측정값을 비교하였다(Table 1 참조)

Table 1. Overview of XOQDOQ Modeling

	내용
코드	K-DOSE60 내의 XOQDOQ 코드
지점	• 폐기물저장고(NNW, 0.5km) • 직원사택(SSW, 2km), • 부지경계(남) (N, 1.1km), • 상봉(NNE, 2km), • 경주(NW, 22.3km)
기간	2010년 1월 1일~2012년 12월 31일
방출량	월성 1~4호기 HTO 방출량

OriginPro 프로그램의 상관계수 분석 기능을 이용하여 평가결과의 통계적 유의성과 측정값과의 상관성을 평가하였다.

상관계수는 -1 ~ 1 사이의 값을 가지며, 1 또는 -1에 가까울수록 두 자료의 상관관계가 커짐을 의미한다. 상관계수가 양수일 경우에는 두 자료의 추세가 같은 방향으로 이동하는 것을 의미하며, 음수일 경우에는 반대 방향으로 움직이는 것을 의미한다.

비모수적 특성을 갖는 환경자료를 고려하여 Spearman's rank 상관계수를 적용하였으며, 유의수준 0.05에서 두 결과의 추세가 일치하는지를 판별하였다.

2.2 분석결과

앞에서 언급한 5개 지점 중 거리별로 3개 지점(폐기물저장고, 부지경계(남), 경주)을 선정하여 XOQDOQ 결과와 공기중 삼중수소 농도 측정값을 비교하여 Fig. 1에 제시하였다.

XOQDOQ 계산결과가 측정값에 비해 약 10 ~ 100배 이상 높게 나타났다. 이는 XOQDOQ 평가가 충분한 안

전 여유도를 확보하고 있음을 의미한다. 다른 지점에 비해 폐기물저장고에서 계산값과 측정값이 더 큰 큰 차이를 보였는데, 이는 XOQDOQ 평가 시 건물의 와류 효과를 고려하지 않아 원자로 건물과 가장 인접한 곳에 위치한 폐기물저장고에서 더 보수적인 결과가 산출된 것으로 판단된다.

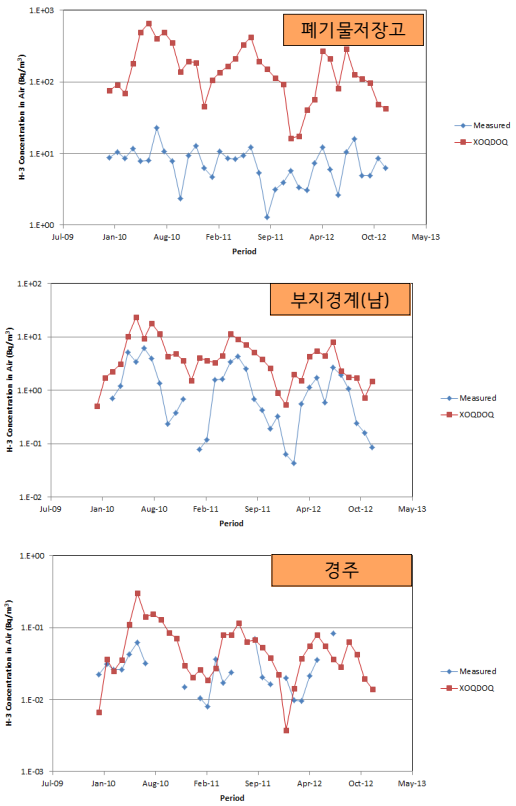


Fig. 1. XOQDOQ vs. Measured concentration in air.

Table 2에 통계적 유의성 평가 결과를 정리하여 제시하였다.

모든 평가지점의 상관계수가 양수로 산출되었으며, 이는 두 자료의 추세가 동일한 방향으로 이동함을 의미한다. 또한 유의수준 0.05에서 상관관계를 판별한 결과, 직원사택을 제외한 4개 지점에서 상관관계가 있는 것으로 평가되었다. 따라서 XOQDOQ 평가 결과는 농도 측정값과 추세가 잘 일치하는 것으로 확인되었다.

Table 2. Statistical significance of XOQDOQ vs. measured concentration in air

지점	Spearman Corr.	표준 편차	상관 관계
폐기물 저장고	0.46502	0.00427	O
직원사택	0.1533	0.37205	X
부지경계 (남)	0.73897	9.06E-07	O
상봉	0.83243	3.09E-10	O
경주	0.48052	0.0236	O

3. 결론

월성1호기 계속운전 IAEA Peer Review 권고사항을 이행하기 위해 XOQDOQ 대기확산 평가 코드의 부지 적용성 검토를 수행하였다.

XOQDOQ 코드를 이용한 평가 결과가 측정값에 비해 10 ~ 100배 높게 나타났으며, 일부 지점을 제외하고 측정값과 통계적으로 유의성을 갖는 범위에서 추세가 일치하는 상관관계를 보였다.

따라서, XOQDOQ 평가 결과가 복잡지형을 고려하지 않음에도 불구하고 정성적으로 우수하게 평가하는 것을 확인하였다. 즉 XOQDOQ의 충분한 안전여유도와 계산값 및 측정값의 추세 상관성을 종합하여 고려한 결과 월성원전 정상가동시 방사선 영향평가에 XOQDOQ 모델을 적용하는 것은 적절한 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] US NRC, NUREG/CR-2919, "XOQDOQ : Computer Program for the Meteorological Evaluation of Routine Effluent Releases at Nuclear Power Stations" (1982).

[2] IAEA, Safety Standard Series No. NS-G-3.2, "Dispersion of Radioactive Material in Air and Water and Consideration of Population Distribution in Site Evaluation for Nuclear Power Plants" (2002).

[3] US NRC, Regulatory Guide 1.111 Rev.1, "Methods for Estimating Atmospheric Transport and Dispersion of Gaseous Effluents in Routine Releases from Light-water-cooled Reactors" (197).

원자력연구시설 환경평가코드용 방사선원항 산출방안 검토

이관엽*, 이해초, 김봉석, 최평규
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
gylee@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설에서 방사선비상이 발생하면 방사선비상대응조직이 발족되어 사고수습을 위한 대응활동을 수행한다. 대응활동이 진행되면 원자력시설 상태와 환경영향에 대한 확인 및 실측된 정보들이 입수되며, 방사선비상대응조직은 이들 정보에 근거하여 사고완화조치는 물론 주민보호조치를 이행한다. 그러나 사고발생 초기에는 실측 및 확인된 정보가 부족하고 사고시설과 무관한 주민들은 위험한 상황에 처해 있을 수 있기 때문에 예측정보에 기초한 주민보호조치 의사결정 및 이행이 신속히 이루어져야 한다. 많은 사고경험에서 보듯이 초기대응이 적절하지 못하면 그 피해는 매우 심각할 수 있다. 본 논문에서는 한국원자력연구원이 운영하는 주요 원자력연구시설에서의 사고시, 환경영향평가의 입력 자료가 되는 방사선원항을 산출하기 위해 검토한 사항을 제시하였다.

2. 본론

2.1 방사선원항 산출식

방사선원항은 어떠한 원자력시설에서 사고가 발생하였을 경우, 환경으로 배출되는 방사성핵종별 배출량 또는 배출율로 정의되며, 다음 식 (1)에 따라 산출할 수 있다.

$$S_{ij} = I_i \times ARF_{ij} \times \prod_k RDF_{ik} \times LF_j \qquad (1)$$

여기서, S_{ij}는 사고조건 j로 인해 배출되는 방사성핵종 i의 총량, I_i는 방사성핵종 i의 재고량, ARF_{ij}는 사고조건 j에서 누출(휘발)되는 방사성핵종 i의 분율, RDF_{ik}는 저감메카니즘 k로 인한 방사성핵종 i의 저감인자, LF_j는 사고조건 j에서의 환경(시설밖) 배출분율이다.

2.2 원자력시설별 방사선원항 산출자료 정의

한국원자력연구원이 운영하는 원자력연구시설은 연구용원자로를 비롯하여 다양하다. 각 시설마다 사고 잠재력을 가진 물질의 특성과 사고의 특성이 다르므로 시설별로 정의하였다. 본 논문에서 고려한 시설은 연구용원자로, 연구로핵연료 가공시설, 연구 및 시험목적의 사용후핵연료처리시설이다. 각 시설별 방사선원항 산출 검토사항은 다음과 같다.

2.2.1 연구용원자로

연구용원자로에서 고려할 수 있는 최대 사고발생원은 원자로심이다. 원자로심에는 원자로 가동중 지속적으로 핵분열생성물이 생성된다. 따라서 평상시 운전조건 하에서 원자로가 정지되는 시점까지 생성되는 핵분열생성물을 ORIGEN2 코드로 계산한다. 사고시 환경으로 방출되는 핵종은 TID-14844, NUREG-0654, IAEA SS-53에 근거하여 Xe, Kr 100%, I, Br 40%, Cs, Rb 30%를 고려한다. ORIGEN2 코드로 계산하면 많은 핵분열생성물이 생성되나 반감기가 수초 이내인 핵종이 많기 때문에 1시간 붕괴 후 존재하는 핵종만을 고려한다. 연구로의 경우 수조내에 위치하고 있어 입자성 핵종은 수조수의 제염효과로 인해 3m당 1/10로 감소되므로 이를 고려한다. 수조수를 벗어난 핵종은 수조상부와 연계된 RCI 환기계통으로 배출되는데, 이때 해파 및/또는 차콜필터를 경유하므로 각 필터의 포집효율 99.97% 및 99.825%을 저감인자로 고려한다. RCI 환기계통은 원자로수조 상부에서 바로 공기를 흡입하여 배출하므로 이 계통이 가동되는 동안 환경배출비율은 100%이다. 그러나 환기계통이 정지될 경우에는 원자로실 체적으로 확산된 핵종이, 각 사고조건하에서 고려할 수 있는 건물누설율인 0.1%/day, 1%/day, 10%/day 등으로 건물 밖으로 배출된다. 원자로심 사고시 배출되는 핵종은 방사능붕괴에 의해 공간 존재비율이 지속적으로 변하겠지만, 환경평가용 코드의 방사선원항 산출모듈은 사고초기 긴급평가시만 적용할 것이므로 붕괴 효과를 고려하지 않는다.

2.2.2 연구로핵연료 가공시설

연구로핵연료 가공시설의 핵연료 가공공정은 발전용원자로와는 매우 다르다. 발전용원자로의 핵연료

가공공정에는 UF_6가 위험요소로 고려되지만 연구용원자로 핵연료가공공정에는 UF_6가 없다. 따라서 임계사고를 제외하고는 화재, 폭발이 유일한 사고조건이다. 핵연료 가공시설에는 LEU, DU, NU 등 다양한 핵물질이 존재하며 각 형태 및 농축도별 동위원소분포가 다르므로 사고 핵물질의 종류에 따른 동위원소 비를 고려한다. 핵물질이 화재에 노출되거나 자연발화 등에 의해 연소될 경우 휘발율은 0.1%이므로 이를 고려한다. 이들 핵물질은 시설내 저장고에 위치하고 만일 화재가 발생하면 저장고 및 가공시설 공간체적에 확산될 것이다. 우라늄 화재는 단시간내 전개되지 않으므로 약 1시간 가량 우라늄 화재가 지속되는 것으로 고려한다. 즉 1 시간동안 연속적으로 사고핵물질에서 공기중 휘발이 발생할 것이다. 연구로가공시설의 환기계통은 약 7 분에 가공시설체적에 해당하는 공기를 배출할 수 있는 풍량을 가지고 있다. 이는 공간의 공기를 지속적으로 희석시키는 것을 의미한다. 공기의 배출이 사고핵물질의 배출과 1:1 상관관계를 가지 않으므로, 앞서 언급한 사고조건과 시설구조를 가정하여 MELCOR 코드로 공기중 휘발한 우라늄물질의 환기계통을 경유한 환경배출분율을 계산하면 다음 Fig. 1과 같다.

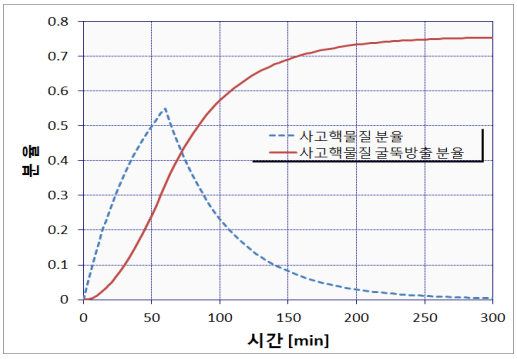


Fig. 1. Release Fraction.

위 그림을 분석하면 연구로핵연료가공시설에서는 환기계통이 지속되는 동안 1시간에 30%정도의 공기중 물질이 배출되며, 사고기간 동안 침적이 있을 것이므로 최대량은 76%를 넘지 않는다. 또한 환경배출량은 해파필터의 포집효율 99.97%로 저감된다. 환기계통을 가동하지 않을 경우 건물누설 특성은 원자로건물과 동일하다.

2.2.3 연구 및 시험목적 사용후핵연료처리시설

연구 및 시험목적의 사용후핵연료처리시설은 발전소 사용후핵연료 시험시설로서 오랜 냉각기간이 경과된 사용후핵연료 시편과 관련된 사고가 주요 대상이다. 이 경우도 실험장치 화재가 주요 사고원이 될 것이다. 오랜 냉각기간을 거친 사용후핵연료에는 사고시 누출될 수 있는 휘발성 핵종이 매우 제한적이다. 대표적인 핵종이 Kr-85, Cs-134, Cs-137이다. 그 외 핵종들은 대부분 소멸되어 고려할 가치가 없다. 이들 핵연료내 핵종의 재고량(INV)은 연소도(BURNUP)에 의존하여 변경될 수 있으므로 기준 재고량에 대해 다음의 연소도 보정식인 식 (2)로 재고량을 다시 산출한다.

$$INV_B = INV_I \times \frac{BURNUP_{ACTUAL}}{BURNUP_{ASSUMED}} \qquad (2)$$

사고시 공기중 휘발율은 화재에 의한 핵종별 분율을 적용하며, 굴뚝 배출에 대해서는 해파 및 차콜필터의 효율을 저감인자로 고려한다. 이 시설에서의 사고는 핫셀내의 사고로 국한되며 핫셀은 체적이 매우 작아 환기계통이 가동되는 동안은 휘발된 물질의 100%가 환경 배출된다고 고려한다. 그러나 건물누설의 경우는 시설이 매우 많은 공간으로 구획되어 있기 때문에 공간내 확산 및 누설이 다른 시설에 비해 복잡하게 전개될 것이다.

3. 결론

한국원자력연구원이 운영하는 원자력연구시설은 그 사고특성이 모두 달라 각 시설특성에 따른 방사선원항 산출 인자가 모두 다른 것을 알 수 있었다. 환기계통이 가동되는 경우도 연구로 및 핫셀시설과 핵연료가공시설의 배출특성이 다른 것을 알 수 있었다. 건물누설의 경우 단일 공간을 가진 시설과 여러 방들로 구성된 시설의 누설특성이 다르며, 방이 많은 시설은 보다 더 정밀한 분석이 필요함을 알 수 있었다. 본 논문에서 검토한 사항들은 구체적으로 수치화하여 환경평가 프로그램의 방사선원항 사출 모듈 구축에 활용할 예정이다.

4. 참고문헌

[1] Oak Ridge National Laboratory, RASCAL 3.0.3, pp. 2-1, 2002.

후쿠시마 사고 비상대응의 교훈 - 주민소개를 중심으로

손욱*, 이갑복, 양양희, 김일형
한수원중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*wsohn@khnp.co.kr

1. 서론

2011년에 일본 동북해역에서 지진이 발생하자 일본정부는 해일뿐만 아니라 해일에 의해 야기된 후쿠시마 원전사고의 위험으로부터 주민을 보호하기 위한 조치를 취했다. 평소 준비가 잘 갖추어져 계획대로 진행된 해일에 대한 대응과는 대조적으로, 원전사고에 대한 대응은 중대사고에 대한 준비가 미비하여 총체적 난맥상을 보였다. 본 논문에서는 일본의 후쿠시마 원전사고에 대한 비상대응을 주민소개를 중심으로 소개하고 그 교훈을 도출하는 것을 목적으로 하였다.

2. 본론

2.1 초기 방사선 비상대응 및 주민보호

2011년 3월 11일에 원전 반경 2 km지역에 처음 설정된 Restricted Area는 24 시간 후에는 20 km까지 확대되었다. 3월 15일에는 반경 20~30 km 지역이 Evacuation Prepared Area로 지정되어 옥내대피가 지시되었다가 4월 22일에 자발적 소개가 지시되었다. 같은 날, 20 km 반경 밖에서 높은 공간 선량률(>20 mSv/y)이 측정된 지역이 Deliberate Evacuation Area로 지정되고 한 달 내 소개가 지시되었다. 이때부터 일본정부는 20 mSv/y을 소개기준으로 삼기 시작하였으며, 6월에는 상기 기준에 따라 기존 소개지역 밖의 소위 Hot Spot 지역을 Specific Spots recommended for Evacuation으로 추가 지정하였다.

