ISSN 1738-1142

Volume 7(2) 2009

Abstracts of Proceedings of the Korean Radioactive Waste Society Autumn 2009

한국방사성폐기물학회 학술논문요약집

- 2009년 가을 -

• 일시 : 2009. 11. 12~13 (목~금)
(Workshop : 11.11(수))
• 장소 : 제주 휘닉스 아일랜드
• 후원 : 현대로템(주)

사단법인 한국방사성폐기물학회

빈 면

목 차

제1분과 방사성폐기물 정책 및 제염해체 (ORAL) 좌장 : 황태원 · 서범경

08:45 원전 증기발생기 세관 내부 오염도 측정방법 연구 ····· 29
서범경 · 이근우 [한국원자력연구원]

09:05 방사성폐기물 관리시설의 KEPIC 적용 방안 ····· 31
손명성 · 김안섭 [대한전기협회], 나진수 · 이병식 [한국전력기술㈜]

09:25 원전 해체 비용평가 방법론 개발 ····· 33
강상호 · 이승기 · 정재훈 · 이병식 [한국전력기술㈜],
Jim Garvey, Eric Darois [RSCS],
김학수 · 황태원 [한수원㈜원자력발전기술원]

09:45 불용 및 잉여 핵물질 통합관리 ····· 35
고한석 · 이병두 · 박호준 김현조 · 김현숙 [한국원자력연구원]

10:05 Coffee Break

10:20 해체비용 산정을 위한 주요 고려 사항 및 국내 적용 가능 방안 제안 ····· 37
김학수 · 황태원 [한수원㈜원자력발전기술원]

10:40 신월성원전 건설 중 해수침수사고와 해결과정의 고찰 ····· 39
이병일 · 정진욱 [경주시 월성원전민간환경감시기구]

11:00 Progress of the MSSP Project: Support for Development of a Safeguards Approach of a Pyroprocessing Plant ····· 41
H. S. Shin, S. K. Ahn, D. Y. Song, H. D. Kim [KAERI]

11:20 울진1호기 17주기 재사용 핵연료에 대한 초음파 세정 결과 ····· 43
박종열 · 신중철 · 김순기 · 김용찬 [한전원자력연료㈜]
양승태 [한수원㈜원자력발전기술원],
강신섭 · 김준곤 · 윤재황 [한수원㈜울진원자력본부]

11:40 수용성 방호용품 제염 감용처리 기술 개발 ····· 45
김진길 · 김헌기 · 홍성준 · 이상태 [하나검사기술㈜], 윤용기 · 허성기 · 이병국 [한국수력원자력㈜]

제1분과 방사성폐기물 정책 및 제염해체 (POSTER)

P0101 세계 각국의 사용후핵연료 관리정책 동향 분석 ····· 49
김형준 · 강기성 · 고문성 · 김창락 [한국방사성폐기물관리공단]

P0102 Fuel Cycle Cost Modeling for the Generation IV SFR at the Pre-Conceptual Design Stage ····· 51
Seong Ho KIM [Systemia G&E, Inc.]
Kee-Hwan MOON, Young-In KIM [KAERI]

P0103 A Comparative Study on the Proliferation Resistance of Nuclear Fuel Cycles ····· 53
H-L. Chang, W. I. Ko, Y. D. Lee, K. S. Lee, H. D. Kim [KAERI]

P0104 Dynamic Modeling of a Partial Plutonium Recycling Scenario ····· 55
ChangJoon Jeong, Won Il Ko [KAERI]

P0105 KIEP-21 핵연료주기 핵물질 재고량, 불확실성 평가 ····· 57
황용수 · 이광석 [한국원자력연구원]

P0106 방사성폐기물 안전협약 Lessons-learned 반영 전략 수립 ····· 59
김성일 · 정재학 · 석태원 · 이윤근 [한국원자력안전기술원]

P0107 전기화학용출에 의한 방사성 콘크리트제염 연구 ····· 61
김계남 · 양병일 · 최왕규 · 민병연 · 이근우 · 정운수 [한국원자력연구원]
63

P0108 불포화대에서의 세슘이동 특성 연구 ····· 63
김계남 · 양병일 · 문제권 · 이근우 · 정운수 [한국원자력연구원]

P0109 광용발법에 의한 Type 304 스테인리스강 표면의 $CsNO_3$ 및 Eu_2O_3 제거에 관한 연구 ····· 65
바이갈마 · 원휘준 · 정종헌 · 문제권 · 이근우 [한국원자력연구원]

P0110 해외 hot cell 제염보수 사례 분석 및 hot cell 보수를 위한 예비 제염 방안 … 67
원휘준 · 문제권 · 정종헌 · 박근일 · 이정원 · 이근우 [한국원자력연구원]

P0111 원전 해체물량 평가를 위한 방법론 개발 …… 69
정재훈 · 나한정 · 박정수 · 이병식 · 이종혁 [한국전력기술㈜]

P0112 방사성 오염토양의 제염 처리 기술 현황 …… 71
권기현 · 김병태 · 김대환 · 홍지식 · 임유경 · 김기홍 · 조성일 [선광원자력안전㈜]

P0113 원자력시설의 해체용이성 전과정 고려를 위한 안전성 측면의 접근방안 …… 73
정재학 · 이관희 · 최경우 · 석태원 · 이윤근 [한국원자력안전기술원]

P0114 마이크로 버블 기술현황 및 제염기술 적용 검토 …… 75
김대환 · 김병태 · 홍지식 · 권기현 · 임유경 · 김기홍 · 조성일 [선광원자력안전㈜],
김위수 · 이재민 · 전종선 [㈜에네시스]

P0115 연구로 1, 2호기 해체사업 평가 …… 77
박승국 · 지연희 · 정운수 [한국원자력연구원]

P0116 해체폐기물 잔류방사능 조사절차 수립을 위한 MARSAME 방법론 고찰 …… 79
신상원 · 이재민 · 이수홍 · 한병섭 [㈜에네시스], 최경우 [한국원자력연구원],
최경우 [한국원자력안전기술원]

P0117 연구로 1&2호기 해체 부지개방을 위한 조사 …… 81
홍상범 · 정경환 · 이기원 · 정운수 [한국원자력연구원]

P0118 2009 Status of Uranium Conversion Plant Decommissioning …… 83
D. S. Hwang, K. I. Lee, Y. D. Choi, U. S. Chung [KAERI],
J. H. Lee [Hana Nuclear Co.]

P0119 방사능 오염시설의 광용발 제염 생성입자 포집특성 …… 85
정종헌 · 원휘준 · 문제권 · 이주영 · 바이갈마 · 이근우[한국원자력연구원]

P0120 우라늄 잔류물질 저장시설 운영 …… 87
이규일 · 황두성 · 최윤동 · 홍순석 · 정운수 [한국원자력연구원]

P0121 연구로 1, 2호기 제염해체 사업 최종 현황 ····· 89
이기원 · 홍상범 · 정경환 · 정운수 [한국원자력연구원]

P0122 연구로 해체 방사성 중저준위 폐기물의 방사선 특성 평가 ····· 91
지연희 · 백삼태 · 박승국 [한국원자력연구원]

P0123 HF/HNO_3 계에서 금속 폐기물 제염을 위한 모재 및 부식 산화막 용해 특성 ··· 93
권미경 · 최왕규 · 이근우 [한국원자력연구원]

P0124 인코넬 용융시 방사성 핵종의 분배특성 ····· 95
민병연 · 김계남 · 최왕규 · 이근우 [한국원자력연구원]

P0125 원자력 연구시설에서 발생된 해체 콘크리트 폐기물의 고도화 분리공정에 의한 방사성핵종제거 ····· 97
민병연 · 김계남 · 최왕규 · 이근우 [한국원자력연구원]

P0126 황산-세륨 제염법에 의한 Inconel-600 및 304 Stainless steel 산화막 용해 특성 ····· 99
이정준 · 문제권 · 이근우 [한국원자력연구원]

P0127 방사성물질 오염물 세정기술 개발을 위한 마이크로버블 특성 평가 ····· 101
박상규 · 김연화 · 전종선 · 이재민 · 김위수 · 한병섭 [㈜에네시스]

P0128 의료용 선형 가속기 시설 해체를 위한 중성자속 분포 계산 ····· 103
정진영 · 황주호 [경희대학교], 김정훈 [부산가톨릭대학교]

P0129 핵연료주기 시설에서의 핵물질 자체방호성 평가 ····· 105
고원일 · 고번성 · 장홍래 · 이용덕 · 이광석 [한국원자력연구원]

P0130 고리 제1발전소 FDT 슬러지 제거작업 방사선안전관리 ····· 107
이세엽 · 김동균 · 박상희 · 박동원 · 이현철 [㈜한국원자력엔지니어링]

P0131 월성1호기 증기발생기 1차측 세정기술 경험을 통한 방사선안전관리 측면에서의 최적 관리기법 ····· 109
이경호 · 홍용호 · 김길권 · 조천휘 [㈜액트], 김성민 [한수원㈜원자력발전기술원]

P0132 Safeguardability of the Conceptually Designed Korea Advanced Pyroprocess Facility ····· 111
H. L. Chang, H. S. Shin, H. D. Kim [KAERI]

제2분과 : 방사성폐기물 처리 (ORAL) 좌장 : 양호연 · 정승영

08:45 유-무기 이온교환제를 이용한 방사성 세탁폐액 내 방사성핵종의 처리 ····· 115
정인식 · 신원식 · 최상준 [경북대학교]

09:05 ^{131}I 추적자를 이용한 모사시료 내 표준 ^{129}I 에 대한 회수율의 주기적 검증 ····· 117
최계천 · 송병철 · 연제원 · 송규석 [한국원자력연구원]

09:25 핵융합로 발생 금속폐기물 내 삼중수소 분석기술 ····· 119
안홍주 · 박종호 · 송병철 · 연제원 · 손세철 · 지광용 · 송규석 [한국원자력연구원]

09:45 원자력연구소 내 가연성폐기물 방사선적 특성 분석 ····· 121
홍대석 · 지영용 · 강일식 · 손종식 · 김태국 [한국원자력연구원]

10:05 Coffee Break

10:20 중준위 금속 방사성폐기물 처리를 위한 원격취급공정 개념연구 ····· 123
홍권표 · 오완호 · 홍대석 · 지영용 · 김태국 · 류우석 [한국원자력연구원]

10:40 디스크형 무기매질을 이용한 공용융염(LiCl-KCl)계에서 Cs 제거특성 ····· 125
박현혜 · 박환서 · 조인학 · 김인태 [한국원자력연구원]

11:00 폴리머고화설비 성능평가 ····· 127
민병돈 · 김은영 · 박정수 [한국전력기술㈜]

제2분과 : 방사성폐기물 처리 (POSTER)

P0201 시멘트 고화체 중 Sr-90 분석을 위한 시료 전처리 ····· 131
표형열 · 김영복 · 최광순 · 한선호 · 송규석 [한국원자력연구원]

P0202 조사재시험시설 MUP 필터뱅크 현장 누설시험 ····· 133
백상열 · 김기하 · 송웅섭 · 안상복 · 류우석 [한국원자력연구원]

P0203 회분화 실험을 통한 목재 폐기물 소각 시 질량감량계수 산출 ····· 135
윤기훈 · 박현균 · 신진성 · 송정호 · 박승현 · 이상미 [케이엔디티앤아이]
이영배 · 설증군 · 류재봉 [한전원자력연료]

P0204 SiO_2-Al_2O_2-P_2O_5를 이용한 공용융염(LiCl-KCl) 폐기물의 안정화 및 고형화 ··· 137
박환서 · 조인학 · 박현혜 · 조용준 · 김인태 [한국원자력연구원]

P0205 Lancing 작업의 Sludge 제거효율 향상방안 및 비용절감 방안제시 ····· 139
박병목 · 채경선 · 김태진 · 유동현 · 강석철 · 윤상정 [세안기술㈜]

P0206 무기합성복합체의 조성에 따른 금속염화물의 탈염소화 특성 ····· 141
조인학 · 박환서 · 박현혜 · 김인태 [한국원자력연구원]

P0207 진공하 칼슘필터를 이용한 몰리브데늄의 포집 ····· 143
신진명 · 박장진 · 이재원 · 이정원 · 김성훈 [한국원자력연구원]

P0208 농축폐액 건조분말 정제화 장치 개발 ····· 145
김득만 · 신상운 [한수원㈜원자력발전기술원]

P0209 첨착활성탄 성능검사 방법의 불확도 추정 ····· 147
박경록 · 양호연 · 황태원 [한수원㈜원자력발전기술원]

P0210 필터 여재 접착물 제거장치 개발 ····· 149
강일식 · 김태국 · 지영용 · 유영걸 · 이범철 [한국원자력연구원]

P0211 APR+의 농축폐액 처리방안 고찰 ····· 151
이상섭 · 윤중수 · 김성환 [한수원㈜원자력발전기술원]

P0212 우라늄 부스러기의 안전한 저장을 위한 분위기 조절 산화처리의 최적 조건 수립 ··· 153
김창규 · 우윤명 · 김정도 · 지철구 · 배상오 · 김종구 [한국원자력연구원]

P0213 방사성 유기폐액 처리기술의 현황 ····· 155
임유경 · 김병태 · 김대환 · 홍지식 · 권기현 · 김기홍 · 조성일 [선광원자력안전㈜]

P0214 우라늄을 함유한 유기폐액 처리 ····· 157
최윤동 · 최휘경 · 이규일 · 황두성 · 정운수 [한국원자력연구원]

P0215 원자력발전소에서 발생되는 방사성폐기물 銅管(동관)류 처리방법의 최적화 ··· 159
이상태 · 김창환 · 김효철 · 이의동 [하나검사기술㈜]

P0216 붕산농축폐액 유리화 특성 연구 ····· 161
조현제 · 신상운 [한수원㈜원자력발전기술원]

P0217 유기산 방사성배기체 여과시스템 성능평가 ····· 163
강덕원 [한전전력연구원], 김진길 · 김민재 [하나검사기술㈜]

P0218 방사성폐기물 시료 내 ^{3}H 및 ^{14}C 시험방법의 유효성 ····· 165
손세철 · 송병철 · 한선호 · 지광용 · 송규석 [한국원자력연구원]

P0219 사용 후 산화물 핵연료의 전해환원공정에서 발생한 LiCl 염폐기물 재생 기술 167
정진석 · 조용준 · 이한수 · 김인태 [한국원자력연구원]

P0220 산화물 사용후 핵연료 파이로공정발생 공융염폐기물 재생기술 ····· 169
이태교 · 조용준 · 양희철 · 이한수 · 김인태 [한국원자력연구원]

P0221 희토류 침전물 함유 LiCl-KCl 공융염 증류공정에서 장치 형태에 따른 공융염 증기 응축거동에 관한 연구 ····· 171
은희철 · 양희철 · 이한수 · 김인태 [한국원자력연구원]

P0222 실 드럼으로 부터의 특성시험용 코아 시편채취 ····· 173
곽경길 · 김태국 · 유영걸 [한국원자력연구원]
제환경 · 박준석 · 황석하 · 이승구 [한일원자력㈜]

P0223 밀봉된 핵연료의 부수로 모델링 및 피복재 최대온도 예비계산 ····· 175
차정훈 [한국원자력연구원], 김상녕 · 지준석 [경희대학교]
최경우 [한국원자력안전기술원]

P0224 사용후연료의 건식처리 발생 hull 폐기물의 처리(II) ····· 177
김준형 · 김인태 [한국원자력연구원]

P0225 증류법을 이용한 모의 사용후핵연료 용액 중 Ru 순수 분리 ····· 178
김정석 · 최광순 · 박순달 · 전영신 · 한선호 [한국원자력연구원]

P0226 수소생산용 고온가스로 헬륨정화계통 설계(1) ····· 180
김종호 · 권진경 · 이태훈 · 이기영 · 장종화 [한국원자력연구원]

P0227 혼합형 플라즈마 토치 전원공급시스템 ····· 182
김영일 · 박승철 · 박종길 [한수원㈜원자력발전기술원]

P0228 비등온 TGA 방법에 의한 이온교환수지의 고온 분해 특성 해석 ····· 184
여선옥 · 양희철 · 조용준 · 은희철 [한국원자력연구원], 전종선 · 김위수 [㈜에네시스]

P0229 ZrCo를 이용한 수소 저장 공급 특성 ····· 186
구대서 · 이재은 · 정동유 · 정홍석 [한국원자력연구원]

P0230 소형 원통형 Reactor 내 ZrCoHx의 흡탈장 성능 ····· 188
구대서 · 이재은 · 정동유 · 정홍석 [한국원자력연구원]

P0231 COL 공정에서 미용해 잔사물 및 침전물의 고/액 분리특성 ····· 190
양한범 · 임재관 · 정동용 · 이일희 · 김광욱 [한국원자력연구원]

P0232 산소분산공정에서 산소-공융염 이상흐름특성 ····· 192
조용준 · 이한수 · 김인태 [한국원자력연구원]

P0233 전치 및 중성능필터를 지지하는 프레임의 구조특성 ····· 194
황용화 · 이형권 · 서항석 · 권형문 · 장정남 · 전용범 [한국원자력연구원]

P0234 탄산염계에서 메탈산화물 존재시 uranyl peroxo-carbonato 착물의 안정도 196
정동용 · 최은경 · 양한범 · 이일희 · 김광욱 [한국원자력연구원]

P0235 악티늄족 및 란탄족 원소 회수를 위한 기능성 고분자-탄소 나노 구조체 ····· 198
정용주 · 심준보 · 백승우 · 김시형 · 권상운 · 김광락 · 정홍석 · 안도희
[한국원자력연구원]

P0236 세라믹 고화매질(ZIT)에 의한 희토류산화물 고화체 제조 ····· 200
안병길 · 박환서 · 김환영 · 김인태 [한국원자력연구원]

P0237 경수로 사용후핵연료 파이로 건식처리공정 발생 LiCl 염폐기물 중의 고방열성 I/II족 핵종 제거 및 잔류물 고화처리 ····· 202
김인태 · 조용준 · 박환서 · 김환영 · 이한수 [한국원자력연구원]

P0238 우라늄에서의 수소 동위원소의 흡착-탈착 특성 조사 ····· 204
박대엽 · 백승우 · 이민수 · 안도희 [한국원자력연구원]
손순환 · 송규민 [한전전력연구원]

P0239 산분해법을 이용한 모의 CRUD의 Capillary 시료 정량검증 및 고찰 ····· 206
김민재 · 정성엽 [㈜성우이앤티], 강덕원 [한전전력연구원],
박종석 [한국수력원자력㈜]

제3분과 방사성폐기물 처분 및 부지특성 (ORAL) 좌장 : 백민훈 · 고용권

08:45 구리 부식층의 전기화학적 부식 저항성평가 ····· 211
이민수 · 최희주 · 최종원 [한국원자력연구원]

09:05 CANDU 사용후핵연료 처분시스템 열적안정성 향상을 위한 처분용기 개념 ··· 213
이종열 · 조동건 · 국동학 · 이민수 · 최희주 [한국원자력연구원]

09:25 Interaction between Uranium and Biotite ····· 215
S. Y. Lee, M. H. Baik, J. W. Choi [KAERI]

09:45 금속산화물 표면의 숙성 및 결정성이 Eu(III) 흡착에 미치는 영향 ····· 217
이규환 · 박경균 · 조혜륜 · 정의창 [한국원자력연구원]

10:05 Coffee Break

10:20 KURT지역의 지질모델 보완 ····· 219
박경우 · 김건영 · 김경수 · 고용권 · 최종원 [한국원자력연구원]

10:40 Block-scale의 단열 암반에서 지하수 유동 모의 평가 ····· 221
고낙열 · 지성훈 · 고용권 [한국원자력연구원]

11:00 벤토나이트 완충재와 균열 암반 경계에서 핵종 거동 특성 ····· 223
백민훈 [한국원자력연구원]

11:20 One-dimensional GoldSim Radionuclide Transport Modeling for the Wolsong LILW Disposal Center ····· 225
Sung Bok Lee, Haeryong Jung, EunYong Lee, JooWan Park [KRMC]

11:40 단열의 경사에 의한 수리학적 특성 연구 ····· 227
이진용 · 김경수 · 박경우 · 김재학 [한국원자력연구원], 한운우 [대전대학교]

제3분과 : 방사성폐기물 처분 및 부지특성 (POSTER)

P0301 지하처분연구시설(KURT) 주변 지역에 대한 단열 시스템 연구 ····· 231
박경우 · 지성훈 · 류지훈 · 김재학 · 이대형 [한국원자력연구원]

P0302 KURT 내 심부 시추공을 이용한 수리지질 특성연구 ····· 233
조중호 · 김경수 · 류지훈 · 고낙열 [한국원자력연구원], 한운우 [대전대학교]

P0303 FFRC 기법을 이용한 암석물성 평가 및 Acoustic Wave 전파특성 분석 ····· 235
김진섭 · 김규원 · 권상기 · 조원진 · 조계춘 [한국원자력연구원]

P0304 가열 및 포화에 따른 공학적방벽시스템 내 압력분포 변화 ····· 237
조원진 · 이재완 · 권상기 [한국원자력연구원]

P0305 근계영역 열역학적 거동 평가를 위한 KURT 현장 히터 시험 ····· 239
권상기 · 김진섭 · 조원진 [한국원자력연구원]

P0306 탄성파를 이용한 암반손상대 평가법 개발을 위한 실내실험 ····· 241
정주환 · 양형식 [전남대학교], 최병희 · 송원경 [한국지질자원연구원]
조철현 [지하정보기술㈜]

P0307 암반 절리의 거칠기와 절리 간극 크기 변화에 대한 그라우트 주입압 변화에 대한 수치해석적 연구 ····· 243
전기환 · 송재준 [서울대학교], 류동우 · 김형목 · 박의섭 [한국지질자원연구원]

P0308 High pH 및 Low pH grout의 탄성계수 및 탄성파 속도 분석 ····· 245
김규원 · 김진섭 · 조원진 [한국원자력연구원]

P0309 Drucker-Prager 모델을 이용한 압축벤토나이트의 일축압축특성 분석 ····· 247
임진규 · 이재완 · 조원진 [한국원자력연구원]

P0310 과열조건(over-heating condition)에서의 완충재 블록 열-수리-역학적 거동 ··· 249
이재완 · 조원진 [한국원자력연구원]

P0311 국산 벤토나이트 완충재의 팽윤압 측정 ····· 251
이지현 [과학기술연합대학원대학교], 이민수 · 최희주 · 최종원 [한국원자력연구원]

P0312 환원방법에 의한 Birnessite의 합성 및 흡착 특성 ····· 253
강광철 · 김승수 · 백민훈 [한국원자력연구원]

P0313 Mn-Montmorillonite를 이용한 지하수 내 방사성 핵종의 제거: 칼럼 실험 ··· 255
이남경 · 박연진 · 신원식 · 최상준 [경북대학교], 권미경 [한국원자력연구원]

P0314 KURT 지하수 내 혐기성 미생물의 배양 기술 및 응용 ····· 257
오종민 · 이승엽 · 백민훈 [한국원자력연구원]

P0315 관통 확산법에 의한 Ag_2O 첨가 압축 벤토나이트의 요오드 이온 확산 특성 관찰 259
임성팔 · 이지현 · 이민수 · 최희주 · 최종원 [한국원자력연구원], 이처경 [한동대학교]

P0316 국내외 지하연구시설을 이용한 용질 및 콜로이드 이동 실험 ····· 261
이재광 · 이태엽 · 오종민 · 백민훈 [한국원자력연구원]

P0317 사용후핵연료 및 파이로공정 발생 고준위폐기물 복합 처분시스템 개념 ····· 263
이종열 · 정종태 · 조동건 · 국동학 · 이민수 · 최희주 [한국원자력연구원]

P0318 장반감기 고준위폐기물 복합 처분방식 개발 ····· 265
최희주 · 이종열 · 이민수 · 조동건 · 국동학 · 정종태 [한국원자력연구원]

P0319 PEACER 핵변환로에서 생성되는 폐기물의 중 · 저준위 처분 타당성 검토를
위한 처분장 성능평가 코드 예비 분석 ····· 267
김성엽 · 이건재 [KAIST]

P0320 CANDU 사용후핵연료 처분시스템의 방사선량 평가 ····· 269
국동학 · 조동건 · 정종태 · 이민수 · 이종열 · 최희주 [한국원자력연구원]

P0321 방사성폐기물 처분시설의 폐쇄후 환경모니터링 및 감시에 관한 해외기술 동향 ··· 271
김건영 · 고용권 · 박경우 · 장용수 · 최종원 [한국원자력연구원],
정해룡 [한국방사성폐기물관리공단]

P0322 GoldSim 전산코드를 활용한 핵종누출 모델링 ····· 273
최광순 · 박정수 · 이병식 [한국전력기술㈜]

P0323 A Biosphere Assessment for Alternative Scenario Cases ····· 275
Youn-Myoung Lee, Yongsoo Hwang [KAERI]

P0324 GoldSim을 이용한 Concrete 열화 평가방법 ····· 277
이성호 [한국원자력연구원]

P0325 국내 중저준위 방사성폐기물 처분시설의 인간침입 평가 발전방향 고찰 ····· 279
정해용 · 서은진 · 박진용 · 정찬우 [한국원자력안전기술원]

P0326 방사성폐기물 자체처분 관련 제도 및 적용 사례 고찰 ····· 281
이관희 · 정재학 · 송민철 · 이윤근 [한국원자력안전기술원]

P0327 플라스틱 자체처분을 위한 피폭방사선량평가 ····· 283
주광태 · 김서열 · 유석준 · 유보종 · 주성균 · 안상준 [고려공업검사㈜]

P0328 Site Selection of the Finish Repository for Spent Nuclear Fuel ····· 285
Reijo Riekkola,Anssi Auvinen [Consulting Engineers Saanio & Riekkola Oy]

제4분과 : 사용후핵연료 및 핵연료주기 (ORAL) 좌장 : 정상문 · 김정국

08:45 사용후핵연료 집합체 구조물의 방사화 특성 분석 ·····289
박창제 · 강권호 · 나상호 · 양재환 · 주윤정 · 이정원 [한국원자력연구원]

09:05 사용후핵연료 안전성 예측을 위한 피복관 재료열화 거동 평가 ·····291
김현길 · 김일현 · 정양일 · 박상윤 · 박정용 · 정용환 [한국원자력연구원]

09:25 SWING FREE CONTROL OF SILO-CRANE FOR UNLOADING RADIOACTIVE WASTE CONTAINERS 293
Jisup Yoon [KAERI], William Singhose [George W. Woodruff School]

09:45 고온 용융염 내 HOPG 표면에 란탄족 및 우라늄의 전착반응 295
배상은 · 박용준 · 조영환 · 민슬기 · 송규석 [한국원자력연구원]

10:05 Coffee Break

10:20 우라늄산화물의 전해환원 특성 연구-Bench Scale Test 297
정상문 · 신호섭 · 최은영 · 홍순석 · 허진목 [한국원자력연구원]

10:40 산화물 사용후핵연료의 금속전환을 위한 고온 용융염 전해환원 기술 개발 299
허진목 · 강대승 · 정명수 · 홍순석 · 이상훈 · 유민아 · 이한수 [한국원자력연구원]

11:00 $LiLuO_2$ 화합물의 제조 및 결정구조 분석 300
박양순 · 하영경 · 송규석 [한국원자력연구원]

11:20 사용후핵연료 전해정련공정의 물질수지 302
김정국 · 황성찬 · 박성빈 · 강영호 · 장연우 · 박기민 · 이한수 [한국원자력연구원]

11:40 휘발성 산화공정에 의한 우라늄산화물의 입도제어 304
이재원 · 신진명 · 박근일 · 박장진 · 이정원 [한국원자력연구원]

제4분과 : 사용후핵연료 및 핵연료주기 (POSTER)

P0401 PRIDE 시설의 안전조치 시스템 설계 309
송대용 · 안성규 · 정정환 · 신희성 · 김호동[한국원자력연구원]

P0402 EPMA를 이용한 사용후 PWR 핵연료 PCI 영역 분석 311
정양홍 · 유병옥 · 백승제 · 안상복 · 류우석 [한국원자력연구원]

P0403 PRIDE 시설의 기본설계 313
정원명 · 유길성 · 조일제 · 이은표 · 홍동희 · 구정회 · 이원경 · 김호동
[한국원자력연구원]

P0404 공학규모 전해제련장치의 설계를 위한 열전달 해석 ····· 315
윤달성 [과학기술연합대학원대학교]
백승우 · 김시형 · 김광락 · 권상운 · 심준보 · 안도희 [한국원자력연구원]

P0405 세라믹 재료와 U 반응성에 대한 열역학적 분석 및 Y_2O_3 코팅 도가니 제작 ··· 317
이성호 · 조춘호 · 이윤상 · 이한수 [한국원자력연구원]

P0406 건식재가공 핵연료다발 제조장비 개발(II) ····· 319
김수성 · 이도연 · 박근일 · 이정원 [한국원자력연구원]

P0407 Criticality Evaluation of Model UO_2 Fuel Concerning Voloxidation Process ····· 321
Fanxing Gao, Won Il Ko, Chang Je Park [KAERI]

P0408 운전변수에 따른 우라늄의 액체음극 전착특성 평가 ····· 323
백승우 · 김시형 · 정용주 · 심준보 · 권상운 · 김광락 · 안도희 [한국원자력연구원]
윤달성 [과학기술연합대학원대학교]

P0409 카드뮴-세륨 합금의 제조 및 증류거동 조사 ····· 325
권상운 · 심준보 · 김광락 · 백승우 · 김시형 · 정용주 · 안도희 · 이한수 [한국원자력연구원]
김지용 [과학기술연합대학원대학교]

P0410 Nd 함량에 따른 $(U, Nd)O_2$ 소결특성 변화 ····· 327
나상호 · 주윤정 · 강권호 · 박창제 [한국원자력연구원]

P0411 HANA-6 피복관의 사용후핵연료 안전성 평가를 위한 크립모델링 ····· 329
정양일 · 김현길 · 최병권 · 박동준 · 박정용 · 정용환 [한국원자력연구원]

P0412 수직형 카드뮴 증류장치의 제작 및 시운전 ····· 331
김지용 [UST], 권상운 · 김광락 · 백승우 · 심준보 · 김시형 · 정용주 · 안도희
[한국원자력연구원]

P0413 천연 및 감손 UO_2 혼합분말의 농축도 ····· 333
정정환 · 나상호 · 송대용 · 안성규 · 신희성 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0414 사용후핵연료봉 내압측정시험 불확도 추정 ····· 335
이형권 · 전용범 · 서항석 · 민덕기 · 권형문 · 황용화 [한국원자력연구원]

P0415 전해환원공정에서 실리콘재료의 부식거동 ····· 337
조수행 · 이상훈 · 정명수 · 조해동 · 박병홍 · 허진목 · 이한수 [한국원자력연구원]

P0416 고연소도 사용후 연료봉에 대한 파괴시험 분석기술 ····· 339
서항석 · 전용범 · 이형권 · 권형문 · 황용화 · 장정남 [한국원자력연구원]

P0417 전해환원공정에서 초합금의 전기화학적 부식거동 ····· 341
이상훈 · 조수행, · 정상문 · 박병홍 · 허진목 · 이한수 [한국원자력연구원]

P0418 우라늄 산화물의 전해환원 공정 중 발생하는LiCl/Li_2O용융염내 산소이온 농도의 네모파 전압 전류법을 이용한 모니터링 ····· 343
최은영 · 정상문 · 강대승 · 신호섭 · 허진목 [한국원자력연구원]

P0419 LiCl 감압 증류를 위한 폐쇄형 및 개방형 장치 기초 실험 ····· 345
박병홍 · 이상훈 · 정명수 · 조수행 · 허진목 [한국원자력연구원]

P0420 LiCl 용융염 전해환원 공정 희토류원소 산화물의 화학적 거동 ····· 346
박병홍 · 최인규 · 정명수 · 허진목 [한국원자력연구원]

P0421 고온 열처리를 이용한 희토류원소 상분리 조건 평가 ····· 347
이재원 · 김청한 · 박근일 · 이정원 [한국원자력연구원]

P0422 휘발성 산화공정 조건 설정을 위한 모의 준휘발성 핵분열생성물의 휘발 거동 특성평가 ····· 349
이재원 · 윤여완 · 신진명 · 박장진 · 이정원 [한국원자력연구원]

P0423 파이로 실증시설 종합안전 설계 적용성 평가 ····· 351
유길성 · 조일제 [한국원자력연구원]

P0424 Rate of LiCl-KCl Salt Vaporization under Vacuum Conditions ····· 353
H. -C. YANG, H. -C. EUN, I. -T. KIM [KAERI]

P0425 PRIDE 양팔서보조작기용 천정이동장치의 구조해석 ····· 355
이효직 · 박병석 · 이종광 · 이지선 · 김기호 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0426 용융염 전해제련의 이차계 전극 과전위 해석 ····· 357
김광락 · 백승우 · 권상운 · 김시형 · 정용주 · 심준보 · 정홍석 · 안도희 [한국원자력연구원],
김지용 · 윤달성 [과학기술연합대학원대학교]

P0427 LiCl-KCl-UCl_3 공융혼합염 제조공정 개선 ····· 359
강희석 · 우문식 · 이한수 [한국원자력연구원]

P0428 아르곤셀 아르곤 공급시스템 설계방안 ····· 361
홍동희 · 조일제 · 유길성 · 정원명 · 이은표 · 이원경 · 구정회 [한국원자력연구원]

P0429 U-Ce-Y-Nd 계에 대한 전해정련 전착거동 실험 ····· 363
박성빈 · 강영호 · 황성찬 · 김정국 · 박기민 · 이한수 [한국원자력연구원]

P0430 Mechanical Characteristic Speculation of PWR Spent Nuclear Fuel Structure ····· 365
S. K. Lee, Y. S. Nam, Y. S. Jeon, Y. H. Kim, S. K. Ong, C. S. Cho [KNF]

P0431 Pellet type 염화우라늄 제조를 위한 염이송 및 제조방법 ····· 367
우문식 · 강희석 · 이한수 [한국원자력연구원]

P0432 고온 용융염 전해환원장치용 Ni기 초내열합금의 주조 및 미세조직 분석 ····· 368
전완기 · 조춘호 · 조수행 · 이한수 [한국원자력연구원]

P0433 우라늄 전착물 잉곳주조 장치의 성능평가 ····· 370
조춘호 · 이성호 · 이윤상 · 이한수 [한국원자력연구원]

P0434 금속핵연료 공융방지를 위한 Barrier 피복재 성능평가 ····· 372
김준환 · 류호진 · 양성우 · 이병운 · 이찬복 [한국원자력연구원]

P0435 공학규모 우라늄 전착물 잉곳주조장치 개념 설계 ····· 374
이윤상 · 조춘호 · 이성호 · 이한수 [한국원자력연구원]

P0436 사용후핵연료 연소도 혼합에 따른 소결체 제조 특성 평가 ····· 376
박근일 · 이도연 · 이영순 · 조광훈 · 문제선 · 이정원 [한국원자력연구원]

P0437 사용후핵연료 연소도별 제조된 표준물질 특성 평가 ····· 378
박근일 · 류호진 · 엄성호 · 이도연 · 이정원 [한국원자력연구원]

P0438 사출주조 U-Zr-Ce 합금의 용융온도 측정실험 ····· 380
오석진 · 장세정 · 강권호 · 김선기 · 이병운 · 김기환 · 이종탁 · 이찬복
[한국원자력연구원]

P0439 Design Study of PRIDE Facility ····· 382
I. J. Cho, E. P. Lee, G. S. You, W. M. Choung, D. H. Hong, H. D. Kim [KAERI]

P0440 PRIDE 시설의 원격장비 설계요건 및 운전/유지보수 공간분석 ····· 384
김성현 · 박희성 · 이효직 · 이종광 · 박병석 · 김기호 [한국원자력연구원]

P0441 양팔 마스터-슬레이브 서보조작기 구동시험 ····· 386
이종광 · 박병석 · 김경태 · 이효직 · 김기호 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0442 PRIDE 원격 운전/유지보수용 천정이동 양팔 서보조작기 시스템 개발 현황 ··· 388
박병석 · 이종광 · 이효직 · 김기호 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0443 파이로 시설에서의 MUF 계산 프로그램 개발 ····· 390
서지선 · 임혜인 · 신희성 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0444 RAR 공정에서 La-Ce-U-Cd 합금의 산화추출 회수거동 ····· 392
심준보 · 한광선 · 윤달성 · 김지용 · 정용주 · 김시형 · 백승우 · 권상운
김광락 · 이한수 · 안도희 [한국원자력연구원]

P0445 (Na_2CO_3-H_2O_2)-FP 용액 계로부터 혼합침전제에 의한 Cs 및 Re(/Tc)의 공침 제거 ····· 394
이일희 · 임재관 · 정동용 · 양한범 · 김광욱 [한국원자력연구원]

제5분과 : 방사선 안전 및 환경 (ORAL) 좌장 : 금동권 · 손순환

08:45 월성원전 압력관교체 운반플라스크의 특별운반을 위한 구조평가 ····· 399
정성환 · 심성보 · 맹성준 [한수원㈜원자력발전기술원]

09:05 공간통계학을 이용한 사고 지역의 방사능 오염지도 작성 ····· 401
정효준 · 황원태 · 김은한 · 한문희 [한국원자력연구원]

09:25 구조건전성 평가를 위한 CANDU 사용후연료 바스켓 낙하실증시험 ····· 403
최우석 · 전재언 · 서기석 [한국원자력연구원], 박정은 · 유규수 · 박완규 [한국수력원자력㈜]
이희택 [한국원자력안전기술원]

09:45 방사능분산장치 (RDD) 폭발시 강우에 의한 도시환경 방사능오염 영향 ····· 405
황원태 · 정효준 · 김은한 · 한문희 [한국원자력연구원]

10:20 Sequential determination of ^{239,240}Pu, ^{238}Pu, ^{90}Sr and ^{241}Am Isotopes in Environmental Samples ····· 407
Myung Ho Lee, Mi Hyun Jo, Jong Ho Park, Hong Joo Ahn, Chang Heon Lee, Kyuseok Song [KAERI]

10:40 울진원전 주변 해양 해조류에서의 ^{95}Nb와 ^{234m}Pa 의 특성 조사 ····· 409
정의정 · 김도훈 · 문배곤 [울진원전민간환경감시센터]

11:00 스펙트럼 조사선량 변환인자를 이용한 방사성폐기물의 감마핵종분석 방법에 대한 적용성 평가 ····· 411
지영용 · 홍대석 · 강일식 · 김태국 · 류우석 [한국원자력연구원]

11:20 The analytical impact of sample storage on tritium analysis ····· 413
Dae Ji Kim, Ian W. Croudace, Phillip E. Warwick [Univ. of Southampton]

제5분과 : 방사선 안전 및 환경 (POSTER)

P0501 2009년 고리원자력 1, 2호기 사용후연료 소내 수송 · 저장 용역 방사선 안전관리 ··· 417
배홍익 · 오세용 · 이상복 · 김효철 · 이건화 · 이의동 [하나검사기술㈜]

P0502 국내외 방사성물질 안전운반 규정체계 ····· 419
정성환 · 김민철 · 성강수 [한수원㈜원자력발전기술원]

P0503 Statistical Analysis of Radioactive Effluent Data from Korean Pressurized Heavy Water Reactors - 1991 to 2008 ····· 421
Jae Hak Cheong, Kwan Hee Lee, Tae Won Suk, Youn Keun Lee [KINS]

P0504 경수로 원전 계획예방정비기간 중 계통 내 ^{14}C 거동특성 평가 ····· 423
양양희 · 강덕원 · 이갑복 [한전전력연구원], 박경록 [한수원㈜원자력발전기술원]

P0505 Sensitivity of Inhalation Radiation Dose to Airborne Particle Properties: Focusing on Radioactive Waste and TENORM ····· 425
Kwang Pyo Kim [Kyung Hee Univ.]

P0506 민감도 분석에 따른 삼중수소 열량계 운영방안 개발 ····· 427
송규민 · 이계우 · 고병욱 · 이숙경 · 손순환 [한전전력연구원]

P0507 우라늄 동위원소 질량비 결정을 위한 FRAM 분석 ····· 429
박세환 · 엄성호 · 안성규 · 임혜인 · 신희성 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0508 민감핵물질 정량분석을 위한 LSDS 시스템의 타깃 금속 및 납 매질의 방사화 특성 평가 ····· 431
박창제 · 이용덕 · 박근일 · 강권호 · 이정원 [한국원자력연구원]

P0509 폐 이온교환수지의 ^{14}C 측정법에 대한 고찰 ····· 433
김진길 · 이상태 · 김창환 · 김민재 [하나검사기술㈜]

P0510 유 · 무기화학형의 ^{14}C 분율 정량화 측정법 ····· 435
김진길 · 홍성준 · 김현기 · 김민재 [하나검사기술㈜]

P0511 무인 원격 감시시스템의 데이터 암호화 및 Review 프로그램 ····· 437
이철용 · 신희성 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0512 삼중수소 분배시설에서의 재고관리 프로그램 개발 ····· 439
이상철 · 이건재 [KAIST], 송규민 · 손순환 [한전전력연구원]

P0513 Preliminary Study on the Development of Integrated Dose Assessment Program for Accident Analysis on LILW managed in Temporary Storage Facility ····· 441
Min Ho Ahn, Kun Jai Lee [KAIST], Kynug Woo Choi [KINS]

P0514 ITER 삼중수소 저장 및 공급시스템의 삼중수소 측정 및 재고관리 방안 ····· 443
송규민 · 고병욱 · 이계우 · 손순환 [한전전력연구원],
강현구 · 윤세훈 · 장민호 · 조승연 · 정기정 [국가핵융합연구소],
구대서 · 정홍석 [한국원자력연구원], 김덕진 [㈜코센]

P0515 사용후핵연료의 중성자 계수율과 Cm-244량 간의 상관관계 ····· 445
주준식 · 박광준 · 신희성 · 서항석 · 전용범 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0516 PWR 사용후핵연료 건식저장 구조재료 적용 현황 ····· 447
이영호 · 양용식 · 방제건 · 김형규 · 송근우 · 최종원 [한국원자력연구원]

P0517 지하형태 장기건식저장 시설의 화재 및 공기유로 막힘 사고 열해석 ····· 449
지준석 · 차정훈 · 김상녕 [경희대학교], 최경우 [한국원자력안전기술원]

P0518 1/3 축소모델시험을 통한 SNF 운반용기 파열조건 해석방법론 분석 ·····451
김갑순 · 이동규 · 정인수 · 김종수 · 최규섭 [㈜코네스코퍼레이션]

P0519 사용후핵연료 축방향 연소도 분포의 그룹화에 따른 핵종량 변화분석····· 453
임혜인 · 서지선 · 엄성호 · 박세환 · 신희성 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0520 사용후핵연료 수송방안분석 및 위험도 평가를 위한 영향인자 ····· 455
신상원 · 이재민 · 이수홍 · 한병섭 [㈜에네시스]

P0521 국외 사용후핵연료 건식저장시설 핵임계해석 및 설계동향 분석 ····· 457
김태만 · 서하나 · 조천형 · 윤정현 [한국방사성폐기물관리공단]

P0522 핫셀 운반용기의 정상운반 및 운반사고조건에 대한 열해석 평가····· 459
이주찬 · 방경식 · 최우석 · 이상훈 · 서중석 · 서기석 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0523 사용후핵연료 임시저장 시설의 항공기 충돌 안전성평가 기술개발 현황····· 461
이상훈 · 방경식 · 이주찬 · 최우석 · 서중석 · 서기석 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0524 사용후핵연료 건식저장방식별 열성능 및 설계특성 분석····· 463
김형진 · 백창열 · 이경구 · 우상인 [한국방사성폐기물관리공단]

P0525 사용후핵연료로부터 방출되는 방사선의 효과적인 차폐를 위한 차폐물질의 두께 계산 465
양재환 · 박창제 · 나상호 · 강권호 · 이정원 [한국원자력연구원]

P0526 사용후핵연료 특수핵물질 분석을 위한 감마선 분광 분석 연구 467
엄성호 · 박세환 · 안성규 · 임혜인 · 권형문 · 신희성 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0527 Ru 동위원소 비 측정에서 나타나는 동중원소 영향 469
전영신 · 김정석 · 한선호 · 송규석 [한국원자력연구원]

P0528 Integrity Assessment of Bare Basket for Pre-packing Type B Radwaste 471
S. K. Kim, D. G. Lee, K. W. Lee [KAERI]

P0529 폐수지 운반용기 화재시험 473
방경식 · 이주찬 · 서기석 [한국원자력연구원], 최기섭 [한국수력원자력㈜]

P0530 건식저장 용기내 PWR 사용후핵연료 열전달 해석 475
인왕기 · 신창환 · 양용식 · 전태현 · 송근우 · 최종원 [한국원자력연구원]

P0531 PWR 사용후핵연료 집합체 방사선 방출특성 평가 477
문주현 · 박찬희 [동국대학교]

P0532 미국 NRC 사용후핵연료 건식캐스크 저장시스템 안전심사 지침 동향 분석 479
김성일 · 최경우 [한국원자력안전기술원]

P0533 사용후핵연료 중간저장시설 PSA 도구 개발 481
정종태 · 황미정 · 최인길 [한국원자력연구원],
김형진 · 윤정현 [한국방사성폐기물관리공단]

P0534 CSFM 방법론 및 모델분석을 통한 국내 SF 건식저장 열화모델/방법론 개발계획 수립 483
양용식 · 국동학 · 방제건 · 송근우 · 최종원 [한국원자력연구원]

P0535 이온주입에 의한 크립톤 및 제논 기준물질 제조 485
박순달 · 김정석 · 하영경 · 송규석 [한국원자력연구원]

P0536 건식저장 핵연료집합체의 부수로 해석코드의 유동장 해석기법에 대한 분석 …… 487
신창환 · 양용식 · 전태현 [한국원자력연구원]

P0537 경주 방폐장 주변 논토양에 대한 방사성 Sr과 Cs의 지하이동 실험 …… 489
최용호 · 임광묵 · 전 인 · 박두원 · 금동권 [한국원자력연구원]

P0538 중 · 저준위 방폐물 운반경로에 대한 방사선영향평가 …… 491
성기열 · 윤정현 · 이경구 · 김태만 · 김형진 [한국방사성폐기물관리공단]

SPECIAL SESSION

Chair Persons : Dr. Yongje KIM [KIGAM],
Prof. Katsuyuki KAWAMURA [Tokyo Institute of Technology]

Keynote lecture 1

08:45 Diffusion and Seepage of Mixture Fluid in Porous Media …… 495
Prof. Yasuaki ICHIKAWA (Okayama Univ.)

Keynote lecture 2

09:15 On the Long-term Safety of Nuclear Waste Management: Scientific Solution & Political Approach …… 497
Prof. Jae-Il KIM (Muenchen Univ.)

09:45 Managing Long Term Implementation of HLW Disposal in Japan …… 498
Dr. Kazumi KITAYAMA (NUMO)

10:05 Investigation of the Granite Related to Faulting and Engineering Geology 500
Dr. Byung-Joo LEE (KIGAM)

10:25 Coffee Break

10:35 Numerical Simulation of Impacts of Groundwater Hydraulic Gradient on Groundwater and Gas Flow at a Radioactive Waste Disposal Site in Korea … 502
Mr. Jung-Hwi KIHM (Seoul Nat'l Univ.)

10:55 Diffusion of H_2O and Cations in Solution and Clays by Means of Molecular Dynamics Simulation ····· 504

Prof. Katsuyuki KAWAMURA (Tokyo Inst. Tech)

11:15 Site Monitoring of LILRW Repository: Korean Case····· 506

Dr. Hyunwoo LEE (KINS)

11:35 Multi-species Diffusion Analysis in Na-beidellite under Various Dry Density and Temperature Conditions ····· 508

Dr. Jung-Hae CHOI (Okayama Univ.)