사고 영향을 받은 대부분의 지방당국은 소개 지시를 중앙정부에서 직접 받지 않고 TV 방송을 통해 알았는데, 이는 재해대응 및 의사결정 등을 담당해야 하는 Off-Site Center가 통신설비의 손상 및 근무인력의 불응소로 인해 기능하지 않자 총리

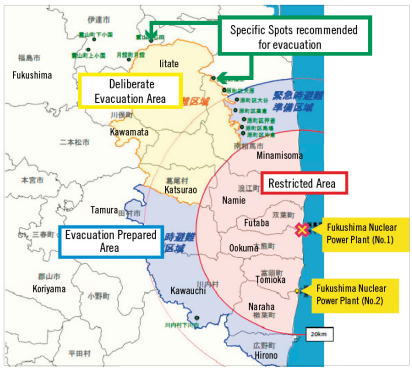


Fig. 1. Official Evacuation Zones prior to '11.9.30.

가 그 역할을 대신 수행하면서 소개 지시가 계획대로 전달되지 않았기 때문이다. 이러한 상황에서 지방당국은 중앙정부의 결정과는 독립적으로 스스로 소개에 대한 결정을 내려야 했다. 이때, 사고이전 소개 훈련이 주로 원전 종사자를 대상으로 1~3 km 반경내에서 이루어졌기 때문에 지방당국은 해당 주민 전체를 소개하는 준비가 전혀 되어있지 않았다. 이러한 상황에서 주민들은 자신의 차량으로 소개하여 도로의 교통체증을 유발하여 전체 소개절차가 지연되었다.

한편, 당국의 사고 관련 정보의 제공 지연으로 인해 주민의 혼란이 가중되었다. 당국은 주민이 가장 필요로 했던 방사능구름 이동경로 예측 결과를 처음에는 주민 우려를 이유로 제공하지 않다가 3월 23일 되어서야 공개하였다(미군에는 사고 3일 후에 바로 제공함). 그래서 원전에서 북서방향 31km에 위치한 방사능 구름의 예측된 이동경로 상의 Namie시에서 높은 공간선량률(330 μSv/hr)이 관측된 사실이 공개가 되지 않아 소개 주민이 해당 시로 이동하는 결과를 초래하였다(해당 마을에는 4월 22일에 소개 지시가 내려짐).

또한 일본정부는 제염처리 실시 필요 여부를 결정하는 외부오염 스크리닝 기준값을 완화하여 비난을 받았는데, 후쿠시마 당국은 기준값을 당초의 13,000 cpm에서 사고 발생 이틀 후에 약 8배인 100,000 cpm으로 높임으로써 100,000 cmp 이하로 측정된 주민에게 체계적인 전신 제염이 시행되지 못했다. 또한 주민 의료 방호와 관련하여 관계 당국간 불협화음 및 소통부재로 인해 주민보호 실시의 효과가 현저히 떨어지기도 했다. 일본 정부는 반경 20km의 Restricted Area내 주민에게 방사선

Table 1. Chronology of Government's evacuation orders

2011	Target	Orders	Name of the Zone
11 March	2 km radius from the station	Compulsory Evacuation (issued by the Fukushima prefectural government)	Restricted Zone
	3 km radius	Compulsory Evacuation	Restricted Zone
12 March	10 km radius	Compulsory Evacuation	Restricted Zone
	20 km radius	Compulsory Evacuation	Restricted Zone
15 March	Between 20–30 km	Shelter indoors	Evacuation Prepared Area
22 April	Between 20–30 km	Shelter indoors or evacuation by own means	Evacuation Prepared Area
	Areas with air radiation dose more than 20 mSv/year	Evacuation within 1 month	Deliberate Evacuation Area
16 June	Spots with air radiation dose of over 20 mSv/year	Recommended for Evacuation	Specific Spots Recommended for Evacuation
30 Sept.	Between 20–30 km	Lifting of the order to shelter indoors or evacuation by own means	Lifting of Evacuation Prepared Area

방호약품을 지급할 것을 권고하였으나 후쿠시마 당국은 소개가 완료되어 잔류 주민이 없다는 판단하에 해당 권고를 무시하였다. 또한, 원전에서 50 km 떨어진 Miharu시는 높은 방사선 수준을 예상하고 자체 판단에 따라 방호약품의 복용을 권고하기로 결정하였으나, 해당 결정을 통보받은 후쿠시마현 당국은 중앙정부로부터 관련 지시가 없었음을 이유로 약품 배급의 중단 및 회수를 지시하였다. 그러나 Miharu시는 현의 이러한 지시를 무시하고 방호약품의 배부를 강행했으며, 그 결과 Miharu시 주민을 제외한 모든 소개주민 및 후쿠시마현내 영향 받은 주민은 방호약품을 복용하지 않았다.

2.2 후기 방사선 비상대응 및 주민복귀

Table 2. Proposal on Reorganization of Evacuation Area

Area	Name	Threshold Radiation Dose (airborne)	Timing of Return
1	Areas for which evacuation orders are ready to be lifted	Less than 20 mSv/ year	Intensive decontamination and early return
2	Areas in which the residents are not permitted to live	Between 20-50 mSv/year	Evacuees cannot return for at least 2-3 years
3	Areas where it is expected that the residents will find it difficult to return to for a long time	More than 50 mSv/ year	Evacuees cannot return for at least 5 years

일본정부는 2011년 9월 31일에 Evacuation Prepared Area를 해제하였다. 그리고 다음 해 3월 31일에는 기존의 Restricted Area와 Deliberate Evacuation Area를 공간선량률에 따라 Table 2와 같이 3개 구역으로 재편하고, Area 1에 대해 우선적으로 주민을 복귀시키기로 결정하였으나 이 과정에서 다음과 같은 문제가 발생하였다.

- 주민복귀 가능 기준으로 ICRP 103 권고의 기존피폭상황의 참조준위범위(1~20 mSv/y)의 상한값을 채택한 것에 대한 우려(사고이전의 기준값(1 mSv/y)의 20배에 해당 및 타지역은 기존 기준값 계속 적용)
- 관련 지방자치단체의 상기 3개 구역으로의 분류로 인해 발생하는 정부 지원의 차등으로 인한 상호간 질투 및 반목
- 복귀 비용을 둘러싼 중앙정부와 지방정부간 책임 전가
- 복귀 지역에서 발생한 방사성폐기물의 현지 임시저장에 대한 우려(방사선 오염원의 존속)
- 오염지역 제염결과에 대한 불신 및 2차 액체폐기물 발생에 대한 우려

특히 복귀가능 기준값으로 20 mSv/y의 값을 적용하는 문제에 있어서, 그 대상이 성인뿐만 아니라 방사선에 취약한 어린이도 포함되기 때문에 후쿠시마현에서는 어린이와 원전 종사자가 같은 선량제한치를 적용받게 된다는 우려가 주민, 특히 학부모에 의해 제기되었다. 정부의 설명에 대해 회의적인 이들 학부모들은 스스로 인터넷 및 SNS 등을 통해 얻은 방사선 지식으로 정부의 설명 및 주장을 반박하기도 하였다.

한편 일본정부는 어린이의 야외활동에 대한 제한치로, 하루 8시간의 야외활동을 가정할 경우에 20 mSv/y에 해당하는 값인 3.8 μSv/hr을 제시하였다. 그러나 이는 하루 24시간의 야외활동을 가정한 값(2.28 μSv/hr)보다 1.5 μSv나 높은 값이며 타지역의 어린이의 제한치(0.11 μSv/hr)보다 약 30배나 높은 값으로 많은 논란을 야기하였다. 특기할 사항은, 이러한 논란이 일자 초기에 해당 제한치 수립에 관여했던 전문가가 당초의 입장을 바꿔 해당 기준은 받아들이기 어렵다고 주장함으로써 정부의 대국민 신뢰가 매우 크게 훼손되었다.

3. 결론

본 논문을 통하여 일본 정부의 후쿠시마 사고에 대한 비상대응과 관련하여 다음과 같은 교훈을 얻을 수 있었다. 첫째, 체르노빌 사고 때와 같이 일본정부는 사전에 마련되지 않은 주민보호조치 기준을 사고후에 임기응변식으로 수립하는 과정에서 많은 어려움을 겪었다. 둘째, 관련 정부 및 기관간 협조 및 명령체계의 미비로 필요한 정보가 제때에 제공되지 않아 주민들은 혼란과 정신적 고통을 겪어야 했다. 셋째, 주민복귀와 관련하여 복귀기준 및 제염기술 등 기술적인 문제의 해결과 함께 이해당사간의 이견 및 분쟁을 조정할 필요성이 제기되었다.

원전사고 비상대응의 성공적 수행을 위해서는 국가의 비상대응 수행능력 및 결과에 대한 국민의 신뢰를 확보하는 것이 가장 중요하며 이를 위해서는 이해당사자 의견을 반영한 주민보호조치기준 및 합리적 실행가능한 비상계획을 사전에 수립하고 의사결정자를 포함한 관련자의 이에 대한 훈련을 수행하는 것이 필요하다. 또한 모든 원전사고에서 확인된 가장 심각한 피해는 방사선 피해가 아니라 주민들이 겪은 사회적·정신적 고통임을 감안할 때 기술적인 측면의 준비뿐만이 아니라 사회 및 정치적인 대응체계의 정비 및 이를 위한 인프라의 구축이 필요할 것으로 생각된다.

4. 참고문헌

[1] Reiko Hasegawa, Disaster Evacuation from Japan's 2011 Tsunami Disaster and the Fukushima Nuclear Accident, Studies No.05/13, IDDRI, Paris, France, 2013.

[2] Ian G. Mckinley, Helen A. Grogan, Linda E. Mckinley, Fukushima: Overview of relevant international experience, 原子力バックエンド研究, pp.89-99, Vol.18, No.2, 2011.

원전 외부피폭선량계 판독시스템 비교시험 결과

조문형*, 원유호, 강기두
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
02190559@khnp.co.kr

1. 서론

국내 원전에서 열형광선량계는 1978년 고리1호기 상업운전 이후 방사선작업종사자의 외부피폭 방사선량을 평가하기 위해 지속적으로 사용되고 있다.

원자력안전법에서 판독업무자는 전문판독업무자와 자체판독업무자로 구분되는데 국내 13개 원전은 모두 자체판독업무자로 등록하여 운영중에 있으며 원자력안전법 시행령 제115조에 따라 규제기관으로부터 정기적으로 성능검사를 받고 있다.

성능검사에 대한 방법과 기준이 규정되어 있는 원자력안전위원회 고시 제2013-37호 "판독업무 등록기준 및 검사에 관한 규정"에 따르면 격년 단위로 전 범주에 대한 정기검사 및 임의의 3개범주에 대한 정기검사를 받도록 되어 있다.

성능검사 항목은 원자력안전법 시행규칙 별표 3에 규정된 고·저에너지 광자, 베타, 중성자 혼합 방사선장 등 8개의 범주이며 허용기준은 각각의 범주별로 명시되어 있다[1].

한수원 중앙연구원에서는 2013년도부터 외부피폭선량계 판독시스템의 규제기준 만족여부평가 및 판독기술 신뢰성 확보를 위하여 사업소간 비교시험을 정기적으로 수행하고 있으며 본 논문에서는 2014년도에 수행한 비교시험에 대한 내용을 기술하였다.

2. 본론

2.1 비교시험 절차

한수원 중앙연구원의 외부피폭선량계 판독시스템 비교시험절차는 다음과 같다.

1) 비교시험 참여 원전은 원자력안전법 시행규칙 별표3에 명시된 8개의 성능시험 범주에 대하여 범주별로 5개의 열형광선량계를 방사선 조사기관에 송부한다. 이때, 자연방사선 측정용 선량계와 예비용선량계를 함께 송부한다.
2) 방사선조사기관은 각각의 열형광선량계를 성능시험 범주에 맞추어 방사선조사시킨 후 15일 이내에 비교시험 참여 원전에 송부한다.
3) 비교시험 참여 원전에서는 범주별로 심부선량 및 표층선량을 판독하여 결과를 한수원 중앙연구원에 제출한다.
4) 한수원 중앙연구원은 비교시험 참여 원전으로부터 받은 열형광선량계 판독 결과에 대하여 성능지표를 산출, 성능시험 기준 만족여부를 확인 및 결과를 분석하여 송부한다.

비교시험결과 1개 범주에서 불합격 판정을 받은 판독업무자는 재성능검사를 실시하는데 범주Ⅰ, Ⅱ 또는 Ⅷ인 경우에는 당해 범주와 1개의 추가범주에 대하여 재성능검사를 수행하며 범주 Ⅲ, Ⅳ, Ⅴ, Ⅵ 또는 Ⅶ인 경우에는 당해 범주와 2개의 추가범주에 대해 재성능 검사를 수행한다[2].

2.2 성능기준

열형광선량계의 성능지표 Q = |B| + S로 산출되는데 여기서 |B|와 S는 각각 성능지수의 편중(Bias)과 표준편차(Standard deviation)를 말한다. 성능지수는 기준조사선량에 대한 측정선량과 기준조사 선량간 차이에 대한 기준준조사선량의 비율로 다음의 식으로 산출된다.

$$P_i = \frac{H_r - H_i}{H_i} \quad (1)$$

P_i : 성능지수
H_r : 측정선량
H_i : 기준조사선량

편중은 성능지수의 평균치로 각각의 범주별로 다음 식을 통해 산출된다.

$$B \equiv \overline{P} = (1/n)\sum_{i=1}^{n} P_i \quad (2)$$

$\overline{P}$: 평균치
n : 기준조사선량이 조사된 선량계의 수

성능지표의 허용준위는 범주Ⅰ 및 Ⅱ에 대해서는 0.3 이하, 나머지 범주에 대해서는 0.5 이하이며

편중(B) 및 표준편차(S)는 범주 Ⅰ,Ⅱ를 제외한 나머지 범주에서 각각 0.35이다[2].

2.3 결과 및 고찰

비교시험에 참여한 원전의 심부선량 및 표층선량 평가 결과를 그래프로 도식화 하였다. 각각의 그래프에서 성능지표가 삼각형 내에 위치할 경우 성능시험을 만족하는 것으로 평가 한다.

성능지표의 허용준위가 0.3이하인 심부선량 범주 Ⅰ,Ⅱ에 대한 평가결과를 Fig. 1에 나타내었으며 비교시험에 참여한 모든 원전의 편중과 표준편차가 각각 0.22, 0.1이하로 분포하여 허용준위를 만족함을 확인하였다.

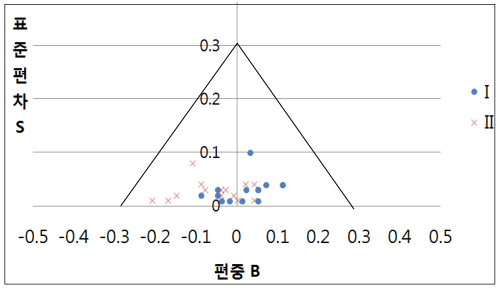


Fig. 1. Deep dose evaluation results(category Ⅰ,Ⅱ).

성능지표, 편중 및 표준편차의 허용준위가 각각 0.5, 0.35이하인 심부선량 범주 Ⅲ,Ⅳ,Ⅵ,Ⅶ,Ⅷ의 평가결과는 Fig. 2와 같다.

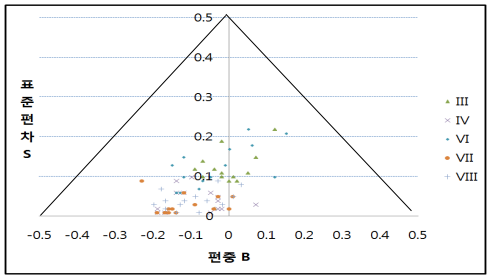


Fig. 2. Deep dose evaluation results (category III, IV, VI, VII, VIII).

Fig. 2에서 성능지표의 값이 가장 큰 원전은 범주 Ⅵ에서 0.36으로 산출되었으며 Fig. 2의 우측상단에 위치하고 있다. 이 원전의 편중 및 표준편차는 각각 0.15, 0.21로 산출되어 허용기준인 0.35 이내를 만족함을 확인하였다.

범주 Ⅲ,Ⅴ,Ⅵ,Ⅶ의 표층선량에 대하여 산출된 성능지표는 Fig. 3과 같다.

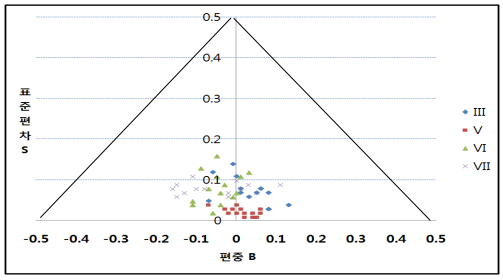


Fig. 3. Shallow dose evaluation results (category III, V, VI, VII).

표층선량의 성능지표는 0.02 ~ 0.24로 산출되었으며 편중과 표준편차는 각각 0 ~ 0.16, 0.01 ~ 0.16로 산출되어 비교시험에 참여한 모든 원전의 외부피폭선량 판독시스템이 원자력안전법에서 규정하고 있는 성능기준을 만족함을 확인하였다. 또한, 전년도 비교시험 결과 전 범주에서 유의한 차이가 없음을 확인하였다.

3. 결론

한수원 중앙연구원에서 원전 외부피폭선량계 판독시스템을 대상으로 원자력안전법에 규정된 성능기준 만족여부를 확인하기 위한 비교시험을 수행하였다. 비교시험에 참여한 전 원전의 외부피폭선량계 판독시스템 시험결과가 원자력안전법에서 규정하는 8개의 성능시험 범주에 대한 허용준위를 모두 만족하였으며 원전의 외부피폭선량계 판독의 신뢰성이 유지되고 있음을 확인하였다. 한수원 중앙연구원에서는 매년 규제기관의 정기검사 전에 원전 외부피폭선량계 판독시스템에 대한 비교시험을 수행하여 성능을 확인하고 원전 외부피폭선량계 판독의 신뢰도 제고와 기술역량 강화에 기여 할 예정이다.