11:55 Hydromechanical Characterization around an Excavated Cavern ····· 510

Dr. Hyung-Mok KIM (KIGAM)

12:15 A Case Study on Suggestion of Relative Weighting Values of Geologic Safety Elements for HLW Disposal ····· 512

Dr. Byung-Gon CHAE (KIGAM)

빈 면

제1분과

방사성폐기물 정책 및 제염해체 (Oral)

빈 면

원전 증기발생기 세관 내부 오염도 측정방법 연구

서범경, 이근우
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
bumja@kaeri.re.kr

1. 서 론

원전 가동효율 및 안전성 향상을 위하여 1998년 고리 1호기의 증기발생기(2기) 교체를 시작으로 2011년에 울진 1,2호기의 증기발생기(6기)가 교체 될 예정이며, 이어 영광 등의 원전에서도 증기발생기의 교체가 계속 이루어질 전망이다. 이러한 퇴역 증기발생기를 안전하게 취급 및 처리하기 위해서는 정확한 오염도 측정이 요구된다. 방사성 물질로 오염된 표면의 측정은 검출기를 이용하여 오염도를 직접 측정하는 방법과 오염 시료를 채취하여 간접적으로 측정하는 방법이 있다. 직접 측정법은 표면의 총 오염도와 오염물의 형태가 고정된 경우에 주로 이용하며 주위의 백그라운드 영향을 많이 받기 때문에 정확한 오염도를 측정하기 위해서는 차폐를 하거나 주변의 방사선량이 낮은 지역에서 실시한다. 간접 측정법은 유리성 오염인 경우에 측정이 가능하며 시료를 채취하기 때문에 주변의 방사능이 높은 경우에 주로 이용한다.

원전에서 발생된 증기발생기 세관의 내부 오염도를 측정하기 위하여 적용 가능한 기술을 분석하여 선정하였다. 오염도 측정 기술은 기존의 간접법을 이용한 표면오염 측정법과 병행하여, 표면의 오염된 시료를 직접 채취할 수 있는 시료채취 장치를 개발하여 성능을 평가하였다. 또한, 내부의 오염도를 직접 측정할 수 있는 검출 소재를 개발하여 적용성을 평가하였다.

2. 실험방법 및 결과

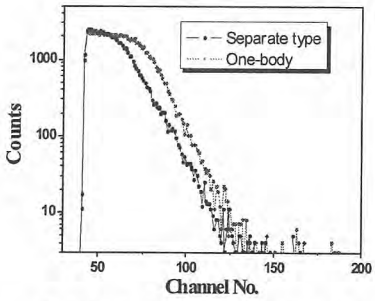
증기발생기 세관의 경우는 내경이 약 20 mm 정도로서 아주 작기 때문에 내부의 오염도를 직접 측정하기는 어렵다. 또한, 간접법을 이용한 시료 채취의 경우도 세관을 잘라서 내부 시료를 채취해야하기 때문에 작업이 번거롭고 내부의 오염물질이 고착된 형태로 존재하기 때문에 시료 채취도 어렵다.

이러한 이유로 증기발생기 세관 내부의 오염 시료를 직접 채취하여 오염도를 평가하기 위하여 내부의 오염 시료를 채취할 수 있는 장치를 개발하였다. 세관 내부 시료채취장치는 동력전달용 축에 시료 채취용 절삭 공구(bite)를 연결하여 배관 내부로 직접 이송하여 외부에서 모터를 이용하여 회전시켜 배관 내부의 시료를 칩 형태로 채취한다. 세관 내부에서 동력전달 축이 회전할 때에 흔들림을 방지하기 위하여 동력축의 중간에 지지대를 설치하였다. 세관 내부 시료채취 장치를 이용하여 증기발생기 세관으로 이용되고 있는 Inconel 600 파이프를 이용하여 시료채취 성능을 수행하였다.

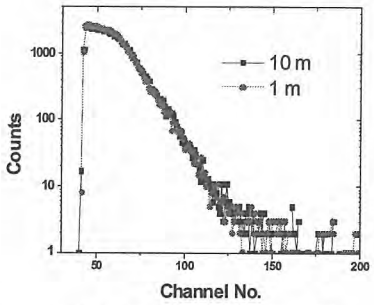
세관 내부의 오염도를 직접 측정하기 위하여 소형의 검출소재와 원거리 신호전송이 가능한 광섬유를 결합한 형태의 센서를 제조하였다. 검출소재는 투명 에폭시에 방사선 검출이 가능한 유기섬광체(PPO & POPOP)를 혼합한 후에 신호 전송용 광섬유를 연결하여 방사선 검출 및 신호전송이 가능한 일체형으로 제조하였다. 에폭시 수지는 경화에 있어 반응수축이 작고, 휘발성이 없으며 가공성이 좋고 열에 대한 저항성이 우수한 장점으로 광범위한 응용 분야에 사용되고 있으며, 광섬유와 결합하여 제조하기가 쉽기 때문에 검출소재의 지지체로서 우수한 성질을 가지고 있다. 또한 검출소재와 결합시킨 광섬유는 경제성이 좋고, bending 특성이 뛰어나며, 전송속도가 우수한 플라스틱 광섬유를 사용하였다.

신호 전송용 광섬유와 검출용 센서를 물리적으로 접촉하여 연결할 경우에는 접촉면에서 섬광의 산란으로 인하여 전송 효율이 감소할 뿐만 아니라 검출소재와 광섬유를 연결하기 위한 추가적인 부품이 필요하다. 그러나, 본 연구에서는 센서 제조 시에 광섬유를 에폭시 지지체가 고형화되기 전에 삽입하여 일체형으로 제조함으로써 접촉에 의한 산란을 줄일 수 있으며 제조 방법 또한 간단하다.

제조한 세관 내부 오염도 직접측정용 센서를 이용하여 방사선 검출 성능을 평가였으며, 광섬유의 조건에 따른 신호전송 성능을 시험하였다. 또한, 증기발생기 세관의 내부 오염 핵종을 분석하기 위하여 기존에 고리 1호기에서 확보한 실제 전열관을 이용하여 HPGe 검출기로 측정하였다. 측정 결과 방사화 부식 생성물인 Co-60이 주 오염핵종이었다.



분리형 및 일체형 센서 비교 평가



원거리 신호전송 성능 평가

Fig. 1. 일체형 센서의 신호전송 성능 평가

3. 결 론

원자력발전소에서 향후 퇴역 증기발생기 세관의 내부 오염도를 측정하기 위한 다양한 기술 분석을 통하여 측정기술을 선정하였다. 세관 내부의 오염 시료를 직접 채취할 수 있는 장치를 개발하여 증기발생기 세관과 동일한 재료인 인코넬 600 배관의 내부 시료를 채취하여 오염도 측정 가능성을 확인하였다. 또한, 세관 내부의 오염도를 직접 측정하기 위한 검출 센서를 개발하여 방사선 검출 성능을 확인하였고, 향후 발생이 예상되는 증기발생기 세관의 내부 오염도 측정용 검출기로 활용할 예정이다.

방사성폐기물 관리시설의 KEPIC 적용 방안

손명성, 김안섭, 나진수*, 이병식*
대한전기협회, 서울특별시 중구 도기전길 45
*한국전력기술(주), 경기도 용인시 기흥구 용구대로 257
mssohn@kepic.or.kr

1. 서론

중·저준위 방사성폐기물 처분시설의 부지가 확정되고 건설이 진행되고 있는 상황에서 방사성폐기물 관련 법령상의 안전규제기준을 만족하고, 방사성폐기물 처분시설의 효율적이고 안전한 관리를 통해 지역주민과 국민 모두에게 신뢰를 얻을 수 있는 관리체제를 구축하기 위해서는 방사성폐기물 관리시설의 건설 및 운영과 관계되는 상세 기술표준을 조사하여 우리나라의 실정에 적합한 표준을 적용하는 것이 필요한 상황이다.

따라서 본 연구에서는 방사성폐기물 관리시설과 관계되는 국내 법령 및 안전기준과 국제표준 및 국내·외 표준의 연계성을 조사하고 그 적용성을 검토하였으며, 국내 실정에 맞는 방사성폐기물 관리시설의 전력산업기술기준(KEPIC: Korea Electric Power Industry Code) 제정방안을 제시하고자 한다.

2. KEPIC 현황

KEPIC은 전력산업 설비와 기기의 안전성과 신뢰성 및 품질확보를 위하여 원자력발전소 설계, 제조, 시공, 운전, 시험 및 검사 등에 대한 방법과 절차를 규정한 단체표준이다. 1987년 정부의 전력설비 기술자립 및 표준화정책에 의거하여 개발이 시작되었으며, 2005년판을 기준으로 총82권(339종)이 발행되어 신고리1,2호기를 시작으로 신고리3,4호기 및 신월성1,2호기 건설에 KEPIC이 전면 적용되고 있다. 또한, KEPIC 자격인증제도를 운영하여 원자력발전소의 건설 및 운영 전반의 품질 및 신뢰도 향상에 기여하고 있다. KEPIC 적용을 위한 정부인정으로서는 KEPIC의 원자로시설 기술기준 적용에 관한 지침인 교과부 고시 2008-14호 등 원자력법에 의한 교육과학기술부 고시 6종이 제정되어 있다.

현재 방사성폐기물 관리분야 KEPIC은 방사성폐기물 계통설비 표준 4종, 사용후핵연료 저장설비 표준 2종이 발행되어 있으며 주 참조표준은 ANSI/ANS 표준이다.

3. 표준 적용성 검토

3.1 검토 방법

방사성폐기물 관리시설의 건설 및 운영과 관계되는 국제표준 및 국외표준 중에서 KEPIC 등 국내표준으로 기 제정된 것으로 확인된 표준을 제외하고, 국내 방사성폐기물 관리와 관계되는 원자력법령 및 기술기준 고시를 만족하는 것으로 국내 방사성폐기물 관리시설에 적용할 수 있는 것을 파악하였다. 다만, IAEA의 안전기준과 미국의 안전규제관련 법규 및 규제지침은 우리나라 원자력법령 및 기술기준 고시와 상응하므로 방사성폐기물 관리시설의 적용표준 범위에서 제외하였다.

방사성폐기물 관리시설은 부지특성, 폐기물 특성, 구조 및 설계 특성, 폐기물의 운반 및 수송, 폐기물 시설의 운영(폐쇄 후 관리 포함) 등의 측면에서 원자력발전소와는 다른 고유의 특성이 있으므로 이러한 고유 특성을 기준으로 분류하여 그 적용성을 검토하였다.

3.2 검토 결과

방사성폐기물 관리와 관련한 IEC 및 ISO 국제표준은 중 국가표준으로 제정되지 않은 일부 표준은 국가표준의 국제표준 부합화계획에 따라 국가표준으로 제정하는 것이 바람직하다.

미국의 DOE(Department of Energy)는 DOE의 원자력시설에서 발생되는 사용후핵연료, 고준위 폐기물, 초우라늄폐기물, 저준위 폐기물의 처리, 중간저장 및 최종 처분에 대한 책임을 가진 정부기관이지만 NRC(Nuclear Regulatory Committee)와 EPA(Environmental Protection Agency)의 안전규제를 받고 있는 사업자로서 관련 연방규제법규 및 안전규제지침을 만족하는 폐기물관리를 위한 기술지침(Manual, Guide) 및 기술표준(Technical Standard)을 개발하여 적용하고 있다. 이러한 DOE의 기술지침 및 기술표준은 안전규제요건을 만족하는 동시에 구조 설계, 기기 및 부품의 설계/제작, 재료, 화재예방 등 산업계 표준과의 연계성을 명확하게 제시하고 있어 방사성폐기물 관리시설의 건설, 운영과 관련된 표준의 적용

에 있어 일관성을 도모할 수 있어 중·저준위 방사성폐기물 관리시설 및 사용후핵연료 중간저장시설의 종합적이고 일관된 표준 적용을 위한 기반표준(governing standard)을 제정하기 위한 모델로 적절하다.

방사성폐기물 관리시설의 구조 설계, 기기 및 부품의 설계/제작, 재료, 화재예방 등과 관련된 ACI, ANS, ASME, IEEE, NFPA 등에서 발행된 산업표준은 전력산업기술기준 개발사업을 통해 다양한 표준이 KEPIC으로 제정된 상태이고 이들은 폐기물 관리시설에 적용될 수 있다. 다만 일부 원자력발전소와는 다른 폐기물 관리시설의 특성과 관련된 표준과 일반 산업용 표준 중에서 폐기물 관리시설에 적용될 수 있는 것은 현행 KEPIC의 기술 분야별 표준으로 제정할 필요가 있다.

4. KEPIC 적용 방안

4.1 KEPIC 구성

방사성폐기물 관리시설 적용표준의 기본적인 구조 및 주 참조표준을 방사성폐기물 관리시설의 기술적 특성에 기초하여 그림 1과 같이 설정하였다. 사용후핵연료 중간저장시설의 경우는 사용후핵연료의 처리, 저장, 처분에 대한 방침이 확정되지 않은 상태이기 때문에 적용표준의 종류와 범위는 향후 사용후핵연료 중간저장시설의 추진 시점에 부지, 저장방식 등에 따라 결정될 수 있을 것이다.

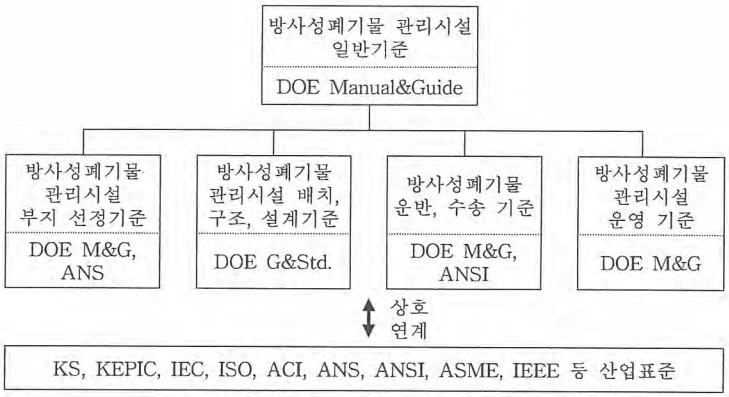


그림 1. 방사성폐기물 관리시설 적용표준의 구성

4.2 KEPIC 적용 단계

KEPIC 적용 단계는 방사성폐기물 관리시설 기반 표준 제정(1단계), 방사성폐기물 관리시설 개별 산업표준 제정(2단계), 방사성폐기물 관리시설 기반 표준 추가제정 및 유지관리(3단계)로 구분할 수 있다.

1단계에서는 방사성폐기물 관리시설 일반기준, 부지 선정기준, 배치/구조/설계기준, 방폐물 운반 및 수송 기준, 운영 기준과 같은 기반표준을 제정한다. 2단계에서는 KEPIC으로 제정되지 않은 ACI, ANS, ANSI, ASME, IEEE에서 발행된 구조 설계, 기기 및 부품의 설계/제작, 재료, 화재예방과 관련된 표준을 제정한다. 3단계에서는 기반표준을 보완하는 세부 기술표준을 개발하고 제정된 기반표준 및 개별 산업표준을 유지 관리한다.

5. 결언

방사성폐기물 관리시설의 표준 개발은 방사성폐기물에 대한 사회적 수용성 등을 감안하여 방사성폐기물에 대한 이해 관계자들이 모두 참여할 수 있는 체제를 수립하므로써 방사성폐기물을 안전하게 관리할 수 있는 기반을 구축하는데 이바지하여야 한다.

원전 해체 비용평가 방법론 개발

강상호, 이승기, 정재훈, 이병식, Jim Garvey*, Eric Darois*, 김학수**, 황태원**
한국전력기술(주), 용인시 기흥구 용구대로 257
*RSCS, Inc, 91 Portsmouth Ave, Stratham, NH, USA
**한국수력원자력(주) 원자력발전기술원, 대전시 유성구 금병로 508
sangho@kopec.co.kr

1. 서론

원전사후처리충당금 적립과 향후 국내원전 해체 대안별 정책 결정을 위하여 원전해체 비용평가 기술의 정립이 요구된다. 원자력시설의 해체비용 산출방법은 목적에 따라 여러 가지가 있으나, 가장 정확한 방법은 공학적 Bottoms-up 방법으로서, 해당 원자력시설의 오염도와 시공물량 등을 상세히 평가하여 적절한 해체 및 제염 공법을 적용하고, 발생 폐기물을 관련 규정 및 전략에 따라 안전하게 처리/처분하여 해당 부지를 제한적 또는 무제한적으로 해제하기 위한 비용을 산출하게 된다. 본 연구는 공학적 방법을 적용하여 체계적으로 국내원전 해체비용을 산출하기 위한 목적으로 한국수력원자력(주)의 지원 하에 미국 해체 프로젝트 전문가 그룹과 한국전력기술(주)가 공동으로 수행하였으며, 국내에 운전 중인 950 MWe급 웨스팅하우스 경수로형 참조원전에 대한 비용평가를 수행하였다.

2. 본론

해체 비용은 해체옵션, 공정, 해체/제염 공법, 플랜트 재고량, 오염도, 규제기준, 인건비/재료비 단가, 사용후연료정책, 자체처분 계획, 폐기물 포장/운송/처리/처분 방안, 부지해제 방안 등 수많은 변수에 의해 결정되며, 상기 변수간의 복잡한 연관관계를 통하여 산출된다. 본 연구는 비용평가에 영향을 주는 모든 변수의 변화에 따른 비용평가가 가능한 방법론을 개발하기 위하여 해체 개념설계, 해체비용평가용 전산프로그램 개발, 입력자료 데이터베이스 개발 등을 수행하였다. 본 논문에서는 방대한 분량의 연구결과 중 비용평가 입력자료의 개발 방법론에 대해서 간단히 요약하여 기술한다. (상세내용은 참고문헌 참조)

가. 해체옵션 및 가정

해체비용 산정에 필수적이나 불확실도가 높은 주요 해체옵션 및 가정사항들을 국내외 주변 상황을 고려하여 결정한다. 여기에는 대상원전, 부지최종상태, 인허가 일정, 해체대안 (즉시 또는 지연해체), 사용후연료 관리정책, 사업 추진주체, 방사성폐기물 등급분류, 유해성 및 특정폐기물 처리방안, 방사성폐기물 처리/처분 방안, 잔류건물 철거옵션, 폐기물 포장/운송 방안 등이 포함되며, 필요시 일부 항목은 민감도 분석 옵션으로 선정한다.

나. 일반사항

해체 비용평가에 전반적으로 사용되는 변수들을 결정한다. 여기에는 영구정지일, 비용평가일과 같은 공정 관련 항목과, 해체비용 항목별 예비비 비율, 작업난이도 인자 등이 포함된다. 작업난이도 인자는 작업별 접근성, 호흡방호장구 착용여부, 방사선량 준위, 개인방호복 착용, 휴식시간 등으로 분류된다.

다. 비용항목

실제 상용원전 해체사업에 적용된 공정과 작업항목에 기초하여 작업관련, 기간관련 및 비분배성 비용항목으로 구분하고, 각 해체 단계별로 비용항목을 결정한다. 총 6단계에 Level 3까지 약 200여개 항목, Level 6까지 약 3,000여개 비용 항목으로 구분한다.

라. 사업조직 및 인력

미국 Maine Yankee 및 Connecticut Yankee 원전의 해체조직에 기반하고 국내 원전 설계/건설/운영 조직을 반영하여 6개부서로 분류된 해체사업 관리조직을 구성하고, 연도별 투입인력을 구성한 인력투입계획(Staffing Plan)을 개발한다. 또한 노무관련 작업조를 작업특성별로 구분하고 인력을 할당한다. 각 인력등급에 대한 인건비 단가는 국내 단가를 적용한다.

마. 폐기물 포장용기

방사성 오염 및 비오염 폐기물을 포장할 수 있는 용기는 폐기물 특성과 오염도에 따라 구분하고, 각 포장용기에 대한 제원과 구매/대여 단가를 조사한다. 각 폐기물은 국내 운송/처분 기준에 적합한 용기에 포장되어 운송 및 처분된다.

바. 폐기물등급, 형태 및 처리

국내 법규와 처분장 기준을 만족하도록 방사성폐기물을 4종류로 분류하고, 폐기물의 포장, 처리 및 처분을 고려하여 형태에 따라 15종으로 세분화한다. 이렇게 분류된 해체폐기물은 오염도와 기타 특성에 따라 각 폐기물 등급 및 형태에 적합한 처리/운송/처분 전략을 수립한다.

사. 방사선원항 및 폐기물량

요구되는 해체 작업종류의 결정과 및 방사성폐기물량 평가를 위해 플랜트의 모든 계통/기기/구조물에 대한 방사선원항 평가를 수행한다. 중성자에 의해 방사화되는 원자로내부구조물, 원자로용기, 일차차폐체는 전산코드 해석을 사용하고, 표면오염 물질인 계통과 구조물 표면 등은 참조원전 실측자료를 사용한다. 또한 토양, 폐수지 및 필터, 잡고체, 석면 및 유해성 폐기물 등의 오염도와 물량도 정량적으로 평가한다.

아. 폐기물 처리

국내의 높은 폐기물 처분비로 인해 해체폐기물 감용 처리가 필요한 것으로 평가됨에 따라 제거된 해체폐기물을 종류별로 적합한 기술을 사용하여 제염/감용 처리하고 이에 따른 비용과 감용효과를 비용산정에 포함한다. 처리기술은 광범위한 기술조사를 통해 현존 기술 중 상업적으로 이용가능하고 경제적인 기술을 선정한다.

자. 단위비용인자

반복적 작업에 대한 단위비용 데이터베이스를 개발한다. 미국 사례에 근거한 실제 작업 투입 인력/기간과 국내 단가를 적용한 재료/장비비를 고려하여 100여 종류의 단위비용인자 DB를 개발하고, 플랜트내 구역별 재고량 자료를 연계하여 단위비용인자와 연계된 항목의 총 비용 및 공정을 평가한다.

차. 구역구분 및 플랜트 재고량

해체공정 개발, 작업난이도 적용 및 작업분류를 위하여 참조원전을 건물 175개 구역, 부지 18개 구역으로 구분하고, 각 구역별 플랜트 재고량 (예, 배관, 밸브, 기기, 전선, 덕트, 구조물 등)을 특성별로 세분화하여 물량을 산정한다. 재고량 산정에는 시공물량, 기기/배관/밸브 목록, 배치도면 등 가용한 플랜트 설계자료가 사용된다. 건물표면 제염 및 최종현황조사를 위해 MARSSIM 구역분류를 적용하고 구역별로 상이하게 표면 제염 및 서베이 물량을 산정한다.

카. 작업관련 비용

플랜트재고량과 연관된 비용은 단위비용인자와 결합하여 산출되며, 연관되지 않는 기타 비용은 항목별로 산출한다. 여기에는 해체비용평가, 부지특성조사, 사용후연료저장조 격리, 일차계통 제염, 사용후연료저장조 O&M, 사용후연료 중간저장시설 건설/운영/해체, 지하수감시, 연구개발 비용 등이 포함된다.

타. 기간관련 비용

사업관리 인력과 같은 기간관련 비용은 앞서 개발된 사업운영 인력조직의 투입기간에 따라 산출된다. 공정은 결정경로(Critical Path)와 작업별 소요기간에 따라 결정된다.

파. 비분배성 비용

작업 및 기간관련 비용에 포함되지 않으나 해체비용에는 포함되는 비용으로서 각각에 대해 별도의 평가를 수행한다. 제염장비, 소공구, 중장비, 보건물리 장비 등의 장비 구매/대여 비용은 소요물량과 국내 단가를 적용하여 평가하며, 에너지, 보험, 세금, 규제비용 및 기타비용 등도 해체단계별 소요량을 상세분석하여 평가한다.

3. 결론 및 토의

원전 해체 비용평가에 필요한 방대한 분량의 자료와 상관관계를 체계적으로 연계시켜 국내 원전에 적합한 해체 비용평가 방법론을 정립하였다. 복잡한 비용평가 알고리즘을 전용 전산프로그램에 구현하여 평가자가 입력자료를 입력하면 간편히 평가를 수행할 수 있게 되었다. 입력자료도 본 연구 결과로 생산된 방법론을 통해 체계적으로 생산할 수 있도록 하였다. 본 연구에서 개발된 방법을 통해 국내 원전 해체에 필요한 다양한 옵션에 대해서 비용-편익 평가를 수행할 수 있게 되어 향후 원전 정책수립을 위한 기술적 자료를 제공할 수 있을 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] RSCS/KOPEC, Decommissioning Cost Analysis for the Korean Pressurized Nuclear Power Plant, 2009

불용 및 잉여 핵물질 통합 관리

고한석, 이병두, 박호준, 김현조, 김현숙
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
hsko@kaeri.re.kr

1. 서론

연구원의 연구 과제 또는 시설들은 연구 목적으로 더 이상 사용할 수 없는 불용 핵물질과 함께 1년 이내 연구에 소요되는 핵물질의 필요 양을 초과하는 잉여 핵물질을 보관하고 있다. 이와같이 불용 및 잉여 핵물질의 분산된 보관은 관리의 비효율을 초래할 뿐만아니라 체계적인 핵물질의 안전한 관리에 문제점을 야기하고 있다. 이와같은 문제를 해결하고자 본 연구에서는 연구원내 불용 및 잉여 핵물질의 통합 관리 방안을 제안하고자 한다.

2. 통합 관리 방안

가. 개요

불용 및 잉여 핵물질의 통합관리 방안은 연구원내 부서에서 사용이 종료된 고체 및 액체 불용 핵물질과 연구에 필요한 수요를 초과하여 저장하고 있는 잉여 핵물질을 형태 및 종류에 따라 안전하고 효율적으로 통합 관리하기 위한 절차와 책임의 범위를 정한다. 본 연구에서 제안하는 핵물질의 통합관리 방안은 그림 1과 같다.

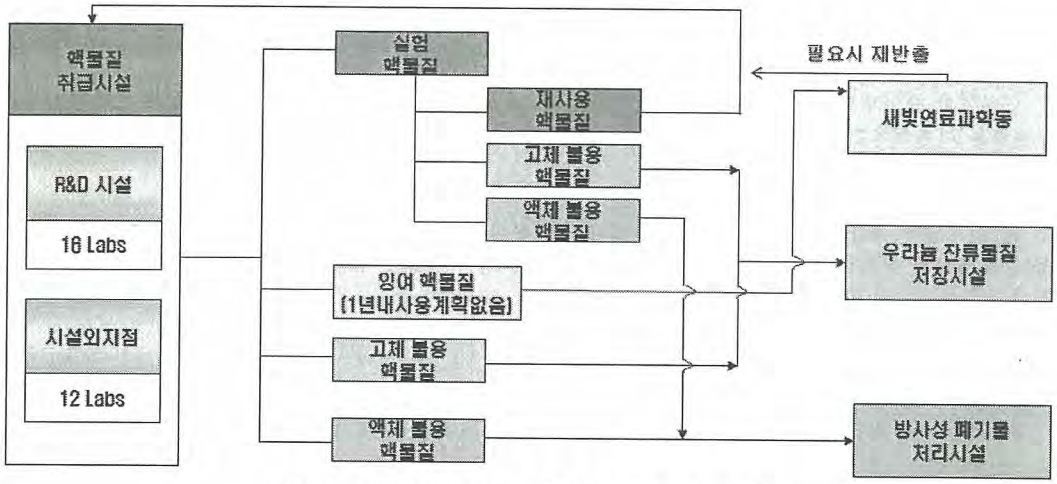


그림 1. 잉여 및 불용 핵물질 통합관리 방안 개념도

나. 주요 내용

(1) 고체 불용 핵물질

원내 고체 불용핵물질을 우라늄잔류물질저장시설로 이관하여 관리하도록 해야한다. 이관되는 고체 불용 핵물질이 물리화학적으로 불안정한 경우 안정화 작업을 수행한 후 저장하도록 한다.

고체 불용핵물질을 보유한 과제 및 부서는 원내 특정핵물질의 계량관리 이행 지침에 따라 고체 불용 핵물질에 대한 계량관리자료를 사전에 기록하도록 한다.

우라늄잔류물질저장시설은 고체 불용핵물질에 대한 계량관리 기록을 유지·관리하도록 한다.

안전조치 담당부서는 계량관리 기록을 검토하고 필요한 국내외 안전조치 보고 의무사항을 이행하도록 한다.

(2) 액체 불용 핵물질

원내 액체 불용핵물질을 방사성폐기물처리시설로 이관하여 관리하도록 해야한다.

액체 불용핵물질을 보유하고 있는 원자력 시설 또는 실험실은 이관시 ① 액체 불용핵물질에 대한 화학분석실의 분석 성적서와 ② 액체 불용핵물질의 현황(유기/무기, 농도, 조성, 양)을 작성하여 액체 불용핵물질 처리 부서와 협의하여 방사성액체폐기물 처리 절차서에 따라 이관하도록 한다. 또한 액체 불용핵물질 보유 시설 및 실험실은 원내 특정핵물질의 계량관리 이행 지침에 따라 이관 예정인 액체 불용핵물질에 대한 계량관리자료를 사전에 기록하도록 한다.

방사성폐기물처리시설은 액체 불용 핵물질의 처리를 요청받을 경우 안전 및 안전조치 관련 규정 및 지침에 따라 반입, 유지 및 관리해야할 것이다. 반입된 액체 불용 핵물질은 "유보폐기물(retained waste)"로 처리하여 계량관리 보고 의무사항을 유보하되 IAEA 안전조치 대상 핵물질 상태를 유지하도록 해야한다.

향후 액체 불용 핵물질을 폐기할 경우, 사전에 핵물질 안전조치 담당부서에 통보하여 IAEA 승인을 얻어서 최종 안전조치를 종료(termination)하는 절차를 밟아야할 것이다.

안전조치 담당부서는 방사성폐기물처리시설에 이관된 핵물질을 유보폐기물로 IAEA에 신고한 후 최종 종료하는 절차를 이행해야할 것이다.

(3) 잉여 핵물질

원내 잉여 핵물질을 새빛연료과학동의 핵물질 저장고로 이관하여 관리하도록 해야할 것이다.

연구개발실험실은 향후 1년 이내 사용할 계획이 없는 잉여 핵물질을 계량관리 규정에 따라 이관하도록 해야할 것이다.

새빛연료과학동 핵물질 저장고 관리부서는 이관되는 잉여 핵물질이 시설 저장 기준을 벗어날 경우 의뢰부서와 협의하여 저장할 수 있는 방안을 강구할 필요가 있다. 새빛연료과학동 핵물질 저장고 관리부서는 잉여 핵물질의 이관 요청이 있을 경우 안전 및 계량관리 규정 및 절차에 따라 인계하고 핵물질에 대한 계량관리 기록을 유지·관리하도록 해야할 것이다.

안전조치 담당부서는 보유부서가 작성한 계량관리 기록을 검토하여 필요한 국내외 안전조치 보고 의무사항을 이행해야할 것이다.

3. 결론

본 연구에서 제안한 연구원내 불용 및 잉여 핵물질에 대한 통합관리 방안은 연구원내 핵물질의 안전하고 체계적인 관리를 통하여 핵물질 이용의 안전성을 향상할 뿐만아니라 원자력의 평화적 이용을 보장하기위한 안전조치 증진에도 기여할 것으로 예상된다.

참고문헌

1. 한국원자력연구원, *IAEA 안전조치 용어집*, KAERI/GP-265/2007.
2. *한-IAEA 전면안전조치협정에 따른 보조약정*, 1995. 10. 11 개정.

해체비용 산정을 위한 주요 고려 사항 및 국내 적용 가능 방안 제안

김학수, 황태원
한국수력원자력(주) 원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1
hskim007@khnp.co.kr

1. 서론

해체는 원자력발전소가 전력생산을 종료한 후 최종적으로 안전한 상태에 도달하도록 잔여 위험을 감소시키기 위한 조치로서, 원자력시설의 영구정지로부터 시설부지 내 모든 설비를 철거하는 과정까지를 포함한다. 궁극적으로 원전들은 수명 종료와 함께 가동을 멈추게 되며, 이에 대비한 관련 법규 등이 제정되어야 한다. 국내의 경우, 2009년에 제정·공포된 방사성폐기물관리법 시행령에 따르면 매 2 년 주기로 해체비용을 재산정하도록 요구하고 있으며, 이에 따라 2010년에 해체비용을 재산정하여 고시할 예정이다. 그러나 해체비용을 평가하기 위한 평가 기준이 수립되어 있지 않아 해체비용 산정의 타당성에 대한 논의가 지속적으로 제기될 것으로 예상된다. 본 논문에서는 해체비용 산정을 위한 주요 고려사항들과 이를 통해 국내에 적용 가능한 해체비용 산정방안을 제시해 보고자 하였다.

2. 국내 원전 해체비용 산정을 위한 주요 고려 요인들

원전의 해체비용을 합리적으로 산정하기 위해서는 여러 가지 고려 요인 및 가정 사항이 필요하다. 국내에는 아직 이러한 사항을 반영한 규정 및 기준 등이 마련되어 있지 않아 해체비용의 산정 및 적정성 평가 과정에서 많은 논란이 발생할 우려가 있다. 해체비용 산정에 있어 주요 고려 요인들은 다음과 같다.

○ 해체 최종상태

해체비용 산정에서는 해체의 최종상태를 어디까지로 설정하는가 하는 것이 매우 중요하다. 일반적으로 해체 최종상태는 영구정지시점부터 부지의 무제한 개방(Green Field)과 원전부지의 재활용 측면을 고려한 제한적 개방(Brown Field)으로 구분된다.

○ 해체방식

원자력발전소의 해체방식에는 노형 특성이나 각 국가별 관련 정책 등에 따라 결정되나 통상적으로 즉시해체 및 지연해체로 구분한다.

○ 해체폐기물 처리·처분

해체과정에서 발생되는 해체폐기물은 형태 및 방사능 준위가 매우 다양하다. OECD/NEA 보고서에 의하면 전체 해체비용에서 해체폐기물의 처리·처분비용이 차지하는 비율이 약 40% 정도인 것으로 보고 되고 있다. 즉 해체폐기물들을 어떻게 처리하고 처분하느냐 하는 것은 매우 중요하다. 특히, 높은 준위로 오염된 해체폐기물, 대형기기(증기발생기, 원자로압력용기, 가압기 등) 및 위해성폐기물의 처리·처분방안들이 주요 고려대상이 된다. 여기에는 발생된 해체폐기물의 처분량 저감을 위한 제염 및 감용 기술의 적용 여부 그리고 처분장 형태 (동굴처분, 천층처분) 등이 주요 고려대상이 된다.

○ 해체폐기물의 포장

방사성폐기물의 포장방법은 수송 및 처분장 수용요건을 일차적으로 고려해야 한다. 다양한 형태의 포장방안들이 있으나, 200ℓ 드럼, HIC, Overpack 및 사각용기 등을 고려할 수 있다.

○ 사용후연료 관리

원전 영구정지 후 사용후연료는 연료건물의 사용후연료저장조에서 일정기간 냉각 후 인출되어 별도 저장소에 이송하게 된다. 사용후연료 수송·처분용기 및 별도저장소의 저장요건에 따라 관리기간이 영향을 받게 되나 일반적으로 5년 정도 냉각기간이 요구되는 것으로 가정한다. 국내의 경우 사용후연료 관리비용과 해체비용을 별도로 관리하고 있어 해체 기간동안 사용후연료와 관련된 비용은 해체비용에서 고려하지 않는다.

○ 해체사업 추진 주체

해체사업에 소요되는 인건비는 폐기물처리·처분에 소요되는 비용과 마찬가지로 전체 해체비용에서 차지하는 비율이 매우 크다. 과거에는 해체사업을 주로 전문해체 사업자에게 위탁하여 추진하였으나 최근에는 원자력발전 사업자가 직접 수행하는 추세이다. 해체사업은 원자력발전 사업자가 직접 수행

하는 방법과 전문해체 사업자에게 위탁하여 수행하는 방식을 고려할 수 있다.

3. 해체비용 산정 적용 방안

원자력법 제31조에는 원자력발전소를 해체하고자 할 경우, 원자력발전 사업자는 '해체계획서'를 교육과학기술부 장관에게 제출하여 승인을 받도록 규정하고 있으며, 현재 규제기관에서는 해체계획서에 해체비용의 적정성을 보증하도록 하는 지침을 만들고 있다. 방사성폐기물관리법 시행령에 따라 2010년에 해체비용을 재산정하게 되는데 앞에서도 언급하였듯이 해체비용을 산정하기 위한 기준이 마련되어 있지 않아 해체비용 산정 결과에 대한 신뢰성 문제가 대두될 것으로 예상된다. 아래 그림은 해체비용을 산정하기 위해 고려한 주요 요인들을 토대로 현재의 여건과 향후 예상할 수 있는 환경들을 고려하여 해체비용 산정 적용방안을 제시해 보았다.

본 적용 방안 이외에 추가적으로 고려해야 할 요인들로는 원자로형을 들 수 있다. 국내에서 가동 중인 원전들은 노형에 따라 가압경수로형 및 중수로형으로 구분되며 가압경수로형의 경우에는 Wastinghouse, Framaton, ABB-CE, OPR1000 및 APR1400 형 원전이 운전 중이거나 건설 중에 있다. 다양한 노형의 특성을 고려하지 않고 단일 호기에 대한 해체비용을 산정하는 방안과 일본의 경우와 같이 노형별 대표원전을 선정하여 평가하는 방법도 충분히 검토해 볼 필요가 있다. 또한 해체과정에서 발생되는 폐기물은 오염준위가 다양하며 오염정도가 매우 낮은 것이 대부분을 차지하고 있어 현재의 처분장 및 처분단가의 적용은 매우 불합리하다 할 수 있다. 이와 같은 특성을 고려하여 향후 해체비용 산정 시에는 방사성폐기물 분류기준 및 처분방식에 대한 기준이 수립되어 적절한 해체비용을 산정하는데 활용되어야 할 것이다.

그림 1. 국내 해체비용 산정 적용 방안

4. 결론

원전 해체비용은 매 2년 주기로 재산정하도록 법에서 요구하고 있으나, 비용평가를 위한 기준이 수립되어 있지 않아 비용 산정결과의 타당성에 대한 논의가 지속적으로 제기될 것으로 예상된다. 이에 본 논문에서는 해체비용을 추정하는데 있어 주요 고려사항 및 가정사항들을 토대로 국내 원전 해체비용 산정 적용방안을 제시하였으며, 본 산정방안이 해체비용을 효율적으로 산정하는 기준 마련에 도움이 되었으면 한다. 국내 원전 해체비용의 산정은 원자력발전 사업자가 해체를 수행하는데 있어서 요구되는 최소한의 비용으로 산정하는 것이 타당할 것으로 생각되며 해체비용의 산정범위에 대한 심도 있는 검토가 필요하다.

참고 문헌

[1] 방사성폐기물관리법 시행령, 2009
[2] 원자력법 제31조, 2008
[3] KHNP, Conceptual Design Report for Korea Decommissioning Scenarios, 2008
[4] KHNP, Decommissioning Cost Analysis for the Korean Pressurized Water Nuclear Power Plant, 2009
[5] OECD/NEA, Decommissioning Nuclear Power Plants: Policies, Strategies and Costs, 2003

신월성원전 건설 중 해수침수사고와 해결과정의 고찰

이병일, 정진욱
월성원전환경감시센터, 경북 경주시 양북면 와읍리 394
byunglee@wsnesc.or.kr

1. 요약

2009년 4월 29일 신월성원전 건설현장에 해수가 유입되어 건설 중에 있던 구조물과 건축 재료가 해수에 침수되는 사고가 발생하였다. 이 후 지역의 대표들이 신월성침수사고 조사위원회를 구성하여 침수된 구조물의 안전성과 보수가 필요한 부분을 정량적으로 평가하고 그 결과를 발표하였다. 본 논문에서는 침수사고의 개요와 조사위원회의 구성과정 및 활동 그리고 조사위원회의 의미 등을 살펴보고 이 때 월성원전감시기구의 역할 등을 고찰하여 원전주변지역 주민의 의식변화와 이에 따른 관련기관의 역할을 기술하였다.

2. 서론

신월성 원전1/2호기는 1000Mw 용량의 가압경수로이며 각각 2012년과 2013년에 완공될 예정이다. 신월성원전은 원전의 효율을 높이고 복수기에 의한 온배수 문제를 최소화하기 위하여 원거리에서 취(배)수를 하도록 설계되었다. 이와 같은 공사를 위하여 한수원(주)은 취, 배수로공사가 진행되는 동안 그림 1과 같이 바다에서 육지방향으로의 파압만 고려하여 차수벽(해수의 유입을 막는 임시 물막이 벽)을 설치하여 해수의 유입을 막도록 설계하였다.

2009년 4월 29일에 차수벽이 후면파압과 매립된 토사에 의한 토압으로 파손되어 해수면보다 낮은 공사현장이 침수되는 사고가 발생하였다. 사고 직후 월성원전 민간환경감시센터(이하 감시센터)에서는 주민설명회를 개최하여 침수사고의 현황과 사업자의 응급조치 등을 설명하고 주민들의 의견을 청취 및 수렴하여 사업자 측에 전달하였다. 그 내용으로는 침수구조물의 건전성을 확인하는데 있어 지역주민이 참여하자는 것이었다. 이 후 사업자는 이를 받아들이고 지역의 대표들과 사업자가 참여하는 공동조사위원회가 구성되었다.

공동조사위원회는 총 8차례 회의를 통해 침수구조물의 건전성과 보수가 필요한 부분을 결정하고 그 결과를 지역주민들에게 공개적으로 설명하였다. 본 논문에서는 침수사고와 조사위원회의 운영을 통해 나타난 주민들의 의식변화와 원전주변지역 주민들의 요구사항 그리고 주민수용성을 위한 관련기관들의 역할에 대하여 기술하고자 한다.

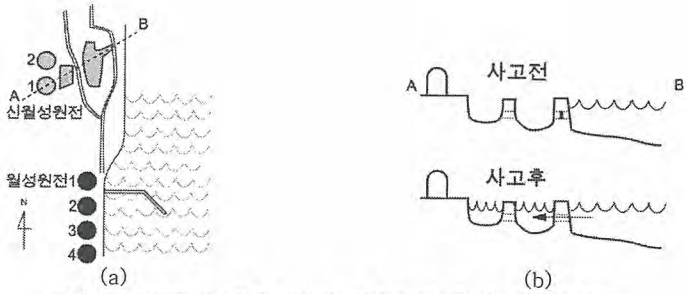


그림 1. 월성원전 배치도(a)와 침수사고 전 후 개략도(b)

3. 공동조사위원회 활동

해수유입으로 침수된 공사현장의 피해는 표 1에서와 같이 광범위했으며 주민들의 불안감 형성과 사업자에 대한 신뢰가 훼손되었다고 볼 수 있다. 사고 직후 주민과 사업자들은 문제에 대한 이해의 눈높이가 일치하였으며 이것이 바로 공동으로 문제를 해결할 수 있었던 출발로 보인다. 공동조사위원회는 원전주변지역의 3개 읍면(양북면, 양남면, 감포읍)의 시의원 2명, 지역 발전협의회 회장들(3명), 지역지도자들(15명), 감시기구 지역위원(3명), 감시센터소장 그리고 사업자(7명)로 구성되었다. 제1차 회의에서는

조사위원회의 구성에 집중하였고 제2차에서는 조사단과 자문단의 선정에 대하여 논의하였다. 3차 회의에서는 한국건설기술연구원과 콘크리트학회를 조사단과 자문단으로 각각 선정하였다. 4차 회의에서 조사단의 조사범위와 조사방법이 논의되었다. 5차 회의에서는 비 침수 구조물의 공사재개를 논의하였고 6차 회의에서는 조사단의 중간발표가 있었다. 이 후 7차와 8차 회의에서는 최종결과발표와 조사위원회의 종료를 각각 논의하였다[1]. 공동조사위원회를 종료하고 약 1개월 후 지역주민들에게 조사위원회의 활동에 대하여 설명회를 통해 공개적으로 보고하였다.

표 1. 침수사고 피해

구조물	침수표면적(㎡)	해수에 접촉된 철근(톤)	야적철근(톤)
1호기 TGB	6,400	0.3	9
2호기 TGB	5,000	30	120
취수계통 구조물	9,300	40	-
필수냉각수계통구조물	8,000	217	100
취수로(CWIC)	18,500	52	10
배수로(CWDS)	2,490	69	48
합 계	49,690	408	287

4. 토의 및 결론

앞에서 설명한 바와 같이 신월성 침수사고에 대처하는 주민들의 변화에 주목할 필요가 있다. 주민들이 요구한 주민참여 공동조사위원회의 본질은 주민들이 문제해결에 직접 참여하는 것이며 그 내용은 합리적이고 미래지향적이라 볼 수 있다. 그 과정에서 주민들은 지역의 주인으로써 책임 있는 역할을 기대하였다. 과거 방폐장 문제와 고리 계속운전에서 확인하였듯이 원자력과 같은 기피시설을 추진하는데 있어 사업자와 규제자만의 문제가 아니며 주민들은 민주적이고 합리적인 방법으로 참여를 기대한다고 볼 수 있다. 그런 면에서 이번 공동조사위원회가 구성되도록 협조한 사업자의 변화도 매우 긍정적으로 평가할 수 있다. 이외에도 원자력시설을 가까이에 두고 있는 인근지역(양북, 양남, 감포)과 경주시내와의 갈등이 있음을 인정해야 한다. 이는 일차적으로 내부의 문제(실질적 인근지역임을 인정하고 그들의 과거 원자력에 대한 부정적 경험 공유)이기는 하지만 합리적인 법적 제도화를 통해 갈등을 해소할 수 있도록 외부의 관심과 도움이 필요해 보인다.

앞에서 지적한 바와 같이 사업자는 지속적으로 인근지역 주민을 배려하여 그들이 지역의 주인임을 인정하고 그 역할을 할 수 있도록 세심한 노력을 해야 한다. 왜냐하면 그들이 지역의 주인이 될 때 그 지역의 원자력에 관심을 가지고 긍정적으로 이해할 것이기 때문이다. 이미 주민수용성이 중요시되고 있는 현실에서, 과거처럼 지역을 배제하고 사업자와 법적인 관계에 있는 규제자들만의 문제로 인식해서는 다가올 문제를 효율적으로 해결하기 어렵다. 이와 같이 사업자와 지역주민과의 관계를 형성하는데 있어 감시기구의 역할 또한 중요해 보인다[2]. 감시기구는 침수사고 해결과정에서처럼 환경방사능 모니터링업무 외에도 주민과 관련기관과의 의사소통로 역할과 관련기관의 역할보완 및 협조라는 감시기구의 실질적 역할에 따라 사업자와 지역의 절대적 중간자로써 그 역할 수행하였다고 볼 수 있다[3]. 감시기구가 활동을 시작한 약 10년 전의 원전주변주민의 의식과 비교해 볼 때 지금의 사회는 더욱 복잡해졌다. 이제 감시기구는 지역이 느끼는 방사능과 원자력에 대한 불안감 등에 관련된 기술적인 문제를 벗어나 주민수용성의 중요성을 인지하고 또 지역주민의 의식이 이제는 지역의 주인으로써의 역할과 참여 등으로 이동하고 있음에 주목하여야 한다. 그러므로 감시기구는 이와 같은 문제에도 관심을 가지고 지역의 현실을 외부에 설득력 있게 전달하여 보다 바람직한 정책이 만들어지도록 그 역할이 필요해 보인다.

참고자료

1. 월성원전민간환경감시기구, "신월성침수사고에 대한 조사위원회 활동보고서", http://wsnesc.or.kr
2. 이병일, "경주시월성원전민간환경감시기구소개", 2008년 원자력학회 춘계학술대회
3. 이상기, "신월성침수사고 해결과정을 보며", http://www.srbsm.co.kr

Progress of the MSSP Project : Support for Development of a Safeguards Approach of a Pyroprocessing Plant

H.S. Shin, S. K. Ahn, D. Y. Song, H.D. Kim
Korea Atomic Energy Research Institute, 1045, Daedeok-daero, Yuseong-gu, Daejeon, 305-353, Korea
shinhs@kaeri.re.kr

1. Introduction

The IAEA suggested a 3-year-long Member State Support Program (MSSP) project, 'Support for Development of a Safeguards Approach for a Pyroprocessing Plant', to the Republic of Korea(ROK). The MSSP project was approved by the ROK government in July 31, 2008. As described in the action plan shown in Fig. 1, the first-year task covers the collection and analysis of all the relevant information (characteristics and flowsheet of the processes, and nuclear material) on pyroprocessing facilities, and determination of a reference pyroprocessing facility concept. Three candidates for the reference pyroprocessing facility concept are suggested by KAERI and reviewed to determine the final one by the ROK and IAEA during the first fiscal year. The detailed progress of the MSSP project is described in this paper.

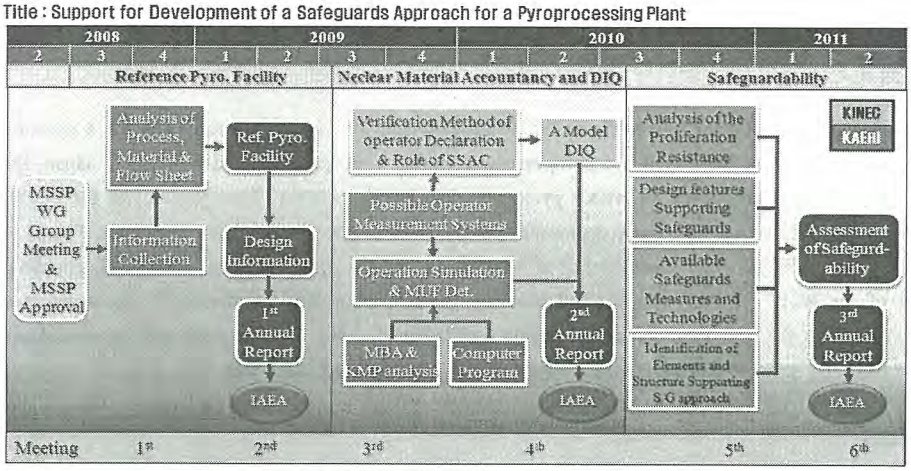


Fig. 1. MSSP Action Plan and Milestone.

2. Determination of a Reference Pyroprocessing Facility

Many concepts of pyroprocessing facilities have been suggested worldwide, but only six concepts[1-4] suggested by the US, Japan, and ROK, have some basis information : facility structure, process characteristics, and material flow. Most pyroprocess concepts seem to originate from the facility to pyroprocess metal spent fuel from the EBR-II of INL so that they are similar to a Fuel Conditioning Facility(FCF). Most of them are still in the conceptual design phase, except for the FCF which is the operating facility for metal spent fuel treatment. the PyRoprocess Integrated DEmonstration(PRIDE) is under construction, which is similar to the Egineering Scale Pyroprocess Facility(ESPF)[4] except that natural or depleted uranium instead of spent fuel is used. Most concepts commonly consist of spent fuel chopping, granulation, reduction, and refining. The reason for having a similar unit process line is largely due to the use of pyroprocess components suggested by the INL or ANL, or slightly modified ones. The common point of all six concepts is to have the path of pyroprocessing spent LWR fuel to produce fresh fuel for a fast reactor. This path should be certainly involved

in a reference pyroprocessing facility.

In view of the safeguards, it is advantageous to have a large-scale facility as a reference facility because a small facility is easily safeguardable, especially if the large facility proves to be safeguardable. But it is also important that the facility concept be realized in the near future (~10 years) because the process technology is being quickly updated. It is a way to determine a minimized facility, which includes all essential processes, as the reference processing facility. Most processes are very similar to each other, so it is not necessary to focus too much on the process itself. It is better to focus on the materialization of the facility construction and the quantity of nuclear material handled.

In accordance with the above described determination principles of a reference pyroprocessing facility, three proposals were suggested: the 1st proposal is a GEN-IV PR&PP Model, the 2nd is a simple model which is conceptualized by the INL and ANL, and the 3rd proposal is an ESPF concept. It is of significance that the 1st proposal includes most of the conceptual design specifications of different facilities reviewed previously. The INL and ANL model is an original pyroprocess model from which all other models originate. Since the ESPF is planned for construction in 2016, the facility has high potential to be realized, and so the ESPF concept was selected as the 3rd proposal.

The three candidates were reviewed in the 3rd working group meeting of the MSSP project held in the IAEA headquarters in Sept. 22-24, 2009, and the ESPF concept was determined to be the reference pyroprocessing facility concept in this MSSP project.

3. Conclusions

The progress of the MSSP project "support for development of a safeguards approach for a pyroprocessing plant" was described in this paper. Six pyroprocessing facility concepts suggested by the US, Japan, and ROK were analyzed to determine the reference pyroporecssing facility concept. Three candidates for the reference pyroprocessing facility concepts were determined on the basis of the determination principles. Finally, the 3rd candidate, the ESPF concept, was determined to be the reference pyroprocessing facility concept through the review of the ROK and IAEA in the 3rd working group meeting held in the IAEA headquarters in sept. 22-24, 2009. For the next step, safeguards design and safeguardability analysis tasks will be carried out based on the reference pyroprocessing facility concept during the 2nd and 3rd years.

References

[1] Mike Goff, "Non-Aqueous Process," Dec. 16, 2008.

[2] T. Inoue, K. Uozumi, L. Koch, "The Incentives of pyroprocessing for deployment in nuclear fuel cycle and its future direction of R&D," 2nd International Pyro Research Conference, Aug.25-27, 2008, Jeju, Korea(2008)

[3] GEN-IV PR&PP Expert Group, PR&PP Evaluation: ESFR Full System Case Study, Final Report, March, 2009.

[4] Hansoo Lee, et al., The Current Status of the Pyroprocessing Technology at KAERI, internal report, 2009.

울진1호기 17주기 재사용 핵연료에 대한 초음파 세정 결과

박종열, 신중철, 김순기, 김용찬, 양승태*, 강신섭**, 김준곤**, 윤재황**
한전원자력연료주식회사, 대전광역시 유성구 덕진동 493
* 한국수력원자력(주) 원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1
** 한국수력원자력(주) 울진원자력본부, 경상북도 울진군 북면 부구리 84-4

1. 개요

국내 원전운영자인 한수원(주)는 2012년 울진1/2호기의 노후화된 증기발생기를 신형으로 교체하면서 작업종사자에 대한 방사선 피폭선량을 저감하고자 울진1호기 17주기 운전중 미량의 아연(Zn)을 원자로 냉각계통에 주입할 예정이다. 해외 원전의 경우 아연주입 최초 주기에서 핵연료 표면에 방사성부식생성물(일명 CRUD)의 침착이 증가되는 사례가 있어 축방향출력불균형(AOA) 유발인자이자 계통내 선량선원인 크러드를 제거할 필요성이 제기되었다. 이에 따라 지난 2009년 3월초 울진1호기 제16차 계획예방정비기간중 17주기 재사용연료(17×17 RFA연료) 총89다발(1회연소연료 64다발, 2회연소연료 25다발)에 대한 초음파세정을 실시하여 약 300 R/hr.filter의 선량과 1.3kg의 크러드를 제거하였다.

2. 초음파세정장비

크러드 초음파 세정장비(Ultrasonic Fuel Cleaning System)는 핵연료가 장입되는 2개의 원통형 챔버(Dual Chamber)와 챔버에서 초음파에너지에 의하여 핵연료에서 분리된 크러드를 필터로 포집하는 크러드 포집장치(Filtration Skid)로 구성되어 있다(그림 1. 참조). 크러드 초음파 세정장비는 핵연료가 완전히 장입되는 2개의 원통형 챔버와 챔버내부 상부 4개면에 핵연료집합체의 축방향으로 장착된 총 10개의 초음파발진기가 1,500W의 초음파에너지를 발생시켜 크러드를 제거하게 된다. 이때 분리된 크러드는 흡입호스를 경유하여 0.5㎛정도 크기의 크러드입자를 여과할 수 있는 필터로 포집된다. 포집장치는 총2대의 펌프와 8개의 필터용기, 온도와 압력측정용 계측기 그리고 크러드 세정작업 중 크러드세정 진행여부를 감시하는 2종의 방사선계측기, 필터 유입부에서의 크러드 시료를 채취할 수 있는 시료채취 시스템으로 구성되어 있으며, 실제 크러드 제거 작업 시에는 1개의 펌프와 4개의 필터 용기만 운전하게 된다.

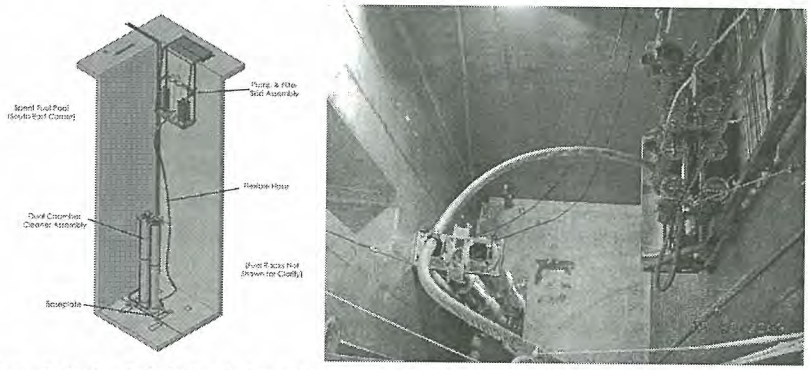


그림1. 크러드 초음파 세정장비 개념도(좌) 및 울진1호기 CLP에 설치된 크러드 초음파 세정장비(우)

3. 초음파 세정 결과

3.1 제거된 선량

울진1호기 17주기 재장전연료 89다발(1회 연소연료 64다발, 2회 연소연료 25다발)에 대한 초음파세정 작업공정은 크게 핵연료이송, 연료검사, 초음파세정, 연료검사 및 이송으로 이루어졌으며 핵연료 1다발당 평균 30분내외가 소요되었다. 이때 초음파 세정시간은 연료 1다발당 6분~10분을 적용하였으며, 초음파에너지 발생 초기 5분 이내에 핵연료의 표면에서 대부분의 크러드가 제거되는 것으로 방사선계측기에 의하여 모니터링 되었다.

총 89다발의 핵연료에서 제거된 크러드는 선량기준으로 약 300R/hr.filter 정도인 것으로 평가되었고,

이때 포집필터는 총 4개가 사용되었다. 제거된 선량의 분포는 1회 연소연료의 경우 0.6~2.1R/hr.filter(평균 1.13R/hr.filter), 2회 연소연료는 4.2~21.4R/hr.filter(평균 8.83R/hr.filter) 범위에 있었다. 초음파 세정후의 핵연료에 대한 정밀 육안검사 결과, 핵연료의 건전성에 미치는 이상 징후는 발견되지 않았다.

초음파세정과정에서 사용된 총 4개의 포집필터는 울진1호기 사용후연료저장조에 임시보관 후 방사선량이 처리 가능한 적정수준이하로 감소된 이후 별도 처리할 예정이다.

3.2 크러드 세정효율 평가

핵연료의 크러드 세정효율을 평가하는 방법은 Crud scrape 방법, 육안평가(Visual inspection) 방법, 크러드 무게측정 방법 등 크게 3가지 방법으로 분류할 수 있으며 본 논문에서는 평가의 간편성과 효율적인 측면에서 육안평가 방법과 크러드 무게측정 방법을 채택하였다.

육안평가 방법은 17×17 RFA 연료의 4번 지지격자에서 7번 지지격자사이의 녹화영상에서 초음파세정 전후의 색상변화의 비율을 비교하여 평가한다. 육안평가 결과, 1회 연소연료는 약 10%~30%, 2회 연소연료는 약 70~80% 정도로 평가되었다(그림2 참조).

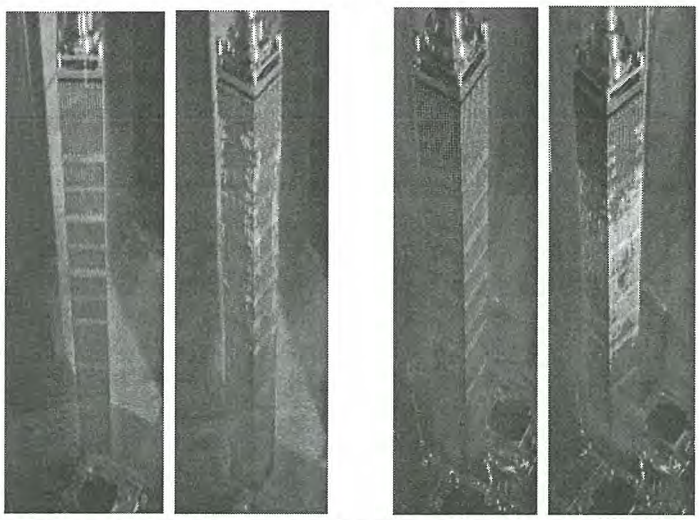


그림2. 크러드 초음파세정 전후 비교(S55 좌측2개) 및(R19 우측2개)

한편, 육안검사 및 Crud scrape 방법은 세정효율을 평가하는데 핵연료집합체 외부만을 주된 대상으로 하므로 핵연료집합체 내·외부의 전체적인 크러드 제거효율을 평가하고자 포집필터에 축적된 크러드 무게를 측정하였다. 총 89다발에 대한 크러드 세정작업 완료 후 사용된 총 4개의 필터에서 초음파세정 전후의 무게차이를 측정한 결과, 총1.3kg 정도의 크러드가 제거된 것으로 평가되었다.

4. 결론

울진1호기17주기 재사용연료 89다발에 대한 핵연료 크러드 초음파세정을 성공적으로 완료하였다. 핵연료 크러드 초음파세정은 핵연료 피복관에 침적된 방사성부식생성물 즉, 방사선 방출선원 및 축방향노심출력불균형(AOA) 유발인자인 크러드를 사전에 제거함으로써 원자로계통내 방사선량을 저감하고 축방향노심출력불균형(AOA) 현상발생의 억제라는 긍적적인 효과를 기대할 수 있게 되었다.

5. 참고문헌

1) 저자, "축방향출력불균형 방지를 위한 크러드 제거 기술개발 최종보고서" 보고서 Number, 2007.5.

수용성 방호용품 제염 감용처리 기술 개발

김진길, 김현기, 홍성준, 이상태, 윤용기*, 허성기*, 이병국*
하나검사기술(주), 경기도 하남시 감북동 412-5
*한국수력원자력, 경상북도 경주시 양남면 나아리 260
freeflying04@naver.com

1. 개 요

국내 각 원전 부지별 보유하고 있는 폐기물 저장고의 저장능력이 포화상태에 도달하고 있으며 경주의 중저준위 영구처분장 또한 당초 상업 운전 예정일보다 2년 이상 지연됨에 따라 원전에서 발생되는 방사성폐기물의 감용화는 당면 과제로 대두되었다. 원전 운영 중 발생된 폐기물 드럼의 처분비용도 드럼 당 약 700 만원을 초과할 것으로 예상하고 있어 이들 폐기물의 처분비용 또한, 원전 사업자에겐 상당한 부담으로 작용할 것을 판단된다. 국내 원전에서 발생되는 폐기물발생 특성을 2003~2005년까지 발생된 폐기물에 대해 유형별로 살펴본 결과, 잡고체 폐기물 발생량이 83%로 주종를 이루었으며, 그 중에서도 가연성폐기물이 전체의 반 이상을 차지하고 있는 것으로 나타났다. 가연성폐기물의 발생은 원전의 가동과 더불어 필연적으로 발생될 수밖에 없는 상황임을 감안할 때, 이러한 유형의 폐기물 발생량을 저감하기 위한 근본적인 해결책이 요구된다. 원전 종주국인 미국의 경우도 3곳의 영구처분장이 포화상태에 도달하고 처분비도 하루가 다르게 치솟고 있어 이들 폐기물의 감용화를 위한 다양한 연구와 노력들이 진행되고 있는 실정이다. 특히, 85%에 달하는 미국 원전에서는 이미 PVA(Polyviny alcohol)로 제조된 방호용품을 채택하여 사용하고 있으며, 이러한 재질의 방호용품 채택으로 방사성 폐기물 발생량 저감화에 크게 기여해 오고 있다. 미국 원전과 유사한 환경에 놓여있는 국내에서도 발생 폐기물의 처분 제한성을 감안할 때 감용 효과가 뛰어난 수용성 방호용품의 적용은 방사성폐기물 저감화에 대한 해답을 지니고 있다고 본다. PVA 물질은 다른 고분자 물질과는 달리 면(Cotton)에 가까운 물리·화학적 특징을 지니고 있으면서도 100℃의 물에 용해되는 장점을 가지고 있다. 이 PVA 재질의 수용성 방호용품을 전량 용해시켜 최종 처리 후 폐액 중에 함유된 방사성 물질만을 MDA 미만으로 제거하여 자체처분을 유도할 수 있다면 국내 원전에서 발생되는 가연성 폐기물을 상당부분 감용시킬 수 있을 것으로 판단된다.

본 논문에서는 이러한 수용성 방호용품의 특징을 감안해, 감용 처리된 PVA 용액을 소외 소각시설에서 자체처분 할 수 있도록 유도하기 위해 개발했던 감용 처리기술과 성능 시험결과에 대해 기술하였다.

2. 본론

2. 1. 시스템 구성

본 설비의 주요 특징은 세탁, 용해 및 농축 공정이 단일 반응기에서 이뤄지므로 설비 설치 면적을 최소화 할 수 있도록 구성하였으며, 특히 농축공정에서 발생되는 응축수를 용해공정에서 재활용함으로써 폐수발생이 없는 친환경적인 무방류 처리설비를 구축하였다.

◎ 제 1 단계(분리공정) : 고오염 방호용품과 저오염 방호용품의 분리
◎ 제 2 단계(세탁공정) : 처리 대상 수용성 방호복으로부터 H-3, C-14, 및 입자성 물질의 1차 제거
◎ 제 3 단계(용해공정) : 수용성 방호복에 부착된 감마핵종 제거를 위한 전처리 공정
◎ 제 4 단계(감마핵종제거공정) : 응집, 필터 및 흡착 기술을 이용한 PVA 용액 중 감마핵종제거 공정

표 1. Pilot 규모 수용성 방호용품 감용 제염설비 사양

항 목	사양	비고
전원	220V/3상/50A	-
사용 전력	12kWh(최대)	3kWh(평균)
크기(가로×세로×높이)	2,930mm × 900mm × 1,775mm	이동형 설비
처리용량	6벌/Batch	1일 3Batch 운전

2. 2. 실험

본 실험에 사용된 수용성 방호용품은 월성 1호기 대규모 설비개선 공사에서 사용된 작업복이며, 실험은 월성 제1발전소 2호기 제염실에서 수행되었다. 별도 보관 중인 수용성 작업복은 세탁공정을 통해 감마핵종 제거를 위한 전처리 공정을 거친 후 98~100℃의 고온 반응로에서 1차 용해시킨 후, 25~30wt% 용액으로 농축하였다. 농축된 PVA 용액은 응집반응조로 이송되며, 감마핵종제거를 위한 pH 조절과 소량(0.2mL/L)의 응집제 투입/혼합 과정을 거친다. 응집반응조에서 응집제와 충분한 혼합이 진행되면 여과시스템 및 선택적 방사성핵종 제거공정을 거쳐 감마핵종을 제거 하며, 방사성물질이 제거된 PVA 용액은 감용화를 위해 건조공정을 거친 후 자체처분이 가능한 고체폐기물로 전환시킬 수 있다.

2. 3. 실험결과

Pilot 규모의 수용성 방호용품 감용 제염설비를 이용해 월성 1호기 대규모 설비개선 공사에서 사용된 작업복을 제염한 결과는 다음 표 2와 같다. 실험 #1에서는 세탁공정에 의한 수용성 방호복의 핵종제거 효율 평가를 수행하였으며, 실험#2에서는 수용성 방호복 용해 후 PVA 용액에서의 핵종제거 효율을 수행하였다. 실험결과 세탁공정에서의 DF값은 약 4.4로 나타났으며, 응집제를 이용한 응집/여과 공정에서의 DF값은 약 179.3으로 나타났다. Cs 핵종을 제거하기 위해 설치된 선택적 Cs 제거설비에 의한 ^{137}Cs 제거효율은 매우 우수한 것으로 나타났다.

표 2. 수용성 방호복 제염공정별 핵종농도 분석 결과

핵 종	실험 #1		실험 #2		
	원 방호복	세탁 후	용해 후	여과 후	선택적 Cs 매질 사용후
^{54}Mn	1.37×10^{0}	4.28×10^{-1}	3.78×10^{-2}	1.39×10^{-3}	MDA미만 (2.14×10^{-3})
^{59}Fe	4.87×10^{0}	MDA미만 (4.12×10^{-3})			
^{60}Co	4.02×10^{0}	6.70×10^{1}	1.10×10^{2}	MDA미만 (5.88×10^{-4})	
^{95}Nb	5.57×10^{0}	1.44×10^{0}	5.80×10^{1}	MDA미만 (1.49×10^{3})	MDA미만 (4.96×10^{4})
^{110m}Ag			2.75×10^{3}	MDA미만 (2.02×10^{3})	
^{95}Zr	2.50×10^{0}	7.17×10^{0}			
^{137}Cs	2.94×10^{-1}		7.87×10^{-2}	2.57×10^{-3}	MDA미만 (1.20×10^{-3})
Total activity (Bq/g)	**1.42×10^{1}**	**3.26×10^{0}**	**$7.1E\times10^{1}$**	**$3.96E\times10^{3}$**	-
DF	-	**4.4**	-	**179.3**	-

3. 결론

본 연구를 통해 개발된 감용 제염처리 설비를 통해 수용성 방호용품은 25~30wt%의 PVA 용액 조건에서 모든 핵종이 MDA 수준으로 처리될 수 있음을 확인하였다. 최종 처리된 잔유 PVA 용액은 규제기관의 승인을 거쳐 소외에서 소각 처리하게 된다면, 중·저준위 가연성 폐기물의 획기적인 감량을 기대할 수 있으며, 이를 통해 원전운영비 절감, 방사성폐기물 발생량 저감 및 작업자의 방호 및 위생 측면 등 다양한 효과를 얻을 수 있을 것으로 기대된다.

참고문헌

[1] 원자력발전백서 2003년 ~ 2005년
[2] 원자력발전소 방사선 관리 연보(2004)

제1분과

방사성폐기물 정책 및 제염해체 (Poster)

빈 면

세계 각국의 사용후핵연료 관리정책 동향 분석

김형준, 강기성, 고문성, 김창락
한국방사성폐기물관리공단, 용인시 기흥구 중동 848-2
khjoon@krmc.or.kr

1. 서 론

원전의 운영과정에서 발생되는 사용후핵연료를 어떻게 관리할 것인가의 문제는 전 세계 원전 운영국가들의 공통된 과제이다. 우리나라 역시 아직까지 최종 관리방안을 결정하지 못한 상태이다. 본 논문은 현재 전 세계 원전운영 국가들의 사용후핵연료 관리정책 현황 및 동향분석을 통하여 향후 우리나라의 사용후핵연료 관리정책 결정시 기초 자료로 활용될 수 있도록 하였다.

2. 각국의 사용후핵연료 관리정책 현황

원전을 운영하고 있는 31개 국가 중 현재 재활용 정책을 채택한 국가는 9개(29%), 직접처분 정책을 채택한 국가는 14개(45%), 정책 미결정 국가는 8개(26%)로 조사되었다[1].

재처리시설을 직접 보유하고 있으면서 재활용 정책을 추진하고 있는 국가는 프랑스, 영국, 러시아, 일본, 중국, 인도 등 6개국이고, 해외(러시아) 위탁재처리를 실시하고 있는 국가는 불가리아와 우크라이나 2개국이다. 이탈리아는 현재 원전을 운영하고 있지 않지만 과거에 발생된 사용후핵연료를 프랑스에 위탁하여 재처리하고 있다.

재처리시설을 운영한 경험이 있는 국가로는 벨기에(60톤/년; 1966-75), 이탈리아(파일럿 규모; 1975-88), 독일(35톤/년; 1971-90), 미국(300톤/년; 1966-72), 아르헨티나(실험용; 1970년대 초), 캐나다(파일럿 규모; 1950년대) 등 6개국이다[1, 2].

해외 위탁재처리의 경우로서 프랑스에 위탁했던 국가로는 일본, 독일, 벨기에, 스위스, 네덜란드, 호주(연구용 원자로) 등 6개국이고, 영국에 위탁했던 국가로는 일본, 독일, 스위스, 이탈리아, 스페인, 스웨덴, 네덜란드, 캐나다(연구용 원자로) 등 8개국이다[3, 4]. 그리고 러시아에 위탁했던 나라로는 아르메니아, 체코, 핀란드, 리투아니아, 슬로바키아 등 5개국이고, 불가리아와 우크라이나는 지금도 위탁하고 있다[1].

현재 대규모 재처리시설을 건설하고 있는 국가로는 일본(800톤/년; 2010년 운영목표), 중국(800톤/년; 2020년 운영목표), 러시아(1500톤/년; 2020년 운영목표)가 있고, 100톤/년 규모의 재처리시설을 2개 운영하고 있는 인도는 150톤/년 규모의 재처리시설 2기를 건설 중에 있다[2].

한편, 세계적으로 사용후핵연료 처분시설을 운영하고 있는 국가는 아직 없다. 부지를 확보한 핀란드와 스웨덴, 그리고 관련법에 처분장 운영 목표연도를 규정한 프랑스만이 2020년과 2030년 사이에 처분장을 운영한다는 목표를 가지고 있을 뿐 나머지 대다수 국가들은 2050년 이후에나 처분장을 운영할 계획이다.

사용후핵연료 관리정책을 결정하지 못한 아르헨티나, 아르메니아, 브라질, 체코, 멕시코, 파키스탄, 남아공, 스위스 등은 당분간 중간저장하면서 기술개발 추이 및 국제정세를 지켜본 후 정책을 결정할 계획이다.

3. 각국의 정책추진 배경 및 향후 전망

현재 재처리시설을 운영하고 있는 6개국 중 확고한 재활용 정책을 유지하고 있는 국가로는 프랑스, 일본, 중국, 러시아, 인도 등 5개국이고, 원전사업자의 판단에 따르도록 되어 있는 영국은 신규 원전건설이 이루어지지 않고 있는데다 1994년에 운영을 시작한 Thorp 재처리시설의 안전성 문제로 인한 국민적 논란으로 향후 재처리를 포기할 가능성이 예측되고 있다[1].

프랑스 및 영국에 위탁하여 재처리를 수행하던 일본, 독일, 스위스, 스페인, 스웨덴, 네덜란드 등은 계약기간 만료와 함께 더 이상 추가 위탁은 하지 않고 있다[5]. 일본은 자국의 로카쇼 재처리시설 운영을 앞두고 있기 때문이며, 독일은 2002년 원전의 단계적 폐지정책과 2005년 재처리 금지정책에 따른 정치적 이유에 의한 것이다. 스웨덴도 1980년 국민투표에 의해 원전의 단계적 폐지를 결정함으로써 직접처분 정책으로 선회한 경우에 해당된다. 스위스는 2006년부터 10년 동안 재처리를 일시 중단하는 것으로 국가정책이 결정되었다.

이들 해외 위탁재처리 정책을 추진한 국가들은 주로 원자력발전 규모가 작은 국가들로서 재처리를 선호하나 관련시설을 직접 보유하기에는 경제성이 낮아 그 대안으로 해외 위탁을 추진하였다. 그러나 반핵단체들의 반대와 경제성 등의 문제로 더 이상 추가계약을 하지 않고 있는 것으로 분석되고 있다[1].

러시아에 재처리를 위탁하던 아르메니아, 체코, 핀란드, 리투아니아, 슬로바키아, 불가리아, 우크라이나 중 불가리아와 우크라이나를 제외한 나머지 나라들도 재처리를 포기한 상태이다. 구소련의 정치적 영향권에 속했던 이들 동유럽 국가들은 사용후핵연료 관리정책에 대한 별다른 선택권이 없었기 때문에 소련에 재처리를 위탁해 왔다. 그러나 최근 러시아가 재처리 가격을 계속적으로 올리고, 또한 재처리 과정에서 발생되는 고준위 폐기물 처리에 대한 책임소재 문제 등으로 더 이상 재처리 계약을 연장하지 않고 있다[1].

한편 현재 세계 각국이 채택하고 있는 사용후핵연료 관리정책이 향후 가까운 시일 내에 바뀔 가능성은 적어 보인다. 그 이유는 국가정책이라는 특성상 일단 결정된 정책을 변경한다는 것 자체가 어려울 뿐만 아니라 결정된 정책의 변경을 유도할 만한 획기적 기술개발 등 정책추진 환경변화를 당분간은 기대하기가 어렵기 때문이다. 다만 현재 정책 미결정 국가 중 브라질과 같은 신규원전 도입국가의 경우 이런 점에서 다소 자유롭기 때문에 재처리 등 선호정책을 추진할 가능성은 있다.

4. 결 론

원자력발전 의존도가 높은 나라들은 사용후핵연료 발생 누적량 증가, 우라늄 자원의 이용 효율성 제고, 그리고 향후 고속로(FR) 실용화에 대한 대비 등을 고려하여 재활용 정책을 선호하는 경향이 있다. 그러나 현재의 Purex 기술에 기반을 두고 있는 재처리는 경제성이 떨어질 뿐만 아니라 핵 확산에 대한 국제 정치외교적 문제 때문에 선뜻 재활용 정책추진을 하지 못하고 있다. 또한 원자력발전 비용에서 우라늄 가격이 차지하는 비율이 낮다는 특성 때문에 앞으로 우라늄 가격이 상승한다고 해도 재처리의 경제성이 급격히 좋아질 것으로 보이지는 않는다.

사용후핵연료 직접처분 분야도 아직 기술개발이 진행되고 있으며, 현재의 처분기술로는 처분에 필요한 부지도 대규모로 필요하다는 문제점이 있다. 또한 직접처분 정책 국가들 중 핀란드와 스웨덴 등 극히 일부를 제외하고는 대다수 국가들이 2050년 이후에나 처분장 운영을 목표로 하고 있어 정책 미결정 국가들이 서둘러 직접처분 정책으로 선회할 것으로 보이지는 않는다.

따라서 중간저장시설에 따른 비용의 중복투자 문제, 장기 안전성 등 기술적 문제, 그리고 미래세대에 대한 부담의 전가라는 윤리적 문제에도 불구하고 현재 관망정책을 채택하고 있는 국가들 대부분은 중간저장 방안을 당분간은 그대로 유지할 것으로 보인다.

결론적으로 현재 세계 각국의 사용후핵연료 관리정책은 당분간 지금의 상황에서 크게 벗어나지는 않을 것으로 전망된다.

참고문헌

1. Per Högselius (2009): Spent nuclear fuel policies in historical perspective: An international comparison. Energy Policy 37, 254-263.
2. World Nuclear Association 홈페이지(http://www.world-nuclear.org/info).
3. Mycle Schneider and Yves Marignac (2008): Spent Nuclear Fuel Reprocessing in France. International Panel on Fissile Materials.
4. Martin Forwood (2008): The Legacy of Reprocessing in the United Kingdom. International Panel on Fissile Materials.
5. Frank von Hippel (2009): Why reprocessing persists in some countries and not in others: The Costs and Benefits of Reprocessing.

Fuel Cycle Cost Modeling for the Generation IV SFR at the Pre-Conceptual Design Stage

Seong Ho KIM, Kee-Hwan MOON*, Young-In KIM*
Systemia G&E, Inc, Daejeon Korea
* KAERI, Daejeon Korea
(a Corresponding Author: well48@hanmir.com)

Abstract

Recently, several industrial countries using the fission energy have given attention to the Gen-IV SFR (sodium-cooled fast reactor) for achieving sustainable nuclear energy systems. In this context, an SFR is currently developed at the design concepts study stage in the Republic of Korea [Kim & Hahn 200909]. The sustainability of systems means economic, environment-friendly, proliferation-resistant, and safer systems. More specifically, this sustainability can be accomplished in terms of resource recycling and radioactive waste reduction.

In the present work, the objective of fuel cycle cost modeling is to identify the impact of various conceptual options as a cost reduction measure for the Gen-IV SFR at the design concepts study stage. It facilitates the selection of several reasonable fuel cycle pathways for the future Gen-IV SFR from an economic viewpoint.

Methods and Data

The methodology proposed is based on time-independent levelized fuel cycle cost modeling [EMWG 200709] at the cost estimating step. At the implementation step, a spreadsheet approach such as the G4-ECONS method [GIF 200803] is used. Time-independent cost modeling is especially useful for uncertain and rare unit costs data. The calculation algorithm is simplified using the (unit cost) $\otimes$ (annual mass flow) method. Here, the symbol $\otimes$ denotes a fuzzy multiplication operator.

The data for cost modeling consist of both the mass balance data and the unit cost data of fuel cycle stages. Of the two, the former is offered through a fuel cycle analysis team [Yoo 200910], and the latter is collected from available literature [Shropshire et al. 200901]. The unit cost ranges for each cost breakdown are used for taking the parametric uncertainty into account. Generally, the unit costs are seldom available for fuel cycle steps under consideration and are for services not available commercially.

For the first time, as shown in Fig.1, the process flow diagram for a closed fuel recycle is developed. This represents the simple linkage among reactor, front-end, and back-end stages. Based on the diagram, a mass flow diagram can be developed and used as an element for fuel cycle cost estimating. It is assumed that the SFR is serving as a break-even reactor instead of a transuranics burner (i.e. a waste burner for LWR spent nuclear fuels). Also, fuel cycles are assumed in equilibrium reloads on an annual basis.

References

EMWG (200709): Cost estimating guidelines for generation IV nuclear energy systems, Rev.4.2, OECD, GIF/EMWG/2007/004, September 26, 2007.

GIF (200803): User's manual for G4 ECONS, EMWG, GIF.

Kim Y.I. and Hahn, D.H. (200909): 소듐냉각 고속로 기술 현황 및 동향, KOSEE Fall Conference, Pusan, 17 September, 2009. (in Korean)

Shropshire, D.E. et al. (200901): Advanced fuel cycle economic analysis of symbiotic light-water reactor and fast burner reactor systems, INL/EXT-09-15254, Idaho National Laboratory.

Yoo, J. (200910): Private communication, KAERI.

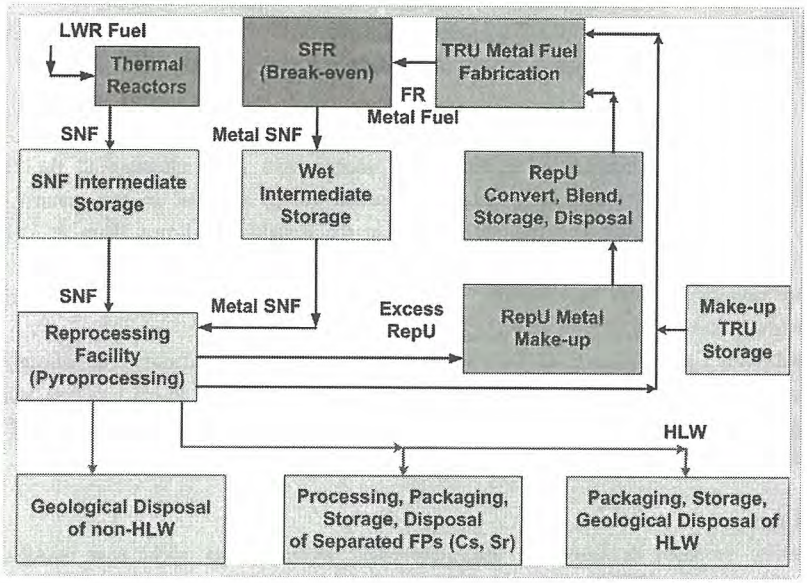


Figure 1. Process flow diagram for a closed fuel recycle

A Comparative Study on the Proliferation Resistance of Nuclear Fuel Cycles

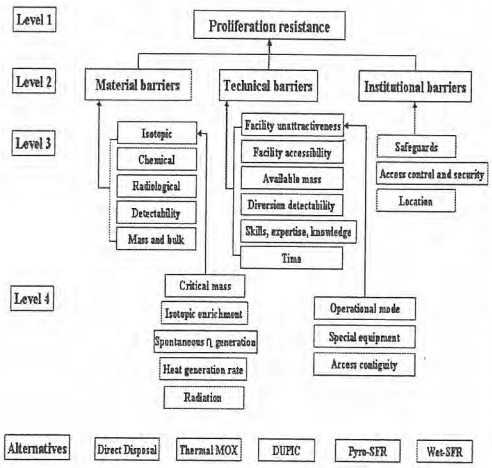
H-L. Chang, W. I. Ko, Y. D. Lee, K. S. Lee, H. D. Kim
Korea Atomic Energy Research Institute, 1045 Daeduk-daero, Yuseong-gu, Daejeon 305-353, Korea
hlchang@kaeri.re.kr

1. Introduction

A methodology based on Multi-Attribute Utility Theory (MAUT) [1] and Analytic Hierarchy Process (AHP) [2] is being developed at Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) to examine the proliferation resistance of nuclear fuel cycles, with the aim of discovering inherent vulnerability in fuel cycles before they are designed and built. The methodology has been applied to five different nuclear fuel cycles: Once-through fuel cycle, Thermal mixed-oxide fuel cycle (Thermal MOX), DUPIC fuel cycle, Pyroprocessing-Sodium-cooled Fast Reactor fuel cycle (Pyro-SFR), and an advanced wet reprocessing-SFR fuel cycle (Wet-SFR). The potential diversion of nuclear material by a state from the back-end of the fuel cycle has been considered in the analysis because all of the five nuclear fuel cycles have in common such steps as mining, conversion, enrichment, fuel fabrication, etc. Diversion target materials were identified as spent fuel (Once-through), PuO_2 powder and fresh MOX fuel (Thermal MOX), fresh DUPIC fuel (DUPIC cycle), transuranics (TRU) ingot and SFR TRU ingot (Pyro-SFR and Wet-SFR), respectively.

2. Evaluation Methodology

Proliferation resistance was assessed by defining and applying three objective barriers based on the characteristics of the fuel cycle as reported by many proliferation resistance studies, including the Nuclear Energy Research Advisory Committee's Task Force on Technology Opportunities for Increasing the Proliferation Resistance of Global Civilian Nuclear Power Systems (TOPS) [3]. Protection levels are achieved through a combination of these three barriers, i.e., intrinsic features of the material qualities, technical impediments, and extrinsic features related to materials accounting, security, adherence to international norms, etc. The metrics considered in the assessment are shown in the Table below and the metrics are mutually utility independent and additive independent. Attributes important for determining the effectiveness of the isotopic barrier and the facility accessibility are also shown in the table at the 4th level.



u_i	2nd level	weighting factor	3rd level	Weighting factor	4th level	Weighting factor
1	Material barriers	0.441	Radiological	0.278		
2			Detectability	0.233		
3			Mass and bulk	0.111		
4			Chemical	0.165		
5			Isotopic	0.213	Critical mass	0.114
					Pu purity	0.278
					Spontaneous neutron generation	0.284
					Heat-generation rate	0.180
					Radiation	0.144
6	Technical barriers	0.222	Facility unattractiveness	0.191		
7			Facility accessibility	0.168	Operation mode	0.714
					Special equipment	0.139
					Contiguity frequency	0.147
8			Available mass	0.073		
9			Diversion detectability	0.318		
10			Skills, expertise, knowledge	0.132		
11			Time	0.118		
12	Institutional barriers	0.336	Safeguards	0.579		
13			Access control and security	0.346		
14			Location	0.075		

The utility for the proliferation resistance of a nuclear fuel cycle, u, can be expressed as:

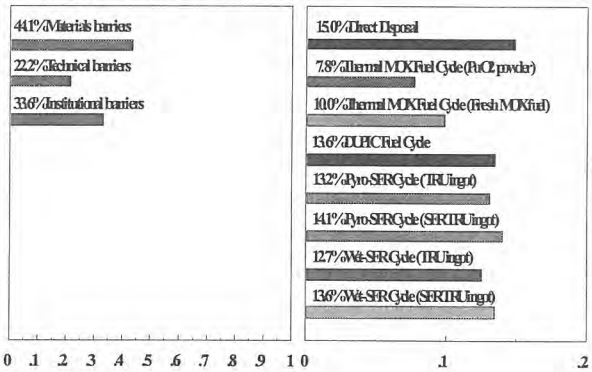
$$u(x_1, x_2, x_3, \ldots\ldots x_{14}) = \sum_{i=1}^{14} w_i u_i(x_i)$$

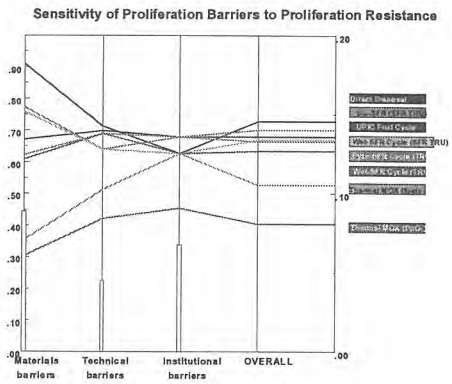
and the utility function was assigned to each of the metrics based on the MAUT theory using a 50-50 lottery and expert elicitation. The weighting factors of the metrics, w_i, were obtained using the AHP process and shown in the table above. All the consistency indices were well below 0.1, satisfying the acceptance limit.

3. Proliferation Resistance Analysis and Discussion

The utilities for the five nuclear fuel cycles were calculated as follows: 0.810 for the once-through fuel cycle, 0.399 for Thermal MOX cycle (PuO_2 powder), 0.522 for Thermal MOX cycle (fresh MOX fuel), 0.729 for DUPIC cycle, 0.708 for Pyro-SFR cycle (TRU ingot), 0.750 for Pyro-SFR cycle (SFR TRU ingot), 0.676 for Wet-SFR cycle (TRU ingot), and 0.718 for Wet-SFR cycle (SFR TRU ingot).

However, many factors are subjective in the assessment of proliferation resistance of nuclear fuel cycles: the choice of metrics, the form and structure of the utility functions, the weighting factors, proliferation threats, the safeguards regime, etc. Of these subjective components, the weighting factors have the greatest potential to change the outcome of the analysis because the weighting factors aggregate all utility functions and produce the final utility for proliferation resistance. The figures below show contributions of three barriers (2nd level) to the proliferation resistance of the nuclear fuel cycles. Sensitivity analyses can be performed to see how the proliferation resistance of nuclear fuel cycles changes with respect to each of the barriers, from the 2nd level to the 4th level, as well as how sensitive the proliferation resistance is to changes in the weighting factors of the metrics.





4. Summary

The preliminary quantitative analysis of proliferation resistance for the five nuclear fuel cycles demonstrated that the thermal MOX fuel cycle is most vulnerable to proliferation due to the presence of pure PuO_2 in the fuel cycle, while the once-through fuel cycle has the highest proliferation resistance. The innovative next generation fuel cycles such as Pyro-SFR and Wet-SFR were found to have similar levels of proliferation resistance to that of the DUPIC fuel cycle which is believed to have proliferation resistance strong enough for commercial deployment. The sensitivity analysis also demonstrated the effectiveness of the proposed methodology in applying to existing and/or newly developing nuclear fuel cycles so as to improve the proliferation resistance characteristic of the fuel cycle systems.

References

1. R. Keeney and H. Raffia, "Decision with Multiple Objectives, Preferences and Value tradeoffs," New York, Wiley (1976)
2. T. L. Saaty, "A Scale Method for Priorities in Hierarchical Structures," J. Mathmatical Psychology, 15, 234 (1977)
3. Nuclear Energy Research Advisory Committee (NERAC), "Annex: Attributes of Proliferation Resistance for Civilian Nuclear Power System", International Workshop on Technology Opportunities for Increasing the Proliferation Resistance of Global Civilian Nuclear Power System (TOPS), Washington, D.C. 2000.

Dynamic Modeling of a Partial Plutonium Recycling Scenario

Chang Joon Jeong, Won Il Ko
Korea Atomic Energy Research Institute, 1045 Daedeok-daero, Yuseong, Daejeon, 305-353
cjjeong@kaeri.re.kr

1. Introduction

The partial plutonium recycling scenario has been considered as an option for reducing plutonium or transuranic elements (TRU) inventory. In this study, the partial recycle is modeled by mixed oxide (MOX) fuel loading in pressurized water reactor (PWR). The dynamic MOX fuel cycle scenario is set up by the system dynamic DANESS code [1], and applied to the Korean fuel cycle. The DANESS code is used widely in the field of nuclear fuel cycle analysis. The fuel cycle parameters such as material flows, front- and back-end parameters are compared with those of the once-through (OT) fuel cycle.

2. Fuel Cycle Analysis

The number of operating PWRs and Canada deuterium uranium (CANDUs) reactors in Korea in 2000 were 14 and 4, respectively. The total nuclear capacity in 2000 was 13.8 GWe. From the "National Energy Basic Plan"[2], the nuclear capacity in 2017 will increase to 27.3 GWe with 29 total operating reactors. Between 2018 and 2030, it is expected that the annual electricity demand growth rate will be 0.95%/yr, and the nuclear capacity of the year 2030 will become 41.3 GWe which will occupy ~59% of total electricity generation. The nuclear growth rate after 2050 will decrease at the same rate and become 0% in 2100. Eventually, the reactor capacity in 2100 will be ~70 GWe and it will be maintained until 2150. In the calculation, the lifetime of existing reactors will be extended 20 yrs for both the PWR and CANDU reactor. The lifetime of newly constructed reactors will be 60 yrs.

From the analysis results of the once-through fuel cycle, the nuclear power demand is expected to grow to ~70 GWe in the year 2150. As shown in Fig. 1, the total spent fuel inventory will be 186500 t in 2150. The TRU inventory is estimated to be 2100 t in 2150.

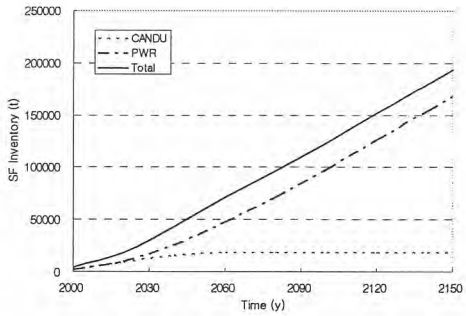


Fig.1. Spent fuel inventory for once-through cycle

In the MOX fuel cycle, it is assumed that the MOX fuel is loaded from 2020 in the 1/3 core of APR-1400. The fraction of APR-1400 with MOX fuel is 12% among the deployed APR-1400. The PWR spent fuel (SF) reprocessing starts from 2018. Ih this fuel cycle, the CANDU SF and MOX SF are not reprocessed. Fig.2 shows the SF inventory. The CANDU SF gives same trend with the OT case. The PWR SF increases very slowly because of the reprocessing from 2018. In 2150 the PWR SF inventory will be ~7200 t which is reduced by ~95%, when compared with that of the OT cycle. The MOX SF accumulates

from 2021 and becomes ~4800 t in 2150. The total SF increases gradually and becomes 30600 t in 2150, which is reduced by ~84%, when compared with that of the OT cycle.

The out-core TRU inventory is shown in Fig. 3. The inventories of plutonium and MA in 2150 are 1652 t and 266 t, respectively. The TRU inventory in 2150 is 1918 t which is reduced by 9%. But the in-core TRU of MOX fuel cycle is ~87 t which is increased by ~50% over the OT cycle, which means the MOX cycle can contain much TRU in the core.

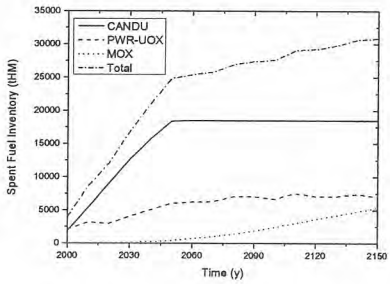


Fig. 2. Spent Fuel Inventory (MOX cycle)

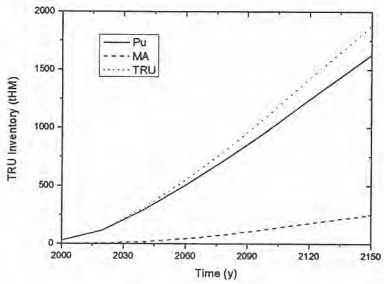


Fig. 3. TRU Inventory (MOX cycle)

3. Summary

From the OT cycle analysis results, the nuclear power demand grows to ~70 GWe in 2150. The SF and TRU out-core inventories in 2150 will be 186500 t and 2100 t, respectively. The MOX fuel cycle gives 84% and 9% lower values for the SF and out-core TRU inventories, respectively.

References

[1] L. V. D. Durpel, A. Yacout, D. Wade, and H. Khalil, "DANESS-Dynamic Analysis of Nuclear Energy System Strategies," Global 2003, New Orleans, November 16-20, (2003).

[2] "National Energy Basic Plan," Korea Ministry of Knowledge and Economy, (2008).