4. 참고문헌

[1] 원자력안전법 시행령 제115조(판독검사).
[2] 원자력안전위원회 고시 제2013-37호 "판독업무 등록기준 및 검사에 관한 규정".

KAERI 안전조치 이행을 위한 국제협력

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

1. 서론

한국원자력연구원내 핵물질취급시설은 11개 시설(하나로, 조사후시험, 조사재시험, 하나로 핵연료 가공시설, DUPIC시설, 사용후핵연료차세대관리종합공정 실증시설, 핵연료주기관련 연구개발시설, 시설외지점, 핵물질저장시설, 우라늄 잔류물질 저장시설, PRIDE)로 구성되어 있다. 이들 11개 시설은 각각 독특하고 다양한 목적의 연구를 수행하고 있어 이에 따른 안전조치도 다양한 접근방식으로 이행되고 있다. 특히, IAEA 안전조치 의 목적은 연구원내 모든 핵물질이 평화적인 용도로만 사용되고 있음을 국내외적으로 보장받는데에 있다. 이를 위하여 IAEA 및 양국간 원자력협력협정 등 국제규약에 따른 핵물질관리가 중요한 안전조치의 요인이다. KAERI에 적용되는 IAEA 안전조치 협정은 크게 세가지 형태로 구분된다. 첫째, 1975년에 NPT(The treaty on the non- proliferation of Nuclear Weapon) 및 한-IAEA CSA(Comprehensive Safeguards Agreements) 체결. 둘째, 정부는 1999년에 추가의정서에 대한 IAEA 승인 및 서명 이후 2004년 국회 비준을 거쳐 발효된 한-IAEA AP(Additional Protocol) 체결. 셋째, 정부는 2008년 우리나라에 존재하는 모든 핵물질이 평화적활동하에 있다는 Broader Conclusion (포괄적결론)을 IAEA로부터 승인 받은 이후 Integrated Safeguards(통합안전조치)를 체결 하였다. 이외에도 한-호, 한-카 등 양국간 원자력협력협정, 그리고 핵물질 수출입 시 필요한 전략물자/기술의 수출입과 관련된 수출허가 대상여부를 위한 정부 승인의 근간이 되는 NSG(Nuclear Suppliers Group), AG (Australian Group)등에 따른 안전조치 업무가 이행되고 있고, 특히 한-미 원자력협정에 근거한 Joint Determination(공동결정)이 사용후핵연료를 이용한 원자력활동의 중요한 요인으로 작용하고 있다. 이러한 관점에서 KAERI 원자력시설 내 적용되는 국제협력에 대한 연구는 안전조치를 이행하는데에 무엇보다 중요한 접근방법이라고 생각된다.

2. 본론

2.1 한-IAEA 안전조치 협력

한-IAEA 간 안전조치 협력을 논하기 위하여는 우선 핵비확산체제에 대해서 알아야한다. 핵비확산을 막기위한 근본적인 방법으로 IAEA는 안전조치, 물리적방호 및 핵물질수출입통제를 이행하고 있다. 이에대한 정의는 Table 1와 같다.

Table 1. The approach methods of NPT

구 분	정 의
안전조치	핵활동의 평화적목적으로부터 군사적목적으로 전용의 금지
물리적방호	핵물질의 도난, 분실, 사보티지로부터의 금지 및 방호
수출입통제	핵물질, 장비, 기술의 불법 거래 금지

이중에서 한-IAEA의 안전조치 협정 및 이행체제는 Table 2와 같이 세가지 형태로 구분된다.

Table 2. Korea-IAEA Safeguards Cooperation

구 분	협 정
전면안전조치	- 1975년 협정 발효 - 모든 원자력활동에 대한 안전조치 실시 (INFCIRC/153) - 각 핵시설의 설계정보서 작성 및 시설부록 - 전면 안전조치협정의 적용 및 이행 . 계량, 격납/감시, 사찰
추가의정서	- 2004년 협정 발효 - 국가 내 신고 되지 않은 핵물질 및 원자력활동이 없음을 보장 (INFCIRC/540) - 추가의정서의 적용 및 이행 . 확대신고, 환경시료채취, 추가접근
통합안전조치	- 2008년 IS체제 발효 - 핵물질전용과 미신고핵물질 및 핵활동이 없음을 확인 후 포괄적결론 - 기존안전조치의 정량적 평가 및 추가의정서에 따른 정성적평가 통합 - 통합안전조치협정 적용 및 이행 . 단기통보무작위사찰, 원격감사장비 활용, 사찰강도 및 횟수 저감

KAERI는 2008년 통합안전조치가 발효됨에 따라서 연구원내 11개 물질수지구역에 대한 국내외 안전조치 의무사항을 이행하고 PRIDE, 기장연구로 등 신규신설에 대한 안전조치체제를 구축하기 위하여 IAEA와 긴밀한 협조가 이루어지고 있다.
안전조치 이행 관련 주요회의는 Table 3와 같다.

Table 3. Korea-IAEA Safeguards Implementation Meeting

구 분	정 의
안전조치검토 회의(JRM)	- 1년에 1회 개최(5월중) - 우리나라 원자력시설에 대한 검사 결과, 시설별 안전조치 이행 준비 등 안전조치 전반에 관한 현안사항 토의 및 향후 협력방안 협의
안전조치실무 회의(IMWG)	- 1년에 상.하반기 2회 개최 - 원자력 시설별 안전조치 전반에 관한 현안사항의 실무자급 토의
IS 이행협력 강화조정그룹 (CGEC)	- 1년 2-3회 개최 - IS 이행 협력강화를 위한 안전조치 협력강화분야의 선별, 수립 및 조정

KAERI는 위에서 언급한 회의에 적극적으로 참여하여 KAERI에서 발생되는 안전조치 현안사항들을 긴밀하게 IAEA와 협의하여 안전조치 관련 이행사항들을 점검 및 해결하고 있다. 2013년에 협의되었던 주요사항들은 다음과 같다.

- 파이로프로세싱 관련시설에 대한 IAEA 감시장비설치 및 시설부록 협의
- 원자력연구원 내 임시건물 및 구조물에 대한 세부 작성 등 확대신고 관련 사항 협의
- 하나로핵연료가공시설, 핵물질저장시설 및 판형핵연료 연구개발시설에 대한 수정설계정보에 대한 내용 확인
- U-MO 판형핵연료를 세계최초로 적용, 동위원소 생산을 위한 기장연구로 건설에 대한 예비설계정보서 제출
- 기타 환경방사성물질 교차분석 시료에 대한 안전조치 대상여부 등

사실상, IS이행협력강화조정회의는 국가차원의 실무회의이고 다루는 내용도 시설 안전조치라기 보다는 국가 안전조치 정책방향에 대하여 협의되고 있으나 정책이 결정되고 이행할 단계에서는 시설과 밀접한 관계가 있으므로 관련회의에 시설관계자들이 적극 참석하고 있다.

2.2 양국간/다자간 원자력협력

양국간원자력협력협정은 1956년 미국을 시작으로 캐나다, 호주, 프랑스, 벨기에, 독일, 일본 등과 체결되었다. 협정의 주요내용 중 협정대상품목들은 평화적 목적으로 이용되어야 하며, IAEA 안전조치를 적용받고, 재처리/농축/제 3국으로의 협정대상 품목들이 이전 시에 공급국의 사전 동의를 얻도록 하고 있다. 이중, KAERI는 한-카 한-호 협력협정에 의거 대상품목에 대한 재고변동 및 재고현황에 대하여 매년 1회 의무적으로 정기보고서를 교환토록 되어 있고 매년 초 상기보고서를 해당국가에 제출하고 있다. 최근에는 한-일 원자력협력협정에 따른 일본산 핵물질(물질,장비 및 기술)의 재고현황을 원자력안전위원회를 통해 제출하고 있다. KAERI는 특히 한-미원자력협력협정에 많은 영향을 받고 있다. 1956년 최초로 연구용원자로(TRIGA-MARK II) 도입을 위한 협력협정이 체결된 이후, 상용원자로(고리 1호기) 도입을 위하여 1973년 3월19일 개정된 한-미원자력협력협정이 체결되었다. 개정된 협정의 유효기간이 41년이 지난 현 시점('2014.3.19.)에서 2년간 연장키로 결정되었다. KAERI는 한미원자력협력협정 내용 중 사용후핵연료의 조사후시험활동에 대한 한-미 공동결정이 1994년 한-미 원자력공동조정위원회에서 최초 합의된 이후, 지속적으로 사용후핵연료 조사후 시험활동과 관련된 공동결정 보고서를 제출하여 왔다. 이외에, 전략물자/기술수출입관련 협정과 관련하여 바세나르체제, 원자력공급국,미사일기술통제체제,호주그룹등이 국내 대외무역법 및 기술개발촉진법을 근거로 전략물자기술수출입고시에 반영되어 원자력전용품목 및 이중품목 등 관리를 이행하고 있다.

3. 결론

원자력연구원 내 핵물질 안전조치 이행과 관련한 국제협력은 IAEA, 미국 및 다른 국가들과 긴밀한 협조체제를 유지하고 있다. 한-IAEA 안전조치검토회의 및 실무회의는 시설차원의 안전조치 이행 시 발생되는 현안사항들을 시설운영자와 IAEA 사찰관과의 긴밀한 협의를 통하여 해결해 나갈 수 있는 국제협력 체제이다. 이외 미국 등 양자간 또는 원자력공급자그룹 등 다자간 협력을 통하여 안전조치 이행에 필요한 사항들을 협의 해 가는 것이 핵비확산 및 핵투명성 차원에서 안전조치 이행의 바람직한 접근방법이다.

4. 참고문헌

[1] INMM, 2009년 연차총회, Mark W.goodman "A Next Generations Safeguards Initiative Outline of International Cooperation" 2009.
[2] INMM, 2011년 연차총회, William H Geist "Safeguards Cooperation Experience between the US and Indonesia through the INSEP" 2011.
[3] KAERI 보고서 " Nuclear.Radiation Environment Protection " 2013.

KAERI 핵물질 원산지 관리 시스템 구축방안

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

1. 서론

우리 연구원은 양국간 원자력협력협정 및 국내법에 따라 핵물질에 대한 원산지 정보를 보고하고 있다. 양국간 원자력협력협정에 따라 카나다와 호주에 대해서는 매년 상호간 보유하고 있는 핵물질, 물질, 장비 및 기술에 대한 연간 재고변동 및 재고량을 교환하고 있으며, 미국의 경우 원자력협력협정 개정 논의과정 중 미국산 핵물질 재고현황을 보고하도록 추진되고 있다.

국내법으로는 원자력안전위원회 고시 '국제규제물자 등의 보고에 관한 규정'에 따라 핵물질 재고변동에 대한 원산지를 매달 IAEA 계량관리보고서인 ICR (Inventory Change Report)의 추가 field를 이용하여 보고하여 왔다. 그러나 원자력안전위원회에서는 IAEA 보고 의무사항이 아닌 원산지 정보를 계량관리보고서 내용에서 삭제하고 별도로 원산지별 핵물질 현황을 제출하도록 2013년 12월 상기 고시를 개정하였다.

따라서, 본 논문은 양국간 원자력협력협정 및 개정된 고시에 따라 원산지별 핵물질 현황을 효율적/효과적으로 관리 및 보고하기 위한 원산지 관리방안 및 시스템 구축방안에 대해 분석 및 검토하였다.

2. 본론

2.1 KAERI 핵물질 원산지 관리 현황

우리 연구원은 국내외 핵물질 원산지 관리 및 보고 의무사항에 따라 원산지 재고 및 변동사항을 계량관리보고서를 이용하여 보고하여 왔다. 그러나 시설 내에서 발생되는 핵물질 반입, 반출, 손실, 생성 등 모든 형태의 재고변동을 IAEA에 보고하는 계량관리보고서에 원산지를 함께 작성 및 관리하는 것은 여러 가지 원산지 관리 특성에 의해 어려움이 있었다. 예를 들어, 핵물질을 이용한 다양한 실험 중 여러 원산지의 핵물질이 섞여서 다양한 형태의 핵물질이 생성 및 손실되므로 이러한 재고변동이 발생할 때마다 정확한 원산지 정보를 계량관리보고서를 이용하여 보고하는 데는 한계가 있어 실제 원산지 관리에 계량관리보고서를 사용하고 있지 않았다. 또한, 원산지 관리가 일부 수기로 기록되어 과거 이력을 추적하는데 어려움이 있었다. 따라서 KAERI 원산지별 핵물질 현황을 체계적으로 관리 및 보고하기 위한 원산지 관리방안 개발이 필요하다.

2.2 핵물질 원산지 관리방안

KAERI는 다양한 핵물질을 이용한 연구개발을 수행하는 기관이므로 여러 종류 및 형태의 핵물질을 취급하고 실험하고 있다. 이와 같은 연구개발의 특성을 고려하여 원산지 관리방안을 시설별 원산지 관리 방안과 사업소별 원산지 관리 방안으로 구분하여 검토하였다.

2.2.1 시설별 원산지 관리방안

시설별 핵물질 원산지를 정확히 파악하기 위해서는 각각의 시설 내 보유하고 있는 모든 핵물질을 Batch 별로 원산지를 파악 및 관리하여야 한다. 이를 위해 연구원 초기 핵물질 수입 이후 발생된 모든 재고변동 즉, 연구원 외부 반출입, 연구원 내 다른 시설로의 반출입, 해당 시설 내 물리·화학적 재고변동, 실험 중 핵물질의 분배, 다른 핵물질과의 통합 등에 대한 원산지 추적관리가 필요하다. 과거부터 핵물질 재고변동이 발생할 때마다 원산지를 기록하여 왔으면 현재 상태의 정확한 원산지 관리가 가능하겠지만 과거에 이와 같은 원산지 관리체제가 되어있지 않았다. 뿐만 아니라 국내 발전소로부터 반입되는 사용후핵연료의 경우 하나의 연료봉 내 다양한 원산지의 핵물질로 구성되어 있어서 조사후시험을 위해 핵연료봉을 절단 등을 할 경우 다중 원산지에 대한 정확한 원산지 관리가 어렵다. 또한 통상 핵물질의 원산지는 공급국 기준으로 관리하고 있으나, 미국의 경우 양국간 원자력협력협정에 따라 공급국이 미국이 아니지만 미국에서 농축한 핵물질의 경우 공급국 및 농축국에 대해 이중 원산지로 관리가 필요하므로 시설별로 핵물질 원산지를 관리할 경우 재고변동시마다 이중 추적관리에 어려움이 예상된다.

또한 해당 핵물질에 대해 계량관리 뿐만 아니라 원

산지까지 기록하도록 하는 것은 여러 원산지의 핵물질을 가지고 실험하는 시설 운영에 과도한 업무 부담뿐만 아니라 현실적으로 구현하는데 많은 어려움이 예상된다. 따라서 시설별 원산지 관리방안을 위해서는 많은 검토 및 분석이 필요할 것으로 판단된다.

2.2.2 사업소별 원산지 관리방안

연구원 전체에 대해 총괄적으로 핵물질 원산지를 관리하는 방안은 연구원 내부에서 발생하는 재고변동이 아닌 외부 반출입, 손실, 생성과 같이 연구원 총 재고에 영향을 줄 수 있는 재고변동을 관리하므로 유지관리에 용이하다. 또한, 국내 고시 및 양국간원자력협력협정에 따른 원산지 보고는 시설별이 아닌 사업소별로 보고하도록 되어 있으므로 보고의무사항 이행에도 부합된다.

그러나, 연구원 전체로 원산지를 관리하는 방안은 시설별 재고관리가 어려우며, 반출이나 손실 시 어느 원산지에서 발생되는지 불명확하다. 또한 중량취급시설에서 MUF(Material Unaccounted For)와 같이 손실이 발생할 경우 원산지 추적이 불가능한 것은 시설별 원산지 관리시에도 마찬가지이므로 이에 대한 관리방안을 면밀히 검토해야 한다.

2.3 KASIS와의 연계방안

우리 연구원은 IAEA 무작위 중간사찰 수검을 위해 2007년부터 준 실시간 핵물질계량관리시스템(KASIS)을 개발 및 운영하고 있다. 따라서 연구원 내 원자력시설에서 핵물질 반출입 등 재고변동이 발생할 때 경우 각 시설 담당자는 핵물질 재고변동 내용을 KASIS에 입력하고 있다.

핵물질 원산지 관리 시스템 개발시 시설 내에서 핵물질 재고변동 발생할 때마다 KASIS 및 핵물질 원산지 관리 시스템에 이중으로 핵물질 정보를 입력하는 것을 피하기 핵물질 원산지 관리시스템과 KASIS의 연계가 필요하여, 재고 변동된 해당 핵물질의 이력 조회 및 핵물질 원산지 정보를 공유할 수 있도록 개발되어야 한다.



Fig. 1. Integration of origin management system with KASIS.

3. 결론

본 논문에서는 국내법 및 국제 협약에 따라 원산지별 핵물질 현황을 효육적으로 관리하기 위해 KAERI 원산지 관리방안을 시설별과 사업소별로 구분하여 검토하였다. 두 가지 방안에 대한 장단점을 분석해본 결과, 사업소 외부로의 반출, 실험중 발생된 핵물질에 대한 원산지 관리방안에 대한 대책을 강구한다면 시설별 원산지 관리방안보다는 사업소별 원산지 관리방안에 초점을 맞추어 개발하는 것이 바람직 할 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] 원자력안전위원회 고시 제2013-47호, 국제규제물자 등의 보고에 관한 규정.