KIEP-21 핵연료주기 핵물질 재고량, 불확실성 평가

황용수, 이광석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
yshwnag@kaeri.re.kr

1. 서론

선진핵연료주기 기술 개발을 위해서는 무엇보다도 각 공정별 핵물질의 양에 대한 정확한 정보와 이에 의거한 FOM(Figure of Merit) 분석이 필요하다. 각 공정별 핵물질 양 분석은 아래와 같이 크게 3가지 목적에 사용될 수 있다.

(1) 공정 작업의 최적화 방안 도출
(2) 각 공정별 폐기물 핵종 재고량 확인 및 이를 이용한 환경 친화성 분석
(3) 각 공정 및 전체 시스템에 대한 핵비확산성 평가 및 제고 방안 도출

한국원자력연구원에서는 상기 목적 중 특히 (2), (3) 번 항목을 목적으로 각 공정 별 핵종별 상세 핵종재고량을 예측하고 이를 통한 MUF(Material Unaccounted For)를 평가하고 최근 발표된 방법론에 의거 FOM을 분석할 수 있는 평가 프로그램을 개발하였다.

2. 프로그램 개요

가. 선진핵연료주기 공정별 Recovery Rate를 이용한 Inventory 산정

사용후핵연료 누적 문제의 해결 방안으로 연구 개발 중인 KIEP-21 공정은 그림 1에 도시된 바와 같이 아래와 같이 구분된다.

(1) 해체 절단 공정
(2) 배기체 포집 처리 등 전처리 공정
(3) 전해 환원 공정
(4) 전해 정련 및 제련 공정

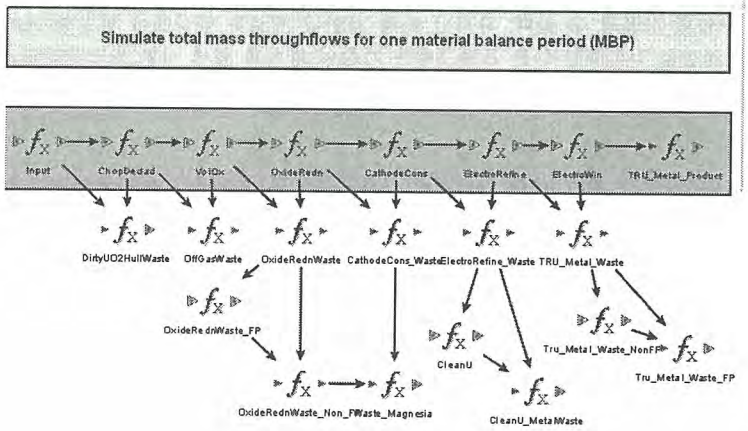


그림 1. KIEP-21 공정 개요도

각 공정은 그림 1에 도시되어 있는 바와 같이 대부분의 물질을 다음 단계 입력으로 추출하고 나머지를 폐기물로서 처리하게 된다. 그림 1에 도시된 개념을 바탕으로 개발된 프로그램에서는 원자로에서 방출된 사용후핵연료의 냉각년도(Cooling Time)와 각 공정별 회수율에 의거 각 세부 공정별 핵종 재고량을 예측하도록 하였다. 이와 같이 예측된 각 공정별 핵종 재고량은 궁극적으로 KIEP-21 주기에서 발생하는 다양한 고준위 및 중저준위 방사성폐기물 핵종 재고량을 예측 가능하게 하며 이와 동시에 각 공

정별 존재하는 방사능 물질들이 방출하는 감마선 등 방사선량을 알 수 있게 해 이를 통해 각 공정에서의 원격 조작 방안 및 핵물질 전용 가능성 여부를 정밀하게 예측하는데 사용될 수 있다. 또한 이러한 공정별 물질 양을 측정함으로서 전통적으로 재처리/재활용 시설의 핵비확산성 평가에 활용되는 MUF 산정 및 전체 공정의 FOM을 평가하는 자료로 사용될 수 있을 것이다.

3. MUF 산정

전통적으로 습식 재처리 시설의 핵비확산성을 평가하는 주요 인자로 활용되어온 MUF는 핫셀을 이용한 작업 방식은 건식 재활용 시설의 핵비확산성을 평가하는 인자로 사용되기에는 여러 가지 논란을 가지고 있다. 건식재활용의 경우 시설 가동 중 모든 물질은 접근이 용이하지 않은 핫셀 내부에 존재하고 원격 조작으로 가공됨으로서 접근성이 매우 떨어진다. 그럼에도 불구하고 건식 공정 특유의 물질 불균질성(heterogeneity)은 필연적으로 측정 오차를 증가시켜 MUF를 사용하는 경우 실질적인 접근성이 거의 불가능함에도 불구하고 핵비확산성이 건식 방식이 높은 것으로 판단하게 할 수 있다. 이러한 점에 주목하여 향후 국내 관련 핵비확산 연구는 정량적 지표 산정 방안을 더욱 개발하여 MUF를 대체할 건식 공정에 보다 적합한 방안을 찾는 것이 중요하다. 하지만 현재 대부분의 연구에서 MUF 방법을 사용하고 있으므로 본 프로그램 개발에서는 KIEP-21 평가를 위한 방법론을 적용하여 보았다.

일반적으로 측정 오차는 크게 3가지 요인에 의해 지배 받는다.

(1) 목표치에 함유된 불확실성: 예를 들어 99.99%의 회수율을 상정하면 이로 인해 0.005%의 목표치 상 불확실도가 존재하게 된다
(2) 측정 기기 오차: 불균일성 물질 내 물질 질량을 측정한다면 보다 큰 오차가 발생하게 된다
(3) 측정에 따른 오차

본 프로그램은 이러한 3가지 오차 요인을 고려해 각 오차 요인이 truncated Gaussian 분포를 가진다고 가정하고 이들을 바탕으로 플루토늄과 우라늄에 대한 전 공정에 걸친 오차 분산(variance)를 계산하고 이를 바탕으로 95% 신뢰도 구간을 상정하여 MUF를 산정토록 하였다.

4. FOM 산정

전통적인 FOM 평가 방식과 다른 새로운 방안들이 최근 Global 2009 및 전문가들의 연구를 통해 발표되었다. 이러한 FOM 평가 방법론은 KIEP-21의 FOM 기대치를 낮게 해 KIEP-21의 핵비확산성이 우수하다는 것을 보여 주는데 사용될 수 있다. 하지만 아직 제안된 새로운 공식들이 완전한 지지를 받지는 못하고 있다. 이러한 한계점을 인식하면서 본 프로그램은 기존의 방식과 함께 새로 로스알라모스에서 제안한 방식에 의거 FOM을 평가할 수 있도록 하였다.

사 사

본 연구는 교과부가 지원한 관련 연구개발 프로젝트들의 일환으로 추진되었습니다.

방사성폐기물 안전협약 Lessons-learned 반영 전략 수립

김성일, 정재학, 석태원, 이윤근
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19

sikim@kins.re.kr

Ⅰ. 서론

방사성폐기물 안전협약(Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management)은 1996년 발효된 원자력안전협약의 자매협약으로 2001년 6월18일 협약이 공식적으로 발효되었다. 아국은 서명개방일인 1999년 9월29일에 서명하였고, 2002년 9월16일 비준하였다. 방사성폐기물 안전협약은 매 3년마다 국가보고서를 작성·제출하고 교차검토한 후 검토회의(Review Meeting)를 통해 타 체약국으로 평가를 받게 된다. 2009년 7월말 현재 51개국/기구가 동 조약에 가입되어 있다. 한편, 아국은 2008년 10월 제3차 국가보고서를 IAEA에 제출하고 2009년 5월 제3차 검토회의를 통하여 아국의 방사성폐기물(사용후핵연료 포함) 안전관리에 대한 평가를 받았으며, 방사성폐기물 안전협약 의무사항 이행을 통해 습득한 lessons-learned 피드백을 반영하여 차기 검토회의의 효율적 대비 및 국내 방사성폐기물의 안전성 증진에 기여하고자 본 연구를 수행하였다.

Ⅱ. 방사성폐기물 안전협약 Lessons-learned 반영 전략 수립

과거 1차, 2차 및 3차 검토회의를 통해 아국의 방사성폐기물 안전협약의 이행체계는 구축되었다고 평가할 수 있겠다. 다만, 보다 원활하고 효율적으로 대처하기 위해서는 방사성폐기물 안전협약 이행의 연속성 확보 및 국내 피드백체계를 구축하는 것이 필요하다. 또한, 아국의 국제적 위상제고를 위하여 검토회의 의장단[1] 진출 전략을 사전에 수립하고 이행해야 한다. 표1에서는 체계적인 이행을 위한 각 항목별 조치방안을 보여주고 있으며, 표2에서는 국내 방사성폐기물 안전성 증진을 위해 도출된 항목별 개선방안을 보여주고 있다.

표1. 체계적인 방사성폐기물 안전협약 이행을 위한 항목별 조치방안

항목	조치방안	비고
공동협약 이행의 연속성 확보 및 국내 피드백 체계 구축	○ 제3차 검토회의 결과 피드백 및 국가 방사성폐기물 안전규제 중장기이행계획 수립(정책과제) ○ 공동협약의 선순환적 이행을 위한 일반회계사업(기관고유사업)화 추진	○ 검토회의 결과로 도출된 개선항목에 대한 구체적인 이행계획 수립 필요 ○ 1.5년(협약이행)+1.5년(피드백) 방식으로 선순환적 이행체계 필요
검토회의 의장단 진출전략 수립·이행	○ 실무급 의장단: 매 검토회의마다 후보자 추천 및 지원 ○ 고위급 의장단: 적임자를 선정하여 격회로 후보자 추천 및 총력지원	○ 사무국과 인적 네트워크 구축, 협약전문가 양성 및 아국의 기여도 홍보 효과 ○ 체약국 수 증가로, 매회 진출은 현실적으로 어려울 것으로 예상

그림1과 같이 차기 방사성폐기물 안전협약의 효율적인 대비를 위해서는 아국의 방사성폐기물 안전관리 통합정보시스템(WACID)과 IAEA의 방사성폐기물 전산데이터베이스 시스템(NEWMDB) 및 방사성유출물 관리 시스템(DIRATA)을 연계한 활용체계를 구축해야 한다.

1) 의장단은 전체 본회의 의장 및 부의장, 국가그룹별 의장, 부의장, 서기, 간사로 이루어져 있음.

표2. 국내 방사성폐기물 안전성 증진 개선방안

항목	개선방안
방사성폐기물 폐기시설 관련 규제제도 정비	○ 시설 특성에 따른 원자력법 허가체계 개선안 도출 ○ 처분시설 허가체계 개선방안 (다단계 허가체계, 부지사전승인 요건화 등) 도출 ○ 주기적안전성평가 제도도입 방안 도출 ○ 운전경험반영체계 도입방안 도출 ○ 처분시설의 "폐쇄" 관련 규정을 상위 법령에 신설
원자력시설 해체 관련 규제제도 정비	○ 시설 영구정지, 해체 및 부지재이용 단계별 규제절차 개선안 도출 ○ 폐기시설에 대한 해체계획서 제출 근거조항 신설 ○ 해체 후 기록이관·관리 요건 개선방안 도출 ○ 해체비용 산정 및 재원확보 적합성에 대한 규제심사 필요성 검토 ○ 설계단계부터 해체용이성 반영 규제심사방안 수립
방사성폐기물 안전규제 역할모델 재정립	○ 국가 방사성폐기물관리정책 (방사성폐기물관리기본계획)수립 시 참여 또는 의견제시 방안 검토 ○ 사업자 연구·개발계획 및 결과에 대한 주기적 검토 ○ 국책사업 초기(후보부지선정 이전)에 적기 개입 필요성 검토 ○ 이해관계자 참여를 고려한 안전규제 역할모델 검토
국가방사성폐기물 관리의 지속가능성 평가체계 도입	○ 국제연합과 IAEA의 방사성폐기물관리 지속가능발전지표 평가체계 반영 ○ 국내 방사성폐기물의 처분적합성에 대한 종합적인 검토 및 현장조사

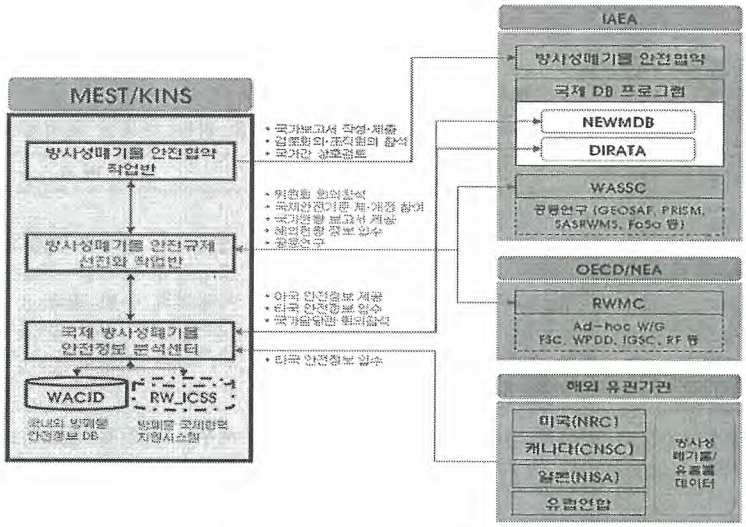


그림1. 전산DB시스템을 활용한 이행체계 흐름도

Ⅲ. 결론

본 연구에서는 과거에 수행된 방사성폐기물 안전협약 의무사항 이행결과를 반영하여 보다 효율적이고 체계적인 이행체계(안)을 작성하였으며, 국내 방사성폐기물 안전성 증진 개선방안을 도출함으로써 원자력의 이용과 방사성폐기물의 안전관리에 대한 국민 신뢰성 및 국제적 공신력을 제고하는데 기여할 것으로 기대된다. 또한, 차기 방사성폐기물 안전협약 의무사항 이행에 더욱 적극적으로 대응할 수 있을 것으로 판단된다.

전기화학용출에 의한 방사성 콘크리트제염 연구

김계남, 양병일, 최왕규, 민병연, 이근우, 정운수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
kimsum@kaeri.re.kr

1. 서론

본 연구에서는 방사성폐기물 드럼 속의 방사성 콘크리트를 드럼에서 꺼내어 파쇄기로 0.5cm 이하로 파쇄한 뒤에 방사성토양과 같이 전기화학용출방법으로 제염하기 위해 여러 번 전기화학용출 실험을 수행 하였으나 제염효율이 평균 50%이하였다. 가장 큰 원인은 콘크리트의 pH가 6이상이기 때문에 콘크리트 내의 ^{60}Co가 수산화물을 형성하여 콘크리트로부터 분리 제거할 수 없기 때문이었다. 그러므로 세척방법과 전기화학용출방법을 복합한 복합제염방법을 사용하였다. 먼저 황산을 사용한 세척방법에 의해 콘크리트입자의 pH를 저하시키고 동시에 상당량의 ^{60}Co과 ^{137}Cs을 제거하였다. 다음으로 콘크리트 내의 ^{60}Co과 ^{137}Cs의 제거효율을 증가시키기 위해 전기화학용출방법을 사용하여 제거효율을 90%이상 높였다.

2. 전기화학용출실험

실험결과 전기화학용출으로는 콘크리트로부터 코발트를 제거하는 것은 불가능함을 알 수 있었다. 그러므로 전기화학용출실험 전에 황산을 사용하여 콘크리트를 세척하여 콘크리트를 구성하는 시멘트의 주성분인 $CaCO_3$를 CO_2로 분해하여 콘크리트의 pH를 4이하로 저하시킨 후 전기화학용출실험을 수행했다. 즉, 먼저 3.0M의 황산을 1.5 mL/g 비율로 모의오염 콘크리트와 혼합조에서 혼합하고 4시간 동안 scrubbing시켰다. 이때, 콘크리트 내의 시멘트는 황산과 반응하여 CO_2로 분해되면서 콘크리트 입자의 pH가 4이하로 감소되었다. 혼합물로부터 황산용액을 제거하고 콘크리트입자 만을 앞에서 사용한 1 L규모 전기화학용출장치에 넣고 0.01 M 질산을 세정제로 사용하고 전압을 4 V/cm로 가하여 전기화학용출실험을 14.83일간(세척시간 포함 시 : 15일) 수행했다. 이때, 앞의 실험과는 달리 전극의 위치를 토양 전기화학용출실험 때와 같이 왼쪽을 양극으로 오른쪽을 음극으로 정했다. 왜냐하면, 황산으로 전처리 된 콘크리트 입자의 pH가 낮아져 콘크리트입자의 제타포텐셜이 음으로 바뀌어 전기삼투에 의한 콘크리트셀 내의 세정제가 음극으로 이동했기 때문이다. 1 L규모 전기화학용출장치 콘크리트셀에 황산에 의해 pH가 4 이하로 낮아진 콘크리트 1,600 g을 넣고 전기화학용출 제염실험을 수행했다. 이때 주기적으로 음전극실로부터 방출되는 침출용액 방출량과 침출용액 농도를 AA로 측정했다. 또한, 음전극실의 침출세정제의 pH 상승을 낮추기 위해 질산을 주입하였다. 15일 간의 복합제염 실험을 마친 후 콘크리트셀 내의 콘크리트를 6등분하여 약 10 g 씩 샘플링하여 건조시켰다. 시멘트 내의 석회석과 황산의 반응식은 (1)과 같다.

$$CaCO_3 + 2HCl \rightarrow CaCl_2 + H_2O + CO_2\uparrow \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots \qquad (1)$$

3. 결과 및 토의

앞의 실험결과 전기화학용출만으로는 콘크리트로부터 코발트를 제거하는 것은 불가능하므로 전처리 개념으로 황산을 사용하여 콘크리트를 세척하여 콘크리트 내의 시멘트를 CO_2로 분해제거한 후 콘크리트 입자의 pH를 측정한 결과 3.9이었다. 이와 같이 콘크리트의 pH가 6이하이므로 전기화학용출방법에 의한 코발트 제거가 가능하리라 사료되었다. 이 혼합물로부터 황산폐액을 분리하고 콘크리트입자만을 앞에서 사용한 1L규모 전기화학용출장치의 콘크리트셀에 넣어 전기화학용출 실험을 14.83일간 수행한 결과 코발트이온과 세슘이온은 각각 99.8%와 99.3% 제거되었다. 콘크리트 내의 코발트와 세슘은 황산세척에 의해 4시간 동안 각각 89.0%와 38.3% 제거되었고 전기화학용출에 의해 제거량이 서서히 증가했다. 이와 같이 전기화학용출에 의해 코발트와 세슘은 서서히 제거되었다. 한편 콘크리트 제염 폐액발생량은 황산 세척 시 2.4 L(1.5 mL/g)이고, 전기화학용출시는 초기에는 다량의 폐액이 발생되었지만 서서히 발생량은 감소했다. 그러나 전반적으로 콘크리트의 수리전도도가 크기 때문에 폐액발생량도 토양 전기화학용출시 보다 많은 9.15 L(5.7 mL/g)이 발생되어 복합제염 결과 총 11.55 L(7.2 mL/g)의 콘크리트 제염폐액이 발생되었다. 이 콘크리트 폐액발생량은 세척방법만으로 제염할 경우 발생될 폐액부피의 약

1/5 정도이다. 한편, 발생된 콘크리트폐액은 증발조에서 증발시켜 처리할 계획이다. 또한 연구원에 보관중인 방사성 콘크리트에 대한 실증실험 결과는 Fig. 1과 같았다. 즉, 초기 ^{60}Co와 ^{137}Cs 총 오염농도가 500 Bq/kg, 1,000,Bq/kg 2,000Bq/kg, 3,000Bq/kg 인 콘크리트를 100 Bq/kg이하로 낮추기위해 필요한 제염시간은 각각 10일, 15일, 25일, 35일 이었다.

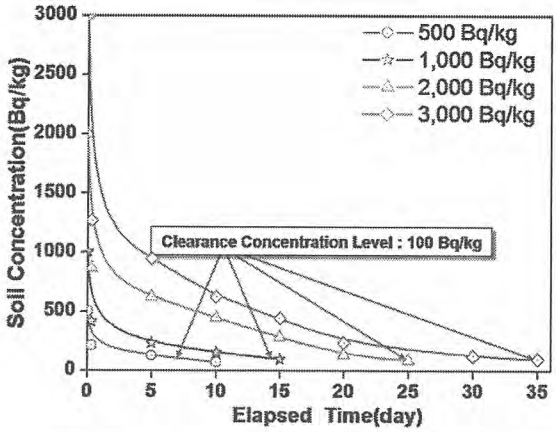


Fig. 1. A total concentration of ^{60}Co and ^{137}Cs along elapsed time by electrokinetic decontamination

4. 결론

3.0 M의 황산을 사용하여 콘크리트를 4시간(0.17일) 동안 세척하여 줌으로 콘크리트 내의 시멘트가 CO_2로 분해 제거되어 콘크리트입자의 pH가 3.9로 낮추어졌고, 콘크리트 내의 코발트와 세슘은 황산세척에 의해 각각 89.0%와 38.3% 제거되었다. 다음으로 콘크리트입자만을 1 L규모 전기화학용출장치를 사용하여 전기화학용출 실험을 14.83일간 수행한 결과 코발트이온과 세슘이온은 각각 총 99.8%와 99.3% 제거되었다. 실증실험 결과 초기 ^{60}Co와 ^{137}Cs 총 오염농도가 500 Bq/kg, 1,000,Bq/kg 2,000Bq/kg, 3,000Bq/kg 인 콘크리트를 100 Bq/kg이하로 낮추기위해 필요한 제염시간은 각각 10일, 15일, 25일, 35일 이었다.

REFERENCE

1. Popov, K. Glazkova, I. Yachmenev, V. Nikolayev, A. : Electrokintic remediation of concrete: effect of chelating agents, Environmental Pollution, Vol. 153, pp. 22-28 (2008).
2. Harris, M. T. Depaoli, D. W. Ally, M. R. : Modeling the electrokinetic decontamination of concret e, Separation Science and Technology, Vol. 32, pp. 827-848 (1997).
3. Harris, M. T. Depaoli, D. W. Ally, M. R. : Investigation of electrokinetic decontamination of concr ete, Separation Science and Technology, Vol. 32, pp. 387-404 (1997).

불포화대에서의 세슘이동 특성 연구

김계남, 양병일, 문제권, 이근우, 정운수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
kimsum@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설해체 후 해체부지 주변 주민들이 방사선피폭으로부터 안전할 수 있도록 해체부지를 복원하여야 한다. 이를 위해 원자력시설 주변 오염지역이 강수로 인해 지표로부터 지하수위까지의 불포화대에서의 핵종농도 분포체계를 파악하는 것이 필요하다. 불포화대에서의 핵종이동을 해석하기 위해 미국, 유럽 등의 선진외국에서는 1990년 이후 불포화대 핵종이동 코드들과 관련 기술들을 개발해왔고, 국내에서는 최근 원자력안전기술원에서는 불포화대에서 오염물질이동에 대한 다중구획모델의 단순근사 방법을 개발하였다. 본 논문에서는 불포화대에서의 핵종이동을 해석할 수 있는 수치코드를 개발하였고, 이 코드를 이용하여 모델링하기 위해 필요한 원자력시설 주변 토양의 수리파라미터를 조사하였다. 또한, 모델링을 통해 불포화특성계수가 불포화대에서의 핵종이동에 미치는 영향을 분석했다.

2. 핵종이동 해석 모델 개발

불포화대에서 강수의 유입을 고려할 수 있도록 Richards 식과 Van Genuchten 식을 이용하여 불포화대 물 유동 지배방정식과 경계조건식을 세웠다. 수치프로그램에서 유체유동의 Richards'equation과 오염물질이동의 convection-dispersion equation을 계산하기 위해 Galerkin finite element technique 을 사용하였다. 불포화대에서 강수에 의한 유체유동과 오염물질 이동해석이 가능한 One-Dimensional Water Flow Solute Transport in Unsaturated Zone(FTUNS)코드를 개발하고 등록하였다.

3. 원자력시설 주변 토양 수리파라미터 측정

용적밀도, 수분함량, 공극률, 입자밀도를 측정한 결과 각각 1.478, 0.135, 2.4, 0.36이었다. 세슘의 평형흡착 Freundlich(k) 측정한 결과 7.35이었다. Column Test를 통하여 150분 동안 유출량은 182ml 이었고, 컬럼 면적은 18.85 cm2 이고, 길이는 19cm이며 총수두는 25.5 cm이었고 측정한 수리전도도는 7.98 x10-4 cm/sec 이었다. Tracer test를 위해 비반응물질인 NaCl을 추적자로 사용하고 Salt meter로 농도를 계측한 후 Ogata 식을 사용하여 수리분산계수를 측정하였고 측정한 수리분산계수는 3.0 cm 이었다.

$$\frac{C}{C_o} = \frac{1}{2}[erfc(\frac{l-qt}{2\sqrt{Dt}}) + \exp(\frac{ql}{D})erfc(\frac{l+qt}{2\sqrt{Dt}})]$$

KS M ISO 11275방법에 의해 불포화 특성계수□와 n 산정중이다. 실험장치를 이용하여 실험을 통해 시간별 압력수두 h측정하고, 시간별 토양질량 m을 측정하여 아래식을 이용하여 불포화도 Θ를 산정하였다.

$$\theta_j = \frac{m_j - m_e}{\rho_w V} + \theta_e$$

$$h_j = \frac{1}{n}\sum_{i=1}^{n} h_{ij}$$

h_j와 θ_j 연관식 작성

h_{ij}로 θ_{ij} 산정

(m_e와 θ_e : 시험끝난후 측정값)

또한, 아래 식을 사용하여 불포화수리전도도 k를 계산하였다.

$$\frac{\Delta h_p}{\Delta z} = \frac{-\sqrt{h_{i+1\,j+1} \bullet h_{i+1\,j}} + \sqrt{h_{i\,j+1} \bullet h_{ij}}}{z_{i+1} - z_i}$$

$$v_{ij} = \frac{1}{t_{j+1} - t_j} \sum_{k=1}^{i} a_k (\theta_{kj} - \theta_{kj+1})$$

$$K_{ij} = \frac{v_{ij}}{\frac{\Delta h_p}{\Delta z} + 1}$$

4. 불포화특성계수가 핵종이동에 미치는 영향분석

30x30 cm면적을 가진 토양컬럼의 표면 5cm 토양을 코발트와 세슘으로 오염시킨 후 때때로 강수를 주입하였다. 일일평균 증발량 측정결과 0.08mm 이었다. 위의 모델링 결과를 통해 해체부지 제염깊이 결정이 가능하다. Fig. 1과 Fig. 2를 비교해보면 세슘은 55일간 약 1m 이동되었다. 불포화계수 α가 커질수록 세슘 농도는 밀집되고 이동속도는 약간 빨라졌다. 불포화계수 n이 커질수록 세슘 농도는 밀집되었지만 이동속도는 거의변화가 없었다.

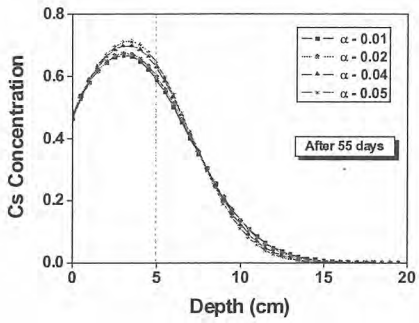


Fig. 1. Cesium concentrations along depth with a change of α in the site after 55 days

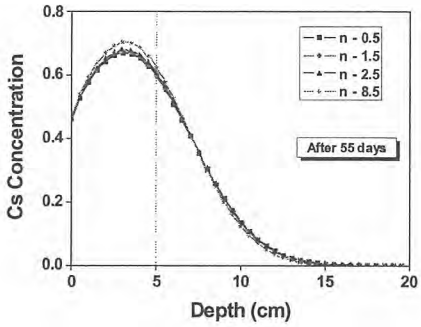


Fig. 2. Cesium concentrations along depth with a change of n in the site after 55 days

5. 결론

불포화대에서 불포화 특성을 나타내는 불포화 특성계수의 변화에 따른 세슘이동특성을 모델링한 결과 세슘은 55일간 약 1m 이동되었다. 불포화계수 α가 커질수록 세슘 농도는 밀집되고 이동속도는 약간 빨라졌다. 불포화계수 n이 커질수록 세슘 농도는 밀집되었지만 이동속도는 거의변화가 없었다.

REFERENCE

1. Jae Hah Cheong, " Simplified approximation method of the multi-compartments model on the migration of contaminant through unsaturated zone", J. of Korean Radioactive Waste Society, Vol. 5(1), pp. 29-37, 2007
2. D. L. Strenge, M. A. Smith,"Multimedia Environmental Pollutant Assessment System (MEPAS)", Pacific Northwest National Laboratory, PNNL-16164, 2006.
3. The Multimedia Contaminant Fate, Transport, and Exposure Model, Environmental Protection Agency, USA, 2002
4. C. Yu, A.J. Zielen, J.-J. Cheng, D.J. LePoire, E. Gnanapragasam, S. Kamboj, J. Arnish, A. Wallo III, W.A. Williams, and H. Peterson,"User''s Manual for RESRAD Version 6", Argonne National Laboratory,2001.

광 용발법에 의한 Type 304 스테인리스강 표면의 $CsNO_3$ 및 Eu_2O_3 제거에 관한 연구

바이갈마, 원휘준, 정종헌, 문제권, 이근우
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
nhjwon@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성 시설 내부를 청정화하기 위해 오염 물질을 제거하는 제염공정을 적용 시킨다. 화학적 제염, 물리적 제염, 전기적 제염, 포말 제염, 초음파 제염 등 다양한 제염공정이 개발되어 사용 중에 있다. 최근에는 2차 방사성 폐기물의 발생량을 최소화 시키며 오염부위만을 선택적, 효과적으로 제거하는 건식제염 공정이 개발 중에 있다. 광 용발 제염공정의 특징은 제염 효과가 우수할 뿐만 아니라 2차 방사성 폐기물 발생량이 거의 없고 작업자의 방사선 위해도 없이 원격으로 적용할 수 있다는 것이다. 한국원자력연구원 내, 고준위 방사성 시설 내부의 청정화에 대비하여 광 용발 제염기술을 개발 중에 있다. 본 연구의 목적은 Cs^+ 이온 및 Eu_2O_3 입자로 오염된 시편에 광용발 제염공정을 사용하였을 때 제염효과를 파악하는 것이다.

2. 실험 및 결과

실험에 사용된 광용발 제염 장치는 Q-switch Nd:YAG 레이저로서 광원의 파장은 532 nm, 밴드 폭 8 ns, 반복율 14 Hz, 에너지는 150 mJ/pulse 이다. $CsNO_3$ 용액 및 Eu_2O_3 를 함유한 용액을 사용하여 스테인리스강 시편을 오염시켰으며 이들 표면을 건조시킨 후 표면에 존재하는 원자들의 상대 몰분율을 EPMA로 분석하였다. 레이저 조사 횟수, 적용 각도 및 광 에너지 밀도를 변화시켜가며 제염공정을 적용시켰으며. 제염된 시편 표면을 다시 EPMA로 분석함에 의해 제염 후 잔존하는 오염물의 양을 측정하였다. 이로부터, 레이저 공정 인자의 변화에 따른 오염원 별 제염 효과를 평가 하였다. 레이저 광에 의한 제염시편 표면의 변하는 SEM을 사용하여 관찰하였다. 제작된 Q-switched pulse type Nd:YAG laser 를 포함한 광용발 제염시스템을 그림 1에 나타내었다.

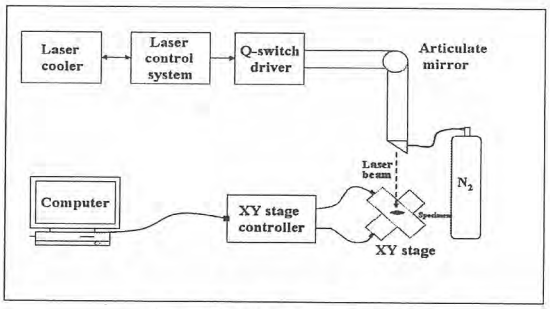
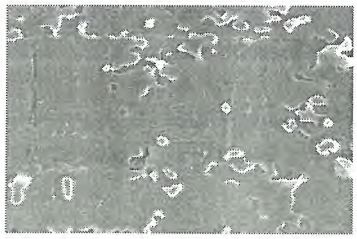
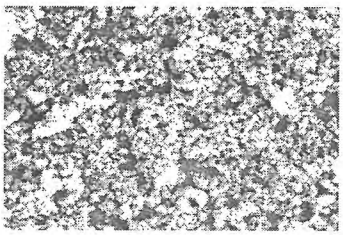


그림 1. 광용발 제염 실험 장치

제염 전 후 $CsNO_3$ 및 Eu_2O_3로 처리하였던 시편 표면의 원자 몰 백분율을 표 1 에 수록하였으며 $CsNO_3$ 및 Eu_2O_3 로 처리하였던 두 종류 시편 표면에 대한 제염 전. 후 전자현미경 사진을 각각 그림 2와 그림 3에 나타내었다.



$CsNO_3$ (1000X)



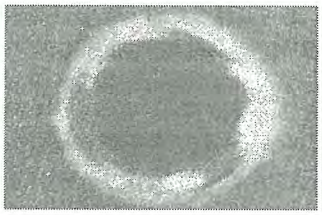
Eu_2O_3 (1000X)

그림 2. $CsNO_3$ 및 Eu_2O_3 용액으로 오염시킨 SUS 304 시편에 대한 제염 전 사진

표 1. 레어저 조사 전 후 SUS 304 시편 표면 원소의 상대 원자 몰 백분율

오 염	원소 / 조건	O	Si	Cr	Fe	Ni	N	Cs	Eu
$CsNO_3$	제염 전	28.9	0.7	13.6	41.1	6.2	4.5	5.0	-
	제염 후	5.3	0.5	16.2	68.2	8.8	1.0	0.0	-
Eu_2O_3	제염 전	30.3	0.2	10.1	42.9	7.5	-	-	9.0
	제염 후	4.4	0.1	19.4	68.0	8.0	-	-	0.1

$CsNO_3$ (50X)



Eu_2O_3 (50X)

그림 3. $CsNO_3$ 및 Eu_2O_3 용액으로 오염시킨 SUS 304 시편에 대한 제염 후 사진, (14 shots/sec, 6초, 13.26 J/cm^2)

실험에 사용된 시편 모두에 대해 13.26 J/cm^2 에서 에너지밀도에서 레이저 광을 84회 조사시킴에 의해 표면에 존재하는 Cs^+ 및 Eu^{3+} 이온이 98 % 이상 제거되는 것으로 나타났다. Eu_2O_3 로 처리한 시편에 비해 $CsNO_3$ 로 처리한 시편에 대한 광 용발 제염공정 효율이 우세하였다.

3. 결론

제염 후 표면 관찰로부터, $CsNO_3$ 용액으로 오염시킨 시편 표면에서는 Cs^+ 이온이 검출되지 않았으나 Eu_2O_3 용액으로 오염시킨 시편 표면에는 Eu^{3+} 이온이 미량 잔존함을 확인하였다. 두 조건 모두 6초 이내에 시편 표면으로부터 Cs^1 및 Eu^{3+} 성분이 만족하게 제거되었다. 차 후 방사능 오염시편에 대한 제염 연구와 이들에 대한 제염이론 규명 연구를 수행하고자 한다.

사사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획 사업의 일환으로 수행되었습니다.

해외 hot cell 제염보수 사례 분석 및 hot cell 보수를 위한 예비 제염 방안

원휘준, 문제권, 정종헌, 박근일, 이정원, 이근우
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

nhjwon@kaeri.re.kr

1. 서론

수십 년간의 가동 결과 노후화된 hot cell의 안전규제 강화, 연구 목적을 다한 hot cell을 다른 용도로 변경/완전 철거를 위해 해외에서는 hot cell 개보수 과제를 수행하고 있다. 우리나라도 DFDF의 가동연수 증가에 따른 장비 교체와 보수가 필요하며 PIEF도 안전성 확보를 위해 보수가 예상된다. 본 연구에서는 해외 hot cell 제염 및 보수 사례를 분석하였으며 국내 hot cell 보수를 위한 예비 제염방안을 제시하였다.

2. 해외 hot cell 제염보수 사례 분석

해외의 hot cell 제염보수 사례를 분석 평가 하여 표 1에 수록하였다.

표 1. 해외 hot cell 제염 및 개보수 사례.

국가/기관	필 요 성	기간	수 행 내 용	비 고
미국/ ANL	- Rn-220이 2600 Ci/y씩 환경에로 방출 문제를 근본적 해결 및 hot cell 제한 사용	1992 - 1996	- Hot cell 방사선 준위를 낮추기 위해 제염 계획/절차 수립, 작업자 등 보호를 위한 안전 분석, 부피 저감, 제염 발생 폐기물 기록/처분, 방사능 서베이 - 제염/절단방법: 도막박리, 원격 진공청소기, 휴대용절단기, abrasive wheel, 원형 톱, 진공 scabbler	. 오염확산억제 대책 비용: 580만 $. 총 피폭선량 : 74.5 man-mSv
일본/ JAEA	- Hot cell의 새로운 용도 과제 수행 - hot cell crane 보수	1995 - 2001	- Tokai 연구센터 고 방사성 오염 hot cell 제염 보수계획/절차 수립, 방사능 평가, 원격조작/해체, 방사능 서베이 - 주 제염/절단방법: 진공청소기, 전해연마, remote wiping	. 제염보수 효율 증대위해 3D CAD 디자인 및 Mock-up
프랑스/ CEA	- LECA hot cell 노후화에 따른 renovation	2001 - 2005	- Hot cell 건물 보강을 위한 토목공사, hot cell 내부 제염, SUS 강 첨가, 배기계통 변경, 전선/매니플레이터 교체, crane 성능 향상, 방사능 조절 및 경보 감시 시스템 도입	. 제염보수중 타 hot cell 가동 . 160,000 man-h 작업
	- High activity laboratory 점진 폐쇄 및 비 방사능 연구용으로 변경	2002 - 2007	- Hot cell 내 시설 철거, 카메라와 매니플레이터에 의한 원격, 출입 제염 - 철거, 보수에 철저한 계획을 수립하지 않음에 따라 제염 시 많은 시간 소모, 당국 승인을 얻는데도 시간 소모	. 8개 hot cell 철거, 6개 hot cell 보수
영국/ AEA Technology	- Hot cell 대규모 보수 후 작업장 up-grade	2000s	- 콘크리벽 drilling 후 차폐플러그 삽입 폐기물 제거, 모니터링 장비 설치 - 제염장비: needle gun, abrasive wheel, sponge jet, foam spray	. 대규모 보수 후 발생 방사성 폐기물 처리
벨기에/, SCK·CEN	- Hot cell 철거 후 새로운 과제 수행 위해 공간 확보	2000s	- 벨기에에서 가장 노후화된 hot cell인 LHMA에 대해 설비 철거, hot cell 제염, hot cell 철거의 순서로 진행 - 주 제염/절단방법: 강력한 진공청소기와 연결된 기계적 연마, 플라즈마토치	. 방사능피폭 저감용 납 차폐체를 미리 건설

3. 국내 hot cell 제염보수를 위한 예비 제염방안

국내 hot cell은 크게 두 가지 형태로 분류될 수 있다. 첫 번째 형태는 사용 후 핵연료 관련 분석을 위한 hot cell 이며, 두 번째 형태는 사용 후 핵연료의 건식 처리를 위한 hot cell 이다. 두 번째 형태 hot cell의 특징은 고가의 장비가 내부에 설치되어 있고 사용 후 핵연료 자체를 다량 처리하기 때문에 첫 번째 형태에 비해 고 방사선 장을 형성할 뿐만 아니라 내부가 복잡하다는 특징이 있다. 본 연구에서는 hot cell 전체를 제염하기 위한 절차를 제시한다.

Hot cell 제염을 수행하기 위한 첫 단계는 hot cell 내부에 대한 방사능 측정이다. 이를 통해 오염 깊이 및 제염 적용 여부와 같은 오염의 특징을 파악하고 오염 map 이 작성된다. 두 번째 단계로서 hot cell 제염 전략을 도출해야 하는데 이때 방사선 작업자 수 결정 및 교육, 이용 가능한 장비 도출(hot cell 내.외부), 예산 산정 및 설비 재사용에 따른 경제성 평가가 이루어진다. 세 번째 단계로서 hot cell 내부시설, 부품 및 장치에 대한 classification 이 이루어진다. 이 단계에서는 철거된 설비에 대한 재사용 여부가 결정되며, 절단될 장치 및 설비에 대한 목록 및 순서가 작성되어진다. 이와 함께, 발생될 방사성 폐기물 량을 산정하여야 한다. 네 번째 단계로서 제염 전 hot cell 내부시설 처리이다. 이 단계에서는 전원 차단 및 전선 철거, 배기 계통 점검, 설비 철거가 이루어지며 이들을 재배열 한 후 절단 혹은 수거 작업이 이루어지며 발생된 폐기물을 포장하여 hot cell 외부에로 반송한다. 다섯 번째 단계로서, hot cell 에 대한 원격제염이 이루어진다. 이 단계에서는 현장 촬영용 카메라와 제염장비를 투입하여 제염이 이루어지는데 장비에 대한 오염방지 대책 및 제염 중/후 hot cell 내부 방사능 측정이 이루어진다. 방사선 작업자가 hot cell 내부에서 작업할 정도로 방사선 준위가 낮아지면 여섯 번째 단계인 hot cell 출입 제염작업이 수행된다. 이 단계에서도 방사선 작업자에 대한 교육, hot cell 출입에 따른 오염 확산 방지 대책이 도출되어 져야 한다. 방사선 작업자들에 의한 제염 작업이 완료된 후 배기계통과 제염 장비를 철거함에 따라 제염 작업이 완료된다.

4. 결론

해외에서는 hot cell 자체를 완전 해체, 철거하기 보다는 이들 시설을 개보수하여 다시 사용하는 방안에 대한 연구가 주로 수행되고 있다. 본 연구에서는 hot cell 내부를 완전히 제염하기 위한 준비작업 및 제염 작업에 전반에 관한 절차를 제시하였다. 방사능에 대한 국민들의 건강과 안전을 고려할 때, 우리나라도 이들 시설을 안전하게 가동하는 것뿐만 아니라 타 목적으로 사용하기 위한 개조 및 hot cell/설비 보수 시 체계적이고 효율적으로 작업을 수행하기 위한 노력이 필요하다.

원전 해체물량 평가를 위한 방법론 개발

정재훈, 나한정, 박정수, 이병식, 이종혁
한국전력기술(주), 경기도 용인시 기흥구 마북동 360-9
amagedon@kopec.co.kr

1. 서론

본 논문에서는 국내 원전의 영구운전정지 이후 해체에 대비하여 원전의 해체물량 평가를 위한 방법론을 제시하고자 한다. 원전 해체물량 평가를 위한 국내 참조원전은 웨스팅하우스 가압경수로형(PWR) 원전을 대상으로 하였다. 해체물량 평가는 건설시공물량을 기준으로 각 대상에 대한 단위물량을 도출하고 이들을 기준으로 자체부피를 구한 후 공극률을 적용하여 수행하였다.

2. 자료 수집 및 분석

해체물량 평가에 필요한 자료들은 원전 건설 및 운영자료들로서 기기목록, 밸브목록, 건설경험정리집, 기자재 설계자료집, 배관 및 계장도(P&IDs), 최종안전성평가보고서(FSAR), 기기배치도(GA), 방사선관리구역도(RZD) 등이다. 건설경험정리집을 분석하여 튜브, 소구경배관, 대구경배관, 소구경배관 지지대, 대구경배관 지지대, 케이블트레이, 전선관, HVAC 덕트, 콘크리트 등에 대한 건설시공물량을 파악하였다. 또한 건설시공물량에 포함되어 있지 않은 기기와 밸브의 물량을 파악하기 위하여 기기목록과 밸브목록 등을 토대로 기기의 종류, 오염 정도, 중량, 설치위치 등을 표 1과 같이 도출하였다.

표 1. 원전의 기기목록 사례

호기	계통	계통명	기기TAG	기기명	오염 정도	P&ID 번호	P&ID 좌표	마력 (kW)	중량 (lb)	건물 코드	건물명	방사선 구역	구역 코드	층고
1	BB	Reactor Coolant (RCS)	BB-B001	STEAM GENERATOR 1	High	3-M-BB-F001	F7		680,000	ZC	Containment	Rad	G1	100'
1	BB	Reactor Coolant (RCS)	BB-P001	REACTOR COOLANT PUMP A	High	3-M-BB-F001	G7	70,000	206,935	ZC	Containment	Rad	G1	100'
1	BB	Reactor Coolant (RCS)	BB-T001	REACTOR VESSEL	High	3-M-BB-F001	E5		1,052,281	ZC	Containment	Rad	G2	100'
1	BB	Reactor Coolant (RCS)	BB-T002	PRESSURIZER	High	3-M-BB-F002	C6		168,000	ZC	Containment	Rad	H1	125'
1	BB	Reactor Coolant (RCS)	BB-T003	PRESSURIZER RELIEF TANK	High	3-M-BB-F002	F4		22,900	ZC	Containment	Rad	G1	100'

표 2. Scaling Factor 의한 해체폐기물량 평가 결과

폐기물종류	미국 참조PWR 폐기물 비율(%)	Shippingport 원전		Ginna 원전		국내원전	
		SF	비율(%)	SF	비율(%)	SF	비율(%)
방사화 원자로내부구조물	1.3	0.43	2.0	0.7	2.1	0.86	2.0
방사화 원자로용기	1.2	0.18	0.7	0.61	1.5	0.75	1.5
방사화 콘크리트	3.7	0.24	3.1	0.42	3.4	0.52	3.4
오염 금속	28.9	0.46	45.5	0.48	29.9	0.59	30.0
오염 콘크리트	57.9	0.24	47.3	0.42	52.9	0.52	52.8
잡고체	7.4	0.074	2.0	0.58	9.3	0.71	9.2
폐수지	0.2	0.074	0.04	0.58	0.2	0.71	0.2
폐필터	0.05	0.074	0.01	0.58	0.05	0.71	0.05
증발기 바닥잔류물	0.68	0.074	0.2	0.58	0.9	0.71	0.8
총계	100%		100%		100%		100%

3. Scaling Factor를 이용한 해체폐기물량 평가 분석

미국 뉴욕주의 저준위방사성폐기물위원회가 발행한 "1994년 선원항 보고서"[1]에는 미국 뉴욕주 가동중 경수로 원전들을 대상으로 해체폐기물 발생량과 선원항을 평가하였고 이를 근거로 도출한 Scaling Factor(SF)를 사용하여 Shippingport 원전의 해체폐기물량을 평가하였으며 실제 해체폐기물량을 비교·제시하여 SF에 의한 해체폐기물 평가 방법의 타당성을 제시하였다. 국내 원전의 SF는 Ginna 원전을 적용하여 표 2와 같이 원자로용기의 SF를 구하고 이를 기준으로 나머지 SF를 도출하였다. 미국의 경우 처리비 대비 처분비가 저렴하기 때문에 오염금속과 오염콘크리트의 해체폐기물량이 전체물량의 80% 이

상을 차지하여 다른 해체대상에 비해 훨등히 많은 것으로 나타났다. 따라서 국내 원전에 대한 해체폐기물량 평가시 처분성, 제거방식 및 제염, 압축, 소각, 용융 등의 처리방식을 고려하여 합리적으로 해체폐기물량을 평가해야 함을 파악하였다.