[2] 한국방사성폐기물학회, 2013년 추계학술발표회 논문요약집, pp.565-566, 2013.

사용후핵연료 지식관리시스템 기본 구성체계 개선방안 도출

김석훈[1*], 김주열[1], 김주엽[1], 이승희[1], 김진경[2]
[1] (주)미래와도전, 경기도 용인시 기흥구 흥덕1로 13, 32층
[2] 한국원자력환경공단, 경상북도 경주시 북성로 89
*kuni0808@fnctech.com

1. 서론

사용후핵연료 관리사업의 안전성 확보 및 신뢰도 향상을 위해서는 각 사업단계(특히, 운반, 저장 및 처분단계)에서 생산되는 유·무형의 모든 자료가 효율적으로 기록, 관리되어야 한다. 한국원자력환경공단에서는 이러한 목적으로 사용후핵연료와 관련된 모든 지식의 체계적 관리를 위한 시스템(KMS: Knowledge Management System) 개발을 추진 중에 있다. 이러한 지식관리시스템 구축사업의 일환으로 기 개발된 베타버전 프로그램을 업데이트하여 최종목표인 상용 시스템 구축 이전 파일럿 버전을 개발하기 위한 용역이 현재 진행 중이다. 본 논문에는 사용후핵연료 지식관리시스템의 베타버전 프로그램에 적용된 기본 구성체계에 대한 개선안 도출결과를 제시하였다.

2. 본론

2.1 지식관리시스템 개요

지식관리시스템이란 조직 내 인적 자원이 소유하고 있는 지식 자원을 축적, 활용할 수 있도록 정형/비정형 지식을 체계적으로 통합, 관리할 수 있는 시스템으로 정의된다.[1] 이러한 정의에 따라 사용후핵연료 지식관리시스템은 통합적인 지식관리 프로세스를 지원하기 위해 Fig. 1과 같이 기본 데이터베이스를 포함하는 지식기반, 지식화 엔진, 기타 요소 등이 통합적으로 연계/운용되는 시스템이라 할 수 있다.

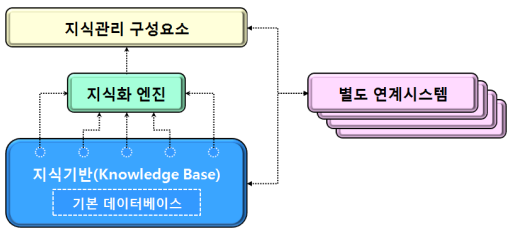


Fig. 1. Principal Elements of KMS.

2.2 기존 시스템 구성개념

사용후핵연료 지식관리시스템 베타버전 프로그램에 적용된 기본 구성개념(안)은 Fig. 2에 도식화하였다.[2]



Fig. 2. Basic Structure of KMS (Beta Version) for Spent Nuclear Fuel.

Fig. 2에 제시한 바와 같이, 향후 본 시스템을 이용하여 모든 종류의 방사성폐기물을 통합 관리할 가능성을 고려하여 폐기물 유형에 따라 4개의 범주(즉, 중저준위, 동위원소, 고준위, 사용후핵연료)로 구분하였다. 이 중 사용후핵연료 하위메뉴는 관리단계를 고려하여 5개로 세분하였다.

형식적/암묵적 지식의 체계적 관리, 지속적 축적 및 공유를 위한 구성요소는 "커뮤니티" 메뉴에 구현되어 있으며, 간략한 기능은 다음과 같다.

- 지식은행 및 질의응답 : 기본 데이터베이스 및 지식기반을 토대로 사용자가 지속적으로 지식을 축적하기 위한 수단
- 전문가 포럼 : 관련 전문가를 통한 지식 축적
- 토론방 : 주요 현안에 대해 관심 있는 사용자의 의견 또는 아이디어 수렴
- CoP(Community of Practice) : 공통 관심사를 가진 사람들의 자발적/비공식적 연구모임

또한, 사용후핵연료 지식관리시스템은 문서 관리시스템, 소프트웨어 관리시스템, 지질환경 데이터베이스, 대외기관 보고시스템 등 별도로 구축되는 다양한 시스템과 연계/운용되어야 한다.

2.3 검토결과 및 개선방안

Fig. 2에 제시된 사용후핵연료 지식관리시스템 기본 구성개념(안)에 대한 주요 검토결과는 다음과 같다.

- 한국원자력환경공단 역할을 고려하여 사용후핵연료 관리사업 단계 재조정 : 인수시점을 기준으로 운반, 저장, 처분으로 구분하며, 해당 시점에 인수기준[3]에 따른 발생자 제공정보를 최초 자료로 설정(단, 향후 정부 및 유관기관과의 협력체계 구축방향에 따라 변동 가능)
- 집합체별 모든 사업단계에서의 이력 변경 및 최종정보를 종합적으로 검색 및 표출 가능한 메뉴 구현 : 결함 핵연료집합체에 대한 별도 관리 메뉴 고려
- 운반유형에 따라 별도 관리 필요 : 운반특성을 고려하여 발생자와 관리사업자간(원전→저장시설), 관리사업자와 관리사업자간(저장시설→처분시설) 운반에 대한 사항을 구분하여 관리
- 운반 위험도평가에 대한 제반 지식관리 필요 : 중간저장 및 처분시설 운영에 필수
- 운반 취급장비 관련자료 관리 필요
- 국제원자력기구(IAEA)와의 안전조치협정에 따른 제반자료에 대한 별도 관리 필요

상기와 같은 사항을 반영하여 수정한 사용후핵연료 지식관리시스템 기본 구성체계 개선방안은 Fig. 3과 같다. (기존과 비교하여 변경된 부분은 적색 이탤릭체로 표기하였다.)



Fig. 3. Modified Structure of KMS (Pilot Version) for Spent Nuclear Fuel.

3. 결론

앞서 기술한 바와 같이, 한국원자력환경공단 주도하에 사용후핵연료와 관련된 모든 정보 및 지식을 체계적으로 관리하기 위한 시스템 개발이 추진되고 있다.

본 논문에는 기 개발된 사용후핵연료 지식관리시스템 베타버전 프로그램에 적용된 기본 구성체계에 대한 검토결과를 반영한 개선안 도출결과를 제시하였으며, 이러한 결과는 설계개념의 타당성 검증을 위해 현재 개발중인 파일럿 버전의 데모 프로그램 및 상용 시스템 개발/구축을 위한 기초자료로 활용될 수 있다. 단, Fig. 3과 같은 세부 구성메뉴는 향후 시스템 리소스, 사용자 편의성 등을 반영하여 지속적으로 수정/추가될 예정이다.

4. 참고문헌

[1] 산업통상자원부, 지식경제용어사전, 2010.
[2] ㈜미래와도전, 사용후핵연료 지식관리시스템 개념설정(최종보고서), KM-FNC-TR-002, 2012.
[3] ㈜라드웍스, 사용후핵연료 인수기준 수립(최종보고서), 2013.

붕소(B) 농도를 이용한 PWR SG 세관 누설률 계산 알고리즘 도출

강덕원*, 이세반, 김승일, 박종석, 김현기, 허준, 조영수
한국정수공업(주), 경기도 시흥시 공단1대로 322번길 16
*world2is@haji.co.kr

1. 서론

증기발생기 세관의 누설 감시는 주로 16N, 3H, 135Xe 등의 방사성핵종을 지시자로 활용하고 있으나 최근 들어서는 극미량 이온농도의 온라인 분석 기술이 가능해 지면서 원자로 계통내에 함유되어 있는 Li이나 B 이온을 감시자로 이용하는 연구가 활발히 진행되고 있다. 전 운전기간동안에 계통 내에 들어있는 B 이온은 좋은 지시자중의 하나이나 누설률 계산 시 증기발생기 내에 잠복불순물(Hideout) 형태로 존재하고 있어 누설률 계산 시 이러한 오차변수도 고려해야 한다. 또한, 취출수(Blowdown)로 인한 증기발생기 내의 질량 이동도 되어져야 한다. 따라서, 이러한 변수를 고려한 누설률 예측은 수학적으로 매우 복잡한 메커니즘이 요구된다.

미국전력연구소(Electric Power Research Institute, EPRI)는 기존 증기발생기 세관의 누설감시를 위해 총괄 물질수지식(Mass Balance)을 제시하였지만, N-16, H-3, Cs-134/137 등의 방사능핵종의 거동을 고려한 물질수지식이다. 방사성핵종을 대상으로 하는 계산식을 비방사성 화학종(Chemical Species)인 붕소이온으로 인한 증기발생기 내 수화학적인 발생 메커니즘을 반영하기 위하여 EPRI 기술보고서(2011)를 참고하여 이온농도를 이용한 물질수지식을 수립하기 위해 방사능핵종과 관련된 반응 전의 변수를 검토한 후, 화학종에 적합한 계산식으로 보완, 도출하였다[1,2].

본 연구에서는 붕소이온을 누설 지시자의 사용에 적합한 증기발생기 세관의 누설률 계산식 도출에 대해 고찰해 보았다.

2. 본론

2.1 총괄 물질수지식 수립

물질수지식은 질량보전의 법칙에 따라 과정 전·후의 질량은 변하지 않는다는 원리를 바탕으로 세워지며, 비방사성 화학종인 붕소이온의 경우도 이를 바탕으로 2차측으로 누설된 물질수지식을 수립하였다. 즉, 원자로냉각재계통(Reator Coolant System, RCS) 내의 붕소이온의 농도(mg/L) × 누설량(m^3/hr) = Mass(kg/hr)로 환산한 후, 2차측으로 유입된 붕소이온 농도를 감시하여 반응 전·후의 거동을 살펴볼 수 있다.

질량보전법칙에 따라 반응 전·후의 질량이 다르면 어딘가에 제거되거나 처리된 양이 존재한다. 비방사성 물질인 붕소이온의 경우 물질수지식에 증기발생기 내, 흡착과 잠복불순물의 손실량 및 취출수를 통한 물리적인 제거부분의 차이를 보정하기 위하여 발전소 현장에서 제시되어 있는 상수 값(Constants)을 대입할 수 있어야 하며 이 값은 발전소마다 상이하다. Fig. 1은 증기발생기를 경계면(Boundary Condition)으로 가정하여, 화학종의 질량이동현상을 나타내는 것으로서, 유체(물)는 비압축성이기에 세관(Tube)에서 유출되는 유량이 곧 증기발생기 밖으로 유출되는 유량과 같다는 연속교반형반응기(CSTR)로 가정하여 붕소(B) 이온에 관한 물질수지식을 세울 수 있다(1).

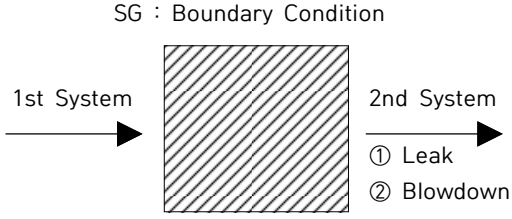


Fig. 1. Schematic diagram of the total mass transport phenomenon of chemical species in steam generator.

$$V\frac{dC}{dt} = QC_L \pm V(\frac{dC}{dt})_{\substack{adsorption \\ hideout}} - Q_R C + Q_B C_B \quad (1)$$

여기서 V는 증기발생기 체적(L)이고, C와 C_L은 는 각각 1차측, 2차측 붕소이온 농도(mg/L), Q는 2차측으로 유입되는 누설량(L/hr)이다. 'Q_BC_B'는 취술수로 인한 물리적 제거(Physical removal) 부분만큼의 증기발생기로 공급해 주는 공급수의 질량인데, 여기에 포함된 붕소 농도는 '0' 이므로 최종적으로 이를 반영한 식은 (2)와 같다. 식 (2)는 흡착

및 잠복불순물을 1차로 가정하여 미분하면 식 (3)으로 나타낼 수 있다.

$$V\frac{dC}{dt} = QC_L \pm V(\frac{dC}{dt})_{\substack{adsorption \\ hideout}} - Q_R C \quad (2)$$

$$V\frac{dC}{dt} = QC_L - kCV - Q_R C \quad (3)$$

2.2 1차 선형미분방정식 계산

한편, 식 (3)은 아래와 같은 1차선형상미분방정식(First order linear ordinary differential equation)인 식 (4)로 변형된다.

$$VC' + (kV + Q_R)C = QC_L \quad (4)$$

이 식 (4)에 적분인자(Integration Factor ; IF)(5)를 대입하고, 식 (6)과 같이 치환하면,

$$IF = e^{\int \frac{Q_R + kV}{V}} \quad (5)$$

$$\frac{Q_R + kV}{V} = k + \frac{Q_R}{V} = \alpha \quad (6)$$

식 (7) 형태의 미적분 방정식으로 정리된다.

$$C_{(t)} = \frac{QC_L}{\alpha V}(1 - e^{-\alpha t}) + C_0 e^{-\alpha t} \quad (7)$$

식 (7)에 미지수인 적분상수 C_0를 소거하기 위하여 t=1, 2를 대입한 후, 두 식을 C_0의 형태로 정리한 후, 양변에 $e^{-\alpha t_1}$ 나누어주면 식 (8)과 같다.

$$C_2 - C_1 \times e^{-\alpha(t_2 - t_1)} = \frac{QC_L}{\alpha V}[1 - e^{-\alpha(t_2 - t_1)}] \quad (8)$$

식 (8)를 Q에 대하여 정리하여 식 (9)로 간단히 할 수 있다.

$$Q = \frac{(C_2 - C_1 e^{-\alpha(t_2 - t_1)})\alpha V}{(1 - e^{-\alpha(t_2 - t_1)})C_L} \quad (9)$$

식 (9)는 붕소(B) 이온에 관한 물질수지식 (2), (3)을 1차 선형상미분방정식 형태로 변형한 후 미분방정식의 일반해(General Solution)를 위해 식을 간단하게 하기 위하여 적분인자 (Integration Factor ; IF)를 설정하여 대입하였다. 그 후, 미지수인 C_0를 소거하기 위해 시간 t=1, 2를 대입하여 누설량(Leak Rate ; Q)을 도출하였다. 이 도출된 누설방정식(Leak Rate Equation)의 변수 'α' 에 해당되는 k, V, Q_R 값은 발전소별로 조건이 다소 차이가 있다. 여기서 도출된 식의 검증은 EPRI에서 제시한 조건을 그대로 사용하면 (10)과 같이 계산할 수 있다.

$$\alpha = 0.01 \times \frac{1}{hr} + \frac{600\,gal}{hr} \times \frac{1}{27360\,gal} \quad (10)$$
$$= 3.193 \times 10^{-2}/hr$$

도출된 누설방정식인 식 (9)를 C_2를 y축로 하는 (11)식으로 변형한 후, Microsoft Excel 2010을 통하여 계산된 데이터 시트를 Sigma Plot Ver. 10.0로 Plotting 결과는 Fig. 2와 같다.

$$C_2 = C_1 \times e^{-\alpha(t_2 - t_1)} + \frac{QC_L}{\alpha V}[1 - e^{-\alpha(t_2 - t_1)}] \quad (11)$$

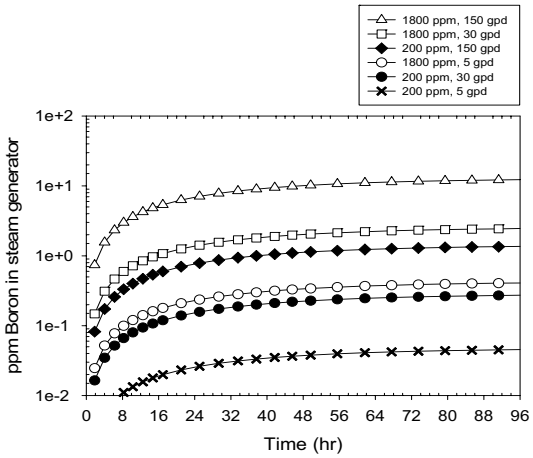


Fig. 2. Calculated secondary side steam generator boron levels VS. time(hours) for different leaks.

3. 결론

화학종을 이용해 붕소이온의 누설을 감시할 수 있는 물질수지식을 수립해 도출한 2차측 붕소이온의 농도함수를 $y=a(1-e^{-bx})+y_0$ 형태로 도출하였다. 1차측의 RCS 내 B가 1800~200 ppm의 농도에서 150~5 GPD의 누설량으로 2차측으로 누설시, 시간에 따른 2차측의 증기발생기 내로 누설되는 붕소이온의 농도는 EPRI 기술보고서(2011)와 유사 경향을 보여주어 개발한 누설률 계산 알고리즘은 비방사성 화학종인 붕소이온을 SG 누설감시 지시자로 유용하게 활용할 수 있을 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] Technical Report, PWR Primary-to-Secondary Guidelines Revision 4, Electric Power Research Institute (EPRI), 2011.

[2] 경수로 증기발생기 세관 온라인 누설감시기술 개발 (최종보고서), 한전전력연구원, 2008.

SG 세관 On-line 감시를 위한 Capillary IC 누설감시시스템

이세반, 김승일, 박종석, 김현기, 허준, 조영수, 강덕원*
한국정수공업(주), 경기도 시흥시 공단1대로 322번길 16
yiseban@haji.co.kr

1. 서론

원자력 발전소의 터빈측으로 열을 전달하는 증기발생기(Steam Generator, SG)는 장기간 가동에 따른 열화, 튜브의 피로 및 상부지지판의 침적물에 의한 부식 등으로 종종 세관 파단현상이 발생한다. 1차 계통 내 방사능 물질의 2차 계통으로의 누설(Primary-to-Secondary Leak, PSL) 발생은 방사성 물질의 외부 환경오염 야기와 원전 안전성 홍보 및 대외 이미지 관리에도 나쁜 영향을 미치게 된다.