4. 해체단위물량 산출

해체단위물량은 해체대상의 물량[부피]을 구하기 위하여 각 단위[길이 또는 개]당 물량[면적 또는 부피]을 산출하기 위한 것이며 소/대구경 배관 및 지지대, 튜브, 덕트, 케이블, 콘크리트에 대한 해체단위물량을 도출하기 위한 가정사항은 각 분야의 전문가의견에 근거하였다. 해체대상별 단위물량 산출 사례로서 소구경 배관의 경우 보수적으로 2인치를 적용하였고 단위물량[면적]은 식[1]과 같이 산출하였으며 표 3과 같이 정리하였다.

$$S_{(\text{소구경배관})} = \pi r^2 = \pi \times 1 \times (\frac{1}{12})^2 = 2.182 \times 10^{-2} ft^2 = 2.027 \times 10^{-3} m^2 \text{ ---------- [식1]}$$

표 3. 해체대상별 해체물량 평가 결과 [단위: m^3]

대상	시공물량	단위물량	단위	자체부피	공극률	총해체물량	방사성 해체물량
계측기기 튜브	145,718 LFT	0.0005067	m^2	22.50	28%	28.80	주2)
소구경 배관	225,000 LFT	0.002027	m^2	139.0	28%	177.9	
대구경 배관	12,451 LFT	0.01824	m^2	69.20	28%	88.58	
소구경 배관지지대	41,778 EA	0.005112	m^3	213.6	10%	235.0	
대구경 배관지지대	13,900 EA	0.2556	m^3	3,553	10%	3,908	
케이블트레이	114,833 LFT	0.01824	m^2	483.7	10%	532.1	
전선관	640,158 LFT	0.002027	m^2	395.5	28%	506.2	
HVAC 덕트	2,151,353 LBS	주1)	-	233.3	10%	256.6	
콘크리트	5,703,669 CF	0.02832	m^3/ft^3	161,500	0%	161,500	
총량				166,600		167,200	

주 1) 시공물량 부피 환산 후 판과 지지대에 상이한 부피가중치를 곱하여 자체부피 산출
2) 방사성해체물량은 해체물의 제거방식, 처리방식, 처분성 등의 해체전략에 따라 산출

5. 해체대상별 해체물량 평가 결과

위와 같이 해체단위물량을 구한 다음 그 값에 시공물량을 곱하여 해체대상의 내부의 빈공간을 포함한 외부부피인 자체부피를 산출하고 해체경험에 근거하여 도출한 해체대상 외부의 빈공간인 공극률을 자체부피에 곱하여 총해체물량을 표 3과 같이 산출하였다. 예를 들어, 소구경배관은 [식1]에서 구한 단위면적에 시공물량인 전체길이 225,000ft를 곱하면 자체부피인 139.0m^3를 구하고 여기에 공극률 28%를 적용하여 총해체물량인 177.9m^3을 산출하였다. 이 값을 기준으로 처분성, 제거방식 및 제염, 압축, 소각, 용융 등의 처리방식 등의 해체전략을 적용하여 해체물량 평가를 종합적이고 합리적으로 평가해야 한다.

6. 결론

국내 원전에 대한 해체물량을 평가하는 방법론을 다음과 같이 개발하였다. 첫째는 건설시공물량에 대하여 단위물량을 도출하고 자체부피를 구한 후 공극률을 적용하여 평가하는 방법이고, 둘째는 기기목록과 밸브목록을 기준으로 오염기기와 밸브에 대해 평가하는 방법이다. 여기에 방사화평가를 통하여 방사화 금속과 콘크리트 물량을 평가하고 해외원전 경험에 근거하여 폐필터, 폐수지, 잡고체, 석면 등의 물량을 평가하면 원전의 해체물량을 평가할 수 있다. 결론적으로, 금속은 건설시공물량 및 기기목록과 밸브목록에 근거하여 평가하고, 콘크리트는 오염 정도에 따른 스케블링방식등을 적용하여 평가해야 한다. 또한 방사화에 의한 방사화금속과 방사화콘크리트는 방사화평가를 통하여 평가하고 폐필터, 폐수지, 잡고체, 석면 등은 해외원전의 해체경험등에 근거하여 평가할 수 있다.

7. 참고문헌

1. New York State Low-Level Radioactive Waste Siting Commission, "1994 Source Term Report Volume 2, Support Document", Low-Level Radioactive Waste Projections for New York State, 1994

방사성 오염토양의 제염 처리 기술 현황

권기현, 김병태, 김대환, 홍지식, 임유경, 김기홍, 조성일
선광원자력안전(주), 대전광역시 유성구 용산동 553-2
forever99k2@gmail.com

1. 서론

1959년 국내에 원자력이라는 씨가 뿌려진 이후 50년 동안 국내의 원자력 산업은 눈부신 성장을 이루어, 현재 원자력발전이 국내 전력생산의 37%를 차지하고 있으며, 정부의 '저탄소 녹색성장' 정책과 성격이 맞아 떨어지면서 2030년에는 원자력발전을 국내 전력생산의 59%로 크게 높여나갈 계획에 있다. 그러나 이러한 원자력 분야의 성장과 함께 해결해야 될 문제로 원자력시설 부지의 환경오염문제이다. 원자력시설 주변의 토양은 원자력시설의 가동, 해체, 그리고 사고로 인하여 방사성핵종으로 오염될 가능성이 크므로, 이러한 오염토양을 일반 환경에 노출할 수 있도록 청정화 시키는 기술이 함께 확보되어야 한다.

방사성 오염토양을 제염하기 위한 방법으로 물리·화학적 방법, 동전기적 방법 그리고 생물학적 방법 등을 포함한 다양한 기술들이 연구·개발 되고 있으며, 아울러 이러한 토양제염의 연구·개발 성과는 효율성과 경제성이 함께 뒷받침 되어야만 한다. 기존의 방사성 오염토양의 제염법으로는 토양세정(Solvent Flushing), 토양세척(Solvent Washing) 등을 이용한 제염기술들이 보고되고 있으나, 투수성이 낮은 오염토양에서는 제염 효율이 떨어지며, 세정·세척에 의한 2차 액체폐기물 발생으로 후처리 비용이 발생하는 등의 단점이 있다. 이러한 효율성과 경제성의 측면에서 방사성 오염토양을 제염하기 위한 처리기술이 개발되어야 할 것이다.

2. 본론

2.1 국내의 방사성 오염토양 및 처리현황

원자력시설이 있던 부지의 토양은 Co-60, Cs-137, 그리고 Sr-90 등과 같은 방사성핵종으로 오염될 가능성이 매우 크다. 현재 한국원자력연구원 내에 보관중인 오염토양 드럼 수량은 약 5,000여 드럼으로, 이는 TRIGA 연구로와 변환시설 등의 원자력시설 해체 시 발생한 오염토양 드럼 수량이다. 또한 원자력발전소 내에도 약 1,000여 드럼의 오염토양이 보관되어 있으며, 향후 원자력발전소 등의 원자력시설 해체 시 다량의 방사성 토양 및 방사성 콘크리트가 발생할 것으로 예상된다.

이중 한국원자력연구원 내에 보관중인 TRIGA 연구로의 오염토양을 살펴보면, 순수토양과 토양-콘크리트의 혼합형태 등으로 분류되어 비닐에 포장되어 드럼에 보관되어 있다. [표 1.]은 1988년도의 표면접촉선량률에 따른 TRIGA 연구로의 오염토양 드럼의 수량을 나타내었는데, 0.5 이하의 낮은 선량률 드럼은 약 4천여 드럼이며, 현재 20여년이 지난 지금 방사능 농도 또한 많이 낮아졌음을 감안할 때, 제염을 통한 자체처분을 할 경우 상당량의 폐기물 처분비용을 절감할 수 있을 것이다.

표 1. TRIGA 연구로 오염토양의 표면 접촉 선량률에 따른 드럼 개수(1998년)

표면 접촉 선량률 (mR/hr)	0.2 이하	0.2 ~ 0.5	0.5 이상
드럼 개수(200 ℓ/drum)	1,474	2,675	333

2.2 방사성 오염토양 제염 처리방법

1) 추출제를 사용한 초임계 이산화탄소 토양 제염기술

초임계 이산화탄소를 이용하여 우라늄 오염토양을 건식제염을 할 경우, 기존 토양 제염 과정에서 발생하는 2차 폐기물 발생을 근본적으로 억제하는 기술적 특징을 지니고 있다. 극성인 우라늄을 비극성인 이산화탄소로 추출하기 위해서는 초임계 이산화탄소 하에서 추출제를 사용해야 한다. 추출제로는 TBOD(*N,N,N′,N′*-Tetrabutyl-3-oxapentanedianmide)와 TBP(Tri-*n*-butyl phosphate) 등을 사용하며, TBOD와 함께 보조추출제로 IPA(Isopropy Alcohol), Butanol을 사용하기도 한다. 모의실험 결과 TBOD를 단독으로 사용한 경우보다 TBOD와 보조추출제를 함께 사용한 경우, 제염 효율이 더 높게 나타남을 보이고 있다.

2) 화학 침출제를 사용한 초음파 제염기술

우라늄과 토륨 및 라듐과 같은 중금속을 제거시킬 때 많은 침출제가 이용되고 있다. 일반적인 침출제로는 중탄산염, 탄산연, 염산 그리고 황산 등이 이용되고 있다. 이러한 침출제를 사용하는 과정에서 침출을 용이하게 하기 위해 기계적 혼합방법을 이용한다. 그러나 이러한 기계적 혼합방법은 장시간이 경과해야 미세 혼합 효과가 크게 나타나기 때문에 장시간의 접촉시간과 거대한 탱크가 필요하다. 이는 시간과 비용적인 손실로 연결된다. 이러한 손실을 줄이고자 초음파 에너지를 이용한 제염기술이 연구되고 있다.

초음파 제염의 원리는 침출제가 혼합된 오염토양에 초음파를 가함으로써 기포를 형성하여 토양과 화학첨가제 사이에 미세 혼합 효과를 강화시켜, 오염물질 제거의 효과를 더욱 높이는 것이다. 초음파 혼합은 단시간에 빠른 반응 효과를 볼 수 있어 시간과 비용 면에서 매우 유리하다. 한 예로 Sr-90으로 오염된 토양을 초음파 침출실험에서 10초~20초로 접촉시킨 경우 30~40%의 Sr-90을 제거했으나, 기계적 혼합의 경우 30분~60분의 긴 접촉 시간으로도 Sr-90을 20~30%밖에 제거시키지 못한 연구가 보고되었다. 또한 초음파 혼합 과정에서 온도는 23~30℃보다는 40℃의 높은 온도일 때 제염 효율이 증가되는 경향을 보였다. 화학첨가제로는 산성, 알카리성, 킬레이트성 시약 중 산성 물질이 가장 효과적으로 나타났다. 그러나 이러한 초음파 침출 제염의 경우 제염된 토양을 물로 세척해야 하기 때문에 2차 액체폐기물이 발생하는 문제점이 있다.

3) 동전기적 제염기술

동전기적 제염기술은 전극 사이에 오염토양이 위치하고, 직류전원을 흘리게 되면 오염물이 이온 특성에 따라 전극 쪽으로 이동하는 특성을 이용한 제염방법이다. 오염물질의 이동 방법은 전기이동, 전기삼투, 그리고 전기영동을 이용하여 토양을 제염한다. 동전기적 제염방법은 토양의 수리전도도와 투수성이 낮은 미세 입자토양(토양입경 0.063mm 이하)에 적합하여, 2차 폐기물 발생이 적다는 장점이 있는 반면, 토양 내 금속성 물체가 없어야 하며, 발생 수소가스의 폭발 위험성, 전기사용에 따른 높은 운영비, 투수성 높은 토양의 제염 난해성, 그리고 토양 내 수분함량이 낮을 경우 정화효율이 낮아진다는 단점을 지니고 있다.

4) 동전기세정 제염기술

동전기적 제염기술은 수리전도도와 투수성이 낮은 오염토양에 적합한 제염방법이지만, 수리전도도와 투수성이 높은 오염토양에 대해서는 제염 효율성이 떨어지게 된다. 이를 해결하기 위한 방법으로 최근 동전기세정 제염기술이 연구·개발되고 있다. 이는 국내 원자력시설 주변의 토양이 수리전도도가 높은 점을 감안하면 방사성물질을 좀 더 효율적으로 제거하기 위한 방법이 될 것이다. 세정용액으로 초산 등을 사용하며, 펌프를 이용한다는 점이 동전기적 제염장치와 다른 점이다. 연구보고에 따르면 투수성이 높은 오염토양의 경우, 동전기적 제염방법보다 동전기세정 제염방법이 코발트는 6%, 세슘은 2% 높은 제거효율을 보였다

3. 결론 및 전망

앞에서 토양 제염기술을 살펴 본 바와 같이 토양 제염기술은 각각의 장단점을 지니고 있으며, 이러한 제염기술 개발의 가장 중요한 가치평가는 제염의 효율성과 경제성일 것이다. 제염기술에 따른 제염효율, 제염시간, 제염비용, 그리고 2차 폐기물 발생량 등 이러한 제염인자를 결정하는 요인은 토양의 지질 특성에 기인한다. 토양 입자의 크기, 토양의 흡·탈착성 등에 따라 기존 제염기술을 적용하거나 혹은 동전기세정 방법과 같은 새로운 복합 제염공정을 통하여 오염토양을 제염해야 할 것이다.

그리고 향후 원자력시설 해체에 따른 방사성 오염토양과 방사성 콘크리트가 다량 발생하게 될 것이다. 특히, 방사성 콘크리트의 경우 일반적인 수세로 제염이 어려울 경우, 분쇄 및 파쇄 과정 등을 거쳐 오염토양 제염법을 적용할 수 있을 것이다. 이는 해체 콘크리트의 부피를 줄임으로써, 오염토양 제염과 더불어 방사성폐기물 처분장의 공간 확보와 처분비용 절감의 효과를 기대할 수 있을 것이다.

원자력시설의 해체용이성 전과정 고려를 위한 안전성 측면의 접근방안

정재학, 이관희, 최경우, 석태원, 이윤근
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 과학로 34
radwaste@kins.re.kr

1. 서론

IAEA 안전기준에서는 원자력시설의 해체용이성을 설계단계부터 조기에 고려하도록 규정하고 있으며, 이 권고내용은 방사성폐기물안전협약에도 명문화되었다. 최근 OECD/NEA는 3세대 신형원자로의 설계 및 인허가에 기존 원전의 해체경험을 반영하기 위한 연구에 착수하였으며, 미국 NRC도 2008년 원전의 오염관리에 관한 규제지침을 발간하는 등 원자력시설의 설계·운영에 해체용이성을 고려하기 위한 노력은 국제적인 추세이다. 그러나 아직까지 국내에서는 대형 원자력시설에 대한 해체경험이 미미하고 원전 계속운전 제도의 도입에 따라 대형 원자력시설의 해체사업이 가시화되지 않고 있음에 따라, 아직까지 해체용이성에 대한 조기고려의 시급성 및 필요성에 대한 인식이 성숙되지 않고 있다. 이 논문에서는 원자력시설의 해체용이성 조기고려 필요성과 국내 도입에 따른 기초적인 고려요소를 고찰하였다.

2. 해체용이성 조기 고려방안

가. 방사선원 저감 및 오염 최소화

원자력시설의 방사선원과 오염 최소화는 해체작업자의 피폭방사선량과 해체폐기물의 발생량을 저감시켜 궁극적으로 안전하고 경제적인 해체에 도움이 될 수 있다. 설계단계에 중성자에 의한 방사화가 적은 금속 재질을 선정하는 것은 철거 대상기기의 방사선원을 최소화하는 대표적인 접근방법이며, 설계·건설 및 운영과정에서 주요 기기·구역의 표면에 제염도장을 적용하고 표면오염도를 낮게 유지함으로써 해체단계에 잔류하는 오염을 최소화할 수 있다. 또한, 방사성계통과의 연계로 인해 잠재적으로 오염가능성이 있는 계통이나 구역에 연속 방사선감시기를 설치하고 액체폐기물 저장탱크의 넘침을 방지하기 위한 설계는 누설의 조기감지 및 미감지 누설방지를 통해 해체 중 제염작업 필요성을 최소화할 수 있다.

나. 철거시간 단축

기기와 구조물 철거에 소요되는 시간을 단축함으로써 해체작업자의 피폭을 저감하고 해체비용을 절감할 수 있다. 이를 위해서는 설계단계부터 철거대상 기기에 대한 접근성·배치 최적화, 대형기기의 일괄철거를 위한 공간 및 장비 등 확보, 운영 및 해체시 공통으로 필요한 기기(예: 크레인)의 조기확보, 중량차폐물 철거의 용이성(예: 모듈식 설계), 배관의 배치 최적화(예: 지하매설 지양, 굴곡부 또는 유체 정체부 최소화) 등을 고려하는 것이 바람직하다. 환기계통 설계에는 상류 여과기 설치를 통한 하류 덕트 내의 방사성물질 침적 최소화, 운영 및 해체과정에 공통적으로 필요한 환기능력의 조기확보 등을 고려할 필요가 있다. 설계과정에서 3D 시설모델을 개발하는 것은 운영단계에서 유용한 관리도구로 활용될 수 있을 뿐 아니라, 순차적 철거과정 전반에 걸친 시설 배치관리 및 오염의 시각화에 도움이 될 수 있다.

다. 해체폐기물 관리의 단순화

해체폐기물의 발생량을 체적과 방사능량 측면에서 저감하고 예상되는 해체폐기물 관리방안을 설계에 미리 반영함으로써 해체폐기물의 관리과정에서 수반되는 리스크와 해체비용을 저감하는 효과를 기대할 수 있다. 해체폐기물의 처분전관리(저장·처리 및 가공 등) 수단을 해당 부지 내에 마련하고, 운영 중에도 활용할 수 있는 제염설비를 중앙집중식으로 배치하고, 처분장 인수기준에서 제한하는 유해물질의 사용을 운영단계부터 제한하는 등의 조치는 해체폐기물의 관리를 용이하게 하는 방안이 될 수 있다.

라. 해체경험 및 지식관리

최근 미국 NRC는 해체경험의 보존 및 공유를 위한 데이터베이스를 운영하는 등 원자력시설의 안전하고 효율적인 해체를 위한 지식관리의 필요성이 국제적으로 대두되고 있다. 수십 년간 운영된 후 해체될 원자력시설의 해체용이성을 확보하기 위해서는 부지선정, 설계, 건설 및 운영과정에서 생산된 기록과

이력에 대한 체계적인 유지 및 보존이 필수적이며, 해체단계 이전에 참여했던 인력·조직과 이들의 경험을 해체과정에서 적극적으로 활용하는 것이 바람직하다. 또한, 원자력시설의 해체를 안전하고 효율적으로 수행하기 위해서는 국내외 유사시설의 선행 해체경험과 시행착오에 관한 정보를 시설의 전과정에 걸쳐 적절하게 활용하는 해체경험반영체계의 도입도 고려할 필요가 있다. 이 외에도 운영 또는 해체가 완료된 시설의 기록을 국가차원에서 장기적으로 관리하기 위한 제도적 장치를 마련할 필요가 있다.

마. 제도적 고려요소

원자력시설의 설계·건설 및 운영단계에 해체용이성을 고려하도록 규제요건 및 사업자 설계요건 등으로 명문화하고, 건설허가 단계부터 예비 해체계획을 수립하여 건설·운영 중 설계변경, 운전이력 및 국내외 해체경험을 반영하여 지속적으로 개정하여 해체작업 착수 이전에 최종화하는 방안을 고려할 수 있다. 또한, 시설의 운영단계에서 해체단계로의 전이과정에 대한 관리절차를 보다 구체적으로 규정하는 방안도 고려할 필요가 있다.

바. 기타 고려요소

원자력시설을 영구정지한 후 오염된 상태로 장기간 유지하는 것 보다는 가능한 조속하게 해체에 착수하는 것이 바람직하다는 점에 대해서는 국제적으로 인식을 같이하고 있다(단, 단수명 핵종의 붕괴감소를 위한 소요시간 제외). 그러나 미래에 특정 시설의 해체가 계획에 따라 신속하게 추진될 수 있는가 여부에 대해서는 많은 불확실성이 있으며, 따라서 다양한 해체 시나리오에 대한 대응방안도 시설의 설계단계에서 함께 고려할 필요가 있다. 또한, 시설의 운영 및 해체과정에서 부지 또는 주변환경에 대한 방사선조사 및 감시는 해체단계에서 오염범위에 대한 정의를 용이하게 하고 해체후 부지에 대한 규제해제 적합성을 판단하는데 소요되는 시간을 절감할 수 있는 효과가 있다.

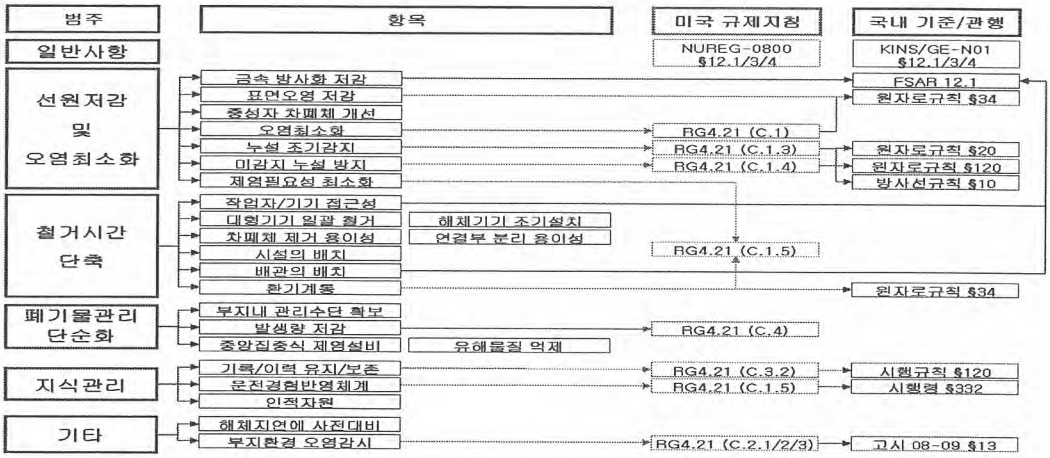


그림 1. 해체용이성 조기고려를 위한 주요요소와 국내외 관련 기준 및 관행 비교

3. 결론

국내 원자력시설의 설계·운영 관행에도 해체용이성 확보를 위한 기본요소들이 이미 부분적으로 반영되어 있으나, 향후 대형시설의 안전하고 효율적인 해체를 위해서는 시설의 전과정에 걸쳐 해체용이성을 고려하는 방안을 사업, 설계 및 규제 관점에서 보다 체계적이고 종합적으로 강구할 필요가 있다.

참고문헌

1. X. P. O'Sullivan et al., Applying Decommissioning Experience to the Design and Operation of New Nuclear Power Plants, NEA News, 27(1), 2009.
2. Minimization of Contamination and Radioactive Waste Generation: Life Cycle Planning, US NRC, Reg. Guide 4.21, 2008.

마이크로 버블 기술현황 및 제염기술 적용 검토

김대환, 김병태, 홍지식, 권기현, 임유경, 김기홍, 조성일, 김위수*, 이재민*, 전종선*
선광원자력안전(주) 부설연구소, 대전광역시 유성구 용산동 553-2
*(주)에네시스, 대전광역시 유성구 구암동 328
kdhdd@hanmail.net

1. 서론

원자력발전소에서 발생하는 금속 방사성 폐기물의 제염방법은 그 종류와 방사성 핵종 및 오염의 형태가 다양하여 여러 가지 제염 방법들이 연구되어 왔다. 현재 사용되고 있는 금속 방사성 폐기물의 제염방법으로는 Blush제염, 초음파제염, 고압수제염, 진동제염, 플라즈마제염, Shot Blast제염, 화학제염 및 전해제염 등이 있다. 금속 방사성 폐기물의 제염에 있어 유의해야 할 점은 제염대상물의 종류, 크기, 형상, 방사성 오염의 특성 및 분포 등을 염두에 두어야 하며, 이에 발생하는 2차 폐기물의 양도 고려해야 한다.

본 연구에서는 새로운 방사성 제염방법인 마이크로 버블을 이용한 제염기술에 대해 알아 보고자 한다. 마이크로 버블이란 50마이크로미터 이하로 육안으로 확인할 수 없는 초미세 기포이며, 마이크로 버블의 생성과 소멸과정에서 발생하는 물리적, 화학적 특성으로 금속 방사성 폐기물, 특히 배관재류의 제염 효과을 높일 수 있다.

2. 본론

2.1 마이크로 버블

일반 버블은 크기가 10^{-2}~10^{-3}m 정도이고 수면위로 빠르게 상승하여 파열되지만, 마이크로 버블은 10^{-6}m 이하의 크기이고, 수면위로 천천히 상승하여 파열되며 파열될 때 약 4,000~6,000℃의 온도, 20,000~150,000개의 음이온, 140dB의 높은 음파가 순간적으로 발생한다.

2.2 마이크로 버블을 이용한 제염기술

마이크로 버블은 수중속 미세기포들의 발생과정에서 기포 내부의 압력을 높이거나 표면에 집적한 이온들을 농축시키는 효과가 있고 기포의 소멸 시 프리 라디칼을 발생하여 강력한 화학적인 연쇄분해 반응을 일으킨다.

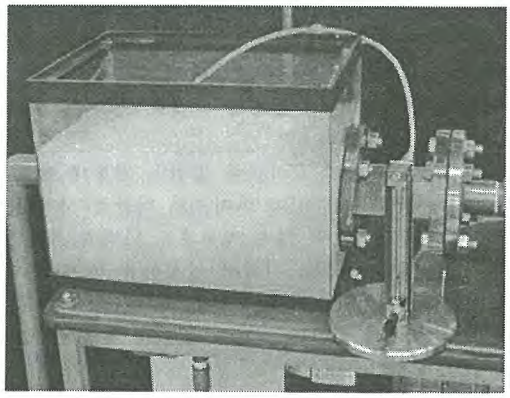


그림1. 마이크로 버블 발생장치

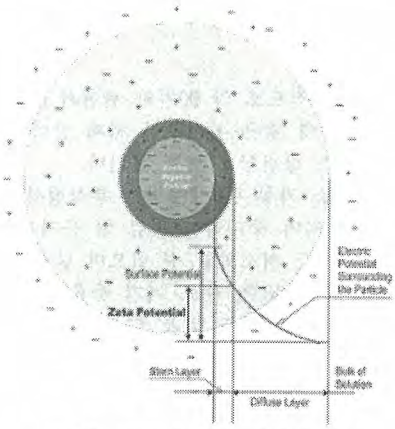


그림2. 기포 주변의 전기적 특성

○ 고온, 고압의 마이크로 버블에 의한 침착물의 박리
○ OH 라디칼의 생성에 의한 강력한 산화력으로 침착물의 산화분해

2.3 마이크로 버블 이용분야

가. 미용분야

마이크로 버블의 크기가 모공보다 작아 모공속으로 쉽게 침투하여 모공속의 오래된 각질 등의 노폐물을 세정한다. 또한 마이크로 버블의 미세진동이 피부를 자극하여 탄력있는 피부를 가꾸는데 도움을 주며, 원적외선을 방출하여 체질개선 및 다이어트 효과도 있다.

나. 농, 수산물분야

어패류에 충분한 산소 공급과 이끼, 곰팡이 비브리오, 콜레라, 대장균, 이질균 등의 번식을 억제하여 녹조 제거, 수질관리 등을 하여 맛의 개선 및 신선도를 향상시킨다.

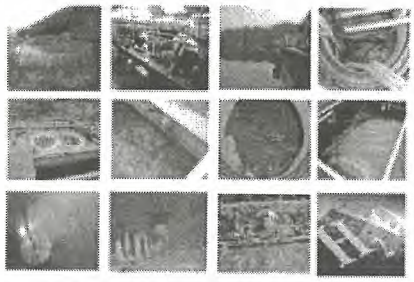


그림3. 하수처리장의 슬러지 및 오염물질 제거

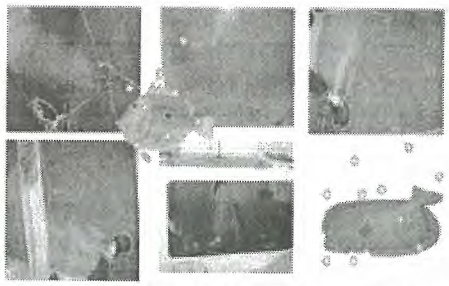


그림4. 굴 등의 수산물과 유기농 농산물의 가공

다. 의료분야

초음파 마이크로 버블(Ultrasonic microbubble : US/MB) 파괴가 특정 부위에 대한 새로운 유전자 전달법으로 제안되어 급성 심근경색(AMI) 환자에게 간세포 성장 인자(HGF) 유전자를 전달하는 새로운 기술이 개발되었다. 마이크로 버블은 현재 초음파 검사 조영제로 이용되어 신체 내부의 공동화(cavitation)에 의한 초음파의 에너지 문턱값을 낮추어주는 역할을 하며, 일시적으로 세포막에 구멍을 내거나 모세관벽을 파괴하여 세포나 세포간질 내부의 공간으로 생물활성 약제들을 전달할 수 있다.

이와 같이 마이크로 버블을 사용하여 특정 기관에 대해 유전자 전달의 최적화를 이룰 수 있다. 또한 원적외선응용평가연구원에서 실시한 실험결과에 따르면 마이크로 버블을 이용하여 대장균, 녹농균, 살모넬라균, 비브리오균이 99.9% 이상 살균 됐다고 한다.

3. 결론

현재 전 세계적으로 약 90기의 원전과 50개의 핵연료 주기시설, 200기의 연구로가 가동을 중지하고 있으며, 이들 중에 많은 시설들이 해체 중이거나 해체를 준비하고 있어 원자력 시설의 해체 및 제염산업이 지속적으로 발전할 것으로 보인다.

원자력발전소 가동 중 생성되는 부식생성물 등이 배관재류 표면에 침착하여 발전소 계통내 유량 흐름을 방해하게 되어 주기적인 점검 및 유지보수를 수행하여야 하는데, 이때 마이크로 버블을 사용하면 화학세정제 사용을 최소화할 수 있으며 물리적인 힘이 쉽게 접근 할 수 없는 배관재류 내벽의 세정기술에 적용할 수 있다. 또한, 주요 기기 등을 제염하여 방사선량율을 낮추고 시설의 안정성을 높이며, 작업자 피폭선량의 절감 효과도 얻을 수 있다. 그러나 원자력 시설에 적용하기 위해서는 마이크로 버블의 크기와 버블 유지시간을 최적화한 마이크로 버블 발생장치의 개발과 최대의 에너지 효과를 얻을 수 있는 버블 파쇄방법의 개발이 선행되어야 한다.

연구로 1,2호기 해체사업 평가

박승국, 지연희, 정운수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1
skpark2@kaeri.re.kr

1. 서론

서울 공릉동에 위치하고 있는 연구로 1,2호기의 해체사업이 종료되었다. 이는 국내에서는 최초로 수행된 원자력시설의 제염, 해체활동이며 이사업은 한국원자력연구원에 의해 직영형태로 수행되었다. 1998년부터 해체설계, 해체계획서 작성, 인허가 취득을 통해 2001년 6월부터 본격적인 해체활동이 시작되어 2008년 말까지 총 90개월 동안 총 377,369 man-hours의 인력이 투입되었다. 해체 활동의 평가에는 해체사업관리 시스템(DECOMMIS, Decommissioning Information System)이 활용되었다. 또한 발생된 해체폐기물 관리와 작업자의 피폭에 대한 평가도 수행되었다. 총사업비는 25.2억원이 소요된 것으로 나타났다. 이러한 평가 자료들은 추후 원자력시설의 해체설계에 반영될 것이며 이를 위한 해체 활동경험 정보 평가시스템의 개발이 현재 진행 중에 있다. 이 개발된 시스템을 통해 도출된 평가 자료들은 추후 원자력시설의 해체 설계 및 계획에 기초자료로 활용될 것이다.

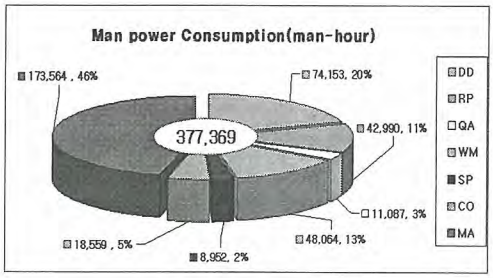
2. 본론

연구로 1,2호기는 각각 1962년, 1972년에 건설되어 운영되었고, 1995년에 1,2호기 모두 폐로 되었다. 1997년부터 시작된 해체사업의 해체 대상 시설은 2기의 원자로 및 원자로실과 2개소의 동위원소생산시설, 그리고 폐기물 처리시설 등 주변의 보조시설들이다. 해체 목표는 이들 시설 및 장비로부터 모든 방사성물질을 제거하고 건물 및 부지를 한국전력주식회사에 무제한적인 사용의 목적에 맞도록 반납하는 것이다. 또한 해체사업 수행 중 방사선 작업 종사자들의 피폭 최소화도 사업 목표의 일환으로 수행되었다. 해제 중 발생된 방사성폐기물은 연구처분장으로 이송되기 전까지 연구로 2호기 원자로실에 임시 보관하고 있다. 해체활동은 연구원에서 직접 계획을 수립하고, 해체 일정을 관리하며 기술 및 장비와 이에 소요되는 재료의 공급을 직접 수행하였다. 작업 인력의 수급에 대한 계약은 두산중공업과 하였다. 두산중공업을 주계약자로 하고 제염, 해체작업자, 방사선 안전 관리자 및 폐기물관리, 품질관리자는 전문 하도급회사로부터 공급받는 것으로 계약되었다. 연구로 1호기는 당초 계획과는 달리 학계의 원로들의 주장 및 이에 대한 국민적 공감을 수용하여 기념관화 하기로 하였다.

전체적인 사업의 수행결과에 대한 평가에는 제염해체기술개발부에서 직접 개발한 해체사업관리 시스템인 DECOMMIS를 이용하여 수행하였다. 이 시스템을 이용하여 제염, 해체 작업 종류별 활동 평가와 인력투입 평가, 해체작업 목표 및 시설별 활동 평가, 세부작업 분류별(WBS) 활동과 작업자 및 사업 참여자들에 대한 피폭평가를 수행하였다. 해체활동에서 발생된 각종 폐기물의 처리 및 관리에 대한 평가 그리고 주변 및 작업장 환경감시 활동 결과에 대한 평가를 수행하였으며 전체 사업에 투입된 비용에 대한 평가도 수행하였다.

3. 결론

해체 설계, 해체 계획서 작성 및 정부의 인허가 신청/승인 후 2001년 6월부터 2008년 12월까지의 제염, 해체 활동기간 중에 총 377,369 man-hours의 인력이 투입되었다. 아래 그림에서 보는바와 같이 연구원 인력 투입이 173,564 man-hours로 전체의 46 %로 가장 높게 나타났다. 전체의 54 %인 203,805 man-hours가 해체 현장에 직접 투입되어 제염, 해체작업 활동에 참여하였고, 20 %가 해체 작업 활동에, 해체 폐기물 관리에 13 %, 방사선안전관리에 11% , 나머지 품질관리 및 전문가 활동에 10 % 순으로 투입된 것으로 나타났다. 이를 다시 221개의 세부작업(Work Breakdown System)별로 평가한 결과 아래의 그림과 같이 나타났으며 이중 연구로 2호기 원자로의 생물학적 차폐체인 콘크리트 구조물의 해체와 해체 발생폐기물의 선별 및 저장, 관리에 많은 인력이 투입된 것을 알 수 있었다. 이들 중 연구로 1호기의 기념관화 결정으로 인해, 당초 해체 활동 계획에 포함되었던 연구로 1호기 원자로 및 원자로실의 해체 활동에 대한 인력투입 평가는 제외되었다.



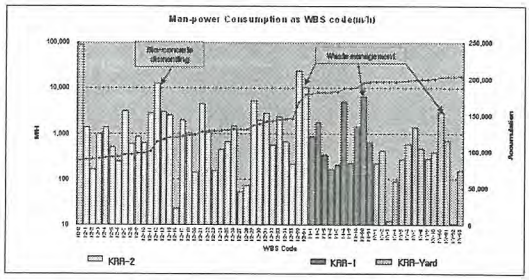


그림 1. 작업종류별 및 세부해체활동 별 인력투입 평가

90개월의 해체활동 기간 중 발생된 해체폐기물은 총 2,484 톤이다. 이중 방사성폐기물(0.4 Bq/g 이상)은 365.5 톤이며, 비방사성 폐기물을 포함한 자체처분 대상 폐기물이 2,118.5 톤 발생되었다. 이중 콘크리트 폐기물 1,734.5톤은 규제기관의 승인을 받아 도로포장의 다짐재료 및 되메우기 재료로 재활용되는 것으로 자체 처분되었고 현재 384톤의 폐기물만 남아있다. 발생 폐기물의 총 방사능량은 728,763.96 MBq로 평가 되었다. 해체 사업에 소요된 총 비용의 평가 결과, 총 25.2억원이 소요되었으며 이중 간접비를 포함한 연구원의 사업 참여자 인건비의 비중이 제일 높았으며, 그다음이 해체활동에 직접 참여한 작업종사자들의 인건비 순으로 평가되었다.

표 1. 해체 폐기물 발생 현황

구분	해체폐기물 (ton)	
	방사성폐기물	자체처분대상
금속류1	32.6	201.8
콘크리트	267.3	1,832.4
가연성	9.5	31
비가연/기타	56.1	53.3
계	365.5	2,118.5

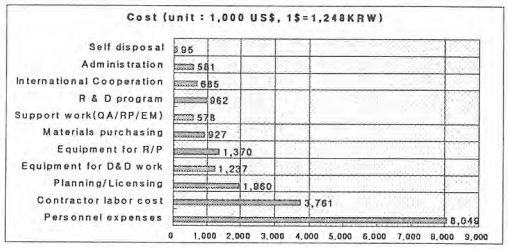
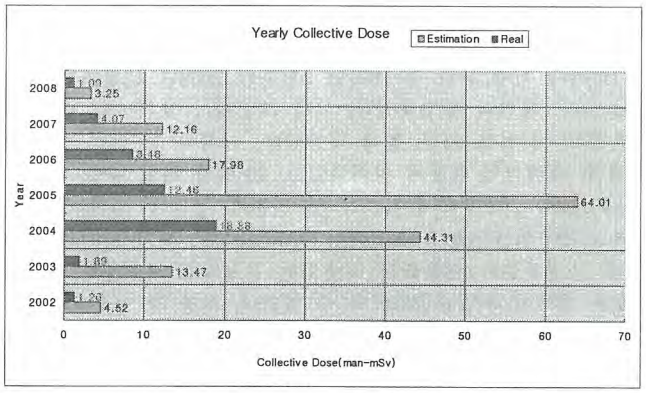


그림 2. 해체사업비용 평가

실제적인 방사선 관리구역의 해체활동을 시작한 2002년부터 작업자 및 사업 참여자들에 대한 예상피폭선량 대비 실제 피폭량을 평가한 결과 다음과 같이 나타났다. 이 중 2005년도에 실시한 연구로2호기 원자로의 해체활동 중 Beam port의 해체와 원자로 콘크리트 중 방사화 부분의 해체 활동에서 집단피폭선량이 제일 높은 것으로 나타났다. 사업 종료 후 전체적인 피폭선량의 평가에서는 예상 피폭 선량치 159.7 man-mSv 보다 적은 48.13 man-mSv (30.1 %)로 나타났다. 아래 그림에 연도별 주요 해체 공정에 따른 예상피폭선량 대비 실 피폭 선량 값을 표시하였다.



Main work Items
· KRR-1 Decontamination · KRR-2 Concrete Hot cell decontamination
· Waste Management · Concrete Hot cell Dismantling
· RSR (Rotary Specimen Rack) cutting · Graphite waste Management
· Activated Concrete Dismantling · Beam Port Liner Cutting
· Thermal Column Graphite Bricks Removal · Thermal Column &Pool Liner Cutting
· RSR Separation from The Core · Reactor Core Cutting Under The Water
· Lead Hot Cell dismantling · RI Production Lab. Decommissioning

그림 3. 해체활동에 따른 집단선량 평가

해체폐기물 잔류방사능 조사절차 수립을 위한 MARSAME 방법론 고찰

신상원, 이재민, 이수홍, 한병섭, 최경우*
(주)에네시스, 대전광역시 유성구 구암동 328번지
*한국원자력안전기술원, 대전시 유성구 구성동 과학로 34
swshin@enesys.co.kr

1. 서론

해체 폐기물 자체처분 및 재활용 방안에 대한 국내 자체처분 요건은 원자력관계법령에 "처분제한치 미만 방사성폐기물 자체처분"관련 규제요건이 이미 반영되어 있으며, 1994년부터 원자력시설의 운영중 발생 폐기물에 대해 자체처분을 적용하고 있다. 현행 자체처분 규정은 원칙적으로 해체폐기물의 자체처분에도 적용 가능하지만, 대량 해체폐기물에 대해 효율적으로 적용하기 위해서는 대량 해체 폐기물에 대한 적용성 및 운영 중 발생 폐기물의 자체처분을 위한 시료채취 및 방사능 계측방법에 대한 보안이 필요하며 대량 해체폐기물의 자체처분에 대한 대국민 신뢰성 확보가 가장 중요한 요소이다

해체 폐기물 관리에 대한 국내·외 현황은 해체 폐기물의 특성 분석시 위험도별 차등관리(Graded Approach) 개념을 도입하였다. 해체과정에서는 방사성물질을 함유하지 않은 폐기물에서 고방사성폐기물까지 다양한 폐기물이 함께 발생되며, 이들 해체폐기물에 대한 최적 관리방안은 방사능 준위(또는 리스크)에 근거한 관리개념으로부터 도출될 수 있다. 미국에서는 기존의 여러 방사선 측정 및 부지내 선량 조사기준을 통합하여 MARSSIM(NUREC-1575) 이라는 표준 절차서를 개발하여 활용하고 있으며, 최근 2009년 1월에 MARSSIM의 확장판 부록으로 M&E(Material and Equipment)의 적합한 처분 조사를 수행하는데 지침을 제공하는 MARSAME이 발간되었다. 본 연구에서는 해체 폐기물의 잔류방사능 표준 검증기법개발을 위한 MARSAME 방법론을 살펴보고자 한다.

2. 본론

2.1 MARSAME((Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment Manual, NUREG-1575 Supp.1)

MARSSIM(Multi-Agencey Radiation Survey and Site Investigation Manual, NUREC-1575)은 DOD, DOE, EPA 및 NRC의 협력체계에 의해 개발된 오염 가능성이 있는 부지에서 방사선 조사를 수행하는 지침이다. MARSAME은 MARSSIM 방법론의 확장된 절차이행수단으로서의 지침을 제공한다. MARSSIME은 건물 표층 또는 부지의 표토층 조사에 초점이 맞춰진 반면, MARSSAME은 방사능에 오염된 금속, 콘크리트, 도구 및 기구, 파이프, 덕트, 가구 및 분해성 벌크 물질들을 포함하는 M&E(Material and Equipment)의 조사, 재활용 또는 처분까지 확장해서 다루고 있다.

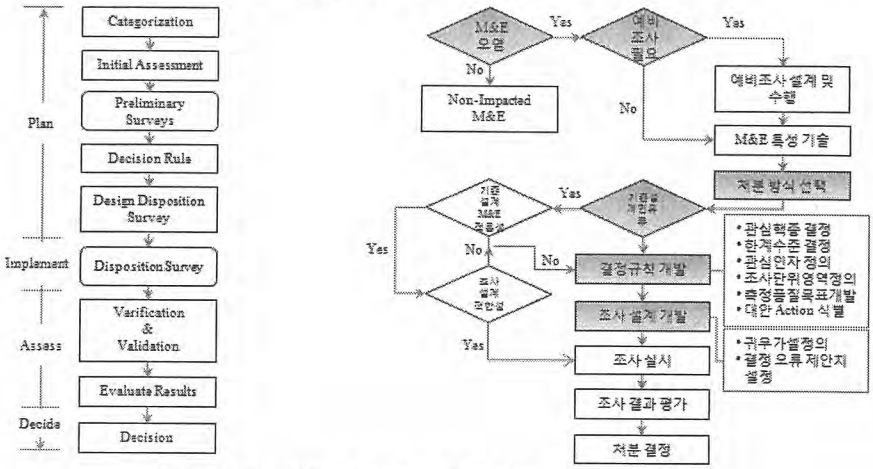


그림1. MARSAME의 M&E 잔류방사능 조사 절차

2.2 사전평가(Initial Assessment) 및 M&E의 범주화(Categorization)

사전평가(IA)는 M&E 조사의 첫 단계로, MASSIME에서의 부지운영이력평가(HSA, Historical Site Assesment)와 유사하다. M&E의 범주결정 및 재활용 여부 등을 판단하기 위해 자료를 수집, 평가하는 목적으로 한다. M&E의 오염여부에 따라 Impacted M&E, Non-Impacted M&E로 구분하며, 사용된 방사성물질의 양, 화학/물리적 형태와 방사성물질이 사용된 장소와 사용기록, 사용된 총량에 대한 정보를 포함한 방사성물질 사용허가서와 폐기물 처리, 방사성물질의 저장, 수송에 대한 기록과 유출물 및 운영중 누설 기록을 포함하는 부지운영기록 등을 검토하여 M&E 오염가능성 여부를 판단한다. 필요시 M&E의 특성 분석을 위해 예비 조사를 계획/실행한 뒤, 물리적 및 방사선적 영향을 파악하여 적절한 처분 방식 및 재활용등의 대안을 정의한다.

2.3 조사 설계 개발(Develop a Survey Design)

M&E의 잔류방사능 준위내 변동율을 고려하기 위해 한계수준(Action Level)과 차별한도(DL, Discrimination Limit)를 가설검증을 통해 선정하며, 사전평가에 의해 M&E를 한계수준을 초과하는 방사성핵종농도 또는 방사능준위의 잠재적인 영향도에 따라 Class 1, 2, 3으로 분류하게 된다. 분류된 M&E에 대한 스캐닝, 직접측정 등과 같은 측정방법, 조사 대상 M&E의 양, 지역을 결정한다.

2.4 조사 실행 (Implement the Survey Design)

실시단계에서는 측정작업의 보건 안전성, M&E 취급, 수송, 분리 문제등과 측정 품질 목표 설정, 측정 불확실도 결정, 검출능력을 근거로 각 측정방법별 최적 계측기 선정 및 절차를 수립하고 조사활동을 수행한다.

표1. 방사선유형과 계측기기에 따른 측정기술 응용

Radiation Type	Hand-Held Instruments	Volumetric Counters	Portal Monitors	In Situ Gamma Spectroscopy	Conveyorized Survey Monitoring Systems
In Situ Measurements					
Alpha	FAIR	FAIR	POOR	NA	FAIR
Beta	GOOD	FAIR	FAIR	NA	GOOD
Photon	GOOD	GOOD	GOOD	GOOD	GOOD
Neutron	GOOD	FAIR	GOOD	NA	GOOD
Scanning Surveys					
Alpha	POOR	NA	POOR	NA	POOR
Beta	GOOD	NA	FAIR	NA	FAIR
Photon	GOOD	NA	GOOD	GOOD	GOOD
Neutron	FAIR	NA	FAIR	NA	FAIR

2.5 결과 평가(Evaluate the Resulte)

측정결과 평가는 조사 설계 및 데이터 품질 목표를 재검토하고, 1차 측정 데이터 검토, 측정방법별 통계자료분석기법 및 가정을 수립하여 결론을 도출하는 측정 데이타의 품질 평가를 수행한다. 그 결과값을 한계수준(AL), 차별 제한치(DL) 및 신뢰상한치(Upper Confidence Limit)와 비교 분석하고, 통계자료분석기법인 보호검증(Sign test) 및 윌콕슨 검증(Wilcoxon Rank Sum test)를 수행하여 최종 결과 평가를 수행한다.

3. 결론

본 연구에서는 해체 폐기물의 잔류 방사능 조사 절차 수립을 위한 MASAME 방법론을 분석하였다. 각 조사 단계별로, 계획, 실행, 평가, 결정 단계로 구분되며, 계획단계는 M&E의 사전평가, 범주화, 분류, 예비조사, 조사계획을 수행하고, 실행단계는 측정방법별 최적 계측기 선정 및 절차 수립을 통해 조사활동을 수행하고, 평가단계에서는 다양한 통계적 자료 분석법에 의한 측정결과 평가를 수행한다. 향후 본 방법론을 토대로 대형해체폐기물 잔류방사능 측정 표준 검증기법 개발에 활용할 계획이다.

연구로 1&2호기 해체 부지개방을 위한 조사

홍상범, 정경환 이기원, 정운수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
sbhong@kaeri.re.kr

1. 서론

연구로 1호기(TRIGA Mark-II)와 연구로 2호기(TRIGA Mark-III) 해체사업이 종료됨에 따라 해체사업의 최종목표인 모든 방사성물질을 제거하여 부지 및 건물을 무제한적으로 활용하기 위해 부지 및 건물에 잔류방사능 조사 평가해야 한다. 그러나 국내의 경우 원자력 시설의 해체 후 부지개방을 위한 기준 및 지침이 아직 정비되지 않아서 관련기술의 개발을 통한 기준정립이 절실히 요구된다. 본 연구는 부지개방을 위한 부지개방기준(Release Criteria)를 도출하고, MARSSIM (Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual)을 이용하여 연구로 부지 및 건물에 대하여 잠재적 오염도에 따라 부지를 구획(Classification)하고, 조사설계(Survey Design) 수행하였다. 특히 오염제거 활동이 이루어진 Class 1 지역에 대하여 상세한 조사설계(Scan MDC 비교를 통한 추가시료 판정) 및 측정을 수행하였다. 국내에서 최초로 수행된 해체사업의 최종단계인 잔류방사선/능 조사를 통해 최종현화조사(Final Status Survey)를 수행하였고, 이는 향후 원자력시설 해체 및 부지복원을 위한 유용하게 활용될 것으로 기대된다.

2. 본론

부지개방기준의 경우 US NRC의 경우 250 μSv/y를 부지 재이용에 따른 선량기준으로 적용하고 있으나, 국내의 경우 관련기준이 수립되어 있지 않은 상황에서 연구로 1, 2호기 부지 및 건물의 경우 재이용 방안 등을 고려하여 보수적으로 100 μSv/y을 설정하였다. 위의 기준에 따라 핵종별 유도농도지침한계(DCGL, Derived Concentration Guideline Limit)을 연구로 부지특성을 반영하여 RESRAD 및 RESRED-Build 전산코드를 이용하여 도출하였다. 핵종은 과거 방사화 콘크리트 등에서 검출된 사례가 있는 핵종을 대상으로 선정하였다.

Table 1. DCGL of the KRR-1&2 site and building

	부지 [Bq/g]	건물 [dpm/100cm^2]
Co-60	6.50E-02	5.18E+03
Cs-134	1.11E-01	7.75E+03
Cs-137	2.50E-01	1.18E+04
Eu-152	1.42E-01	1.18E+04
Eu-154	1.32E-01	8.70E+03

연구로 부지에 대하여 사전조사(Scoping Survey) 및 특성조사(Characterization Survey)를 수행한 결과 Co-60 및 Cs-137 핵종이 일부지역에서 검출되었으나, 그 수준이 매우 미미한 것으로 평가되었다. 그리고 연구로 전체 부지에 대하여 방사선량 분포를 측정한 결과 환경준위와 크게 다르지 않음을 알 수 있었다. 이러한 조사 자료를 근거로 연구로 부지의 경우 MARSSIM에서 제시하고 기준에 따라 부지를 구획하여 Class를 구분 적용하였다. 특히 (구) 고체폐기물저실이 있었던 주변부지의 경우 DCGL을 초과하는 오염이 발견되어 오염을 제거하기 위한 제염복구를 수행하였고 이를 통해 모든 오염을 제거하였으나 잠재적 오염을 고려하여 보수적으로 Class 1 영역으로 설정하였다. 연구로 대부분의 건물 또는 부지는 사전조사 및 특성조사를 통하여 부지 및 건물에 대하여 Class 3로 구분이 가능할 것으로 판단되나 보수적으로 Class 2로 가정하였고, 부지 외곽 경계지역에 대해서는 Class 3 구분하여 조사단위(Survey unit)를 구분하고 통계학적 계산을 통해 측정시료의 개수 및 위치 등을 산정하였다.

연구로 부지 및 건물에 대한 최종현황조사를 위해 조사설계를 수행하여 조사단위에 다른 최적화된 샘플 개수를 위치를 선정하여 방사선계측을 수행하고 그 결과를 평가하여야 한다. 우선 잠재적 오염도

가 DCGL을 초과하거나, 과거 제염활동이 이루어진 Class 1 부지에 대한 조사설계를 구체적으로 살펴보면, 개략 및 특성조사(Scoping & Characterization Survey)과정에서 시료 채취를 통해 얻은 자료를 이용하여 평균오염도 및 표준편차를 도출하고 이를 바탕으로 Sign Test를 수행하여 필용한 시료의 개수(14개)를 도출하였다.

- LBGR (Lower Bound of Gray Region) concentration = 0.2
- sigma (standard deviation of survey data): σ = 0.1,
- relative shift: Δ / σ = 7.27,
- type I and type II decision error = 0.05.

Class 1 지역의 경우 DCGL을 초과할 우려가 있는 지역으로 Hot-spot에 대한 고려가 이루어져야 한다. 이를 위해 연구로 부지(Class 1 지역)의 경우 부지의 Scan survey를 위해 InSpector-1000 with 2" × 2" NaI 검출기를 이용하여 부지 면적의 100% Scan을 수행하였다. 이 경우 MARSSI에 제시된 방법에 따라 추가시료 여부를 판단하기 위해 Actual Scan MDC와 Required Scan MDC를 비교 평가를 수행하여야 한다. Actual Scan MDC의 경우 NUREG-1507에 제시된 0.185 (2" × 2" NaI)이고, Require Scan MDC는 DCGLw와 Area Factor를 곱해서 0.17로 도출되었다. 이 경우 Actual Scan MDC가 Required Scan MDC보다 크게되어 Actual Scan MDC에 상응하는 새로운 Area Factor를 RESRAD 전산코드를 이용하여 도출한 결과 1.43(50 m^2)으로 도출되었다. 결론적으로 Class 1 area의 경우 10개의 추가시료를 분석하여 총 24개의 시료를 채취하여 분석하였으며, 그 결과 DCGL을 초과하는 오염을 발견되지 않았다.

3. 결 론

연구로 해체 프로젝트의 최종 단계인 최종현황조사(Final Status Survey)를 위하여 부지 및 건물의 무제한적 재활용을 위해 핵종별 유도농도지침한계(DCGL)을 도출하였고, 사전조사 및 특성조사를 통해 얻어진 결과를 바탕으로 핵종별 방사능 농도를 측정하였다. 부지 및 건물을 과거이력 잠재적 오염도 등을 다양하게 고려하여 Class 1, Class2 및 Class 3로 구분하고, 통계학적 계산을 통해 시료의 개수 및 위치를 도출하여 잔류방사선/능 조사를 수행하였다. 특히 Class 1 부지의 경우 Hot-spot을 고려하여 Actual Scan MDC와 Required Scan MDC를 비교하여 새로운 Area Factorffm 도출하였고 그에 상응하는 추가시료의 개수를 고려한 조사설계를 수행하였다. 시료채취를 통해 분석한 결과 DCGL을 초과하는 오염은 없는 것으로 평가되었다. 이러한 결과는 향후 원자력시설 해체 후 부지의 재이용을 위한 기준을 마련하고, 수행하는 기초적이 자료가 될 것으로 판단된다.

참고문헌

[1] U. S. NRC, EPA, DOE: MARSSIM, Multiagency Radiation Survey and Site Investigation Manual, NUREG-1575, Rev1, EPA 402-R-97-016, Rev.1, DOE/EH-0624, Rev.1 (2000).

[2] E. W. Abelquist: Decommissioning Health Physics: A Handbook for MARSSIM Users", Taylor & Francis Group(2001), New York.

[3] Argonne National Laboratory; User's Manual for RESRAD version 6.0, Environmental Assessment Division (2001).

[4] Argonne National Laboratory; User's manual for RESRAD-BUILD version 3, Environmental Assessment Division (2003).

2009 Status of Uranium Conversion Plant Decommissioning

D.S. Hwang, J.H Lee*, K.I. Lee, Y.D. Choi, U.S. Chung
KAERI, 150 Deockjin-dong, Yuseong-gu, Daejeon
*Hana Nuclear Co., 980-3 Yeongtong-dong Yeongtong-gu, Suwon, Gyeonggi-do

dshwang@kaeri.re.kr

KAERI (Korea Atomic Energy Research Institute) constructed a pilot plant for the uranium conversion process for the development of the technologies and the localization of nuclear fuels for HWR (heavy water reactor) in 1982. The final product of the plant was a UO_2 powder of ceramic grade for HWR and its capacity was 100 ton-U/year. After that, a part of the AUC (Ammonium Uranyl Carbonate) process was added and the process was improved for automatic operation. 320 tons of UO2 powder was produced and supplied to the fabrication plant at KAERI for the fuel of the Wolsong-1 CANDU (Canadian deuterium uranium) reactor. The conversion plant has building area of 2916 m^2 and two main conversion processes. ADU (Ammonium Di-Uranate) and AUC process are installed in the backside and the front side of the building, respectively. Conversion plant has two lagoons, which is to store all wastes generated from the plant operation. Sludge wastes stored 300 ton in Lagoon 1 and 2. Main compounds of sludge are ammonium nitrate, sodium nitrate, calcium nitrate, and calcium carbonate. In early 1992, it was determined that the plant operation would be stopped due to a much higher production cost than that of the international market. The conversion plant has been shutdown and minimally maintained for the prevention of contamination by deterioration of the equipment and the lagoon. In 2000, the decommissioning of the plant was finally decided upon and a decommissioning program was launched to complete the following tasks by 2010: planning and assessment of the environmental impact; dismantling of the facilities, decontamination of the dismantled metal waste to release; decontamination of the building for unrestricted reuse, removal of the contaminated soil, the treatment of the sludge and the decontamination of the lagoon structure, and final survey for the site release. In the middle of 2004, decommissioning program obtained the approval of regulatory body and decommissioning activities started.

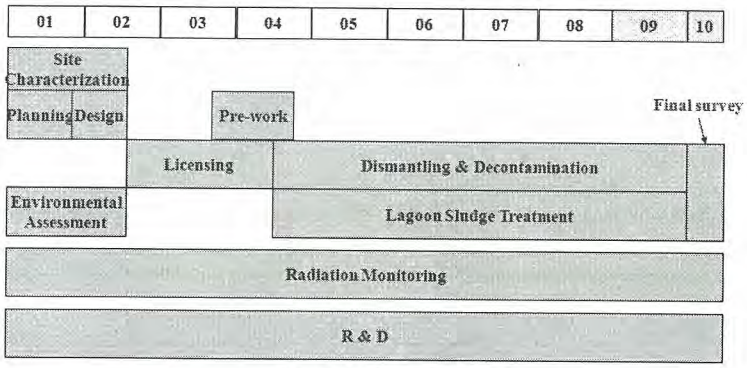


Figure 1. Project schedule

This paper introduced briefly decommissioning activities in the first half year of 2009. Dismantling started first from the reuse area such as temporary waste storage and the decontamination and lagoon sludge treatment. And then, we dismantle in the order of the most remote room from the waste treatment area. Order of dismantling work is as follows: disconnecting of pipe and electric wire, separation of the equipment, cutting into small pieces, grouping of the dismantled pieces for decontamination or packing, decontamination

of floor and wall, and measurement of remained contaminants.

Now, all of the process systems have been dismantled. Ventilation system was re-installed another room in the building, which will be used for an other facility hereafter. The sectional region (ADU process area) of the building was decontaminated and the final survey of this region was performed. ADU process area will be used with pyroprocess integrated demonstration facility. There were three sump pump pits in the UCP. Investigation of the soil under the pump revealed contamination to a depth of about 4 meters. This soil is been removing for storage. There is a strong emphasis on decontamination of materials for re-use. Stainless steel of 53 tons is decontaminated using a chemical/ultrasonic process while carbon steel of 48 tons was decontaminated through a melting process.

The sludge from the lagoons is treated using a heat drying process. The off gasses are processed and filtered. Lagoon sludge waste of 300 tons was treated completely. This process has reduced the sludge volume by 70%. Lagoon structure was coated by lubber but this was hardened. Some hardened rubber was off by torch and the rest was decontaminated by grinder.

To date, 400 tons of radioactive waste has been generated. 113 tons of material has been released.

Table 1. Amount of radioactive and releasable waste

Classification	Radioactive, ton	Releasable, ton
Metal	52.3	109.2
Concrete	150.5	3.7
Combustibles	7.9	-
Incombustibles	156.4	-
Lagoon sludge	32.8	-
Total Weight	399.9	112.9
No. of Drum	1,739	-

방사능 오염시설의 광용발 제염 생성입자 포집특성

정종헌, 원휘준, 문제권, 이주영, 바이갈마, 이근우
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

nchjung@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후 핵연료 등과 같은 고방사성 물질을 취급하는 시설 내부는 일정한 방사성 준위를 유지해야하고 작업자의 유지보수나 대대적인 refurbishment를 위해서는 시설 내 방사성 오염물질을 제거하는 제염공정이 필요하므로, 화학적 제염, 물리적 제염 및 전기적 제염 등과 같은 다양한 제염공정이 개발되어 사용중에 있다. 최근에는 제염 후 발생되는 2차 방사성 폐기물의 양을 최소화할 수 있고 오염부위만을 선택적으로 제거할 수 있는 건식제염 공정이 개발 중에 있으며, 특히 건식 제염공정 중에서도 제염 효과가 우수하고 원격적용이 용이하며 2차 방사성 폐기물 발생이 거의 없는 레이저 광을 사용한 광용발 제염공정 연구가 집중되고 있다. 광용발 제염 적용이 효과적이기 위해서는 제염 시 발생된 입자를 제염과 동시에 포집하여 오염의 비산으로 인한 재오염을 방지하는 것이 필요하므로 광용발 제염 생성입자 포집기술에 대한 연구를 수행하였다.

본 연구에서는 광용발 제염 시 발생되는 생성입자의 특성을 조사하고 이를 효과적으로 포집할 수 있는 여과체에 의한 포집특성을 조사함으로써 효율적인 광용발 제염 생성입자 포집시스템을 구축하고자 하였다.

2. 실험 및 결과

광용발 제염장치의 광원으로 Q-switched pulse type Nd:YAG 레이저를 사용하였고, 광원의 파장은 532 nm, 밴드폭 8 ns, 반복율 14 Hz, 펄스에너지는 150 mJ이며, Nd:YAG 레이저로부터 방출된 빔 직경은 약 2mm이었다. 오염모재로는 고방사성 시설의 재료로 흔히 사용되는 SUS 304와 콘크리트를 사용하였고, 모재표면에 Co와 Cs 이온을 침적시켜 이온성 오염시편을 제조하였으며, Eu와 Ce 입자를 부착시켜 입자성 오염시편을 제조하였다. 밀폐된 Pyrex chamber 내에 제조한 시편을 고정시킨 후 레이저 빔을 일정시간 조사시키면서 UCPC(TSI model 3025A)와 electrostatic classifier(TSI model 3080)로 구성된 SMPS를 사용하여 광용발 생성입자의 크기와 발생 입자의 수농도 등을 측정함으로써 광용발 제염 생성입자의 크기분포와 HEPA filter(PALL model A/E)의 포집율을 측정하였다. SMPS에 의해 측정가능한 입자 크기 범위와 scanning time은 각각 6-220nm와 1분으로 (up scan 50s, down scan 10s)설정하였으며, 흡입유량은 0.38 lpm으로 하였다.

레이저 fluence의 증가에 따라 입자의 발생량이 증가하였으며, 예상한대로 SUS 304 금속보다는 콘크리트의 광용발 제염 시 보다 많은 제염생성 입자가 발생되었다. SUS 304 금속 오염에 대한 광용발 제염 생성 입자의 기하학적 평균크기는 그림 1에서 알 수 있듯이 70-80nm의 범위를 나타내어 오염 종류에 대해 큰 차이는 없으나(Co와 Cs의 이온성오염: 70nm, Eu과 Ce의 입자성오염: 80nm) 입자성오염의 경우 발생 입자량이 3배 이상 많았다. 다공성 콘크리트로부터 생성된 입자크기는 그림 2와 같이 SUS 304 금속 표면 생성입자와 유사한 크기분포 특성을 나타내었으나 발생 입자량은 2배 이상 많은 것으로 관찰되었다.

광용발 제염 생성입자의 포집특성을 조사하기 위해, SUS 304 표면에 침적시킨 금속성 오염시편과 시멘트의 표면에 Cs을 오염시킨 콘크리트 시편에 레이저 빔을 조사시켜 발생된 광용발 제염 생성물 입자를 포집시스템의 HEPA filter (여지: PALL Model type A/E)에 통과시켜 포집 전·후의 입자 수 농도를 SMPS로 측정하여 포집효율을 평가하였다. 그림 3과 4에서 알 수 있듯이 모재종류와 오염특성에 상관없이 99.4 - 99.9%의 포집율을 나타내었으나, 다른 미립자 크기에 비해 70-200nm 크기의 입자에 낮은 포집효율을 보이는 HEPA filter의 포집 특성을 보완하기 위해 주 포집 시스템인 HEPA filter의 후단에 100nm범위 크기의 입자 포집에 효과적인 ULPA filter를 설치한 개선된 입자 포집시스템을 구성함으로써 제염된 오염입자의 비산을 방지하여 광용발 제염의 효율성을 제고할 수 있을 것이다.

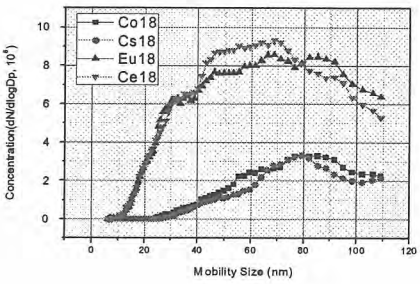


Fig. 1. PSD for laser ablation on various radionuclides embedded SUS 304

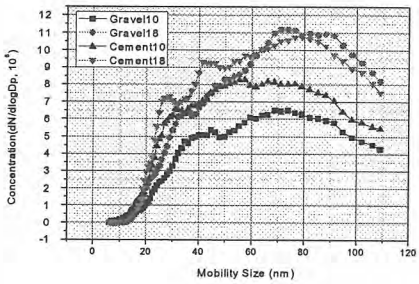


Fig. 2. PSD for laser ablation on various radionuclides embedded concrete

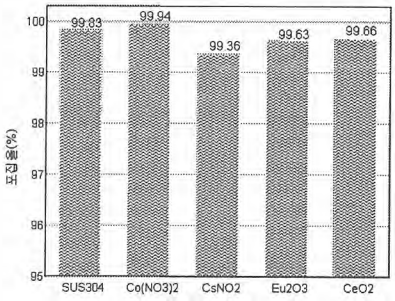


Fig. 3. Collection efficiency of HEPA for decontamination particles on SUS 304 andionic nuclides embedded SUS 304

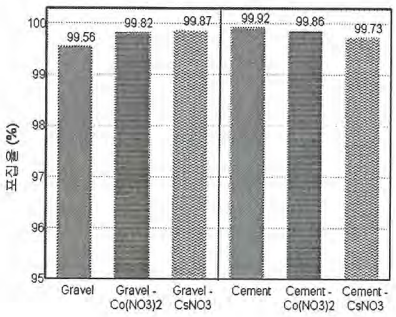


Fig. 4. Collection efficiency of HEPA for decontamination particles on concrete and ionic nuclides embedded concrete

3. 결론

광용발제염 시 오염 확산 억제를 위해 제염생성 입자의 발생과 동시에 포집할 수 있는 입자 포집 시스템을 개발할 목적으로 광용발 제염 생성입자 크기를 SMPS로 측정한 결과, 생성 입자의 기하학적 평균 크기는 약 70-80nm로서, 20-200nm의 나노 크기의 분포를 나타내었다. 또한 이들 생성물 입자에 대한 HEPA filter의 포집율 측정 결과 99.4-99.9%를 나타내었다. 그러나 광용발 제염생성입자 크기가 HEPA filter에 의해 포집이 어려운 크기의 범위이므로 주 포집 filter인 HEPA filter의 후단에 100nm 범위 크기의 입자 포집에 효과적인 ULPA filter를 설치함으로써 다양한 오염에 대해 99.9% 이상의 포집효율을 얻고자 하였다.

우라늄 잔류물질 저장시설 운영

이규일, 황두성, 최윤동, 홍순석, 정운수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

kilee2@kaeri.re.kr

한국원자력연구원 내 여러 곳에 분산 보관 저장되어 있는 사용이 종료된 각종 핵물질을 체계적으로 통합 보관 저장함에 따라 핵물질 투명성 확보하고 핵물질 유출 가능성을 원천봉쇄하여 대외 신뢰도 향상을 위하여 우라늄 잔류물질 저장시설 건설이 요구되었다. 이에 따라 2006년부터 설계 및 건설 공사를 시작하여 2009년 7월 공사를 완료하였다. 시설의 핵연료물질 사용 허가는 2007년 2월에 신청하여 동년 5월에 허가를 취득하였으며, 사용을 위한 시설 검사는 2009년 7월에 신청하여 동년 8월에 시설검사 적합 통보를 취득하였다.

우라늄 잔류물질 저장시설은 지상 1층 연면적 204m^2(17x12m) UF_6 실린더 전용저장고와 연면적 322m^2 (각각23x7m)의 지상 1층 및 지상 2층의 각종 불용핵물질 저장고 구성되어 있다 (그림 1). 시설 내에는 불용핵물질의 저장을 위한 크레인이 설치되어 있으며, UF_6 실린더 이송을 위한 전용 실린더 취급장치가 있다.

그림 1. 우라늄잔류물질 저장시설

저장시설에 저장될 불용핵물질은 감손우라늄과 천연우라늄 물질이며 표 1에 핵물질의 종류와 물리화학적 상태를 나타내었다. 대표적인 불용핵물질로서는 감손 우라늄 물질인 UF_6가 있다. 1983년 자원확보 일환으로, 경수로용 핵연료를 미국으로부터 수입하고, 남은 우리나라 소유 분 UF_6 약185톤을 미국으로부터 도입한 바 있다. UF_6는 모두 15톤 크기 용기(48Y 실린더) 15개에 담겨져 있다. 그러나 UF_6는 부식성이 매우 강하고 승화성이 큰 물질로서 장기저장을 위해서는 안정한 화합물 형태로 변환시켜서 저장되어야 하므로 이에 대한 처리 방안을 모색 중에 있다. 그리고 수송용기 차폐재 연구를 위하여 UF_4로 변환하여 29드럼을 저장 중에 있다. 우라늄 변환시설의 해체공사 중 발생한 공정 중 우라늄 물질 15 드럼과 라군슬러지 폐기물 처리를 통하여 발생한 고농도우라늄(약 15wt%) 함유 슬러지 처리후 폐기물 124드럼이 있다. 이외에 핵연료 개발 등 여러 연구 과정에서 발생한 많은 양의 산화우라늄, 금속 및 합금우라늄 등이 있다.

불용핵물질은 물리화학적 특성에 따라 분류하여 지정된 포장 용기 내에 포장하여야 하며, 표준용기는 200L 및 50L 드럼, 72 L 및 54 L 철제 박스철제 캐비넷, UF_6 전용 실린더로 구성되어 있다. 불용핵물질 중 UF_6 실린더는 전용저장고에 2열 1단으로 저장하고 드럼과 철재박스는 각각 2단 및 3단으로 적재한다. 저장용기 간에는 IAEA 사찰 및 국가검사를 위한 저장통로를 확보한다. 불용핵물질의 도난을 방지하기 위해 시설 내 각 저장고에는 CCTV를 설치하여 영상신호를 하나로 중앙통제실에 송신함으로써 원격감시를 수행하고 각 저장고의 셔터문 및 출입문에는 BMS (Balanced Magnetic Switch) Sensor를 설치하여 도어 개방 시 경보를 하나로 중앙통제실로 보냄으로써 무단출입을 감시한다. 저장고 내의 불용핵물질은 양과 상태를 확인해야하며, 용기의 부식으로 인하여 불용핵물질이 누출되지 않도록 담당자는 포장용기의 도장상태 및 용기의 파손을 감시한다. 지하 1층 저장고는 항온(외기 온도)을 유지하여 습기가 발생하지 않도록 하고, 저장고는 강제 환기설비를 통해 외기가 Once-through 방식으로 순환시킴으

로써 공기의 청정을 유지한다. 저장고 내의 UF_6 실린더의 상태는 UF_6 실린더 점검표에 따라 분기당 1회 점검한다. UF_6 실린더는 ANSI N14.1, "Packing of Uranium Hexafluoride for Transport"의 설계기준에 따라 제작된 용기로서 밀봉된 상태로 저장하므로 UF_6의 누출 가능성은 없지만 만약의 누출을 감지하기 위하여 저장고 내에 HF 가스 감지기를 설치하였다. 저장고는 별도의 벽면에 설치된 루버 및 천정의 자연환기설비에 의해 외기를 순환시킨다.

표 1. 불용핵물질의 종류 및 물리화학적 상태

종 류	물리적 상태	화학적 상태
1. U-235/U-238, 0.72% 미만 1) 금속 및 합금	scrap, 분말, rod, ingot, 박판	U, U(Ti,Mo,Si,Zr)
2) 산화우라늄	분말, 압분체, 소결체, 연료봉, 집합체, chip	U_3O_8, UO_2 ,UO_x
3) 사불화우라늄	분말, 슬러지	UF_4
4) 육불화우라늄	고체	UF_6
5) 기타	잡고체	U-화합물
2. U-235/U-238, 0.72% 1) 금속 및 합금	scrap, ingot, chip	U, U-Mo
2) 산화우라늄	분말, 소결체, 연료봉, 집합체, scrap, chip, debris	U_3O_8, UO_2 ,UO_x
3) Sludge폐기물 처리후 우라늄산화물	debris	U_3O_8
4) 기타	잡고체	U-화합물

연구로 1, 2호기 제염해체 사업 최종 현황

이기원, 홍상범, 정경환, 정운수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

ngwee@kaeri.re.kr

연구로 1, 2호기의 해체사업은 2000년 11월 연구로 1·2호기 시설의 해체계획서 승인을 정부로부터 받은 후, 2001년 6월부터 연구로 2호기시설의 비방사선구역인 운전 제어실부터 해체를 시작하였으며, 8월부터는 부속시설인 동위원소생산시설과 각종 연구실험실을 해체작업에 들어가 이듬해인 2002년 말까지 대부분 해체 완료하였다.

특히 10기의 납핫셀이 설치되었던 공간은 핫셀과 관련 구조물들을 완전히 해체하여 철거한 후, 금속폐기물 제염시설로 전환하여 활용하였으며, 제염설비로는 고압스팀제염장치, 초음파화학제염장치, 금속세절장치, 부피감용장치들로 구성되어 있었다. 당초 이 설비들은 연구로 1호기 해체가 완료될 때까지 활용한 후 사업종료 시점에 해체하게 되었으나, 연구로 1호기가 보존 결정됨에 따라 2007년 초에 모두 해체 철거하였다.

2003년 1월부터 2005년 12월까지 본 사업의 가장 핵심 설비인 연구로 2호기를 해체하였는데, 설계 시 예측하지 못한 여러 가지 사건들로 공사기간이 약 6개월 이상 지연되었다.

2006년 1/4분기에는 연구로 2호기가 있던 건물의 내부를 제염한 후, 해체 시 발생한 방사성폐기물을 정장할 수 있는 임시저장고로 전환하였으며 경주에 건설되고 있는 국가 중저준위 방사성폐기물 처분장으로 이송할 때까지 사용하게 된다.

2006년도부터 계획된 연구로 1호기시설 해체공사는 원자력계의 원로들의 끝임 없는 보존 주장에 부속시설인 동위원소실과 화학분석실 등 실험실들만을 해체하여 정리하였으며, 마지막으로 연구로 시설을 지원하는 주변시설들을 해체 철거하였다.

2007년도에는 주변시설들 중에서 방사성액체폐기물 처리시설, 연구로 2호기 굴뚝(Stack), 희석방류조, 방사성고체폐기물 저장고, 액체폐기물 자연증발 처리설비를 해체하였다. 이들 설비들은 대체로 오염정도가 심하지 않아 해체에 큰 어려움은 없었으나, $10m^3$ 용량의 액체폐기물 저장탱크 4개를 해체하는 과정에서 탱크 내부에 부착되어 있는 납판의 제거 작업 등 예상하지 못한 어려움을 초래하기도 하였다.

2007년도 11월에는 그동안 원자력계 원로들의 끈임 없이 요구하여온 연구로 1호기 보존에 대한 합의가 과학기술부 차관의 주최로 각 기관장들의 검토회의에서 결정되었으며, 11월 27일에는 연구로 1호기 소유 당사자들인 한국전력과 한국원자력연구원의 합의서 서명으로 종결되었다. 보존 범위는 원자로 수조 콘크리트 구조물(수조 내부의 원자로와 관련 부품 포함)로 국한 하였으며, 보존물 이외의 모든 장치와 기기는 한국원자력연구원에서 해체 철거하고 원자로 건물은 깨끗이 제염한 후, 건물 소유주인 한국전력공사에 반환되고 보존 관리는 한국전력에서 담당하는 것으로 합의하였다.

또한 연구로 1호기 해체에 대비하여 해체를 보류하였던 2호기 내의 2기의 중형 콘크리트 핫셀을 해체하였으며, 설치되어 있었던 매뉴플레이터는 제염·해체하여 연구원내 타 부서에서 재사용하고 있다.

2008년과 2009년도에는 연구로 해체 프로젝트의 최종 단계인 최종현황조사(Final Status Survey)를 위하여 부지 및 건물의 재이용에 따른 예상피폭선량을 평가하여 유도농도기준(DCGL)을 도출하였고, 사전조사 및 특성조사를 통해 얻어진 결과를 바탕으로 핵종별 방사능 농도를 측정하였다. 이러한 결과를 바탕으로 건물 및 부지의 최종현황조사를 위한 시료의 개수 및 위치 등에 대하여 MARSSIM (Multi-Agency Radiation Survey and Site Invention Manual) 방법론을 적용하여 연구로 부지 및 건물의 개방기준을 만족시키는 시료의 개수와 위치를 구하였다. 부지 및 건물을 Class 2 지역으로 분류하고, 사전에 설정한 입력인자들과 VSP(Visual Sample Plan) 프로그램 등을 이용하여 필요한 시료의 개수는 각각 23개/측정단위 (부지), 11개/측정단위(건물)로 계산되었다. 이러한 결과를 이용하여 부지와 건물 잔류방사능 측정은 직접 샘플을 채취하여 실험실분석 및 ISOCS(In Situ Object Count System)를 활용한 현장분석을 동시에 적용하였으며, 방사선량율 및 표면오염도 측정도 수행하였다.

연구로 1, 2호기 제염해체사업은 당초 2008년 말까지 모든 작업을 마칠 예정이었으나 1호기 지하피트 배수구의 제염작업과 고체폐기물 저장고 및 주변 제염작업으로 인해 2009년 3월말까지 사업을 연장하였

다.

2009년도 6월말까지 해체공사에서 발생한 해체폐기물의 총량은 모두 2,580톤이며, 이중 자체처분 대상 폐기물 2,185톤, 방사성폐기물이 총 해체폐기물의 13.8%인 395톤이 발생하였다. 발생된 해체폐기물은 특성에 따라 200리터 드럼 347개, $4m^3$ 컨테이너 64개, 캐스크 6개에 각각 포장하였으며, 이를 200리터 드럼으로 환산하였을 경우 약 1,460개 드럼에 해당된다.

특히 연구로 2호기 원자로 수조차폐구조물을 해체한 콘크리트폐기물 중 자체처분 대상이 되는 약 1,734.5톤을 평가를 거쳐 한국원자력안전기술원의 심사를 거쳐 일반 산업폐기물로 처리하였으며, 이를 일반 산업폐기물 처분장에 처분하지 않고 도로 건설의 기초재로 재활용하였다.

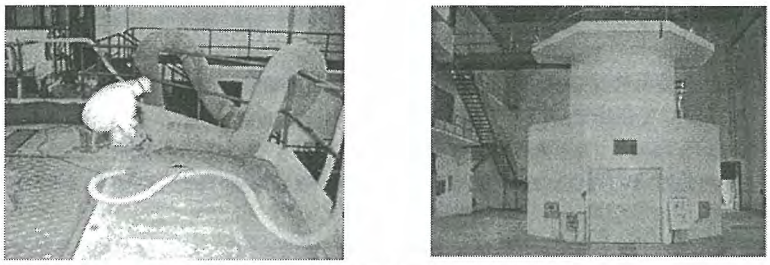


그림 1. 연구로 1호기 차폐체 외부제염

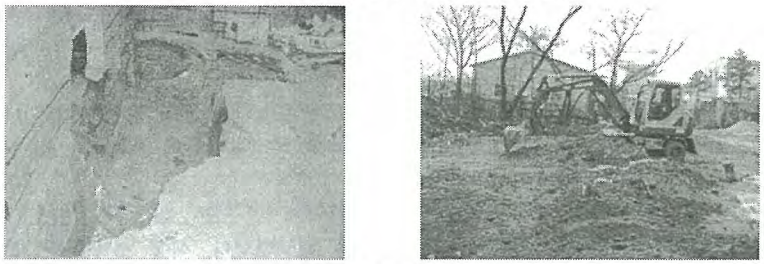


그림 2. 고체폐기물 저장고 및 주변 제염작업

연구로 해체 방사성 중저준위 폐기물의 방사선 특성 평가

지연희, 백삼태, 박승국
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1
skpark2@kaeri.re.kr

1. 서론

국내에서 최초로 수행된 서울 공릉동 소재 연구로 1,2호기의 해체 사업이 종료되었다. 90개월의 해체 활동 기간 중 발생된 해체폐기물은 총 2,580.5톤이다. 해체 방사성 폐기물의 방사선 특성에 대하여 평가 업무를 수행하였다. 해체 방사성 폐기물을 재료적인 특성별로 분류하고 이 분류에 따른 주요 핵종의 비방사능값과 총방사능 값을 도출하였다. 평가에는 해체사업 관리시스템(DECOMMIS, Decommissioning Information System)이 활용되었다. 발생 폐기물의 총 방사능량은 728,763.96 MBq로 평가 되었다. 이러한 자료들은 추후 원자력시설의 해체계획 수립 및 설계에 기초자료로 활용될 것이다.

2. 본론

연구로 1,2호기의 해체대상은 원자로 및 원자로실 그리고 동위원소 생산시설과 주변 운영 시설이다. 대부분의 해체물은 원자로 수조내의 로심과 주변 장치류와 같은 금속류 그리고 생물학적 차폐체인 원자로 구체 콘크리트이다. 이들을 해체한 후 분류기준에 의거 구분된 방사성 고체 폐기물 중 중저준위 방사성폐기물에 대하여 재료 특성별로 평가하였다. 분석된 주요 핵종은 Co-60, Cs-137, Eu-152, Cs-134, Eu-154 이다. 재료 특성별로는 크게 금속류, 콘크리트류, 가연성, 비가연성, 토양 및 특수 폐기물인 흑연과 resin 등으로 분류하였다. 이는 다시 각각의 재료의 물성 특성별로 세분류로 구분하였다. 금속류는 알루미늄, 탄소강, 스테인레스 스틸과 납으로 구분하였다. 종류가 많은 가연성 방사성 고체 폐기물은 종이류, 비닐류, 목재류, 고무류, 플라스틱류, 및 섬유류와 기타폐기물로 구분되었다. 비가연성 방사성 폐기물은 토양과 레진 그리고 유리류와 잡고체로 구분되었다. 평가된 방사능량은 14,628 MBq로서 이는 총 방사능량에서 특수한 단일 폐기물인 흑연블럭 및 차폐용 Cask에 저장, 보관중인 노심부분의 방사선량이 높은 해체폐기물을 제외한 값이다.

3. 결론

총 발생된 연구로시설 해체 폐기물 2,580.5 톤 중 방사성폐기물(0.4 Bq/g 이상)은 395 톤, 자체처분 대상(비방사성 폐기물 포함)인 폐기물은 2,185 톤이 발생되었으며 아래 표 1.에 나타내었다. 이중 콘크리트 폐기물 1,734.5톤은 규제기관의 승인을 받아 도로포장의 다짐재료 및 되메우기 재료로 재활용되는 것으로 자체 처분되었고 현재 450.5톤의 폐기물만 남아있다. 현재 연구로 2호기 원자로실에 임시 저장되어 있는 방사성폐기물의 용기별 방사선량의 분포는 표 2 및 그림 1과 같이 나타났다.

표 1. 해체 폐기물 발생 현황

구 분	해체폐기물 (ton)	
	방사성폐기물	자체처분대상
금속류	40.2	212.3
콘크리트	268.9	1,855.6
가연성	10.7	32.3
비가연성/기타	75.2	84.8
계	395	2,185.0

표 2. 해체 폐기물 저장용기별 방사선량 분포

방사선량 \ 용기종류(개)	200리터 드럼	$4m^3$ 콘테이너	Cask
0.4~4.0 MBq	252	7	0
4.0~40 MBq	92	23	0
40~400 MBq	3	31	0
400 MBq 이상	0	3	6

발생된 고체 방사성폐기물 중 268.9 톤으로서 제일 많은 량의 콘크리트 폐기물의 방사선량 평가결과 주요핵종인 Co-60의 총방사선량은 5,190 MBq이고 다음이 Eu-152로 2,996 MBq의 값이 산출되었다. 콘크리트 방사성폐기물의 총방사선량은 8,397 MBq 으로서 평균 31.2 Bq/g으로 나타났다. 그림.2 는 콘크리트 방사성폐기물의 분석 핵종별 분포를 나타낸 것이다. 금속류 방사성폐기물의 물성특성은 알루미늄, 탄소강, 스테인레스 스틸 및 납으로 구분하였다. 발생량은 알루미늄 2,977 kg, 탄소강 22,217 kg, 스테인레스 스틸 4,454 kg 및 납 폐기물 7,160 kg으로 평가되었다. 이들 금속류 폐기물의 방사선 특성은 표 3.에 나타내었다. 대부분의 금속류 방사성폐기물의 특성은 오염된 것이 대부분이라 할 수 있다.

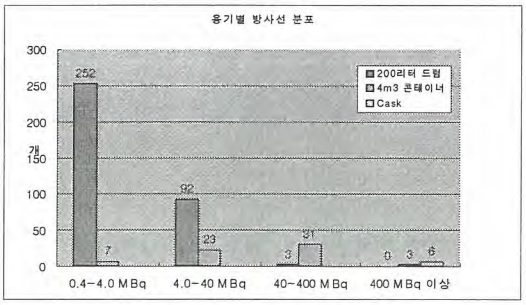


그림 1. 용기별 방사선 분포

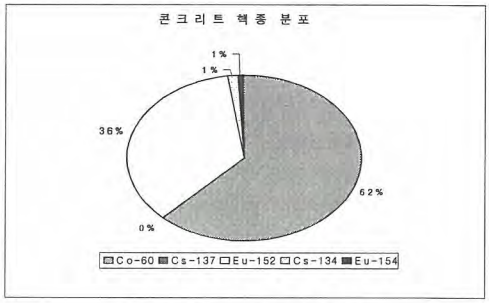


그림 2. 콘크리트 방사선 분포

표 3. 금속류 방사성폐기물의 방사선 특성 (단위 : Bq)

구 분	Co-60	Cs-137	Eu-152	Cs-134	Eu-154	Total
알루미늄	1,302,166,893	248,434	3,491,638	16,848	41,807	1,305,965,620
탄소강	2,136,739,479	8,596,954	590,262	0	969	2,145,927,664
스테인리스스틸	6,168,332	881,205	237,340	0	23,749,652	31,036,529
납	1,873,244,532	725,556	839,345	0	0	1,874,809,433
계	5,318,319,236	10,452,149	5,158,585	16,848	23,792,428	5,357,739,246

가연성 방사성폐기물은 실험실 탁자와 같은 목재류를 제외하고는 대부분이 제염, 해체 활동에서 발생되는 2차 폐기물이다. 이는 해체활동 지역의 2차오염을 방지하기 위해 설치한 바닥재용 비닐 또는 green house 설치용 비닐과 작업종사자의 피폭방지를 위한 보호 장구인 섬유류, 그리고 제염활동에서 발생된 제염지 등을 대표로 들 수 있다. 이들 가연성 방사성폐기물의 방사선 특성 평가 결과는 다음 그림. 3 과 같다

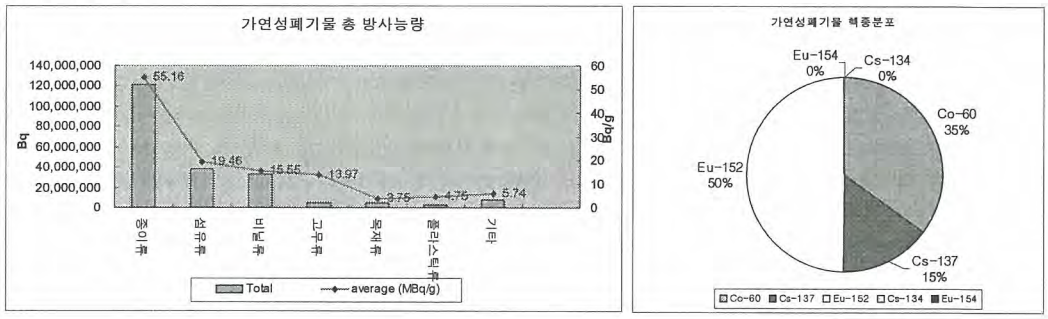


그림 3. 가연성 방사성 폐기물의 방사선 특성 평가 결과

비가연성 방사성 폐기물은 유리와 토양 그리고 레진으로 구분하였다. 여기에는 기타 혼합물도 포함이 되는데 이는 해체 부산물의 형태가 특별히 구분되어지지 않는 것들과 제염 시 발생한 집진기 먼지와 부스러기 등이 포함되어 구분되었다. 토양은 연구로 1,2호기 부대시설 중 동위원소 실험실과 지하피트사이의 배관류 사이, 그리고 동위원소생산시설 중 실험실의 바닥에서 발생된 것이다. 이에 대한 방사선 특성 평가 결과를 표4.에 나타내었다.

표 4. 비가연성 방사성폐기물의 방사선 특성

구 분	Co-60	Cs-137	Eu-152	Cs-134	Eu-154	Total
유리	18,833,082	22,264	0	0	227,880	19,083,226
Resin	159,892,503	3,757,215	29,016	1,125	0	163,679,859
토양	21,139,465	71,443,916	0	8,038	0	92,591,419
기타	268,590,787	96,942,512	20,244,007	161,447	984,651	386,923,403
계	199,865,050	75,223,395	29,016	9,163	227,880	275,354,504

HF/HNO_3 계에서 금속 폐기물 제염을 위한 모재 및 부식 산화막 용해 특성

권미경, 최왕규, 이근우
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1
mkkwon@kaeri.re.kr

1. 서론

화석 연료의 매장량이 급속히 감소함에 따라, 대체 에너지의 개발의 필요성이 부각되고 있는 가운데, 핵연료를 이용한 원자력 에너지의 이용률이 매년 증가하고 있다. 우리나라는 1978년 4월, 고리 1호기의 상업 운전을 시작으로 2009년 현재, 20기가 운전 중에 있으며 6기가 건설 중, 4기가 건설 계획 중에 있다. 이러한 원자력 발전기의 안전성 및 가동효율의 확보를 위해 유지보수 및 교체작업이 지속적으로 시행되고 있다. 증기발생기(steam generator) 등과 같은 발전소 설비는 제염, 해체 및 절단 등의 여러 공정을 통해 규제 해제 폐기물로 전환되어 재활용되거나 또한, 운영 중의 발전소 설비의 가동 효율을 높일 수 있다. 해외 여러 나라에서도 제염 및 해체 등의 여러 공정을 통하여 증기발생기 등과 같은 대용량의 금속성 방사성 폐기물을 처리하였다. 실제 벨기에에서는 황산세륨($CeSO_4$)을 제염제로 이용하는 MEDOC(MEtal Decontamination by Oxidation with Cerium) 공정으로 BR3 증기발생기를 제염하여 규제 해제 폐기물로 처리하였으며, 스웨덴에서는 건식 연마제염 공정을 이용하여 Ringhals 퇴역 증기 발생기를 처리하였다. 또한, 미국에서는 불화붕산(HBF_4)를 제염제로 하는 DFD(Decontamination For Decommissioning) 및 DFDx (DFD 공정과 Ion exchange의 결합) 공정을 이용하여 여러 증기발생기를 제염한 사례가 있다. 위의 사례에서도 볼 수 있듯이, 제염 공정에는 대개 산(acid)이 사용됨을 알 수 있는데, 그 이유는 산(acid) 용액이 해리되어 pH를 낮추어 금속 이온의 용해도를 높이고 이온 교환 효율을 높이기 때문이다[1]. 제염 공정에 사용되는 산(acid) 용액은 모재의 표면 산화막 및 구조에 따라 선택하여야 하며 각 재질에 따라 적절한 산을 사용하면 제염 효율은 더 높아질 것이다.

본 연구에서는 스테인리스 스틸(Stainless steel) 304 및 인코넬(Inconel) 600의 모재 및 산화 시편에 대하여 제염제인 불산(HF)과 질산(HNO_3)의 혼합물과의 접촉 시간, 농도, 온도 등의 다양한 인자들을 변화시켜 최적의 반응속도를 유도하는 인자를 도출하고자 하였다.

2. 실험 방법 및 결과

모재 및 산화 시편과 제염제(HF/HNO_3) 간의 온도, 농도 및 접촉 시간의 변화에 따른 반응 속도를 관찰하기 위해 STS 304 및 Inconel 600을 이용하여 실험을 진행하였다. 본 실험에서 제염제로 사용한 불산(HF, assay:48.0~51.0%) 및 질산(HNO_3, assay:61%)은 Duksan 사의 시약이며, HF는 0.05M, 0.1M, 0.5M, 1M의 농도로, HNO_3는 0.1M, 0.5M, 1.0M, 2.0M의 농도로 제조하여 사용하였다. 온도 변화를 용이하게 하고 제염제(HF/HNO_3)와 모재 및 산화 시편의 균일한 반응을 촉진하기 위해 항온 교반조를 사용하였다. 제조한 HF와 HNO_3 용액은 각각 100 mL씩 분취하여 플라스틱 병에 넣었으며, 먼저 두 용액이 섞여서 반응하는지 확인한 후, 용액의 변화가 없는 것을 확인한 후, 각각의 병에 무게를 측정한 모재 및 산화 시편을 투입하였다. 제염제와 모재 및 또는 산화 시편이 들어있는 병을 항온 교반조에 넣고, 온도 범위는 25℃ ~ 90℃로 설정한 뒤, 교반 속도는 120 rpm으로 설정하여, 30분, 1시간, 2시간 마다 시편과 제염제를 분리하여 반응 후 변화된 시편의 무게를 측정하였다. 16개로 구성된 제염제(HF/HNO_3 혼합물)와 STS 304 (Stainless stain)의 시간에 따른 반응을 관찰한 결과, 90℃의 온도에서 HF 0.5M, HNO_3 1.0M일 때 제염 효율이 가장 좋았다. 이 실험을 바탕으로, Inconel 600의 모재, STS 304와 Inconel 600의 산화 시편의 실험 조건을 90℃, HF 0.5M, HNO_3 1.0M으로 정하여 제염 실험을 진행하였다. Fig. 1은 90℃일 때 HF 0.5M, HNO_3 1.0M로 구성된 혼합 제염 용액으로 제염한 후 STS 304와 Inconel 600 모재 시편의 질량 감소 그림과 STS 304와 Inconel 600의 질량 감소 및 용해 속도를 비교하기 위해 시편의 단면적으로 나누어 나타낸 그림이다. 두 그림을 통해 동일한 조건일 때 STS 304보다 Inconel 600 시편의 제염 효율이 훨씬 크게 나타났음을 알 수 있다. Fig. 2는 90℃일 때 HF 0.5M, HNO_3 1.0M로 구성된 혼합 제염 용액으로 제염한 후 STS 304와 Inconel 600 산화 시편의 질량 감소를 나타낸 그림이며 Fig.1과 마찬가지로 STS 304보다 Inconel 600 시편의 제염 효율이 훨씬 크게 나타났다. 또한 혼합 제염 용액과 반응 전/후의 시편의 표면 변화를 알아보기 위해 표면 분석 및 SEM, EDS 분석을 실시하였다.