현재 규제기관에서는 경수로 원전(PWR) 운영자들에게 누설률이 통상 500 GPD를 초과할 경우, 원자로를 정지토록 하고 있으며, 보다 안전한 운전을 위해 정지 기준보다 낮은 시간당 10 L 누설범위 이내에서 원자로를 정지하고 있다. 이러한 규제의 목적은 초기단계에 누설을 감지하여 증기발생기 세관 파열로 인한 발전 정지사태를 미연에 막고자 하는 것인데, 핵분열에 의해 생성되는 특정 방사성 핵종(^{16}N, ^{3}H, Xe 등)을 이용한 기존의 감시기술은 원자로 출력 20% 이상일 때만 사용이 가능하다는 단점을 지니고 있어 해외 원전뿐만 아니라 국내 원전에서도 수차례 냉각재 상실 사고가 발생하고 있다.

정확한 누설감시가 불가능함에 따라 국내 규제기관(KINS) 및 미국전력연구소(EPRI)로부터 중성자속이 낮은 저출력 운전시 기존 감시시술을 대체할 수 있는 SG 누설감시 방안을 수립토록 전 세계 원전에 권고한 상태이다. 한편, 2013년 추계학회에서 RCS 내에 함유된 화학종인 붕소(B)이온을 누설 지시자로서 활용하여 5 ppb까지 분석가능한 극미량 검출기법의 연구결과를 발표한 바 있으며, 본 연구에서는 On-line 계측기로서 현장 적용성을 모색하기 위하여 폐액 발생량을 최소화하고 피크의 분리능과 장치의 안전성이 강화된 모세관 이온크로마토그래피(Capillary Tube Ion Chromato- graphy)를 이용한 On-ine 누설감시시스템에 대해 소개해 보고자 한다.

2. 본론

2.1 누설지시자로서 붕소이온

붕소이온은 원자로 중성자제어를 위해 RCS 내 약 5~2500 ppm의 농도로 존재하고 있고 있다. 통상적인 붕소이온의 분석은 마니톨(Mannitol) 적정법으로 1 ppm 수준까지만 분석 가능하며, 반도체 업계에서 사용하는 On-line 붕소 분석기로는 초순수에 가까운 비저항치가 15 MΩ 이상의 조건에서 약 5~20 ppb까지 분석이 가능한 것으로 알려져 있다.

2.2 Capillary IC를 이용한 붕소분석

SG 세관 누설감시시스템의 Capillary IC의 붕소이온 분석 흐름도는 Fig.1과 같다. 유입되는 2차계통수의 시료는 Loading 과정을 통하여 6구 Inject 밸브(6-Port Inject Valve)의 Sample Loop에 채워진다. 두 개의 펌프를 통하여 자동이동상제조기(Eluent Generator, EG)에 의해 제조된 24mM KOH는 용리액의 불순물 및 기포를 제거하는 CR-TC 및 HP Degas 장치를 통과한다. 채워진 시료와 함께 모세관 칼럼을 거친 후, 써프레서(Suppressor)와 CRD를 차례로 통과하여 전도도를 측정하여 붕소이온 농도를 검출한다.

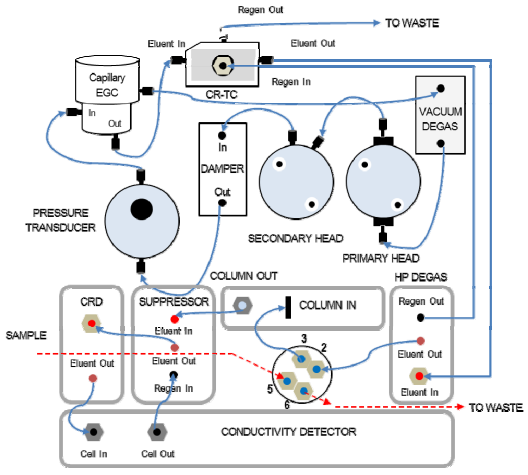


Fig. 1. Schematic diagram of capillary column ion chromatography for monitoring of SG tube leakage.

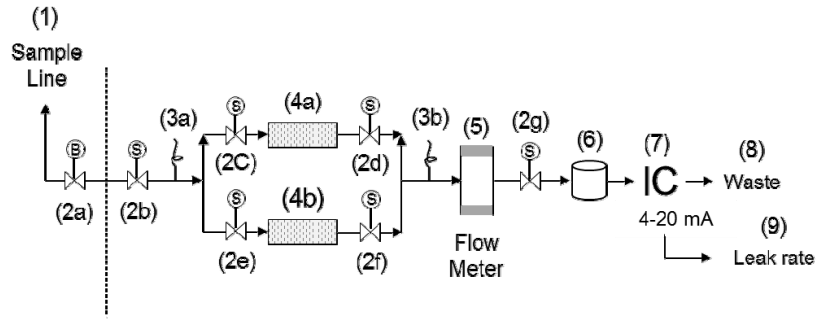


Fig. 2. Flow chart of on-line boron ion monitoring system advanced detection technology for SG leakage

이 때, Capillary IC에 적용된 CR-TC는 고압 전기분해 재생 Trap 칼럼으로 화학적 재생의 필요없이 On-line상에서 모든 음이온의 오염물질을 일차적으로 제거하며, 상기 시스템에 적용된 EG는 바탕선의 들뜸을 방지하여 피크 정량분석의 향상으로 기존 IC 보다 더욱 효과적인 Isocratic 및 Gradient 분리가 가능하다. 상기 Capillary IC에서 사용된 이동상의 유속은 0.001 mL/min 이며, 붕소이온의 전도도를 증폭시키는 70 mM Soribitol를 이동상과 함께 주입한다.

2.3 SG 누설감시시스템 설계 및 구성

Capillary IC를 사용한 SG 세관 누설감시시스템의 구성도는 Fig. 2와 같다. 2차계통수의 불순물을 일차적으로 제거하기 위하여 전처리 필터(4a,4b)를 두 시스템 전단에 설치한다. 시료가 두 기기에 들어가기 전에 전처리 필터(4a,4b)를 병렬로 구성하여, 하나의 필터가 포화되면 다른 필터로 By-pass 시킨다. 주기적인 점검 및 유지 보수 시와 현장 상황에 따라 필요시 연속 감시 모드에서 By-Pass 모드로 전환시키기 위해 Stop 버튼 On시, 밸브 2b만 Closed 가 되고, 밸브 2a가 Open되어 Sample은 Waste 흘러간다. 전 처리 필터(4a,4b)의 포화여부를 판단하기 위하여 압력센서(3a,3b)를 필터 전 및 후단에 설치한다. 미리 설정된 차압(△P)값 이상 시, 연속 시료채취토록 4a→4b 순서로 자동 변환시킨다. 또한, 2차측으로 유입되는 계통유량과 Capillary IC(7)가 자체적으로 시료를 Loading하는 속도차이가 있기 때문에 시료저장조(6)를 설치한다. 시료저장조의 유입부는 현장조건을 고려한 1/4 인치 크기이며, 시료저장조는 50 mL 부피의 원통형 스테인레스 재질이며, 저장조의 위쪽 상부는 넘침을 방지할 수 있는 3/8 인치의 배수구(Drain)를 통하여 시료저장조의 부피가 일정하게 유지되도록 한다. 시료저장조의 중앙상의 1/16 인치 배관을 통해 Capillary IC로 유입된다. Capillary IC가 지니는 가장 큰 장점은 분리능이 우수하며, Table 1과 같이 소량의 시료로도 분석이 가능하여 배출되는 폐액을 약 1/100 수준으로 줄일 수 있어 현장의 일반적인 On-line 계측기의 특성처럼 기기 유지관리와 함께 작업자의 편의성을 향상시킬 수 있다.

Table 1. Comparison of capillary tube IC and standard IC[1]

Format	Capillary	Standard
Flow rate	0.001~0.1 ㎖/min	0.1~3.0 ㎖/min
Injection Vol.	0.4 ㎕	25 ㎕
Pressure	6000 psi	5000 psi
Column Size	4 ㎛	8~16 ㎛
Column I/D	0.2~0.6 ㎜	2~4 ㎜
Consumption	5.25 ℓ/year	525 ℓ/year

3. 결론

원전 SG 세관의 1차측 냉각재의 2차측으로의 누설을 감시하는 붕소이온 대체기술로서 Capillary IC를 적용하여 On-line 누설감시시스템에 대해 알아보았다. 상기기술의 장점은 기존의 IC 보다 100~30배 정도의 소량 시료를 사용하며 피크 분리능이 우수해 측정의 정확도가 뛰어나며 폐액 발생량을 1/100정도로 줄일 수 있다. 또한, 저출력 및 비정상 원자로 운전상태에서도 증기발생기의 조기 누설의 감시가 가능하기 때문에 안정적이고 효과적인 SG 세관 누설감시가 가능할 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] 한국방사성폐기물학회, 2013년 춘계학술논문요약집, pp.435-436, 2013.

월성 사용후핵연료 건식저장시설 누설방지 및 장기모니터링 방안

성낙훈[1*], 최규섭[1], 정성환[2]
[1](주)코네스코퍼레이션, 서울특별시 서초구 명달로 65 일흥스포타운 5층
[2]한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1321번길 70
[*]sung@kones21.com

1. 서 론

사용후핵연료 건식저장시설에서의 장기저장관리를 위하여 건식저장계통에 대한 격납계통 누설방지 및 장기 모니터링 방안에 대하여 국내외 규정 및 현황을 분석하고 월성 콘크리트 사일로 건식저장시설에 효율적으로 적용할 수 있는 격납계통 누설방지 및 장기모니터링 방안을 도출하였다.

2. 규정 및 현황 분석

IAEA SSS No.SSG-15에 따르면 사용후핵연료의 장기저장을 위하여 격납계통의 열화방지방안을 구비하여야 하며, 건식저장계통의 이중밀봉계통은 모니터링장비를 설치하여야 한다(밀봉용접인 경우 없어도 됨). 격납계통은 환경으로 방사성물질이 누설되지 않도록 적절한 방안을 마련하고 적어도 독립적인 이중밀봉계통 및 모니터링을 요구하고 있다. 구역모니터링은 방사선량 및 공기중 핵종에 대한 측정이 포함되고, 관리구역은 고정형이고 연속가동되는 알람형 방사선량계를 설치할 것을 요구하고 있다.

미국 10 CFR 72.122에 의하면 건식저장시설의 격납계통은 연속적인 모니터링 기능이 가능하여야 하나, 저장계통의 설계요건과 부합한다면 주기적인 모니터링으로도 충분하다고 되어있다. 방출물 및 직접방사선 모니터링과 관련하여 핵종측정장비와 용해물질 측정장비를 포함할 것을 요구하고 있다. 또한 USNRC의 NUREG-1567은 격납계통의 밀봉에 대한 모니터링과 정상 및 비정상 조건에서 환경으로 누설되는 방사성물질에 대한 측정계통을 요구하고 있다. 최근 미국 ANL의 보고서는 건식저장계통의 장기저장 안전성 확보를 위한 열화관리프로그램의 10가지 요소(범위, 방지조치, 모니터링대상, 열화피해감지, 경향분석, 허용기준, 보수, 확인절차, 관리규제, 운영경험) 중에서 월성 사일로 건식저장시설 특성에 적합한 "콘크리트 구조물 모니터링 프로그램"과 "용접구조물 밀봉 및 누설 모니터링 프로그램"에 대하여 분석하였다. 콘크리트 구조물 모니터링 프로그램은 장기저장에 대한 열화현상을 확인하기 위하여 구조물의 외부표면 이외에 안전에 중요한 구조적 구성품과 콘크리트 패드에 대한 주기적 육안검사로 구성되며, 구조물 내부면 검사와 지하수 분석 등이 포함된다. 용접구조물 밀봉 및 누설 모니터링 프로그램은 격납경계인 용접부로의 접근이 어렵기 때문에 누설을 연속적으로 모니터링하여 격납경계의 건전성에 영향을 미치는 열화를 관리한다.

캐나다의 CSA N292.2-07에서 건식저장계통의 격납경계를 방사성물질이 확산을 막을 수 있는 물리적 구조물로 정의하며, 수명기간동안 격납계통에 대한 육안검사, 차폐 및 누설검사 등의 요건을 포함시켜야 한다고 요구하고 있다. 또한 저장 구성품(월성 사일로의 바스켓 해당)의 모니터링에 대하여 특별한 요건은 없으며(미국기준을 준용한 것으로 여겨짐), 저장용기(사일로 구조물 해당)는 격납경계를 형성하고 정상 및 비정상 운전에서 격납기능을 제공하도록 요구하고 있다. 건식저장시설에 대한 "운영감시 성능평가 프로그램"을 수립하여야 하며, 격납계통 뿐만 아니라 개별방벽 성능기준, 인간과 환경에 미치는 영향에 대한 기준등으로 평가하도록 하고 있으며, 감마선, 누설, 방출물질, 환경 등에 대한 모니터링을 포함하여야 한다. 감마선 모니터링은 건식저장시설의 펜스내부와 구조물에 대하여 휴대용장비 또는 TLD를 이용하여 규칙적으로 한다. 누설에 대한 기밀성은 저장용기가 저장시설에 안착되기 전에 헬륨누설검사를 통하여 확인한다. 공기입자 및 액체물질의 방출에 대하여 주기적으로 점검하고, 환경감시프로그램을 이용하여 저장시설이 환경에 대한 규제치 이내로 운영되는 것을 확인한다.

월성 건식저장시설에 대한 방사능감시 및 누설검사 계획에 대하여 측정항목과 검사주기에 대하여 규정요건과 비교하고 운영기준의 개선 가능성을 분석하였다(Table 1 참조). 사일로 건식저장시설 SAR는

모니터링계획은 사일로 콘크리트 검사, 감마선 모니터링, 펜스경계의 지속적 모니터링, 부지주변 표면수 핵종분석 등으로 기술되어 있으며, M/K-400 저장시설 SAR는 방사성감시계통 및 격납계통 설계요건, 방사선감시 및 시료분석 방안 등을 기술하고 있다. M/K-400 검사절차서는 감마선 측정, 공기 모니터링 및 육안검사 등의 요건과 모니터링 방법 등을 기술하고 있다. 원전의 방사선안전관리절차서는 격납감시계통, 차폐구조물 주위 및 저장구역 경계 등으로 구분하여 모니터링 방안을 기술하고 있다.

Table 1. Inspection period

항 목	사일로 SAR	M/K-400 SAR	M/K-400 검사절차서	방사선 안전관리절차	원안법 시행규칙
사일로 전체검사	매분기	매분기	-	-	-
사일로 감마선검사	매분기	매분기	매년	매일	매일
펜스경계 감마선감시	지속적	매분기	매년	매분기	매주
지표수 핵종분석	필요 시	매주	-	매주	매주
내부공기 검사	주기적	매년	매년	-	-

3. 누설방지 및 장기 모니터링 방안

미국 ANL 보고서의 열화감시프로그램을 토대로 사일로 건식저장시설에 적합한 모니터링 방안을 분석하였다.

사일로의 누설에 대하여 일정 격납요건을 만족하면 밀봉용접된 건식저장계통의 격납계통은 모니터링이 필요하지 않으나, 현재 사일로 저장시설은 주기적 누설검사를 수행하고 있다.

사일로 내부의 강재 실린더와 바스켓 부식의 경우 일부 부식이 확인이 되었으나 주기적으로 모니터링하기에는 IAEA 협의, 상부 플러그 제거작업 등 여러 가지 어려운 점이 있는 것으로 나타나 SaltSmart 등의 기술을 활용하여 내부상태를 모니터링하는 방안을 검토하고자 한다. 특히 바스켓 용접부가 열화로 인하여 손상되는 경우는 격납계통이 파손되는 것을 의미하고 아울러 내부의 방사성물질 누출 가능성이 높기 때문에 이에 대한 모니터링체계를 구축하는 것이 필요하다.

콘크리트 구조물은 ACI가 제시하는 육안검사, 음파반향(Sonic Echo), 후방산란 방사선측정, 반전지전위 등의 4가지 비파괴시험방법을 모니터링에 활용하고 있으며, 건식저장계통의 차폐성능을 확인하기 위하여 표면에서 측정된 감마선량의 변화를 모니터링할 수 있다.

4. 결 론

사용후핵연료 건식저장시설에 대한 현재의 방사선량률, 표면오염도, 저장플러그 용접부 비파괴검사, 실린더 누설검사, 저장시설 온도감시, 콘크리트 구조물 열화검사 등의 모니터링 항목과 주기는 규정과 설계요건에 따라 적합하다. 보다 효율적인 일부 보완이 바람직하며, 아울러 현재의 모니터링 주기에 대하여 원전사정에 적합하고 보다 신뢰성 있는 시기를 검토하는 것이 필요하다.