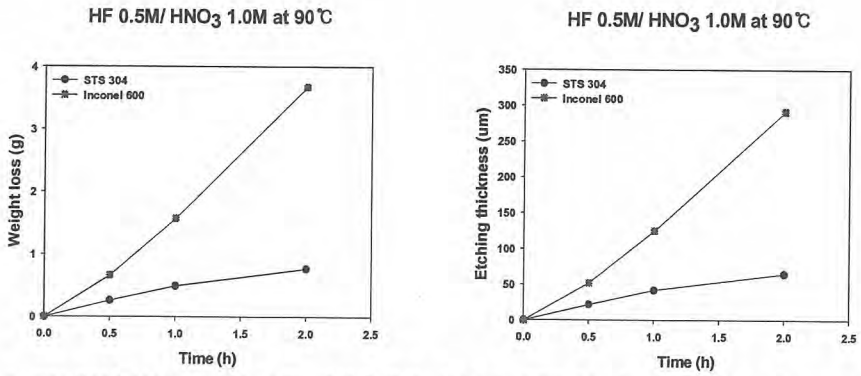
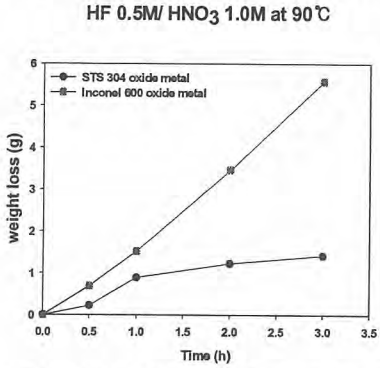


Fig 1. HF 0.5M/HNO_3 1.0M 혼합 제염용액과 반응 후 STS 304와 Inconel 600 시편의 부식된 양



. Fig 2. HF 0.5M/HNO_3 1.0M 혼합 제염용액과 반응 후 STS 304와 Inconel 600 부식 산화 시편의 부식된 양

3. 결론

본 연구에서는 HF와 HNO_3의 혼합물로 구성된 제염 용액과 STS 304와 Inconel 600 모재 시편과 산화 시편의 시간에 따른 반응 속도를 관찰하였다. 반응 결과 모재 및 산화시편의 용해 속도 및 부식된 양 모두 STS 304 보다 Inconel 600이 더 많음을 알 수 있었다.

4. 참고문헌

1) US DOE, L.Chen et al., A Survey of Decontamination Processes Applicable to DOE Nuclear Facilities, May 1997.

사 사

본 연구는 지식경제부의 공업기반 기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

인코넬 용융시 방사성 핵종의 분배특성

민병연, 김계남, 최왕규, 이근우
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
bymin@kaeri.re.krr

1. 서론

원자력 시설의 유지, 보수나 수명을 다한 뒤 해체하는 경우에 막대한 양의 방사성 금속폐기물이 발생한다. 금속 폐기물의 감용 및 재활용 기술 중 현재까지 가장 적절한 기술로서 용융 기술이 있다. 대형 금속폐기물을 용융제염하여 방사성 폐기물 용기재료나 처분장 구조재 등으로 재사용함으로써 폐기물 양을 감소시키고 산업적으로도 자원 재활용 효과를 얻을 수 있어 방사성 폐기물의 부피감용 및 자체처분을 통해 해체 금속성 폐기물의 관리에 활용성이 큰 기술이다. 특히 열교환기, 습분 분리기, 증기발생기와 같은 크기가 큰 장치로부터 발생되는 대형 금속폐기물들은 최종 처분 시 처분공간을 많이 점유하게 되고 압력용기의 탄소강, 스테인레스강 및 인코넬 등과 같은 재활용 가치가 큰 물질을 함유하고 있어 오염된 금속폐기물을 용융 제염함으로써 최종처분시설 공간을 절약하는 동시에 이들 가치 있는 많은 양의 금속을 회수하는 것이 가능하다. 1980년대 중반부터 원자력시설 해체시 발생되는 금속성폐기물의 감용 및 재활용을 위한 오염금속의 용융기술이 새로운 산업으로 부각되어 방사성 금속폐기물량을 최소화하기 위한 확립된 기술로 이용되고 있으며, 원자력 시설을 가지고 있는 선진국들은 해체시 발생되는 금속폐기물에 대한 고감용율, 제염효과, 금속의 재사용 가능성 및 안전성 등에 대한 평가를 수행한 경험을 가지고 있다

금속성폐기물의 부피감용 및 재활용을 위한 제염방법에는 화학제염, 전해제염, 초음파제염, 진동연마법 등 다양한 방법이 있으나, 용융제염에 비해 제염폐기물 발생량이 많고 잔류방사능 측정이 훨신 더 어렵다. 이러한 제염방법은 주로 용융제염 전처리 기술로 많이 사용되고 있다. 금속용융 기술은 다른 처리방법에 비해 부피 감용비가 클 뿐만 아니라, 휘발성 핵종이나 우라늄(U)과 같이 모재 금속과 반응성이 적은 핵종은 무기물질의 혼합물인 슬래그(slag)에 의해 안정화 되어 제염되며, 휘발되지 않는 방사성 핵종들은 용융금속의 결정격자 내에 방사성 핵종을 고정화시켜 비방사능을 낮출 수 있다는 장점들을 가지고 있다[1~3]. 오염된 제염대상 장치 부품은 흔히 구조가 복잡해서 내부표면상의 방사능 준위와 정확한 위치 감별이 어렵고 시간이 많이 소요되며 이의 monitoring 가격 또한 비싸다. 그러나 용융 후에는 표면방사능이 mass에 분산되어 모든 잔류 핵종이 균일하게 분포 및 고정화되어지므로 각 주괴 시료로부터 방사능을 정확하게 측정할 수 있어 시간과 비용을 절약할 수 있다.

따라서 본 연구에서는 증기발생기 해체시 발생되는 인코넬과 동일한 시편에 ^{60}Co, ^{137}Cs 으로 오염시켜 용융 조건에 따라 방사성핵종의 거동, 균질화 및 제염특성을 고찰하고자 한다.

2. 실험 조건

본 연구에서 사용된 흑연 아크로(Graphite arc furnace) 용융설비는 장치하부의 동관 기저전극과 상부의 흑연전극, 장·탈착이 자유로운 동(Copper) 도가니, 150kW DC 전원공급 시스템과, 전극 상·하 구동 모터, 냉각시스템 및 지역 제어반, 내부 육안 점검 포트(View port), Chamber, 유압시스템, 진공시스템으로서 구성되어 있다. 시편은 두께가 1mm인 시편을 가로세로 10mm×10mm의 크기로 절단하여 800g을 흑연도가니에 장입하여 용융하였다. 방사성핵종의 거동 및 균질화에 의한 제염 특성을 고찰하기 위해 슬래그 형성제(Slag former)의 염기도, 그리고 방사성 핵종의 오염농도를 변화시켜 가면서 실험을 수행하였다. 실험조건은 표 1에 실험절차는 Fig. 1에 나타내었다.

Table 1. Experimental condition

구분	염기도	슬래그양 (wt%)	조성(%)			방사능 (Bq)	
			SiO_2	CaO	A_2O_3	Co	Cs
No slag						2500	2380
Slag	0.82	10	50	30	20	2500	2380
	1.42		40	40	20	3250	3070

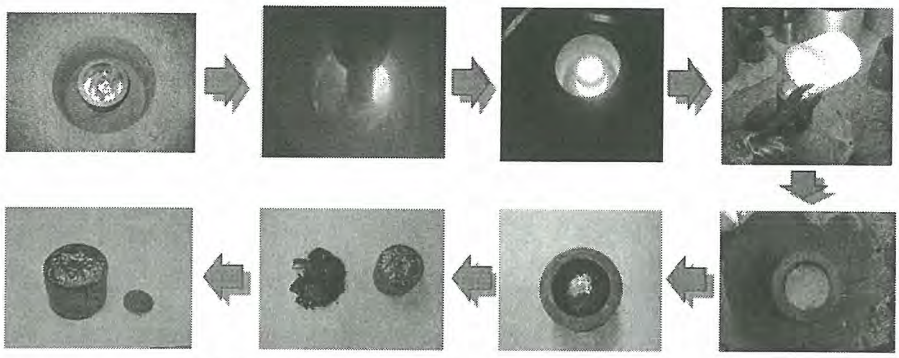


Fig. 1. Procedure of melting for inconnel sheet

3. 결론

인코넬 시편 용융시 다음과 같은 결과를 얻었다.

- 슬래그를 첨가하여 용융한 인코넬의 경우 98% 이상의 주괴 회수율을 보였으며 이는 슬래그층에 의해 용융된 인코넬의 산화 방지 및 도가니 밖으로의 소실량을 줄일 수 있었기 때문.
- 약 2%의 인코넬 소실은 액적상태로 슬래그 상에서 발생되었으며 일부 산화물질 및 도가니와 반응하여 Fume 형태로 대기중으로 분산됨.
- 슬래그 미 첨가시 용융한 경우 투입 인코넬의 약 94% 회수함. 이는 용융 시 용융된 용융물이 도가니에 부착되거나 도가니 외부로 분산되었기 때문.
- 슬래그 염기도 1.4에서 인코넬 회수율이 98%로 가장 높았으며 투입된 인코넬의 재질 모양과 동등한 색상을 지닌 주괴 회수함.

참고문헌

1. Gräbener, K. H., Beyer, H. and Westermann. H., "Melting Aluminium and Copper on Laboratory and Industrial Scale", Proceeding of Technical seminar on melting and recycling of metallic waste materials from decommissioning of nuclear installations, European Commission, Germany, 209~224 (1993).
2. Bosse, H., Sappok, M., Westermann, H., Dümpelmann, W. and Steiner, H., "Separation of Metals by Melting", Proceeding of Technical seminar on melting and recycling of metallic waste materials from decommissioning of nuclear installations, European Commission, Germany, 225~236 (1993).
3. Garcia, R. S., "Commercially Available Low-Level Radioactive and Mixed Waste Treatment Technologies", INEL & Locked-Martin Technologies Company (1996)

원자력 연구시설에서 발생된 해체 콘크리트 폐기물의 고도화 분리공정에 의한 방사성핵종제거

민병연*, 김계남, 최왕규, 이근우
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
bymin@kaeri.re.kr

1. 서론

세계적으로 1950년 말부터 시작된 원자력 발전 사업은 50년이 경과함에 따라서 많은 원자력 관련 시설이 노후화되어 1980년대 말부터 해체를 시작하게 되었고 향후 해체 대상 시설의 수는 계속 증가할 것으로 예상된다. 원자력을 초기에 시작하였던 미국, 영국, 프랑스 및 독일에서는 상업용 원자력 발전소를 비롯한 많은 수의 원자력 시설이 해체되었으며 그 외 대부분의 선진국들은 연구용 시설을 해체하고 있으며 EC(European Commission)의 보고서에 의하면 2060년까지 원자력 시설의 해체에 따라 유럽에서만 약 500만 톤의 콘크리트 폐기물이 발생할 것으로 예상하고 있다. 방사성 콘크리트 폐기물은 부피감용비가 낮으며, 발생장소 및 위치에 따라 오염의 준위가 매우 다양하기 때문에 잔류방사능 측정에 시간과 비용이 많이 들며 잔류 방사능이 균일하지 않을 경우에는 더 많은 계측과 더 엄격한 허용기준이 요구되므로 폐기물 처리시 처리비용이 매우 높다. 보통 콘크리트의 30% 는 다공성의 시멘트이고 나머지 70%는 석영이나 석회암 같은 농후한 집합체로 이루어져 있으며 오염핵종의 대부분은 콘크리트 표면에 주로 오염되어있다. 해체 콘크리트 폐기물의 부피감용 및 자체처분 제한치 이하로 방사선농도를 떨어뜨리기 위해서는 방사성 물질이 농축되어 있는 미분말을 분리하는 것이다. 해체 콘크리트 폐기물로부터 방사성 물질을 제거하기 위해서는 골재의 표면에 부착된 시멘트 모르타르나 페이스트를 제거하는 것이 핵심적인 요건이다. 이 콘크리트 표면을 제거하면 나머지 오염되지 않은 부분은 재활용 할 수 있고 상당량의 콘크리트 폐기물을 감용 할 수 있다. 보통 콘크리트의 30% 는 다공성의 시멘트이고 나머지 70%는 석영이나 석회암 같은 농후한 집합체로 이루어져 있다. Fig. 1에 콘크리트 구성 성분을 단면으로 도식화 하였다 오염된 콘크리트를 시멘트와 골재 (석영이나 석회암)로 분리 시 방사성 폐기물의 상당량을 감용 할 수 있으며 경제적, 환경적 측면에서 볼 때 커다란 이익이 된다. 가열분쇄 및 마쇄기술에 의한 고도화 처리기술은 콘크리트 해체 폐기물의 감용 및 오염된 핵종의 분리시 콘크리트 폐기물 표면 및 내부에 존재하는 방사성 핵종을 분리시켜 균일하게 희석시킴으로써 콘크리트 모재의 비방사능을 감소시켜 제염의 역할을 하며, 궁극적으로는 처분대상 폐기물을 감용하고 생산된 골재는 원자력시설내 제한적으로 재활용하는 기술이다. 따라서 본 연구에서는 원자력 시설 해체 시 발생된 연구로 2호기와 우라늄 변환 시설에서 발생된 오염된 콘크리트 해체폐기물을 사용하여 콘크리트 폐기물로부터 방사성 핵종을 분리하여 방사성폐기물 감용과 원자력 시설내에서 제한적으로 재활용 할 수 있는 골재를 회수하고자 가열분쇄공정을 사용하여 방사성 핵종의 분배특성을 고찰을 통해 실증규모 장치의 성능과 연구로 및 우라늄 변화시설 해체 콘크리트 폐기물의 자체처분 및 원자력 시설의 제한적 재활용이 가능한지를 살펴보았다.

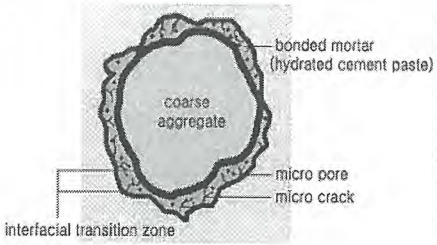


Fig. 1. The schematic of concrete waste

2. 실험 및 결과

본 연구에서 수행한 실험은 Fig. 2와 같다. 연구로 해체 현장에서 채취한 오염된 중량콘크리트와 경량콘크리트는 일차적으로 실험실 규모의 조크러셔를 사용하여 40 mm 이하로 1차 분쇄하였으며 파쇄된 해체 콘크리트 80kg을 일체형 가열분쇄 복합공정장치에서 500℃로 40분 처리한 후 패들형 회전충격기를 구비한 조밀분쇄 공정장치에서 30분 동안 처리하여 생산된 골재를 체분리 한 후 골재 분포율과 비방사능을 측정하였다. 본 공정장치를 사용하여 회수한 골재(굵은골재+잔골재)의 회수율은 실험실 규모의 실증실험에 의한 우라늄변환시설의 일반 경량 콘크리트의 골재 회수율과 비교적 유사하였으며, 방사성콘크리트 오염 폐기물 골재와 유사한 골재의 회수율을 나타내었으며 그 결과는 Fig. 3과 4에 수록하였다.

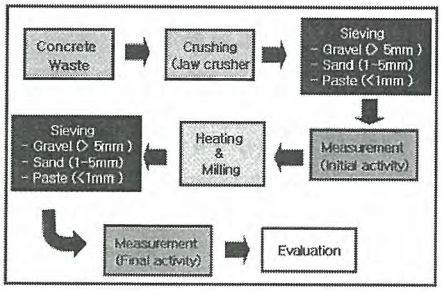


Fig. 2. Experimental procedure

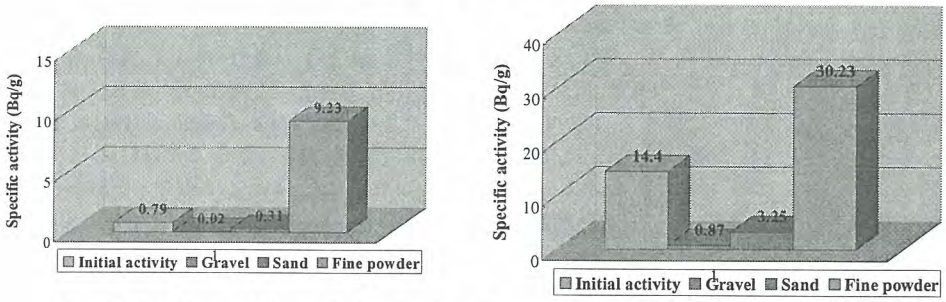


Fig. 3. Specific activity and distribution of aggregated of KRR-2 concrete waste

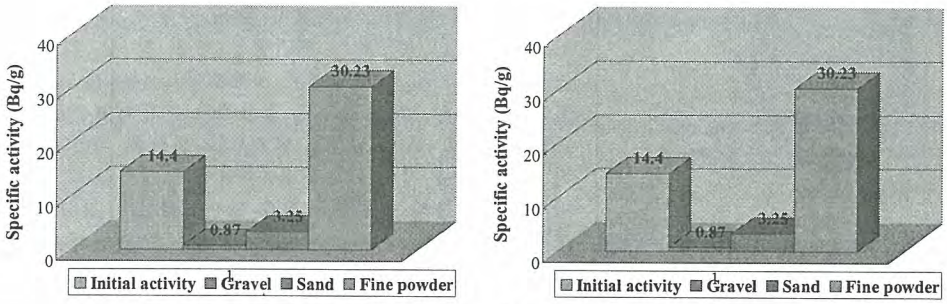


Fig. 4. Specific activity and distribution of aggregated of UCP concrete waste

3. 결론

원자력 연구시설 해체시 방사성 중량 콘크리트와 우라늄 변환시설 해체로부터 발생한 경량 콘크리트 폐기물에 대한 고도처리 실증실험을 통해 해체 콘크리트 폐기물의 65% 이상을 자체처분 대상 폐기물로 분리 감용이 가능할 것으로 사료되며 연구로 및 우라늄변환시설 콘크리트 해체폐기물의 감용 및 자체처분 사업에 직접 적용가능한 기술 성능을 확보하였다.

황산-세륨 제염법에 의한 Inconel-600 및 304 Stainless steel 산화막 용해 특성

이정준, 문제권, 이근우
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
jjlee@kaeri.re.kr

원자력 발전소에서 교체된 증기발생기(Steam Generator; SG)의 전처리 제염 기술은 작업시 피폭을 줄이기 위해 SG의 방사선 준위를 낮출 목적으로 적용되어지며, 제염대상으로는 SG 내부의 수실과 세관 내부의 부식 산화물에 누적된 방사핵종이다. 제염 기술로는 물리적 방법, 전기화학적 용해 방법, 화학적 용해방법 등이 개발 및 적용되어지고 있다.

본 연구에서는, 금속 제염기술로서 대표적인 황산-세륨(S-C) 제염법의 SG 전처리 제염으로서 적용가능성을 조사하였다. S-C 제염은 저농도(2~5 mM)의 Ce^{4+}를 황산용액(0.25 M)에 혼합하여 사용하는데, Cr의 산화와 Fe 및 Ni의 환원 반응이 동시에 가능하여 많이 사용되고 있다. 아래의 반응식에 S-C 제염의 산화 환원반응을 소개하였다.

$$Cr_2O_3 + 3Ce^{4+} + 3e^- \Leftrightarrow 2Cr^{6+} + 3Ce^{3+}$$
$$FeCr_2O_4 + 6Ce^{4+} + 6e^- \Leftrightarrow FeO + 2Cr^{6+} + 6Ce^{3+}$$
$$Fe_2CrO_4 + 3Ce^{4+} + 3e^- \Leftrightarrow FeOFeO + Cr^{6+} + 3Ce^{3+}$$
$$NiCr_2O_4 + 6Ce^{4+} + 6e^- \Leftrightarrow NiO + 2Cr^{6+} + 6Ce^{3+}$$

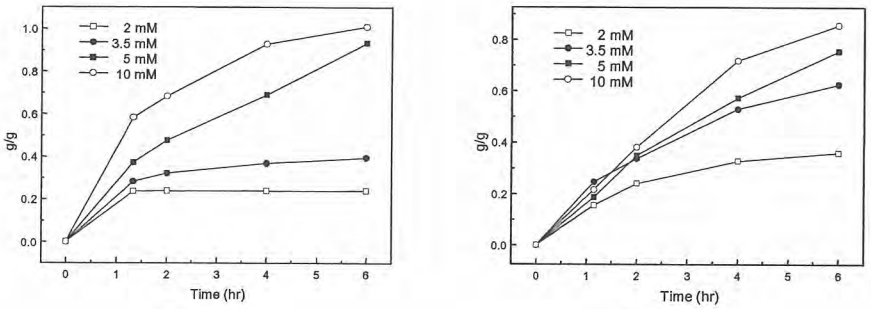
SG의 수실과 세관의 구성재질인 SUS와 Inconel을 시편으로 하여 autoclave를 이용하여 인위적으로 부식산화막을 생성시킨 다음(270℃, 55 atm, 72시간), Ce^{4+} 농도 및 온도를 변화시켜 가며 제염실험을 실시하여, 제거된 산화물의 양(시간에 따른 시편의 중량감소)을 측정함으로써 기초적인 실험변수에 대하여 파악하였고, 실제 적용에 필요한 공정조건을 도출하였다. Table 1에 실험에 사용한 시편의 개요와 실험조건 등을 나타내었다.

먼저, Ce^{4+} 농도의 영향을 조사한 실험 결과를 Fig. 1에 나타내었다. 금속 재질에 상관없이 농도에 비례하여 제거되는 정도가 증가하는 것으로 나타났다. SUS의 경우, 2, 3.5 mM의 농도조건에서 1-2시간 경과 후에 거의 변화가 없는 것으로 나타났고, 5 mM에서 2시간 동안 약 50%가 제거되고 이후에도 산화물이 계속적으로 제거되는 경향을 보였다. 10 mM의 경우, 5 mM의 경우보다 제거속도는 빠르게 나타났으나, 제염시간을 6시간으로 고려한다면, 5 mM, 10 mM 모두 90% 이상의 제거율을 보이는 것으로 파악되었다. Inconel의 경우, 산화물이 제거되는 속도는 모든 농도 조건에서 SUS에 비해 낮은 경향을 보였다. 제염시작 후 2시간 이내에는 3.5, 5, 10 mM에서의 산화물 제거속도는 거의 유사하게 나타났다. 그러나, 6시간을 기준으로 비교하면, 3.5, 5, 10 mM에서 각각 63, 75, 86% 제거율을 보였다. SUS와 Inconel의 제염에 필요한 Ce^{4+} 농도는 제염시간을 고려하여 5 mM 또는 10 mM이 적절할 것으로 판단된다.

S-C 제염법의 적절한 반응온도를 선정하기 위하여, 앞서 조사한 Ce^{4+} 농도 조건을 5 mM로 정하여 60, 70, 80, 90℃에서의 산화물 제거 특성에 대하여 실시한 실험결과를 Fig. 2에 나타내었다. 반응온도가 높을수록 산화물 제거속도는 증가하는 것으로 조사되었다. SUS의 경우, 90℃에서 1시간에 98%가 제거되었고, 80℃에서는 2시간에 99%가 제거되는 것으로 조사되었다. Inconel의 경우, 시간에 따른 산화물 제거 속도는 모든 온도 조건에서 일정한 것으로 나타났으나, SUS에 비해 제거속도는 느린 것을 알 수 있다. 90℃에서 6시간 제염했을 때, Inconel의 산화물이 100% 가까이 제거되었다. 즉, S-C 제염법에서 Ce^{4+} 5 mM에서의 온도조건은 SUS의 경우 80℃ 이상에서, Inconel의 경우 90℃에서 적절할 것으로 판단된다.

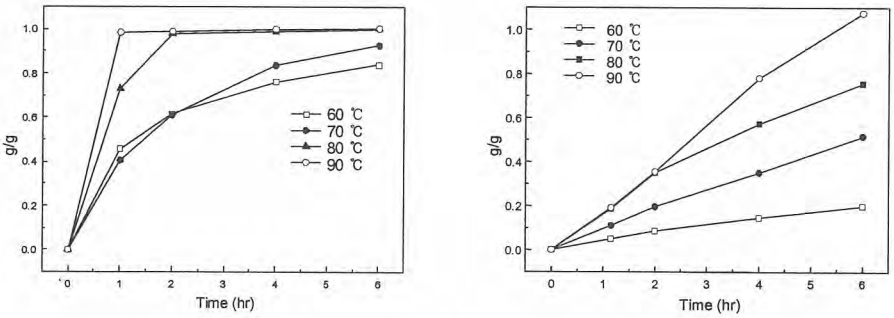
Table 1. Sample description and experimental conditions for metal decontamination by using S-C method

Sample type	Ce^{4+} conc. (mM)	Temp. (℃)	Remarks
SUS, Inconel	2 3.5 5 10	60 70 80 90	0.25 M H_2SO_4 Solution vol. : 1.2 L Flow rate for circulation : 1.0 L/min



(a) SUS (b) Inconel

Fig. 1. Effect of Ce^{4+} concentration on the removal of metal oxide



(a) SUS (b) Inconel

Fig. 2. Temperature effect on the removal of metal oxide

참고문헌

[1] H. Yasunaka, 특집 원자력 플랜트에서의 제염기술 <JPDR의 해체와 제염기술>, 원자력공업, Vol. 36, No. 8, pp.53-60 (1990) *(in Japanese)*

방사성물질 오염물 세정기술 개발을 위한 마이크로버블 특성 평가

박상규, 김연화, 전종선, 이재민, 김위수, 한병섭
(주)에네시스, 대전광역시 유성구 구암동 328
nunki@enesys.co.kr

Ⅰ. 서 론

마이크로버블 생성기술이 개발된 후 최근 몇 년 사이 국내·외에서 마이크로버블을 이용한 산업체에서의 활용성이 증가되고 있다. 마이크로버블이란 직경이 대략 50 μm 이하의 미소 기포이며, 수중에서 생성 및 용해된다. 물과 공기만으로 생성된 마이크로 버블이라서 부가적인 부산물이 발생하지 않아 친환경적인 살균 및 세정기술이다. 개발초기에는 수산물 양식, 온천욕, 피부미용 등에 적용하였으나, 현재에는 각종 산업분야에 급속히 적용확대 되었다.

마이크로버블 생성과 소멸과정에서 발생되는 물리·화학적 특성을 이용하여 원자력시설에서 발생되는 배관재류 세정기술에 적용하고자 한다. 마이크로버블을 이용한 세정기술 개발에 필요한 세정대상 용액 환경 내에서의 마이크로 버블 특성을 확인하였다.

Ⅱ. 본 론

1. 마이크로버블의 특성

마이크로버블의 생성의 기본원리는 공기를 물에 가압용해후 감압시에 발생된다. 이때 생성된 마이크로버블이 생성 및 소멸 과정을 되풀이하게 된다. 미세한 공기방울이 반복적으로 생성 및 소멸되는 현상을 캐비테이션 현상이라고 하는데, 이러한 캐비테이션 현상으로 기포의 진동이 발생되고, 이로 인해 마이크로 와류가 생성된다. 또한 기포가 수중에서 생성 및 소멸되면 기포주변에 프리래디칼이 생성되고, 이때 발생되는 충격파를 이용하여 배관류등의 스케일, 이물질 등을 세정할 수 있다.

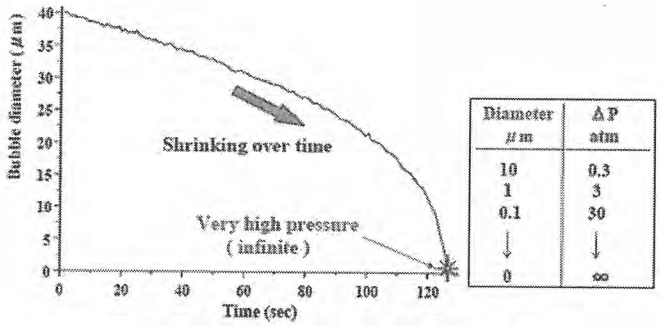


그림 1. 마이크로버블의 생성과 소멸.

2. 마이크로버블 세정효과 주요인자

마이크로버블의 세정효과를 높이기 위해서는 기포 유지시간, 부양속도 및 기포크기 등의 주요인자를 고려하여야 한다. 주요인자의 개발을 위한 고려사항으로는 다음과 같다.

- ○ 제타포텐셜(ζ)을 증가시켜 마이크로버블의 유지 안정성 향상
  - 변수 : 유체온도, pH, pH 조절제, 용해기체 등
- ○ 마이크로버블 소멸시 발생하는 캐비테이션 현상과 OH 라디칼 생성 향상에 적합한 크기의 마이크로버블 발생
- ○ 배관재류 내로 발생된 마이크로버블의 연속적인 공급
- ○ 세정에 적합한 마이크로버블 공급량 (용액내 밀도)

3. 마이크로 버블 특성 실험

세정대상 용액 환경 내에서 발생한 마이크로 버블의 안정적인 유지 및 버블 발생율을 확인하고자 다양한 세정 용액 조건내에서의 마이크로 버블 발생 정도를 확인하였다.

레이저 회절입도분석기를 이용하여 특성실험에 사용한 마이크로 버블 크기를 일반적인 실험조건에서 측정하였다. 마이크로버블 발생 작동시간 10분, 용액부피 10 L 동일 조건에서 마이크로 버블을 생성하였다. pH 2 - 12, 용액온도 20℃ - 60℃, 화학 첨가제 등이 첨가된 세정 용액에서 발생한 마이크로 버블의 밀도를 비교분석하였다. 분석방법으로는 UV/VIS 분광광도계를 이용하였으며, 200 - 800 nm의 파장에서의 흡광도를 각각 비교하였다.

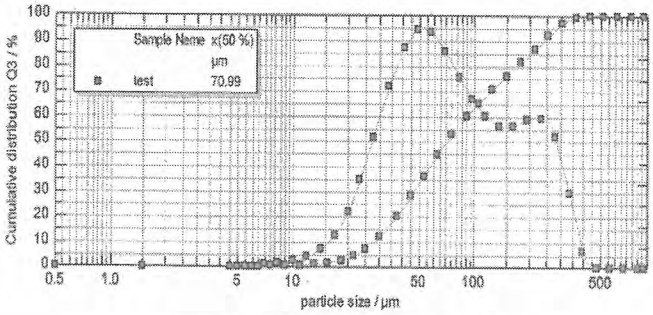


그림 2. 마이크로버블 크기 분석.

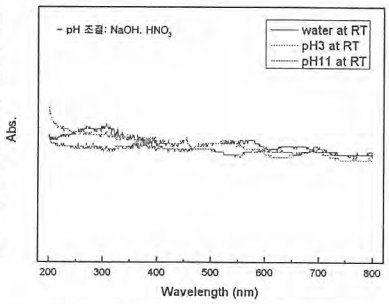


그림 3. 마이크로 버블 흡광도 분석.

Ⅲ. 고 찰

측정결과, 특성실험에 사용한 마이크로 버블 크기는 40-50 µm 이내의 버블이 가장 많이 발생하였으며 평균적으로 70 µm 크기의 버블이 발생하였다. pH, 용액온도 및 화학 첨가제 등의 변화 조건에도 마이크로 버블을 통과한 흡광율에 차이점을 확인하기 어려웠다. 향후 조건별로 심도있는 분석을 통하여 마이크로 버블 발생에 대한 상호관계를 규명하고자 한다.

마이크로 버블을 이용한 세정기술 개발을 위하여 이온활성조건, 용존기체조건(산소, 오존) 및 초음파 사용 등의 추가시험을 수행하여 버블 생성 및 유지시간의 최적 조건을 도출하고, 마이크로 버블을 이용한 세정장치를 개발하여 배관류 제염에 적용하고자 한다.

참고문헌

1. Takahashi, M. et al. Effect of shrinking microbubble on gas hydrate formation. J. Phys. Chem. B 107, 2171-2173(2003)
2. Takahashi, M. ζ potential of microbubbles in aqueous solutions: electrical properties of the gas-water interface. J. Phys. Chem. B 109, 21858-21864(2005)
3. Takahashi, M. Chiba, K. and Li, P. Free-radical generation from collapsing microbubbles in the absence of a dynamic stimulus. J. Phys. Chem. B 111, 1343-1347(2007)

의료용 선형 가속기 시설 해체를 위한 중성자속 분포 계산

정진영, 황주호, 김정훈*
경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 서천동 1번지
*부산가톨릭대학교, 부산시 금정구 부곡 3동 9번지
jinyoung@khu.ac.kr

1. 서론

의료용 선형 가속기는 방사선치료의 목적으로 사용되며 치료에 필요한 선량을 최대한 조사하되 병리적 부위가 아닌 신체의 조사는 최소화 하도록 설계 된다. 국내에서 사용되는 의료용 선형가속기는 1970년대부터 도입되어 현재에는 100여대이상이 사용되고 있다. 대부분의 의료용 선형가속기는 1~24 MeV 범위내의 primary electron energy를 가진다. 이때 x-선의 에너지가 10 MeV 이상이 되는 경우에는 광핵반응에 의하여 중성자가 발생된다. 발생된 중성자는 의료용 선형 가속기 시설내의 주요 기구 및 차폐벽의 원소들과 반응하여 방사화 시키게 된다. 이는 시설이 가동되는 기간 동안 누적되어 시설의 해체시 방사성동위원소의 오염을 염두해 두어야 함을 의미한다. 그러므로 시설의 해체전 선형가속기 운용에 따라 발생되는 방사화량을 계산하여 처리, 처분의 방법 및 작업자의 피폭량을 계산하여야 한다.
본 연구에서는 중성자의 발생과 방사화되는 물질을 정의하기 위한 기초 연구로서, 몬테칼로 방법론의 코드인 MCNPX(2.5.0)을 사용하여 광핵반응에 의한 중성자의 양을 모사하였다.

2. 본론

2.1 계산조건

중핵반응에 의한 중성자 발생을 예측하기 위해서 몬테칼로 방법론의 코드인 MCNPX(2.5.0) 코드를 사용하였다. 이를 위해 의료용 선형가속기 시설 내부의 주요 요소를 파악하고 Geometry를 구성하였다. 주요 구성요소는 표 1.과 같다. 각각의 주요 구성 요소는 텅스텐과 구리 및 베릴륨이 사용되었다.

표 1. 의료용 선형가속기의 Geometry 구성

Component	Distance from Target	Material
X-ray Target 6 MeV	0	Tungsten(W) 0.0889 cm
		Copper (Cu) 0.15748 cm
Primary collimator	1.6 cm	Tungsten(W) 6 cm thick
Vacuum window	9 cm	Berylium(Be) 0.0254 cm
Flattening filter	10.45 cm	Copper(Cu) with 19 layers
Secondary collimator jaws Upper Y-jaws/Lower X-jaws	28 cm	Tungsten(W) 7.8 cm
	36.7 cm	Tungsten(W) 7.8 cm
Multi-leaf collimator	47.8 cm	Tungsten(W) 6.5 cm thick 40 leaves (width= 0.25525 cm)

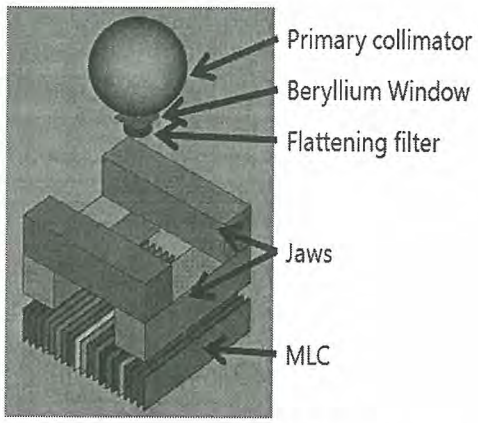


그림 1. 의료용 선형가속기의 Geometry 구성

시설의 차폐는 콘크리트 벽으로 밀도는 2.26 g/cm^3 의 콘크리트를 사용하였다. 구성원소 및 구조는 다음의 그림 2.와 같다.
모사에 사용된 전자선의 에너지는 10, 15, 20, 24 MeV를 사용하였다. 이는 국내에서 의료용 치료목적으로 사용되는 선형가속기의 주요 장치의 에너지이며, 중핵반응이 발생되지 않은 6 MeV이하의 장치는 제외하였다. 이를 통하여 발생되는 x-선 및 중성자선을 MCNPX code를 이용하여 계산하였다.

Element	Concrete (2.26 g/cm^3)	Concrete (3.35 g/cm^3)
H	0.55%	0.36%
C	--	--
O	49.57%	31.14%
Na	1.70%	--
K	1.91%	4.75%
Mg	0.26%	0.12%
Al	4.55%	0.42%
Si	31.36%	1.05%
S	0.13%	10.8%
Ca	8.26%	5.02%
Fe	1.23%	--
Ba	--	46.30%

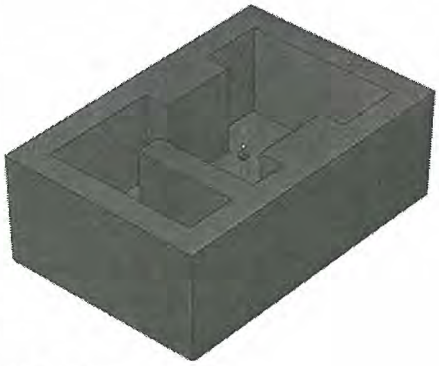


그림 2. 차폐벽의 콘크리트 구성원소 및 Geometry 구조

2.2 계산결과

계산 결과는 다음의 표 2.와 같다. 모든 에너지에서 구리 타겟이 중성자의 영향이 가장 높은 것으로 나타났다. 이는 구리타겟에서 x-선이 발생되기 때문이며, 발생된 x-선이 중핵반응으로 중성자를 생성하기 때문이다. 차폐벽에 있어서는 바닥에 해당하는 shield wall 10에서 가장 높은 중성자속을 나타냈다.

표 2. 전자 1개당 발생되는 시설 주요 요소의 중성자속 분포

	10 MeV	15 MeV	20 MeV	24 MeV
target w	4.248.E-10	3.053.E-08	1.525.E-07	2.604.E-07
source housing	7.679.E-12	5.405.E-10	2.714.E-09	4.841.E-09
flattening filter	4.720.E-12	3.769.E-10	1.902.E-09	3.207.E-09
target cu	1.279.E-09	9.473.E-08	4.511.E-07	7.817.E-07
void window	2.781.E-10	2.302.E-08	1.095.E-07	1.905.E-07
void window	2.327.E-10	1.549.E-08	7.458.E-08	1.261.E-07
jow y1	3.610.E-14	3.654.E-12	1.918.E-11	3.341.E-11
jow y2	6.526.E-14	3.921.E-12	1.939.E-11	3.308.E-11
jow x1	3.628.E-14	2.377.E-12	1.135.E-11	1.957.E-11
jow x2	2.259.E-14	2.342.E-12	1.189.E-11	2.095.E-11
MLC	2.948.E-13	3.263.E-11	1.703.E-10	2.908.E-10
shield wall 1	5.716.E-15	3.975.E-13	1.883.E-12	3.348.E-12
shield wall 2	6.708.E-16	5.251.E-14	2.574.E-13	4.492.E-13
shield wall 3	3.426.E-15	1.948.E-13	9.096.E-13	1.601.E-12
shield wall 4	2.634.E-15	1.455.E-13	6.940.E-13	1.208.E-12
shield wall 5	1.284.E-14	7.381.E-13	3.510.E-12	6.179.E-12
shield wall 6	6.965.E-16	7.049.E-14	3.328.E-13	5.862.E-13
shield wall 7	4.251.E-15	2.824.E-13	1.332.E-12	2.353.E-12
shield wall 8	1.807.E-14	1.083.E-12	5.238.E-12	9.190.E-12
shield wall 9	1.814.E-14	1.120.E-12	5.288.E-12	9.335.E-12
shield wall 10	3.721.E-14	2.597.E-12	1.270.E-11	2.227.E-11

3. 결론

본 연구는 의료용 선형가속기 시설의 중성자속 분포를 계산하였다. 시설내의 기구물의 방사화를 정량적, 정성적 파악을 위한 기초연구단계로서 선형가속기 가동시 시설내의 중성자속분포를 계산하였다. 본 연구에서는 몬테칼로 방법론의 검증된 코드인 MCNPX(ver.2.5.0) 코드를 이용하여 중성자속을 계산하였다. 시설내의 구성요소인 가속장치 및 차폐물의 중성자속을 계산 비교한 결과, 중성자속이 가장 높은 곳은 가속장치의 구리타겟으로 1.28e-9#/eV, 가장 낮은 곳은 출입구쪽 차폐벽으로 6.96e-16#/eV로 나타났다. 본 연구의 결과는 물질의 방사화 계산 코드인 오리겐 코드의 기초자료로 사용된다.

참고문헌

1. 이정옥 외 2명,"24 MV 의료용 선형가속기의 중성자 발생에 관한 연구",의학물리학회 제 16 권 제 2 호 2005
2. Frank Verhaegen and Jan Seuntjens, "Monte Carlo modelling of external radiotherapy photon beams" Phy. Med. Biol, 48, R107-R164, 2003

핵연료주기 시설에서의 핵물질 자체방호성 평가

고원일, 고번성, 장홍래, 이용덕, 이광석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
nwiko@kaeri.re.kr

1. 서론

핵물질의 자체방호성(self-protection)은 핵확산저항성 평가에 있어서 가장 중요한 요건중의 하나이다. 핵물질의 고유 방사선량은 전용자의 인체에 심각한 영향을 주기기 때문에 전용자가 IAEA 혹은 시설 운영자의 인지없이 물리적으로 핵물질을 훔치는 행위를 방해하기 때문이다. 그림 1은 방사선량과 인체의 영향관계를 나타낸 것이다. 약 250rem/hr 이상에서는 2시간내에 구토증상이 발생하며 30일내에 50%가 사망하는 것으로 알려져 있다[1].

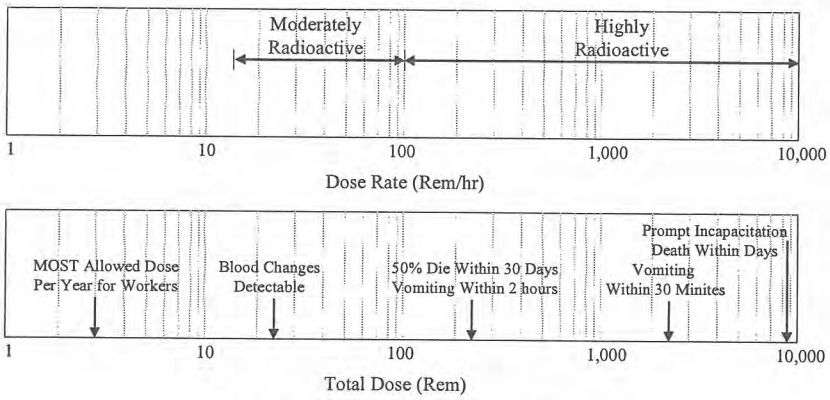


그림 1. 방사선량과 인체영향과의 관계

IAEA는 상기한 방사선의 인체영향과 핵물질을 훔치는데 걸리는 시간을 고려하여 핵물질의 자체방호성의 기준을 정하였는데, 전용 핵물질의 중간부분에서 1m 떨어진 거리에서의 선량이 100rem/hr이상이어야 한다고 규정하고 있다[2]. 또한, DOE에서는 전용 핵물질의 중간부분에서 1m 떨어진 거리에서의 선량이 15rem/hr 이상인 경우 전용의 위험의 중대한 감소(significant reduction), 그리고 100rem/hr인 경우 전용 자체를 배제시킬 수 있다고 기술하고 있다[3].

2. 방사선량 계산을 위한 가정

여러 가지 핵연료주기 시설에서 가장 민감한 시설은 플루토늄을 포함하고 있는 사용후핵연료 처리시설이다. 이러한 시설에는 파이로 건식처리시설, 듀픽핵연료 제조시설, 습식재처리시설, MOX 제조시설 등이 있다. 또한, 이 시설들은 중량계수(bulk-handling) 시설이기 때문에 IAEA 안전조치 관점에서 매우 중요하게 다뤄지고 있다. 본 연구에서는 파이로 건식처리시설에서 금속전환 잉곳과 전해제련을 통하여 나오는 TRU 금속잉곳을 평가대상으로 선정하였다. 파이로 핵물질의 선량을 타 핵연료주기와 비교하기 위하여 듀픽핵연료 제조시설에서의 듀픽핵연료 다발, 습식재처리시설에서의 PuO_2 파우더, 신MOX 핵연료, 그리고 PWR 사용후핵연료 집합체 및 CANDU 사용후핵연료 다발을 선정하여 비교하였다. 그림 2는 본 연구에서 선량을 평가하기 위한 기하학적 구조와 적용된 source 밀도를 나타내고 있다.

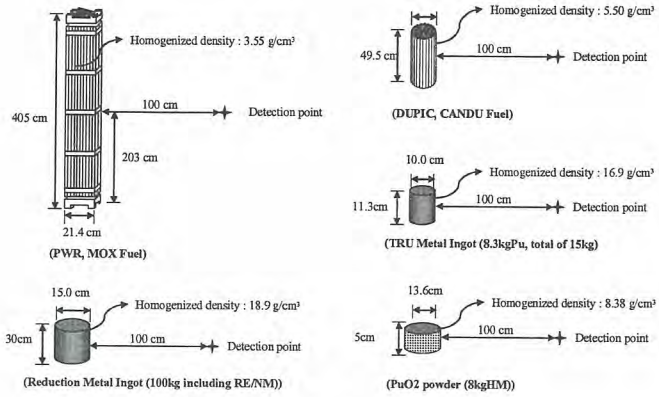


그림 2. 선량계산을 위한 기하학적 구조

3. 자체방호성 평가 결과 및 토론

선량 평가를 위하여 Microshiled 7.0 버전을 이용하였다. 중성자에 기인한 선량은 미미하기 때문에 감마선량만 고려하였다. 그림 3은 여러 가지 핵물질에서의 방사선량 평가결과를 나타내고 있다. PWR 사용후핵연료의 경우 IAEA 기준치를 훨신 초과하는 1,140 rem/hr를 나타내고 있으나, 신듀픽핵연료와 CANDU 사용후핵연료에서는 기준치를 만족하지 못하는 것으로 나타났다. 한편, 습식재처리시설의 PuO_2와 MOX 제조시설에서 나오는 신MOX 핵연료의 경우는 선량이 매우 미미한 것으로 나타나고 있다. 한편, 파이로 시설에서는 TRU 잉곳의 경우 기준치(100 rem/hr)를 만족하나,금속전환잉곳은 약 15rem/hr를 보이는 것으로 나타났다.

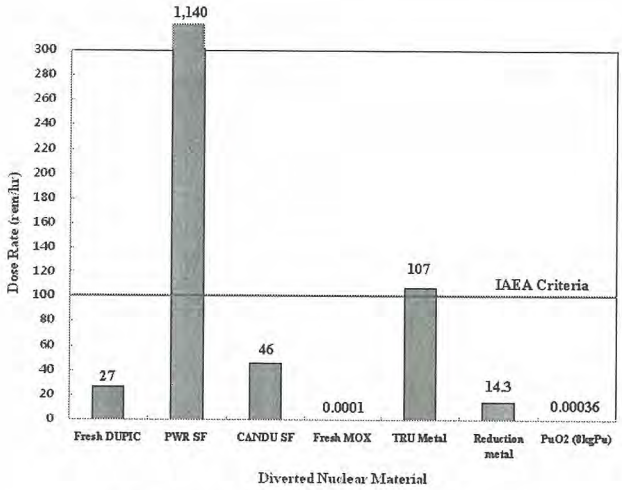


그림 3. 다양한 핵물질에서의 선량평가 결과

[1] W.I.Ko et. al., "Proliferation Resistance of the Lithium Reduction Process", Proceedings of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, Kwangju, Korea, May 2002
[2] IAEA, The Physical Protection of Nuclear Material. INFCIRC/Rev.3 (1993)
[3] US DOE, Guide for the Implementation of DOE Order 5633.3b, Control and Accountability of Nuclear Materials.

고리 제1발전소 FDT 슬러지 제거작업 방사선안전관리

이세엽, 김동균, **박상희**, 박동원, 이현철
(주)한국원자력엔지니어링
E-mail: equuspark@lycos.co.kr

중심어 (keyword) : FDT, Man-way, Aux Sump

1. 서론

원자력발전소 1차측에는 계통별 여러종류의 저장탱크가 설치되어 운영되고 있다. 그중에는 방사성물질들이 함유된 탱크들이 있는데 장기간 사용으로 인해 탱크내부에 슬러지가 침적되어 있다. 그중에서 고리2호기FDT(Floor Drain Tank), WHT(Waste Hold-up Tank), LHST(Laundry Hot Shower Tank)내의 방사성 함유 슬러지 제거 작업시 방사선안전관리 사례를 소개함으로서 이후 유사작업 수행시 작업자의 외부피폭 저감 및 내부피폭 방지에 도움이 되고자 한다. 이에 FDT, WHT, LHST등의 작업중에서 방사선량률이 가장 높고 작업의 난이성이 높은 FDT 슬러지 제거작업을 대표사례로 소개 한다.