격납감시계통을 이용하여 주기적으로 격납계통인 바스켓의 누설을 모니터링하고 있으며, 이를 지속적으로 모니터링할 필요가 없으므로 현재의 격납감시계통을 이용하여 수행하는 사일로 내부 실린더 누설검사가 적합하다. 그러나 사일로 내부의 바스켓 용접부에 대한 열화현상을 모니터링하여 격납계통 건전성을 확인하는 방안이 필요하다. 콘크리트 구조물의 건전성은 원전의 열화현상 검사절차에 의한 주기적 검사는 염해영향 분석 등 일부를 보완하면 충분하며, 단지 사일로의 차폐특성을 점검하기 위하여 감마 이미징 시스템을 활용하는 방안이 적합할 것으로 여겨진다. 사일로 시설의 펜스경계에 TLD를 설치하여 방사선량을 지속적으로 모니터링하고, 사일로 구조물에 작업자가 명확하게 읽을 수 있고 연속으로 가동되는 알람형 방사선량계를 설치할 것을 요구하고 있다. 주기적으로 TLD 등을 회수하여 측정하는 것 보다는 작업자가 현장에서 실시간으로 직접 확인할 수 있는 원격 모니터링 시스템을 구축하는 것이 보다 효율적이다.

5. 참고문헌

[1] IAEA Safety Standards Series No.SSG-15, Storage of Spent Nuclear Fuel.

[2] US 10 CFR 72, Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel.

[3] USNRC NUREG-1567, Standard review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facility.

[4] ANSI N14.5, Leakage Tests on Package for Shipment.

[5] US ANL, "Managing Aging Effects on Dry Cask Storage Systems for Extended Long-Term Storage and Transportation of Used Fuel, 2013.

[6] ACI, ACI228.2R, Nondestructive Test Methods for Evaluation of Concrete in Structures.

원전 비상노심 냉각계통 인산삼나트륨 용해도시험 표준화 방안 검토

김정미*, 손순환
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*jeongmi@khnp.co.kr

1. 서론

원자력발전소의 인산삼나트륨(Tri-Sodium Phosphate, TSP)은 원자로건물 내부 바닥에 저장되어 있으며, 냉각재 상실사고 (LOCA) 후 재순환 단계 시 재순환집수조에 용해되어 pH 7.0 이상을 유지하도록 한다. 이를 통해 원자로냉각재에 용해된 요오드가 재휘발하여 격납건물(CV) 대기로 휘발되는 것을 방지하고, 또한 사고 후 재순환 기간 동안 원자로 건물 내 오스테나이트 스테인레스강 재질의 설비에 대한 응력부식균열(SCC)을 억제시킨다. 각 원자력발전소에서는 저장된 인산삼나트륨의 성능을 확인하기 위해 운영기술지침서에 따라 18개월 주기(계획예방정비 기간 중)로 점검을 수행하고 있다. 그러나 이 주기 점검의 한 항목인 용해도 시험의 세부 지침이 구체적으로 제시되지 않아 발전소별, 시험자별로 분석 편차가 발생하는 문제를 해결하고자 분석법 표준화 방안을 검토하였다.

2. 본론

2.1 시험 현황 및 문제점 파악

2.1.1 시험 현황

저장된 인산삼나트륨의 주기 점검항목은 저장 부피와 용해 pH 이다. 저장된 인산삼나트륨이 전체 다 녹았을 때 최종 pH는 저장량에 의해 결정되므로 이는 부피 점검으로 대체 수행하고, 제한 시간 내에 목표 pH에 도달하는가를 확인하는 것이 용해 pH 시험의 목적이다.

각 발전소 운영기술지침서에는 용해도 시험에 대한 기본 사양으로 인산삼나트륨 시료량, 시험 온도, 용매량(붕산수), 붕산수 농도 등이 제시되어 있으며, 표준형 원전(KHNP OPR1000)의 경우 기본 시험 사양은 Table 1과 같다. 그러나 시험 용기 및 pH 측정 위치 등 시험 세부 사항이 기술되지 않아 발전소별, 시험자별로 상이하고, 이에 따라 시험 신뢰도 및 재현성이 저하되는 문제가 제기되었다.

Table 1. pH Test conditions for the OPR1000 NPPs

TSP add. (g)	Temp. (℃)	Boron Concentration (ppm)	Borated Water Quantity (ℓ)	Lead Time (pH 7.0)
20.9 ± 0.5	62.8 ± 2.8	RWT (Refueling Water)	3.8 ± 0.19	≤ 25min

2.1.2 문제점 파악

인산삼나트륨은 비중(Specific Gravity)이 1.62로 물에 용해되었을 때 바닥으로 가라앉아 서서히 확산되는 특성이 있어 적절한 교반이 없으면 균질한 용액 상태를 얻기 힘들다. 이러한 용해특성에도 불구하고, 교반 정도에 대한 적당한 기준이 정립되지 않아 시험 편차를 유발할 수 있으므로 시험 용액을 교반하지 못하도록 규정하고 있다.[1] 또한 인산삼나트륨의 용해도는 시험 온도인 약 60℃ 이상에서 온도에 따라 크게 달라지는 양상을 보이므로, 시험 용액의 온도 편차에 따라서도 민감하게 영향을 받게 된다.[2]

위와 같은 제한 조건들로 인하여 인산삼나트륨의 용해 pH가 측정 위치에 따라 차이가 날 수 밖에 없으므로, 시험의 대표성과 재현성을 확보하는데 한계가 있다. 본 실험에서는 이러한 제약 조건에도 불구하고 가능한 용해시료의 평균 pH를 재현성 있게 측정할 수 있는 방안을 강구하였다.

2.2 표준화 필요 항목 선정

발전소 경험 사례를 통해 파악한 시험의 주요 영향 인자는 pH 측정 위치(높이별, 거리별) 이며 그 외 시험 용기 사양, 시료 투입 방법, 시험용기 중탕 여부 등이었다. 이 중 시험용기는 직접 영향 인자는 아니지만, 용기의 형태와 규격에 따라 pH 측정 위치(거리 및 높이)가 달라지는 간접 영향 인자가 된다.

2.3 용해 실험 및 개선안 도출

2.3.1 실험 계획

본 실험은 원전 운영기술지침서에 근거하여 보수적으로 제시된 시험온도, 붕산수 농도 및 용량, 인산삼나트륨 시료량 조건 하에서 인산삼나트륨 용해에 따른 pH 7.0 도달 시간을 신뢰성 있게 판정하는 방안을 검토하였다.
먼저 주요 인자 중 pH 측정 위치 및 시료 투입 방법에 대한 영향을 파악하고자 Fig. 1과 같이 직사각형의 항온수조를 이용하여 실험을 준비하였다.

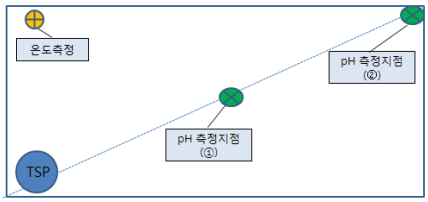


Fig. 1. Diagram of the test water bath.

2.3.2 주요 실험 결과 및 개선안 도출
인산삼나트륨은 용해 시 교반이 없는 조건에서 제한 시간 내에 용기 전체의 균질한 용액상태를 얻는 것이 불가능하여, 측정 위치 및 시료 투입 방법 등에 민감한 영향을 받음을 확인하였다.
특히 Fig. 2와 같이 거리에 따라 목표 pH 도달 시간 차가 컸으며, 반복 시험 중 일부는 최대거리(측정지점②)에서 25분 이내에 목표 pH에 도달하지 못하였다.

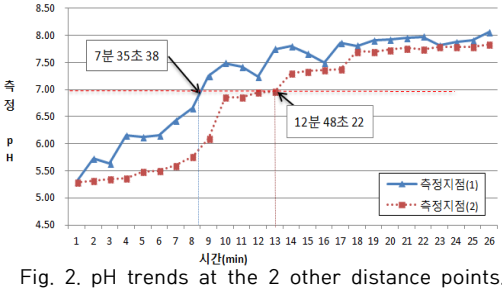


Fig. 2. pH trends at the 2 other distance points.

이러한 문제를 보완하기 위해 시험 용액 부피를 고려하여 측정 높이와 거리에 따른 편차를 최소화할 수 있는 시험용기 규격을 결정하고, 인산삼나트륨의 확산이 용이하도록 시료를 투입하는 개선안을 도출하였다.

2.4 표준 시험 사양 제시

2.4.1 시험 용기 규격 및 사양 결정
시험 용기는 정해진 붕산수(약 3.8 ℓ)를 담았을 때 측정 높이 편차를 최소화하고 pH 셀이 충분히 담길 수 있는 높이(약 4 ~ 5 cm)를 고려하여, 단면적 760 ~ 950 ㎠ 의 정사각형 또는 원통형 용기를 권장한다. 단 항온조 규격 등에 의해 제한을 받을 경우 장변의 길이가 40 cm 이내인 직사각형 용기를 사용하여 거리 편차를 최소화할 수 있도록 한다.

2.4.2 시료 투입 방법 및 pH 측정 위치 결정
인산삼나트륨 시료는 용기의 중앙부 표면에서 채취된 분말 형태로 투입하여 최대한 균질하게 확산될 수 있도록 한다. pH는 시료 투입지점으로 부터 가장 먼 지점에서 측정하되, 직사각형의 경우 중간 지점 측정을 추가하여 평균한다. 단 이 경우에도 최대 지점 pH가 제한 시간 내에 목표값에 도달할 경우 중간 지점 측정을 생략할 수 있다.

3. 결론

인산삼나트륨은 교반이 없는 시험조건에서 균질한 용액 상태를 얻기 힘들고, 시험 용액의 온도 편차에 따라서도 민감하게 영향을 받게 된다.
본 실험에서는 이러한 제약 조건에도 불구하고 가능한 용해시료의 평균 pH를 재현성 있게 측정할 수 있는 방안을 강구하였다.
실험을 통해 ① pH 측정 위치, ② 교반, ③ 시료 투입 방법 등이 pH 측정에 민감하게 영향을 주는 것을 확인하였다.
그리고 이 영향을 최소화할 수 있도록 ①시험 용기 사양과 규격을 결정하는 방안을 제시하고, 가능한 균질한 용액 상태를 확보할 수 있는 ②인산나트륨 시료 투입 방법과 ③pH 측정 지점을 제안 하였다.

4. 참고문헌

[1] 한국수력원자력(주), 신고리1,2호기 운영기술지침서.
[2] Tarek G.Zaki, ICONE10-22111, Proceedings of ICONE10 10th International Conference on Nuclear Engineering, "Containment Sump Neutralization Using Trisodium Phosphate -Parametric Analysis", 2002.
[3] 교육과학기술부, 교육과학기술부 미래 기초연구(수행기관: 경희대학교), "LOCA 사고시 Sump 내의 pH 예측 선진기법 수립에 관한 연구", 2011.

한빛6호기 2차계통 부식생성물 저감을 위한 복합아민 수처리법 적용에 관한 연구

홍진표[1], 송종순[2*]
[1]한국수력원자력(주), 서울특별시 강남구 영동대로 520
[2]조선대학교, 광주광역시 동구 필문대로 309
*jaegalh@hanmail.net

1. 서론

가압경수로(PWR)의 2차계통(secondary system)과 증기발생기의 철부식생성물(iron corrosion products)은 국부적인 수화학 부식 환경을 조성하며 특히, 증기발생기의 열전달 성능저하를 유발한다. 원자력발전소는 2차계통의 부식생성물 저감을 위하여 다양한 수처리방법을 적용하고 있다. 한빛원자력발전소 6호기에서 2차계통 부식 저감을 위해 약 9개월간 단계별 복합아민 수처리법 적용을 추진하였다. 본 연구는 한빛6호기에서 수행된 복합아민 적용시험 결과를 바탕으로 최적 pH 및 복합아민 농도를 선정하여 2차계통 수질관리에 적용함으로써 계통 재질의 부식방지 및 증기발생기 건전성 향상에 기여하고자 추진하였다.

2. 본론

2.1 복합아민 적용시험 수행

Table 1. Step application of mixed amine and pH

구분	수행일정	pH (계산값)	ETA (ppm)	NH_3 (ppm)	N_2H_4 (ppb)
초기 단계	**1.10~1.31**	9.55	2.0	1.1	150
1단계	**2.1~5.2**	9.60	2.4	1.3	150
2단계	**5.3~8.7**	9.65	2.9	1.6	150
3단계	**8.8~9.30**	9.65	2.6	1.7	150

복합아민 적용시험은 초기 준비단계 및 pH별 3단계로 구분하여 추진하였으며 각 단계별로 2~3개월 유지하였다. 시험 전 기간동안 각 계통별 pH 및 약품농도를 분석하여 모든 계통에서 예측된 농도값을 유지하는지 확인하였으며, 단계별로 철(Fe) 농도 분석을 통해 복합아민 효과를 검토하였다.

약품비율은 울진원자력발전소 2호기 시험결과 최적 농도비(ETA:NH_3=1.8:1)에 따라 선정하였고, 계산 pH 및 약품농도는 EPRI Plant Chemi- stry Simulator를 이용하였다.

2.1.1 단계별 복합아민 주입 및 pH 변화

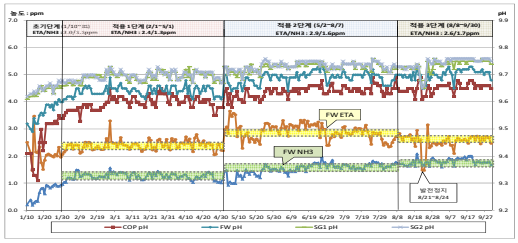


Fig. 1. pH change on Application of mixed amine.

초기단계는 계통전체에서 pH 9.5이상 유지하기위한 약품농도를 적용하였다. 시험 초기 복합아민 농도 유지에 어려움이 있었으나, 시간 경과에 따라 안정된 값을 유지하였다. 적용 1단계는 계획에 따라 ETA 2.4 ppm, NH_3 1.3 ppm을 안정적으로 유지하였으며 계통별 pH(25℃)는 9.6~9.7 수준에서 안정된 값을 유지하였다. 1단계 유지기간은 계획(2개월)보다 1개월 연장된 3개월을 유지하였으며 이는 시험 초기 복합아민 적용에 따른 개선효과를 평가하기 위해서는 3개월 정도 유지하는 것이 유리할 것으로 판단하였다. 적용 2단계는 2단계 초기 약품주입량 상향에 따라 일정기간 농도가 흔들렸으나 이후 ETA 2.9 ppm, NH_3 1.6 ppm에서 안정된 농도를 유지하였다. 약품농도 상향에 따라 계통별 pH(25℃)는 9.65~9.75 수준을 유지하였다. 적용 3단계는 ETA 2.6 ppm, NH_3 1.7 ppm을 안정적으로 유지하였다. 약품주입 비율 변화에 따라 저압측 pH가 일부 증가하여 계통별 pH(25℃)는 9.68~9.75 수준을 유지하였다.

2.2 주급수 철농도 저감효과 평가

pH상승에 의한 2차계통의 급수계통에 대한 철농도는 4.69 ppb 에서 1 ppb 수준으로 획기적인 저감을 달성하였다. 이러한 철 농도변화는 복합아민 적용에 따른 것으로 지속적인 감소추세 유지 후 1~2 ppb의 낮은 농도에서 안정된 값을 유지하였다.

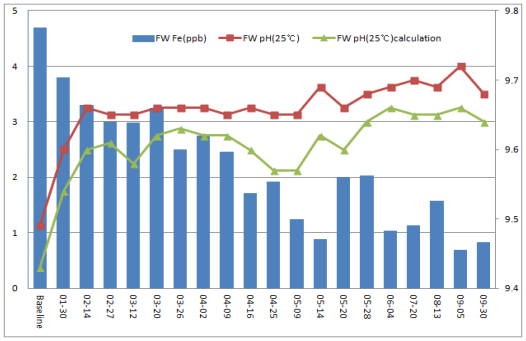


Fig. 2. FW System pH and Fe concentration change.

2.3 계통별 pH(t)와 급수 철농도 변화 평가

복합아민 주입 및 아민농도 상향에 따라 각 계통의 ΔpH(t)가 증가하였고 이에 따라 급수의 철농도가 감소되었다. 급수 철농도 저감 측면을 고려 아래 Fig. 3 에서와 같이 6월 4일 및 9월 5일 수질조건이 유리한 것으로 판단하였다.

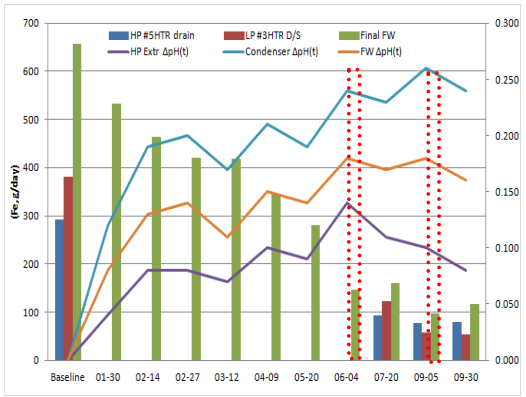


Fig. 3. Trend of Fe product following ΔpH(t) change.

2.4 복합아민 최적 pH 및 농도 선정

Table 2. Final application of mixed amine and pH

항 목		농 도	비 고
최적 pH(25℃)		9.65	이론값
복합아민 최적농도	ETA	2.6±0.2ppm	혼합비율 ETA:NH_3 = 1.5 : 1
	NH_3	1.7±0.2ppm	

복합아민 최적 pH 및 농도 선정사유는 복합아민 적용시험 결과 이론 pH(25℃) 9.65 정도에서 급수 철(Fe) 부식생성물 농도가 가장 낮게 유지되었다. 2단계인 6월4일과 3단계 조건인 9월5일 수질조건을 적합하였으나 동일한 pH에서 수행한 2, 3단계 수행결과 저압측 철농도를 감소시킨 3단계에서의 효과가 큰 것으로 판단되었다.

3. 결론

본 연구를 통하여 알 수 있었던 내용은 원자력발전소 2차계통의 pH 제어제를 에탄올아민에서 복합아민(에탄올아민+암모니아)으로 변경 적용함으로써 2차계통의 철부식 생성물이 획기적인 수준으로 저감하였다. 복합아민 시험전 철부식생성물은 고압 및 저압 사이클에서 거의 대등한 수준으로 발생하는 것으로 평가되었으나 복합아민의 혼합비율에 따라 발생기여도에 미세한 변화를 보였다. 탈염기 등 설비 운영 최적화 측면에서 살펴보면, pH 상향운전으로 탈염탑 운전수명 저하, 약품소모 비용 증가 및 폐기물량 발생 증가 등의 부정적 영향이 발생한 것으로 보이나 철부식생생성물 저감으로 인한 증기발생기 건전성 향상, 정비비용 절감 및 운영효율 향상 등을 감안하면 부정적 영향을 충분히 상회할 경제적 효과가 달성되었다.

4. 참고문헌

[1] 주관기관 순천향대학교, 참여기관 한수원(주),원전 2차계통 Advanced Amine 수화학 적용기술 개발, 최종보고서, pp. 21-55, 2011.

[2] THE CORROSION SCIENCE SOCIETY OF KOREA, CORROSION SCIENCE AND TECHNOLOGY, Vol. 10, No. 5, pp. 175-179, 2011.

[3] 한국산학기술학회논문집, 원전 2차계통에서 아민의 pH 제어특성 연구, pp. 16-17, 2010.

[4] 한국화학공학회, 아민에 따른 이온교환 특성, pp. 20-23, 2010.

[5] 순천향대학교, ETA 채택에 따른 COD 및 N 방출저감 연구, 2008.

한울3호기 증기발생기 교체 및 아연주입 운전에 따른 BOA 평가

이두호[1*], 우해석[2]
[1]한수원중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
[2]한전원자력연료주식회사, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 242
*dooholee@khnp.co.kr

1. 서론

원전 일차계통에 아연을 주입하면 계통 선량율이 저감되고, 일차수응력부식균열(PWSCC: Primary Water Stress Corrosion Cracking)이 저감되는 효과를 얻을 수 있는 것으로 알려져 있다[1]. 한울1호기 17주기에 시작된 아연주입 운전의 성공적인 경험을 바탕으로 국내 경수로형 원전에서는 5 ppb 수준의 아연을 주입하는 운전을 준비하고 있다[2]. 본 연구에서는 한울3호기의 아연주입 운전 및 증기발생기 교체에 따른 노심의 축방향 출력불균형(AOA: Axial Offset Anomaly) 발생 위험도를 BOA(Boron-Induced Offset Anomaly) 코드를 활용하여 평가한 결과와, 이에 따른 한울3호기에서의 아연주입 운전 전략을 기술하였다.

2. 본론

2.1 평가 방법론

AOA는 비등이 일어나는 노심 상부에 침적된 크러드가 붕소의 침적 매개체로 작용하여 노심 축방향의 출력을 하부로 편중시키는 현상을 말한다[3]. BOA 코드 평가를 위하여, 먼저 ANC 코드를 이용해 3차원의 노심출력자료를 생산하고 TORC 코드로 크러드가 존재하지 않는 연료 피복관 표면에서의 국부 열수력 조건을 계산하였다. 그리고 이 계산결과를 BOA 코드 입력자료로 활용하여 발전소 운전조건에서 부식생성물의 방출과 크러드 침적을 질량보존에 의해 모델링하였고, 이렇게 계산된 양의 크러드가 존재하는 피복관 표면에서의 비등율 및 크러드 내 붕소 침적량을 계산하여 AOA 발생 위험도를 정량적으로 평가하였다.

2.2 평가 결과

한울3호기는 PLUS7 연료가 장전된 한국 표준형 발전소로서, 증기발생기 2차측에서 발생한 응력부식균열로 인해 12차 O/H시 증기발생기를 Alloy 690 재료로 교체하였다. 본 연구에서는 13주기 정상운전 중 한울3호기에서 아연주입 운전이 신규 착수되는 것으로 가정하여 붕소 침적량에 따른 AOA 발생 위험도를 BOA 코드로 계산하였다. Table 1에는 노심 침적 붕소량에 따른 AOA 위험도를 간략히 나타내었다.

Table 1. Boron Mass Threshold for AOA Risk Assessment [4]

Core Size (# of Fuel Assemblies)	Boron Threshold (lbm)
157	0.24
177	**0.28**
193	0.30

한울3호기 13주기 노심의 농축도 및 핵설계 자료는 이전 주기와 동일하나, 12차 O/H시 증기발생기를 교체하였으므로 부식생성물 방출량이 증가되어 12주기에 비해서는 노심 침적 붕소량이 증가하는 것으로 나타났으나 AOA 발생 문턱값은 넘지 않았다.

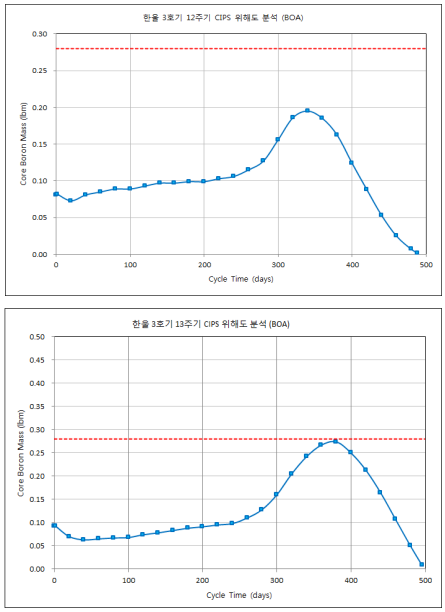


Fig. 1. Hanul Unit 3 Cycle 12&13 BOA Boron Mass with No Zinc.

아연주입이 시작되면 단기적으로 아연이 일차계통 산화막의 코발트와 니켈을 치환하여, 냉각재를 매개로 이동하는 부식생성물의 양을 증가시킬 가능성이 있다. 본 연구에서는 일차계통에 주입된 아연의 양에 비례하여 부식생성물의 양이 증가하고 이에 따라 노내 크러드 침적량이 증가하는 것으로 가정하여 AOA 발생 위험도를 정량화하였다. 이때 아연주입 농도 및 시기에 대한 적절성을 평가하기 위하여 다음의 Table 2와 같은 시나리오별 노내 침적 붕소량을 계산하였다.

Table 2. BOA Input Matrix

Zinc Level (ppb)	5, 10, 20, 40
Zinc Start Date	30, 180, 240, 270, 300, 330, 360, 390
Zinc Duration (Days)	120, 180, 240, 300, 360, 420, 480
Fule Cleaning Efficiency (%)	0, 45, 80

Fig. 2는 한울3호기 13주기 아연주입 적용에 따른 노내 붕소 침적량 변화의 대표사례를 도시한 것이다. 본 그림을 통해 아연주입 전 연료 초음파 세정을 수행하지 않을 경우 390일 경과 후 아연주입 운전을 착수하면 AOA 발생 위험도가 아연주입을 하지 않는 경우와 유사하게 관리될 수 있음을 알 수 있다. 또한 만약 아연주입 전 연료 초음파 세정이 수행된다면 AOA 발생 위험도는 아연주입 이전 주기보다도 훨씬 낮게 관리될 수 있음을 확인할 수 있다.

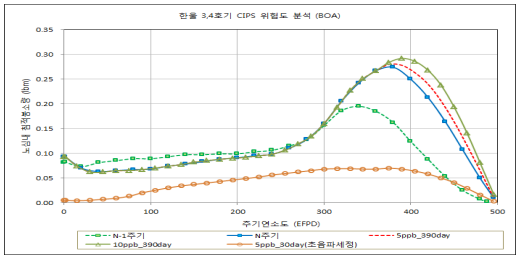


Fig. 2. Hanul Unit 3 Cycle 13 BOA Boron Mass with Zinc.

3. 결론

한울3호기에서는 일차계통 선량율 저감을 위한 아연주입 운전을 적용할 예정이다. 본 연구에서는 한울3호기의 아연주입 운전에 따른 AOA 발생 위험도를 BOA 코드로 정량화하고, 이를 토대로 한울3호기의 아연주입 운전전략을 수립하였다. 본 연구를 통해 아연주입에 의해 단기적으로는 AOA 발생 위험도가 증가될 수 있으나, 아연의 농도와 주입시점을 조정한다면 AOA 발생 위험도가 아연을 주입하지 않은 기존 노심과 유사한 수준으로 관리될 수 있음을 확인하였다. 이와 더불어 별도의 절차 수립을 통해 아연주입 운전이 착수되면 냉각재 중의 니켈 농도를 주기적으로 분석하여 냉각재를 매개로 한 부식생성물의 이동을 감시하고, 니켈의 농도가 일정 수준을 초과하는 경우 노심 출력분포 및 ASI(Axial Shape Index) 편차를 평가하여 아연주입 운전에 따른 AOA 발생 위험도를 관리할 계획이다.

4. 참고문헌

[1] Pressurized Water Reactor Primary Zinc Application Sourcebook, Revision 1: Volumes 1 and 2. EPRI, Palo Alto, CA: 2012. 1025316.

[2] 이두호, 한울1호기 원자로냉각재 아연주입 효과평가, KHNPCRI M-WC-14-05, 2014.

[3] PWR Axial Offset Anomaly (AOA) Guidelines, Revision 1, EPRI, Palo Alto, CA: 2004. 1008102.

[4] Boron-Induced Offset Anomaly (BOA) Risk Assessment Tool, EPRI, Palo Alto, CA: 2003. 1003211.

PWR 원전의 방사화 핵종 생성 평가

이두호[1*], 박지은[1], 박창제[2]
[1]한수원중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*dooholee@khnp.co.kr

1. 서론

경수로형 원전은 우라늄을 연료로 하여 핵분열 반응을 제어하면서 전력을 생산하는 시스템으로서, 불가피하게 다양한 방사화 핵종을 생성한다. 본 연구에서는 ORIGEN-S 코드를 이용하여 원자로 구조물 및 다양한 구성품의 재질로 활용되는 스테인리스강, 인코넬(Alloy 600, X-750), Ag-In-Cd 합금, Zircaloy-4 등을 대상으로 여러 노심조건에 대한 방사화 평가를 수행하였다. 동 평가를 통해 일차계통에서 검출되는 대부분의 핵종들이 재질 내의 미량 불순물에서 기인될 수 있음을 확인하였다.

2. 본론

2.1 평가 방법

본 연구의 주된 목적은 경수로형 발전소의 운전시 방사화에 의해 생성 가능한 다양한 핵종을 확인하기 위함이다. 이를 위해 방사화 분석코드인 ORIGEN-S 코드를 이용하여 여러 재질에 대한 방사화 분석을 수행하고 그 결과로부터 방사화 핵종의 생성 여부를 확인하였다. ORIGEN 코드는 시간에 따른 핵종 무게나 방사선 선원을 계산하는 코드로서, 동 코드에서는 중성자 핵변환, 핵분열, 방사화 붕괴 등을 고려한 일점 붕괴방정식(Bateman 방정식)을 풀게 된다. 본 방정식의 주요 변수 중의 하나인 원자로 내부 및 노심 구조물의 대표적인 중성자속은 2차원 수송방정식 해석코드인 DORT 코드를 통해 계산한 값을 활용하였다(Table 1 참조). 또한 반응단면적 값은 ORIGEN-S 코드에서 제공하는 ENDB/B-VII.0 (Evaluated Nuclear Data Files) DB를 활용하였다.

Table 1. Neutron Flux Rates

위치	중성자 속
노심 내부	1E+14 n/cm^2-s
노심 구조물	1E+12 n/cm^2-s

노내 방사화 평가를 위해 원자로 내부 및 노심 구조물의 구성 성분 1 kg이 열중성자에 의해 1375일(핵연료가 3주기 동안 연소되므로 이 값을 기준으로 설정함) 동안 조사되고, 이후 5년 동안 냉각되는 것으로 가정하였다. 또한 다양한 핵종의 생성 가능성을 평가하기 위하여 주요 구조재료에 존재하는 미량 및 불순성분을 조사[1]하여 평가에 반영하였다.

2.2 평가 결과

스테인리스강, 지르칼로이 합금, 인코넬 합금 등 5가지 주요 재질에 대한 방사화 평가를 수행하였다. 본 평가를 통해 발전소 현장시료에서 자주 검출되지 않는 다양한 핵종들이 구조재료의 방사화에 의해 생성될 수 있음을 확인하였다. Fig. 1과 2, 3에는 스테인리스강과 지르칼로이 합금, 제어봉의 방사화에 의해 생성되는 검출빈도가 낮은 핵종들의 사례를 도시하였다(예: Ag-108m, Ag-110m, Cd-109, Cd-113 In-114m, Mn-56, Nb-97, Sb-122, Sb-124, Sb-125, Tc-99m, Te-123m, Zr-97 등).

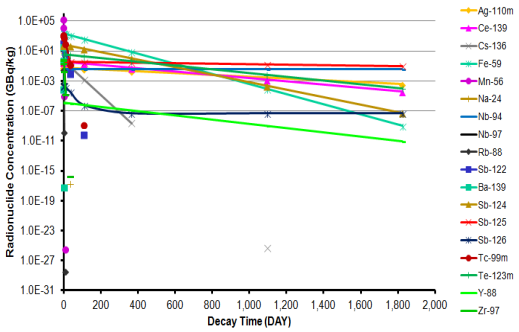


Fig. 1. Variation in Activated Radionuclides with Time in SS-304.

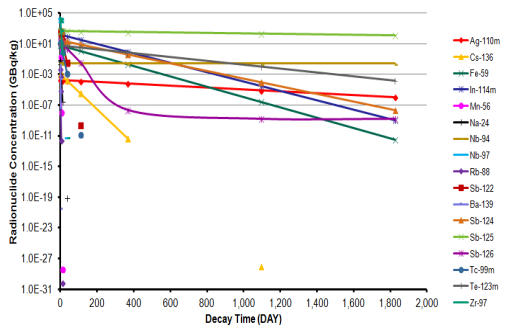


Fig. 2. Variation in Activated Radionuclides with Time in Zircaloy-4.

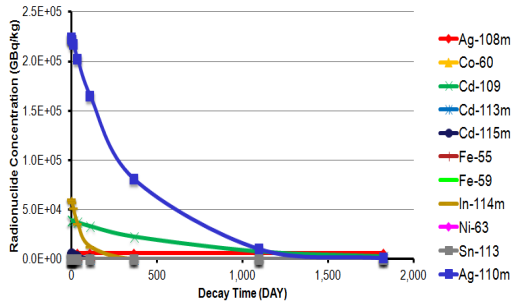
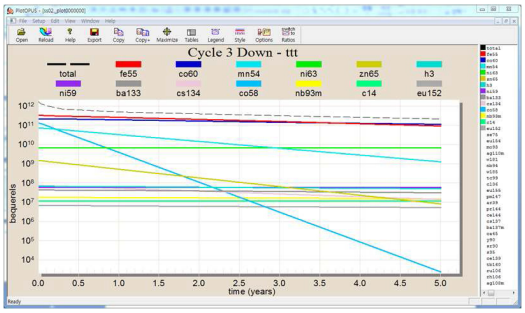


Fig. 3. Variation in Activated Radionuclides with Time in Control Rod.

Fig. 4에는 노내 위치별, 즉 중성자속의 세기에 따른 방사화된 SS304의 핵종 농도 예시를 나타냈다. 1375일 동안 조사되면서 생성된 핵종의 농도가 방사능 붕괴에 따라 점차 감소되는 경향을 나타냄을 확인할 수 있으며, 또한 노심 내부에서 조사된 경우가 그렇지 않은 경우보다 핵종 농도도 높다는 점을 확인할 수 있다.



(A) Irradiated in the Reactor Internal



(B) Irradiated in the Reactor Vessel

Fig. 4. Change in Radionuclides in SS-304.

3. 결론

상용 경수로형 원전에서 검출 빈도가 낮은 핵종들의 생성 원인 규명을 위해 해석적 도구인 ORIGEN-S를 이용하여 일차계통 주요 구조재료의 방사화 평가를 수행하였다. 평가 결과 주요 구조재료 불순성분의 방사화에 의해 다양한 핵종이 생성됨을 확인하였으며, 이들 핵종의 농도는 중성자속의 세기와 조시기간, 냉각기간에 따라 변하게 됨을 알게 되었다.

본 연구의 결과는 원자력 발전소에서의 방사화 핵종 거동 해석에 중요한 기초자료로 활용될 수 있으며, 또한 원전 해체 선원항 계산 시에도 활용될 수 있을 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] NUREG/CR-6567, Low-Level Radioactive Waste Classification, Characterization, and Assessment: Waste Streams and Neutron Activated Metals, Pacific Northwest National laboratory, August 2000.

탄소강 배관 감육검증을 통한 감육관리방법 개선에 관한 연구

김정민[1], 송종순[2*]
[1]한국수력원자력, 서울특별시 강남구 영동대로 520
[2]조선대학교, 광주광역시 동구 필문대로 309
oicuy2k@gmail.com

1. 서론

현재 국내 원자력발전의 발전량은 원년인 1978년에 2,324GWh를 발전하여 전체 발전량의 7.4%에 불과했으나, 2013년도에는 138,784 GWh를 발전하여 전체 발전량의 27%를 차지하고 있어 매우 중요한 국가 에너지원이다. 따라서 발전소의 효율적인 운영을 위하여 지속적인 기기 노후화에 대한 점검 및 예측을 통한 안정적인 정비시스템 구축이 필요하다. 원자력 발전소는 많은 배관들로 구성되어 배관손상이 일어날 경우 큰 손실이 발생하므로 배관의 수명과 부식 및 파공이 집중되는 부위를 사전에 예측하는 것이 중요하다. 이 중 탄소강 배관은 원자력발전소에서 중요 계통에 주로 쓰이는 배관이며 감육관리를 위하여 매주기 일정량의 배관 컴포넌트를 대상으로 UT 검사를 통하여 두께를 측정하고, 그 데이터를 평가하여 계속사용 또는 교체 여부를 결정하고 있다. 대부분의 기존 탄소강배관의 건전성평가 방법은 ASME Code Case N-597-2를 통한 결과를 바탕으로 배관 건전성을 판별하며, 이에 대한 정확한 검증이 이루어지지 않고 있다. 이에 따라 미국 EPRI에서는 다중 반복적으로 검사하고 있는 배관 컴포넌트에 대하여 감육이 진행되고 있는지의 여부를 판별할 수 있는 여러가지 통계처리방식과 TPM(Total Point Method), LSS(Least Square Slope) Method 등을 제시하고 있다. 이번 연구에서는 기존 건전성 평가 결과에 EPRI TPM 검증방법을 적용하여 배관 수명주기를 재산정하는 방법에 대해 기술하였다.

2. 본론

원자력발전소에서는 탄소강 감육관리를 위해 매주기(18개월)마다 UT로 배관두께를 측정하고 잔여수명이 1주기 미만으로 평가된 배관에 대하여 ASME Code Case N-597-2를 적용하여 배관의 건전성평가를 수행한다. 본 연구에서는 기존 건전성평가방법인 ASME Code Case N-597-2로 한주기 운전가능여부가 확인된 잔여수명 1주기 미만의 2개의 탄소강배관에 대해 EPRI TPM 프로그램을 이용한 검증을 통해 잔여수명주기를 재 산정하고 검사주기를 조정해 보았다.

2.1 배관 감육관리를 위한 건전성평가 방법

대상 배관기기는 Table 1의 주급수계통 주급수펌프 후단 Tee배관과 주증기계통 SV3 후단 Elbow배관이며, UT를 통해 측정된 두께 데이터는 Table 2, 3과 같다. ASME Code Case N-597-2를 적용하여 건전성을 평가한 결과 공학적 평가기준인 차기 주기예상 최소두께 및 Stress Criteria를 만족하는 것으로 평가되어, 차기 주기에 예상되는 최소두께에서도 건전성을 유지할 것으로 평가되어 현 주기에서 별도의 조치 없이도 한 주기 운전이 가능한 것으로 판단되었다.

Table 1. Taget Pipe

(단위 : inch)

대상	공칭 외경	재질	공칭두께	정밀측정 최소두께	설계최소 요구두께
Target 1	20	탄소강	1.5	1.266	1.296
Target 2	28	탄소강	1.225	1.099	1.133

Table 2. Taget 1 UT Data

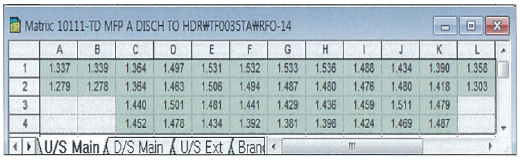


Table 3. Taget 2 UT Data



2.2 배관 감육평가 검증 방법

배관 컴포넌트를 다중 반복적으로 측정하여 실제 감육발생 여부를 결정할 수 있는 확률론적 방법인 TPM을 적용하기 위해서는 동일 컴포넌트에 대하여 최소 2회 이상의 UT 데이터가 존재하여야 하며, UT 데이터는 행과 열이 동일한 Matrix 형태이어야 한다. 평가 방식은 동일 위치의 데이터 전체에 대하여 두께변화 기울기를 구하고 감육량 구간별로 히스토그램을 작성한다.

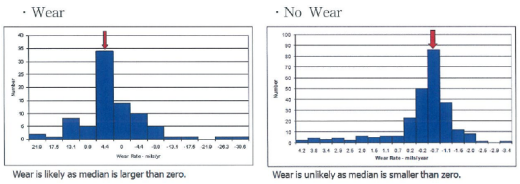


Fig. 1. Example of wear rate histogram.

Fig. 1은 감육률 히스토그램을 나타낸 것으로 감육 진행여부의 판별은 대부분 포인트의 감육률이 양수일 경우에는 감육이 진행되고(Wear) 있음을 나타내고, 음수일 경우에는 감육이 진행되고 있지 않음(No Wear)을 나타낸다.

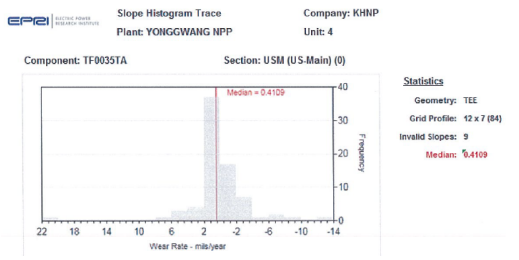


Fig. 2. Wear rate histogram of Taget 1.

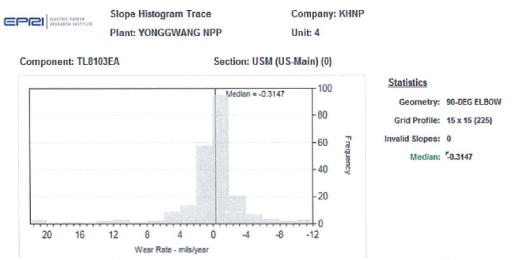


Fig. 3. Wear rate histogram of Taget 2.

Fig. 2는 Tee Main에 대하여 3주기 배관두께 검사 데이터를 이용한 감육속도 분포도 그래프이다. 분석 결과 대부분의 값들이 작고 중간값 또한 작아 감육이 안되는 것으로 판단되었다. Fig. 3은 Elbow Main에 대하여 6주기 배관두께 검사데이터를 이용한 감육속도 분포도 그래프이다. 분석 결과 대부분의 값들이 작고 중간값 또한 음의 값이어서 감육이 안되는 것으로 판단된다.

2.3 검증을 통한 잔여수명산정 및 검사주기조정

평가 대상 배관기기는 3주기 이상 검사한 배관으로 향후 불요한 반복검사를 줄이기 위해 감육여부 검토가 필요하여, TPM 프로그램을 이용한 검증을 통해 감육여부를 판단한 결과 감육이 진행되지 않으나 정밀측정최소두께가 설계최소요구두께보다 작아 지속적인 검사 및 건전성평가가 요구되므로 잔여수명평가시 설계최소요구두께를 ASME Code Case N-597-2에서 계산된 최소허용두께로 대체하여 평가하였다. 그 결과 Tee 배관은 잔여수명이 10 Cycle의 여유가 있으나 해당배관의 3주기 검사간격이 짧고 주급수 계통의 탄소강배관인 점을 감안하여 감사주기를 반으로 조정가능하다는 결론을 도출할 수 있었다. Elbow 배관의 경우 잔여수명이 2 Cycle의 결과가 나왔고 해당배관의 6주기 검사결과 감육이 없다는 것과 고건도의 주증기 배관라인인 점을 감안하여 2 Cycle후에 검사하는 것이 타당하다는 결론에 도달하였다.

3. 결론

본 연구에서는 기존 탄소강배관 감육관리 방법에 EPRI TPM 검증방법을 도입하여 배관의 잔여 수명주기를 재 판정하는 방법을 제시하였다. EPRI TPM 검증방법을 발전소 탄소배관 감육관리 시스템에 도입하여 배관의 검사주기를 조정함으로써 불요한 반복검사에 따른 막대한 소요인력과 정비비용을 절감하고, 최적의 배관 정비시스템을 구축할 수 있을 것으로 사료된다.

4. 참고문헌

[1] D. Smith, Impelemtation Test Project on the Total Points Method, 1022575, EPRI, Palo Alto, pp. 3-1, 2011.

[2] CORROSION SCIENCE AND TECHNOLOGY, Vol. 11. No. 5, pp. 173-178, 2012.

[3] Requirements for Analytical Evaluation of Pipe Wall Thinning, ASME Code Case N-597, 2003.

[4] 비파괴검사학회지, Vol. 24, No. 4, pp. 410-430, 2004.

ITER 삼중수소 저장공급시스템 헬륨-3 회수공정개발을 위한 게터실험장치 설계

송규민[1*], 이정민[1], 고병욱[1], 김정미[1], 손순환[1], 윤세훈[2], 장민호[2], 강현구[2]
[1]한수원(주) 중앙연구원, 대전시 유성구 유성대로 1312번길 70
[2]국가핵융합연구소, 대전시 유성구 과학로 169번길 148
*kmsong@khnp.co.kr

1. 서론

국제핵융합실험로(ITER, International Thermonuclear Experimental Reactor)는 핵융합연료로 중수소와 삼중수소를 사용하며, 이를 위해 삼중수소 저장공급시스템(SDS, Storage and Delivery System)이 설치된다. 하지만, 계통내 삼중수소가 붕괴되면서 생성된 헬륨-3는 핵융합연료의 순도에 영향을 줄 수도 있으며 블랭킷효과로 삼중수소 흡탈장 성능을 낮출 수도 있다. 따라서 헬륨-3를 주기적으로 회수할 필요가 있다. 삼중수소와 헬륨-3를 분리하는 방법으로 게터법, 분리막법, 저온흡착법[1,2] 등이 제안되고 있다. 이 중에서 게터법은 헬륨-3에 잔류하고 있는 삼중수소와 기타 불순물을 제거할 수 있는 게터를 이용하여 헬륨-3만을 회수하는 방법이다. 본 논문에서는 게터법을 SDS의 헬륨-3 회수공정에 적용하기 위하여 설계요건분석을 통해 실험장치를 설계하고 제작하는 과정을 소개하고자 한다.

2. 본론

2.1 ITER SDS 요건분석

ITER SDS는 토카막에서 요구하는 핵융합연료인 삼중수소와 중수소를 연료공급시스템(Fuelling System)으로 공급하는 기능 이외에 SDS가 삼중수소를 보유하고 있는 중에 베타붕괴에 의해 생성되는 헬륨-3의 주기적 회수(수집)기능을 포함하고 있다. 헬륨-3 회수운전은 삼중수소 저장용기에서 삼중수소를 PVT-c 용기로 꺼내 재고량을 측정하는 과정에서부터 시작된다. PVT 계량법 및 GC 분석법에 의해 삼중수소, 헬륨-3 및 다른 불순물의 조성을 확인한 후 헬륨-3의 회수가 필요할 경우 운전을 시작한다. 따라서 운전을 살펴보면서 헬륨-3 회수공정의 요건을 분석할 수 있다.

SDS는 삼중수소 저장재로 우라늄을 사용하기 때문에 PVT-c 용기로 삼중수소와 다른 불순물 기체를 탈장한 후 다시 저장용기로 순환시키면 삼중수소를 우라늄 저장용기로 저장할 수 있다. 남은 기체로부터 잔류 삼중수소와 불순물기체를 제거하고 헬륨-3만을 수집하면 된다. 이때 불순물 중에 CQ_4 (Q=H, D, T) 등 삼중수소 화합물이 존재할 경우 크래킹을 통해 삼중수소를 회수하여야 한다. 따라서 상압에서 크래커를 순환하는 운전이 필요하다. 삼중수소를 우라늄 용기에 저장한 후에는 헬륨-3와 잔류삼중수소 및 불순물이 존재할 수 있는데 이때는 삼중수소 상당량이 제거된 상태이므로 저압상태에서 운전이 된다. 또한 불순물은 제거하고 헬륨-3만을 남기는 운전이므로 게터를 이용한 순환운전이 필요하다. 마지막으로 게터의 재생을 위한 운전이 필요하다.

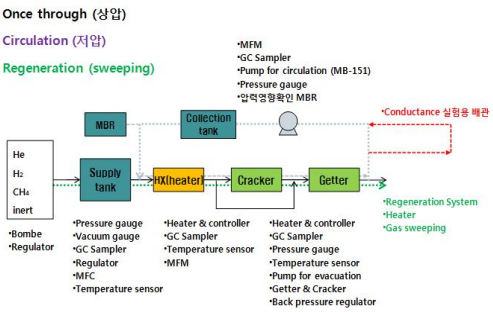


Fig. 1. Conceptual flow diagram as operating conditions of He-3 collection loop.

3가지 운전모드에 대한 다양한 실험조건을 구현하기 위하여 Fig. 1의 흐름도와 구성품별 기능을 정리하였다. 또한 이를 기준으로 Fig. 2의 장치 구성도 및 구성품의 규격을 결정하였다. CQ_4 및 다른 불순물 성분 및 형태에 대한 논란의 여지는 많다. 이들은 주로 저장재인 우라늄의 제조과정에서 함유된 불순물에 종속적인 부분이 많아 현재까지 실험적으로 확인된 것은 없지만, 대표적인 불순물로 CQ_4를 예상하고 있다.

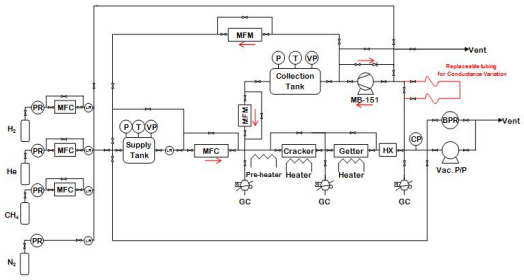


Fig. 2. Flow diagram of He-3 collection test loop.

2.2 게터선정

CQ_4의 크래킹을 위한 게터 선정과 삼중수소 및 불순물 제거를 위한 게터 선정이 필요하다. Table 1은 헬륨-3 회수를 위해 불순물 제거에 적합한 상용게터 후보군들의 특성을 나타내고 있다.

ZrMnFe (ST909) 게터는 Q_2O를 제거하기 위하여 개발된 게터이지만 CQ_4와 NQ_3의 크래킹 기능이 가능하다. 운전온도는 300~500℃이며 온도가 올라갈수록 반응속도가 증가한다. 운반기체의 종류에 따라 성능변화가 있다. 일반적으로 Q_2나 N_2 분위기에서는 헬륨 분위기에서 보다 성능이 떨어지는 경향이 있다.

ZrFe (ST198) 게터는 질소기체의 정화용으로 사용하는 게터로 질소나 헬륨을 제외한 불순기체를 제거할 수 있다. 운전온도는 ~400℃이며 삼중수소 누설시 회수를 위한 게터로도 많이 사용된다. 삼중수소에 대한 제거율이 상당히 높아 출구에서의 농도를 μCi 수준까지 낮출 수 있다.

Table 1. Characteristics of commercial getters

Alloy name	Suggested activation Temp.	Working Temp.	Main characteristics and applications
ST101 (Zr_3Al_2)	700~900	200~400	NEG of general use, low Q_2 eq. pressure
ST707	300~500	RT~400	High activity vs. all active gases
ST198	500~700	RT~400	Purification of N_2 streams
ST199	700~800	RT~400	Good activity vs. H_2, H_2O
ST737	500	300~500	H_2 purification, H_2O splitting
ST909	500	300~500	H_2 purification, H_2O, CH_4, NH_3 splitting

2.3 제작 및 시운전

Fig. 3은 운전요건과 게터선정을 통해 설계된 게터실험장치의 설치된 모습을 나타내고 있다. 장치 전면의 제어패널에서 운전상태를 모두 확인할 수 있으며 PLC를 통해 제어 및 운전데이터를 수집한다. 헬륨-3 회수루프는 게터로서 ST909와 ST198을 결합한 방식으로 제작되었으며 온도제어가 가능한 히터가 장착되어 있다.

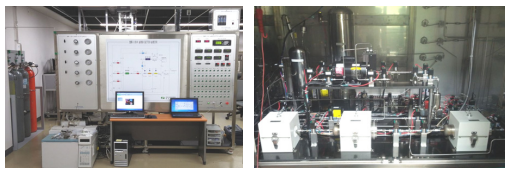


Fig. 3. He-3 collection test loop using getters.

3. 결론 및 향후계획

본 논문에서는 게터법을 SDS의 헬륨-3 회수공정에 적용하기 위하여 설계요건분석을 통해 실험장치를 설계하고 제작하는 과정을 소개하였다. 향후 각 운전조건에 따른 설계자료 생산을 통해 ITER SDS에 적합한 헬륨-3 회수공정개발을 완료할 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부와 산업통상자원부의 국제핵융합실험로 공동개발사업(NRF 2013-000137) 및 국가핵융합연구소의 지원으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] R. Scott Willms, et al., *Fus. Eng. Des.*, 28, 386-391 (1995).

[2] K. Song, "A Methodology of the Cryogenic Adsorbent Selection for He-3 Separation in Low Tritium Level by Modified Langmuir Equation", 한국원자력학회 춘계학술대회, 제주 (2014).

2014 **추계**학술논문요약집

발행인 송명재

발행처 한국방사성폐기물학회

주 소 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
한국원자력연구원 원자력성과확산관(53A) 202호

연락처 **Tel** +82-42-861-5851, +82-42-866-4205
Fax +82-42-861-5852 **E-mail** krs@krs.or.kr

인쇄처 신진기획인쇄사 / **Tel** +82-42-638-7887