2. 작업방법

가. 발전팀 운전원에게 연락해서 FDT 수위를 Man-Way 이하로 낮춘다.
나. FDT Man-Way를 개방한다.
다. 다이아프램 펌프로부터 연결된 흡입호스를 FDT 내부에 삽입한다.
라. Aux Sump에 걸름망을 설치한다.
마. FDT내부 흡입호스의 반대쪽 끝은 Aux Sump로 향한다.
바. 다이아프램 펌프를 기동시켜서 FDT 내부의 내용물을 Aux Sump로 이송한다.
사. 걸름망을 통과시켜 슬러지만 걸러낸다.

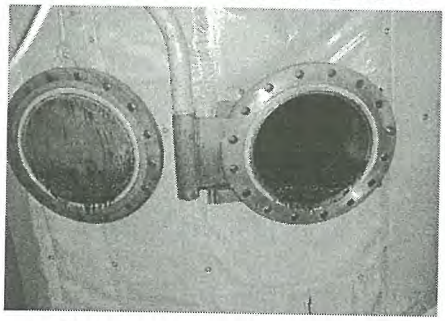


그림 1. FDT Man-Way 개방 완료

그림 2. FDT내부로 흡입호스 삽입

3. 방사선안전관리

가. 작업 전 조치사항

1) Pre Job Briefing
2) FDT 수위별 방사선량률 측정

(단위 : mSv/hr)

방사선량률 / FDT 수위	최대 방사선량률	공간 방사선량률
4 %	5.0	0.8
20 %	1.5	0.3
30 %	1.5	0.3

표 1. FDT 수위별 방사선량률

3) 작업장 공간선량률 감소 조치

○ FDT 하부 방사선차폐체 설치

납차폐체 설치시 피폭량 저감을 위해 반드시 탱크수위를 확인하여야 하며 탱크수위가 20% 이상이면 더 이상 수위를 올려도 방사선량률의 감소는 없으므로 탱크수위 20%이상을 유지한 상태에서 납차폐체를 설치한 후 작업을 수행하도록 하였다. (납차폐체 설치는 FDT수위 30%, Man-way 개방은 FDT수위 4%에서 수행했음)

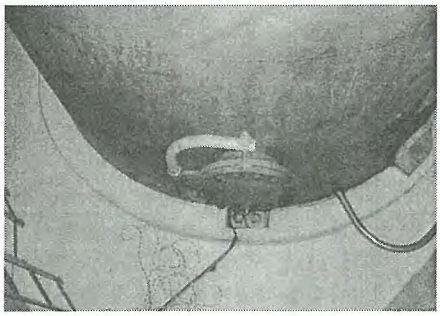


그림 3. FDT 차폐 전

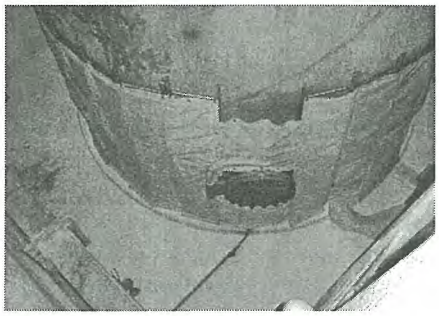


그림 4. FDT 차폐 후

(단위 : mSv/hr)

방사선량률 / 납차폐 전, 후	최대 방사선량률	공간 방사선량률
납차폐 전/후 (수위 30%)	1.5/1.0	0.3/0.2
납차폐 전/후 (수위 4%)	5.0 / 3.0	0.8 / 0.6

표 2. 납차폐체 설치 전, 후 방사선량률

4) 세부작업계획 수립 및 모의훈련 실시

나. 작업중 방사선안전관리

1) 작업 착수전 방사선(능) 및 공기오염도 측정

2) 작업자에게 적절한 방호장구류 착용

3) 작업장 주변 출입인원 통제

○ 보조작업자는 저선량지역 대기

4) 작업중 수시로 방사선(능) 오염검사 실시

다. 작업종료 후 작업자 오염검사 및 선량평가

4. 결론

고리 제1발전소 FDT 슬러지 제거작업 시 적절한 방호장구류 착용을 통해 신체오염 및 체내피폭은 발생하지 않았으며 FDT 하부에 납차폐체를 설치함으로서 작업장 방사선량률이 낮아져 작업자 피폭량 저감에 기여하였다. 그러나 아쉬운 점은 <그림. 2>에서 보듯이 슬러지 제거시 작업자가 흡입호스를 제어하기 위해서 Man-Way 입구에서 상주해야 하는 근본적인 문제점은 해결되지 않았다는 것이다. 이를 해결하기 위해서는 원격제어로 탱크내 슬러지를 제거할 수 있는 장비의 개발 등 작업자 보호를 위한 조치가 필요할 것으로 사료된다.

참고문헌

1. 방사선피폭최소화(ALARA)운영(표준기행절차서 방사선-01)

월성1호기 증기발생기 1차측 세정기술 경험을 통한 방사선안전관리 측면에서의 최적 관리기법

이경호, 홍용호, 김길권, 조천휘, 김성민*
(주) 액트, 대전광역시 유성구 관평동 한밭대학교 기술 상용화센터 3층
*한국수력원자력(주) 원자력발전기술원 대전시 유성구 금병로 508번지
khlee@actbest.com

1. 서론

CANDU형 증기발생기의 경우 냉각재 계통의 경년 열화에 따라 원자로 입구 모관의 온도 상승 및 모관간의 차압 감소 현상이 발생하여 ROP 정지 설정치의 감소 및 원자로 출력의 감발이 예상되고 있다. 원자로 입구 모관 온도 상승의 주된 원인은 원자로 출구 Feeder에서 떨어져 나온 산화철이 증기발생기 세관 내에 침착되어 열전달 능력을 감소시키는 현상에 의한 것으로 증기발생기 열전달 능력과 모관간 차압의 원상태 복구를 위한 방안으로 증기 발생기 1차측 세관의 세정 작업이 CANDU형 원자력발전소를 대상으로 크게 대두되고 있다. 이런 상황을 반영하여 국내의 경우 2003년 AECL 과 Flamatome ANP 에 의해 월성1호기 증기발생기 #1~#4 1차측 세관 13,261개를 세정하여 2,575kg(195g/세관) 의 산화철을 제거한 실적이 있다.

세정 작업의 경우 장비의 설치, 장비 운전, 장비 철거, 발생된 폐기물 드럼처리 작업, 장비 제염 작업 등은 고방사선을 발생하는 설비와 장비들을 대상으로 하는 작업으로서 각각의 작업 공정에서 작업자들은 많은 피폭을 받게 되며 세정 작업 결과 발생되는 산화철등은 고방사선량 폐기물로서 피폭 발생 및 폐기물 처리에 많은 어려움을 겪고 있어 최적화된 방사선안전관리 기법 도입으로 피폭 저감과 방사성폐기물 저감의 필요성이 크게 부각되고 있다.

2. 세정 작업 현황

증기발생기 1차측 세정은 주로 Siemmens 사에서 개발된 Vacublast 공법인 SIVABLAST 기술이 적용된다. 이 기술은 Steal Bead(크기 0.1~0.3mm) 가 장착된 철 산화물을 Blasting 하여 산화철을 세관 표면에서 떼어내는 기술로 본 장치는 금속입자 분사장치/원심분리기/설치 Robot/수거장치/제어반/공기 Ejector 등으로 구성된 설비를 사용한다.

국내에서 2003년(2003.2.3~2003.3.4) SIVABLAST 기술을 적용하여 월성 1호기 증기발생기 1차측 세관의 세정 작업을 수행하였으며 방사선 작업에 따른 총피폭량은 ADR 기준 142.39 Man-mSv 로 나타났고 각 작업 공정별 방사선조건과 피폭량은 표1에 표기하였다.

표 1. 증기발생기 1차측 세관 세정작업 방사선작업 현황(방사선피폭량은 ADR 기준)

작업 구분		방사선량률(mSv/h)		삼중수소농도 (DAC)	방사선피폭량 (Man-mSv)	비 고
		표면	1m 공간			
장비 이동 및 setup		2	0.01~2	7.04	4.13	2. 3~2. 7
장비 설치	S/G #1, 3	17	0.35~17	6.37	14.67	2. 5~2. 9
	S/G #2, 4	9	0.35~0.5	78.68	13.34	2.16~2.21
장비 운전	S/G #1, 3	7	0.17~1.5	4.76	25.64	2.10~2.14
	S/G #2, 4	9	0.6~1.5	22.0	28.56	2.17~2.21
장비 철거	S/G #1, 3	6.5	0.5~0.68	3.80	31.95	2.14~2.15
	S/G #2, 4	10	0.42~1	8.45	14.43	2.21~2.22
Waste Drum		1,000	0.05~400	-	-	생성 8Drum
장비 철수 및 제염		70	3~10	-	9.67	2.22~3. 4

증기발생기 세정 작업 동안 방사선안전관리 중점 관리 사항으로 작업시 방사선안전관리원의 전담배치, 작업장 고방사선량지역(RBU Tent 및 주변지역 등) 에 대한 납 차폐체 설치, 작업장 및 주변 지역 오염 확산 방지 조치, 작업자 피폭량 집중관리, 작업장내 불필요한 출입 및 체류 통제, 방사선 정보를 확인할 수 있도록 방사선 표지판 설치 및 운영 등이 있었으며 이런 적극적인 방사선안전관리 노력의 결과 ADR 선량 기준 142.39 Man-mSv 피폭량을 기록하였으며 이는 증기 발생기 Tube 검사 및 Plugging 작업시의 총 피폭량 500 Man-mSv(카나다 ISOE Report) 보다 낮은 피폭량을 나타내었다.

3. 결과 및 고찰

월성 1호기세정 작업 결과 전체 세관의 93%에 해당하는 13,261 세관에 대한 세정이 이루어 졌으며 입구 모관온도 감소는 1.52℃ 모관간 차압증가는 55Kpa, 산화철 제거는 총 2,575kg (세관당 194g) 의 결과를 얻을수 있었다. 이는 1차측 세정후에 약 3.7%~5.4% 의 ROP 정지 설정치의 개선 효과가 있었으며 이에 따라 출력 감발의 예방에 필요한 작업일을 알수가 있게 되었다.

그러나 방사선안전관리 측면에서 아래 문제점들이 검토 되었고 이것들은 차후 세정 작업 수행 이전에 심도있는 논의와 보완을 통하여 방사선안전관리 최적화 및 ALARA 목표 달성을 이루도록 해야 할 것이다.

표 2. 방사선안전관리 보완이 필요한 사항 및 개선안

보완이 필요한 사항	개선안
세정 작업시 발생하는 고방사능 입자에 의하여 작업자 신체 오염 발생이 많음	○ 장비 취급시 방사능 입자 비산을 방지 하도록 배기용 Suction 고정 설치 ○ 작업복 탈의시 절차 준수 및 전담 관리
Suction Head 제거 작업시 작업시간 지연으로 피폭증가	○ 효과적인 Mock-up 훈련을 통하여 숙련도 향상 ○ 숙련도 향상을 위한 체계적인 교육프로그램 개발
장비 이동 설치시 고방사능 입자 비산으로 주변 오염	○ 장비 취급시 방사능 입자 비산을 방지 하도록 배기용 Suction 고정 설치
RBU 및 주변 장치에서 발생되는 고 방사능 폐기물 처리의 어려움과 이에 수반되는 방사선피폭 증가	○ 폐기물 취급 tool 개발 ○ 차폐 가능 전용 보관 및 운반용기 개발
사용장비 제염에 많은 노력 필요	○ 작업전 장비 오염 방지 조치 방안 강구 및 적용

4. 결론

국내에서는 2003년도 SIVABLAST 기술을 적용하여 월성 1호기 증기발생기 1차측 세정작업을 수행하였다. 이를 통하여 증기발생기 열전달 능력 증가와 모관간 차압 회복의 효과를 얻을수 있었으나 방사선안전관리 측면에서 보완할 사항들이 검토 되었으며 보다 정밀한 방사선피폭 저감화 방안이 요구 되었다. 사전 작업자 모의훈련을 통한 시간 분배 계획 수립과 작업 숙련도 향상을 위한 프로그램 개발이 필수적이며 Robot 장비 및 Suction Head 탈 부착 작업시 배기용 Suction 장치를 보수적으로 운용하여 고방사능 입자의 비산 방지와 주변 오염 가능성을 최소화 하는것이 필요하다. 뿐만 아니라 고방사능 폐기물 이동 및 운반 보관시 많은 피폭이 유발되므로 폐기물 취급 tool 개발, 차폐 가능 전용 보관 및 운반용기 개발 등이 강구 되어져야 하며 보완된 최적 관리 기법은 모두 절차화 되어 향후 수행 되는 증기발생기 세관 세정 작업에 효과적으로 반영하여 방사선안전관리 최적화 및 ALARA 목표 달성을 이루도록 해야 할 것이다.

참고문헌

1. 2009년도 원자력안전 백서
2. 월성 1,2,3,4 호기 기술운영 절차서
3. AECL SIVABLAST 기술공정 흐름도
4. AECL CANDUclean 기술공정 흐름도
5. (주)ACT 자체보고서 (증기발생기 1차측 세정기술 개발)

Safeguardability of the Conceptually Designed Korea Advanced Pyroprocess Facility

H.L. Chang, H.S. Shin, H.D. Kim
Korea Atomic Energy Research Institute, 1045 Daeduk-daero, Yuseong-gu, Daejeon, Korea 305-353
hlchang@kaeri.re.kr

1. Introduction

The Korea Advanced Pyroprocess Facility (KAPF) is a conceptual facility for spent PWR fuel management in Korea. Its main function is to produce transuranic metal fuel for a sodium-cooled fast reactor by pyroprocessing spent PWR fuel, thereby reducing the volume of spent PWR fuel and eventually the burden of high level waste disposal. The design concept is to build a module with a throughput of 100 MTHM per year with 70% availability, equivalent to 256 full operating days per year. The standard 17x17 PWR spent fuel assemblies from the Yong-Gwang Units 1 & 2 with an initial enrichment of 4.5wt%, a minimum 10 years of cooling time, and a 45 GWD/MTU with 37.5 MW/MTU average power rate is used as the reference fuel.

2. Material Control and Accountability

Materials accounting is necessary to provide positive confirmation that all material has been properly handled in the KAPF. Therefore, source term analyses were performed to figure out an effective material accounting system, including the gamma, (α,n), spontaneous fission neutron spectra, and fission multiplicity distributions for the reference spent fuel and sample materials in the KAPF, which may be variable across the process. Calculations showed that a curium balance methodology based on neutron coincidence counting is the most feasible nondestructive assay (NDA) for plutonium-bearing material in the KAPF, while NDA based on gamma spectra is the most appropriate for the U-metal product. Fig 1 shows proposed mass balance areas in a pilot-scale KAPF.

3. Safeguardability Assessment

Because nuclear materials processed in the KAPF are contained in many types and forms of matrix, material accountability requires that the material contents of all flows entering and exiting the MBAs and the quantities of nuclear material in the ending inventory be known. The MUF (Material Unaccounted For) is defined as the difference between the measured inventory and what is expected to be in the inventory based on the previous inventory and measured flows into and out of the process. The facility MUF for a given material balance period is a measure of the performance of the facility with respect to its control of the nuclear materials involved. The MUF, as verified by inspection or, alternately, as adjusted on the basis of inspection results, is the key index of performance used by the IAEA in its quantitative assessment of facility performance. Because measurement errors will occur, the actual amount of material measured will differ somewhat from the true value, creating a non-zero MUF. The probability of detecting the loss of a given quantity of material depends upon the uncertainty associated with the determination of the MUF. Achieving the IAEA's goal for Pu, to detect a loss of one significant quantity (SQ)of Pu with 95% detection probability and a 5% false alarm probability, it is required that σ_{MUF} must satisfy $\sigma_{MUF} \leq 8/3.3 = 2.424kg$ for one-sided testing. The one-sided testing means that the facility tests for loss and not for gain of Pu, so the statistical testing is one-sided and the alarm limit is at $1.65\sigma_{MUF}$. The control limit of $1.65\sigma_{MUF}$ is such that an error means that the measured MUF has a 95% probability of being less than $1.65\sigma_{MUF}$, assuming that the true MUF is zero, that all materials have been measured and accounted for, and that all sources of error are used in determining the limit of error.

To investigate whether the safeguards system for the KAPF would meet the IAEA detection goal, the sigma-MUF value was evaluated based on a hypothetical operating scenario. The facility's material control and accountability methods propagate all measurement and sampling uncertainties to give a standard error. As shown in Table 1, the measurement methods used for the material accounting are assumed to have various uncertainties

based on the International Target Value (ITV) [1]. The measurement precisions and accuracies reflected in the table by the random and systematic uncertainties, respectively, are values that are expected to be achieved for the analysis of materials of nuclear grade in a hot-cell environment. They include the contributions of all uncertainties occurring after sampling.

With the measurement uncertainties of the safeguards approach and sampling procedures, the uncertainty of MUF (σ_{MUF}) was evaluated as follows:

$$\sigma^2_{ran}(MUF) = \sum_{k=1}^{K}\left[x^2_{kgpt}\left(\sigma^2_{rg..}/n_k m_k + \sigma^2_{r,p,.}/r_k m_k + \sigma^2_{r..t}/c_k n_k m_k\right)\right]$$

$$\sigma^2_{sys}(MUF) = \sum_{g}\left[\sum_{k=1}^{K} A_k x_{kgpt}\right]^2 \sigma^2_{sg..} + \sum_{p}\left[\sum_{k=1}^{K} A_k x_{kgpt}\right]^2 \sigma^2_{s,p.} + \sum_{t}\left[\sum_{k=1}^{K} A_k x_{kgpt}\right]^2 \sigma^2_{s..t}$$

$$\sigma^2_{MUF} = \sigma^2_{ran}(MUF) + \sigma^2_{sys}(MUF)$$

$$\sigma^{Pu}_{MUF} = 2.227 \text{ kg} < 2.424 \text{ kg (one - sided testing)}$$

$$\sigma^{U\cdot 235}_{MUF} = 21.22 \text{ kg} < 22.72 \text{ kg (one - sided testing)}$$

Table 1: Measurement Uncertainties for Material Accounting at the KAPF

Sample Matrix and Measurement Method	Uncertainty Component (% Rel. Std. Dev.)			
	Random	System	Sampling	Reference and Notes
DA : U-oxide Spent Fuel	0.2	0.2	0.4	• U & Pu in U-oxide powder by IDMS in hot cell
NDA-3 : Dirty U Powder	2.0	1.0		• Pu mass by HLNC for MOX fuel rod
NDA-1 : Dirty U/TRU Metal	2.0	1.0		• Pu mass by HLNC for MOX fuel rod
NDA-2 : Clean U Metal	8.0	4.0		• ^{235}U mass by AWCC for HEU Metal in hot cell
NDA-1 : Clean TRU Metal	4.0	1.5		• Pu mass by HLNC for FBR MOX in hot cell
NDA-1 : Dirty U/TRU Waste	10.0	5.0		• Pu mass by HLNC for MOX Scrap in hot cell
NDA-1 : Dirty U Waste	10.0	5.0		• ^{235}U mass by AWCC for HEU Metal in hot cell
NDA-1 : Dirty TRU Waste	10.0	5.0		• Pu mass by HLNC for MOX Scrap in hot cell
NDA-2 : Clean U Waste	10.0	5.0		• Pu mass by HLNC for MOX Scrap in hot cell
NDA-1 : Clean TRU Waste	8.0	4.0		• Pu mass by HLNC for FBR MOX in hot cell
Weighing	0.05	0.05		• Electronic Balance

This result suggests that the designed safeguards approach can meet typical IAEA detection goals for campaigns of one month or less for the KAPF with a 100 MTHM/yr throughput.

Since the systematic error of NDA-1 and NDA-2 are the main factors of error propagation in the sigma-MUF evaluations, sensitivity analyses for these systems were conducted for some error ranges. Fig 2 and Fig 3 show the results of sensitivity analyses for TRU and U-metal products, respectively. For the case of Pu MUF, a systematic error of 1.5% was assumed for a conservative situation of poor calibration without good reference TRU-metal samples. Since the gamma intensity of the TRU-metal would be much lower than the feed material, it is very feasible to achieve a good calibration curve with good reference metal samples. In that case, the systematic error of NDA-1 would be less than 1.0 %, and the material balance period could be extended to 2 months, as shown in Fig 2. Similarly, it is very feasible to achieve a systematic error of 2.0% for NDA-2, which is enough for 2 months of the MB period.

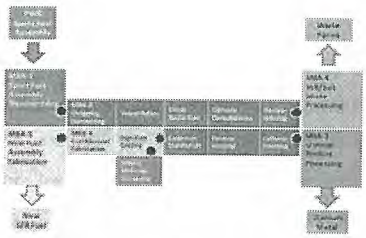


Fig. 1. Proposed mass balance areas in a pilot-scale KAPF

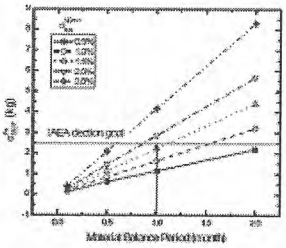


Fig. 2. Sensitivity of sigma-MUF(Pu) for NDA-1

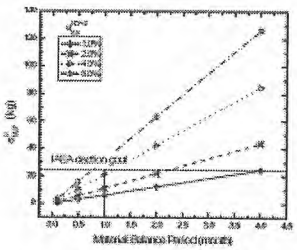


Fig. 3. Sensitivity of sigma-MUF(U) for NDA-2

REFERENCES

[1] H. Aigner et al., *International Target Values 2000 for Measurement Uncertainties in Safeguarding Nuclear Materials*, STR-327, International Atomic Energy Agency Publication STR-327, Vienna, IAEA, 2001.

제2분과

방사성폐기물 처리 (Oral)

빈 면

유-무기 이온교환제를 이용한 방사성 세탁폐액 내 방사성핵종의 처리

정인식, 신원식, 최상준
경북대학교, 대구광역시 북구 산격동 1370번지
sigi3737@knu.ac.kr

1. 서론

원자력 산업에서 근무하는 작업자의 작업복을 세탁하는 과정에서 발생되는 폐액 중에는 저농도의 방사성 핵종인 코발트-60, 스트론튬-90, 세슘-137이 함께 배출된다. 과거에는 방사성핵종을 처리하기 위해 증발법을 사용해 왔으나 최근에는 이온교환법에 관한 연구가 국내·외에서 활발히 진행되고 있다. 또한 비용절감과 처리된 흡착제로 인한 2차 폐기물의 부피를 줄이기위해 흡착제의 재이용기술에 대해서도 관심이 집중되고 있다. 무기 이온교환제는 방사성핵종에 대한 높은 선택성과 열에 대한 안전성으로 많이 사용되고 있으나, 물질의 비결정성과 물리적인 힘에 약한 특성때문에 칼럼실험에 대한 사용이 극히 제한되고 있다. 이에 무기 이온교환제를 유기물인 PAN(polyacrylonitrile) 지지체에 고정시킨 유-무기 이온교환제가 개발된바 있다(Moon et al., 2000). 본 연구에서는 방사성 핵종의 처리효율을 높이기 위해 코발트와 세슘에 높은 친화력을 가지고 있는 HMO(hydrous manganese oxide)와 KNiFC(potassiun nickel ferrocyanide)를 질량비 1:1로 PAN과 중합시킨 비드형태의 NM(KNiFC and HMO)-PAN을 합성하여 방사성 핵종에 대한 선택적인 흡착능력을 평가하였으며, 흡착-탈착 연속실험을 통해 흡착제의 재이용에 대한 연구를 수행하였다.

2. 실험방법 및 결과

본 연구에 사용된 NM-PAN은 1~2mm 크기의 비드형태로 사용하였으며, 흡착실험의 전처리 단계로 0.05M MES(2-[morpholino]ethanesilfonic acid) buffer로 수차례에 걸쳐 세척하여 흡착제의 pH를 5로 조절한 후 사용하였다. 흡착제의 양은 코발트와 스트론튬은 0.5g, 세슘은 0.2g으로 고정하였으며 방사성 핵종의 농도는 1~20mM로 제조하였다. 흡착실험은 15mL conical tube를 이용해 상온에서 200rpm으로 24시간 동안 교반하였다. 모든 실험은 회분식으로 진행되었으며, 흡착처리 후 상등액을 0.2㎛ Membrane Filter를 이용하여 여과시킨 후 ICP-OES(PerkinElmer, Optima 2100DV)로 분석하였다. 흡착실험 결과는 Langmuir model과 Freundlich model로 fitting 하였다. 재생실험은 20mM의 방사성 핵종 용액으로 수행하였으며, 탈착액은 1, 3, 5N HCl을 사용하였다. 흡착-탈착-흡착 연속실험은 3회 반복수행 하였다.

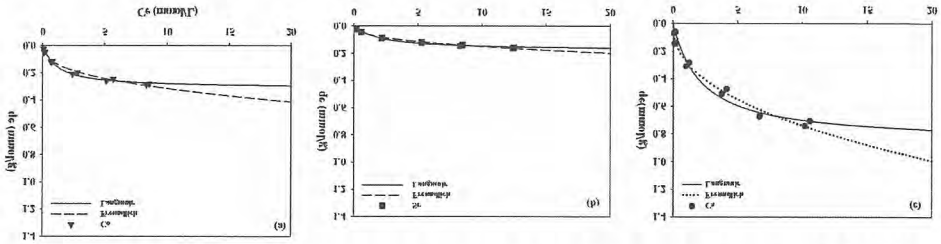


Fig. 1. Single-solute adsorption isotherm of (a)Co, (b)Sr, and (c)Cs onto NM-PAN

NM-PAN에 대한 코발트, 스트론튬, 세슘의 등온흡착 실험결과를 Langmuir 모델과 Freundlich 모델로 fitting한 결과를 Fig. 1과 Table 1에 나타내었다. Langmuir 모델로 fitting 하였을 때 코발트의 최대흡착량은 0.31mmol/g, 스트론튬의 최대흡착량은 0.18mmol/g, 세슘의 최대흡착량은 0.86mmol/g로 각각 나타났다. NM-PAN은 세슘에 대해 다른 핵종들보다 높은 흡착율을 보였는데, 이는 NM-PAN에서 KNiFC에 존재하는 칼륨이 세슘과 이온교환되어 나타난 결과로 판단된다. 또한 코발트는 HMO 내에 있는 망간과 치환되었다.

Table 1. The parameters of adsorption isotherm for Co, Sr, and Cs onto NM-PAN

	Langmuir			Freundlich		
	q (mmol/g)	b (L/mmol)	R^2	K_f[(mmol/g)/(mmol/L)$^{-N}$]	b (L/mmol)	R^2
Co^{2+}	0.3126 ± 0.0140	0.8679 ± 0.1432	0.9941	0.3126 ± 0.0140	0.8679 ± 0.1432	0.9939
Sr^{2+}	0.1773 ± 0.0077	0.5013 ± 0.0783	0.9954	0.1773 ± 0.0077	0.5013 ± 0.0783	0.9982
Cs^{+}	0.8556 ± 0.0694	0.4580 ± 0.1226	0.9881	0.8556 ± 0.0694	0.4580 ± 0.1226	0.9937

탈착액 1N HCl를 사용하여 흡착-탈착-재흡착 실험을 3회 반복수행한 결과, 코발트, 스트론튬, 세슘의 재흡착율은 45%, 59%, 38%로 나타났으며, 3N HCl의 경우, 27%, 35%, 17%였으며 5N HCl의 경우에는 24%, 32%, 7%를 보였다. 탈착액인 HCl의 농도가 높아질수록 흡착-탈착 반복횟수가 늘어날수록 NM-PAN의 재흡착 능력은 점점 감소하는 것으로 나타났다. 이는 탈착과정에서 고농도의 HCl로 인해 흡착제의 구조가 파괴되어 흡착능력이 감소한 것으로 판단된다(Jeon and Park, 2007).

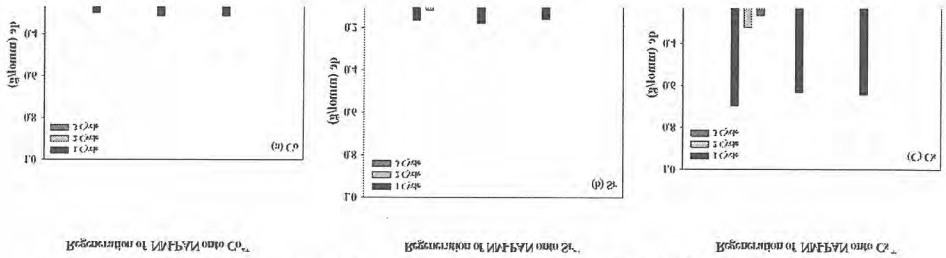


Fig. 2. Regeneration of NM-PAN using 1N, 3N, 5N HCl

3. 결론

Co, Sr, Cs의 흡착에 있어 NM-PAN은 무기 이온교환제인 KNiFC의 칼륨이 세슘과 이온교환 되어 세슘에 대한 선택성이 높게 나타났다. 흡착제의 재생실험결과 탈착액 1N, 3N, 5N HCl에 대해 세 핵종 모두 낮은 재흡착율을 나타내었으며 흡착율을 높이기 위해서 보다 낮은 농도의 HCl을 사용하거나 다른 종류의 탈착액을 이용한 추가 재생실험이 필요하다고 판단된다.

참고문헌

[1] Gadde, R. R. and Laitine, H. A (1974): Studies of heavy metal adsorption by hydrous iron and manganese oxides, J. Anal. Chem., 46, 2022-2026.

[2] Mimura, H (1997). Chemical and thermal stability of potassium nickel hexacyanoferrate(Ⅱ), J. Nucl. Sci. Technol, 34, 582-587.

[3] J-K. Moon, K-W. Kim, C-H. Jung, Y-G. Shul, and E-H, Lee (2000): Preparation of organic-inorganic composite adsorbent beads for removal of radionuclides and heavy metal ions, J. Radio. Nucl. Chem. 246, 299-307.

[4] C. Jeon and K-H. Park (2007): Desorption and regeneration characteristics of heavy metals adsorbed onto magnetically modified alginic acid, J. Ind. Eng. Chem. 13, 669-673.

사사

본 연구는 한국연구재단(교육과학기술부)의 원자력연구개발사업 고유강점기술육성의 일환으로 수행되었습니다(M20706000036-07M0600-03610). 또한 이 논문은 2009년도 환경부의 환경기술인력양성지원사업으로 지원되었습니다.

^{131}I 추적자를 이용한 모사시료 내 표준^{129}I에 대한 회수율의 주기적 검증

최계천, 송병철, 연제원, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
nkcchoi@kaeri.re.kr

1. 서론

저준위 ^{129}I 시료를 분리하고 정량하는 방법에는 여러 가지 기술이 적용될 수 있다. 특히 극미량의 ^{129}I를 정량하기 위해서는 복잡한 화학적 분리방법을 이용하여, 공존하는 다른 방해 핵종들로부터 분리 정제해야 하기 때문에 전처리 과정을 통한 요오드의 분리공정이 선행되어야 한다. ^{129}I를 분리하고 회수하는 공정에는 시료의 유형에 따라 흡착, 휘발, 산화 등에 의한 이유로 분리 및 회수단계에서 많은 손실이 예상되므로, 각 단계별로 요오드 회수율을 결정하여 보정해 줄 필요가 있다. 또한 다양한 유형의 시료에 포함되어 있는 요오드를 정량하기 위하여 시료의 특성과 유사하게 모사된 시료를 이용하여 표준 ^{129}I의 회수율을 주기적으로 시험하여 보정해 주어야 한다.

본 실험에서는 시료의 전처리 단계에서 ^{131}I를 이용하여 각 단계별 요오드 회수율을 측정하였으며, 표준 ^{129}I의 분리 및 회수, 측정에 이르는 전 과정에서 회수율을 주기적으로 검증하여 분석방법에 대한 신뢰도를 확보하였다.

2. 본론

2.1 ^{131}I 추적자를 이용한 각 단계별 요오드 회수율 보정

산성매질에서 용해된 시료 중의 I^-는 용해과정 중에 IO_3^-로 대부분 산화 되고 이것을 환원제를 첨가하여 I_2로 환원시킨 후 비극성 용매인 사염화탄소로 추출하였다. 추출단계에서 회수율을 검증하기 위하여 추출 전 ^{131}I 추적자를 첨가한 후 추출 전 후의 ^{131}I를 측정하였다. 2회 추출하여 합산하여 계산한 결과 83.6 %(RSD,3.6%)의 회수율을 나타내었다. 추출된 I_2를 I 로 역추출하기 위하여 유기층의 일부를 취하여 0.1M $NaHSO_3$를 가하여 역추출 단계에서의 회수율을 측정한 결과 89.4% (RSD, 1.7%)의 회수율을 나타내었다.

2.2 ^{129}I 의 β emitter 측정시 ^{3}H의 영향

^{129}I의 방사능 측정 시 방사성 시료 중에 쉽게 존재할 수 있는 ^{3}H 의 β선이 ^{129}I의 β선 측정에 미치는 영향을 조사하였다. 표준 ^{3}H와 ^{129}I를 각각의 vial에 넣고 매질 내 ^{3}H를 증발건고 후 재용 해 시킨 것과 증발건고 과정을 거치지 않고 측정한 결과와 비교하였다. 시료의 전처리 과정 없이 측정한 결과 ^{129}I의 회수율은 35%를 나타내었다. ^{129}I 4.36 Bq/^{129}I과 50 Bq/^{129}I의 ^{3}H를 함께 첨가한 후 증발건고 시키고 재용해한 후 측정한 결과 4.38 Bq/^{129}I의 방사능이 검출되었으며 용액중의 ^{129}I의 회수율은 99%이상을 나타내었다.

2.3 표준 ^{129}I에 대한 회수율의 주기적 검증

방사성폐기물의 종류에 따라 시료의 전처리방법을 각각 다르게 적용하게 된다. 각각의 시료를 전처리할 때 첨가된 표준 ^{129}I의 회수율을 측정하여 얻어진 결과들을 시험횟수 대비 회수율의 경향을 나타내었다. 시험회수가 증가함에 따라 회수율도 증가함을 나타났으나 상대적 편차는 초기상태보다 비교적 크게 나타났다.

3. 고찰

다양한 시료 중에 함유된 요오드를 분석하고자 할 때 신뢰도를 확보하기 위하여 표준 ^{129}I 에 대한 회수율을 주기적으로 검증 하였다. 시료 중에 함유되어 있는 요오드의 분리를 위하여 각 단계별 회수율을 추적자를 이용하여 측정하였다. 추출단계에서의 회수율은 83.6 %(RSD,3.6%), 역추출단계에서 추출율은 89.4 %(RSD, 1.7%)의 회수율을 나타내었다. ^{129}I의 방사능 측정 시 방사성시료 중에 존재하고 있는 ^{3}H의 β emitter가 ^{129}I의 β선 측정에 미치는 영향을 조사하였고, 50 Bq/ml의 ^{3}H는 영향을 미치지 않았다. 표준 ^{129}I에 대한 회수율의 주기적 검증에서 회수율은 평균 64~76% (n=97) 범위였다.

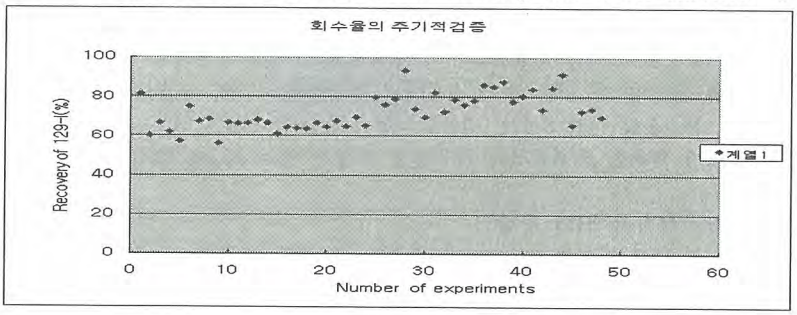
Table 1. Recovery of iodine in simulated waste sample by extraction with CCl_4

Amount of ^{131}I CPS/mL					
Calcul^{131}I	1st. Ext	Yield(%)	2nd. EXT	Yield (%)	Total(%)
31,5	25.3	80.3	1.8	5.7	86.0
	24.2	76.8	2.5	7.9	84.7
	20.8	66.0	3.9	12.3	78.3
	24.9	79.0	2.0	6.3	85.3
				Ave.(RSD)	83.6(3.6)

Table 2. Analytical results of iodine in simulated sample on the back extraction with 0.1 M $NaHSO_3$

Amount of ^{131}I CPS/mL		
Estimated	Measured	Recovery, (%)
28.7	29.6	88.5
	25.8	90.2
	25.0	87.6
	26.2	91.4
	Total recovery(%)	89.4 (RSD,1.7)

Table 3. The periodic verification for the recovery rate of the standard ^{129}I



참고문헌

1. N. Boukis and E. Henrich, Radio Chimica Acta, **54**, 103-108 (1991).
2. N. Boukis and E. Henrich, Radio Chimica Acta, **55**, 37-42 (1991).
4. N. Lavi, Journal of Radioanalytical Chemistry, **20**, 41-49 (1974).
5. D. M. lvak, LA. Waldman, "Iodine and Cesium in oxide fuel pellets and Zircaloy-4 cladding of irradiated fuel rods", (LWBR Development Program) WAPD-TM-1394, (1979)

핵융합로 발생 금속폐기물 내 삼중수소 분석기술

안홍주, 박종호, 송병철, 연제원, 손세철, 지광용, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
ahjoo@kaeri.re.kr

1. 서론

ITER는 핵융합의 과학적 및 기술적 개발 가능성을 모색하고자 유럽연합, 중국, 인도, 일본, 러시아, 미국 및 한국이 주축을 이룬 국제 공동연구개발 기구로써, 2018년 첫 시험가동을 목적으로 관련연구가 활발하게 수행되고 있다. 또한 ITER는 핵융합로 가동을 위한 기술개발뿐만 아니라 향후 발생될 폐기물 처리/처분 연구도 병행하여 추진 중에 있으며, 이에 따라 ITER는 핵융합 가동시 설비에 잔유물로 존재할 것으로 예측되는 H-3 핵종 정량기술에 대한 화학적 분석방법 또는 비파괴적 방법을 현재 모색 중에 있다. ITER에서 발생 예정인 Type B 금속 방사성폐기물은 Divertor Cassette Body, Blank Modules, TBM Port plug, Torus Cryopump 등이며, 삼중수소는 10^7 Bq/g의 농도가 표면으로부터 1 mm 이내에 분포하는 것으로 알려져 있다. 이들 Type B 금속 폐기물은 핵융합로 유지보수를 위하여 일정기간 간격으로 주기적으로 발생되며, 발생된 폐기물은 hot cell facility (HCF) 시설로 이동하여 일정크기로 절단후 향후 처분장으로 이송될 예정이다.

금속폐기물 내 삼중수소 분석은 파괴적 또는 비파괴적 방법들이 소개되고 있다. 비파괴적 방법은 주로 photo luminescence 기술을 이용한 것으로 radiography(RG), β-ray induced X-ray spectroscopy (BIXS) 및 radioluminography (RLG) 등이 소개되고 있으며, 파괴적 방법으로는 산용액에서 침출 및 용해 등을 통해 분석하는 electrochemical layer-by-layer etching (ELLE), Heating method (HF), Chemical acid disoolution (CAD) 등의 방법이 소개되고 있다. 비파괴적 방법은 화학적 전처리 없이 직접 측정하는 방식으로, 측정방법은 간단하지만, 금속표면 내 존재하는 총 방사능량이 측정되므로 삼중수소를 정량하기는 어렵다. 파괴적 방법은 삼중수소의 화학적 분리 및 포집 기술을 통하여 정량을 수행하므로 방법론적으로 분석이 까다로울 수 있다.

본 연구는 핵융합로에서 주원료로 이용될 삼중수소가 금속과 상호작용에 의하여 발생될 type B 금속폐기물에 대해 방사화학적 파괴분석방법을 적용하여 삼중수소 정량 가능성을 확인하였다. 특히, CAD 방법 및 HF 방법의 장단점을 실험적으로 비교 검토하여 최적의 분석방법을 도출하였다.

2. 실험 및 결과

핵융합로 발생 금속 폐기물 내 삼중수소의 최적 분석방법을 확립하기 위하여 CAD 및 HF 방법을 비교 검토하였다. CAD 방법은 증류장치에서 HTO 표준물을 이용하여 회수율 특성을 평가하였다. 방사성 표준물 삼중수소의 회수방법은 반응기인 3구 플라스크에 표준물 및 산화제(5 g $K_2S_2O_8$ + 0.5 g $AgNO_3$)를 첨가하고 3 N H_2SO_4 20 mL를 천천히 적가하였으며, (96 ~ 98) ℃에서 3시간 반응시켰다. 플라스크 내 용액은 증류를 통하여 funnel pressure equalizing에 포집하였고, 이중 5 mL 분취하여 14 mL의 ultima Gold XR cocktail(Packard)과 혼합후 LSC로 계측하였다. LSC 계측을 위한 삼중수소에 대한 quench correction 곡선은 quench level에 따른 계측 효율을 구하고자 73,059 Bq의 삼중수소 표준물(spec-check, Packard)을 vial에 취하였으며, ultima Gold XR 14 mL을 각각 10 mL씩 vial에 첨가하였다. Quenching agent로는 nitromethane을 사용하였다. 삼중수소는 (0 ~ 100) μL의 범위에 순차적으로 각 vial에 취하였다. Quench parameter로는 ^{133}Ba의 감마 방사능을 external quench standard monitoring 선원으로 사용하는quench indicator를 tSIE/AEC (transformed spectral index of external standard)의 mode로 고정하여 quenching correction 곡선을 작성하였다. 일반적으로 nitromethane의 첨가량이 증가하면 quench level이 증가하기 때문에 계측 효율은 낮아진다. 또한 tSIE에 따라 계측효율은 증가함을 보여주었고, nitromethane이 전혀 첨가되지 않은 quench set의 삼중수소는 43.0 %로 비교적 낮은 계측효율을 보여주었다.

HF방법은 환원 전기로에서 일정량의 질소를 충진하여 800 ℃에서 3시간 반응시켰다. 삼중수소는 증류장치를 통해 포집되었고, CAD와 같은 방법으로 LSC로 삼중수소 농도를 계측하였다.

삼중수소 표준물을 대상으로 비교한 결과는 Table 1에 나타내었다. Table 1에서 10 Bq 미만의 표준

물을 이용하여 회수율을 측정한 경우, CAD 및 HF 방법에서 그 회수율은 90 % 미만의 비교적 낮은 결과를 나타내었는데, 이는 장치 내부에 일부 흡착되어 전량 회수되지 못한 이유로 해석될 수 있다. 10 Bq의 표준물을 이용하였을 경우, CAD 및 HF 방법 모두 90 %의 높은 회수율을 보였지만, CAD 방법이 HF 방법보다 약 (7 ~ 8)% 높은 회수율을 보였다. 실제 원자력발전소에서 발생된 중저준위 방사성폐기물 중 고방사능 시료에 대해 상기 방법을 적용하였을 때, CAD 방법은 표준물과 동일한 회수율 결과를 얻었다. 그러나, HF 방법은 수천 %의 회수율을 얻었고, 상기 원인을 확인하고자 삼중수소 회수용액을 HPGe 감마분광기로 측정한 결과 다수의 휘발성 감마방출 핵종이 검출되었다. 따라서 Type B와 같이 높은 방사능을 보이는 폐기물은 시료전처리 등의 방법이 선행되는 CAD 방법이 적합한 것으로 사료된다.

Table 1. Recovery test of tritium STD using CAD and HF method

Before treatment (Bq)	After treatment			
	CAD method		HF method	
	Activity (Bq)	Recovery (%)	Activity (Bq)	Recovery (%)
1.22	0.96	78.7	0.77	63.1
2.44	2.03	83.2	1.96	80.3
12.19	11.96	98.1	-	-
36.52	37.67	103.1	-	-
435	429	98.6	395	90.8

3. 결론

본 연구에서는 Type B 금속 방사성폐기물에 대해 삼중수소 정량법을 개발하고자 파괴분석방법인 CAD 방법과 HF 방법을 표준물 및 원전 중저준위 방사성폐기물을 바탕으로 비교 평가하였다. 표준물을 이용한 비교평가 결과 회수율은 동등한 수준을 보였지만, 실제 폐기물을 적용하였을 경우, CAD 방법은 순수 삼중수소만 분리하는 반면, HF 방법은 휘발성 감마방출핵종이 혼합된 삼중수소가 분리되었다.

원자력연구소 내 가연성폐기물 방사선적 특성 분석

홍대석, 지영용, 강일식, 손종식, 김태국
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
dshong@kaeri.re.kr

1. 서 론

한국원자력연구원 방사성폐기물저장시설의 있는 중·저준위 방사성폐기물은 그림 1과 같이 가연성폐기물, 비가연성폐기물, 폐필터, 고화 폐기물, 폐수지, 환경정비폐기물, 고방사선폐기물, 규제해제 대상, 기타 등으로 구분하여 보관하고 있으며 이 중 가연성 폐기물은 전체 폐기물의 약 38% 정도가 되며[1] 2009년 3월말 기준으로 약 4,300여 드럼을 보관하고 있다. 원자력연구원에서 발생하는 방사성폐기물은 연간 약 520 드럼(200리터 드럼 기준) 정도가 되며 그림 2와 같이 가연성폐기물이 차지하는 비율은 약 40% ~ 62% 정도가 되었다.

본 연구에서는 이러한 가연성폐기물의 처리 및 처분을 위한 기본 연구로서 가연성 방사성폐기물에 포함된 핵종 및 방사능농도 등의 방사선적 특성분석을 수행하게 된다.

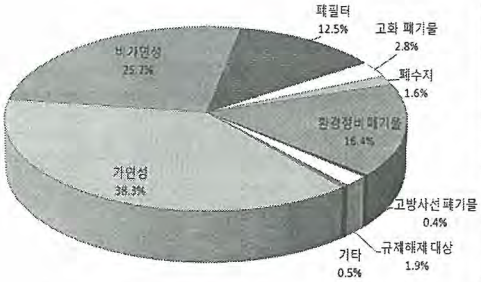


그림 1. 저장 중인 방사성폐기물의 분포

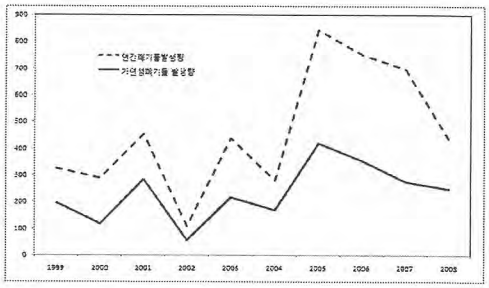


그림 2. 연간 가연성폐기물 발생경향

2. 가연성폐기물의 분류

원자력연구원에서 발생하는 방사성폐기물은 핵주기시설의 운영, 방사성동위원소 생산, 원자력 R&D 등의 과정에서 발생하는 것으로 시설별로 폐기물 내에 존재하는 핵종의 종류가 다양하게 된다. 따라서 관리시에도 하나로, 동위원소 생산시설, 조사재 시험시설, 조사후 시험시설, 방사성폐기물처리시설, 서울이전폐기물, 새빛연료동, 중수로사업부, 실험실 등으로 구분하여 관리한다. 또한 가연성폐기물은 표면방사선량률에 따라 저선량률 폐기물과 고선량률 폐기물로 구분할 수 있다. 본 연구의 방사선적 특성분석은 표면선량률이 2mSv/hr미만인 가연성폐기물을 대상으로 한다.

3. 분석절차

특성분석을 위하여 저장시설에 보관중인 가연성폐기물 중 표면선량률이 2mSv/hr미만인 폐기물을 선정하여 시료를 채취하였다. 시료는 200리터 드럼에서 드럼 내 폐기물의 특성을 반영할 수 있도록 임의의 지점에서 3개의 시료를 채취하였으며 채취된 시료는 HPGe γ spectrometer를 이용하여 분석하였다. 현재까지 90개 드럼에서 270개의 시료를 채취하여 분석하였다. 각 드럼을 대표할 수 있는 방사능농도는 3개 시료의 분석결과에 대한 평균값을 사용하였다.

4. 방사선적 특성

가. 방사성 핵종분포

저선량률 가연성폐기물에 분포하고 있는 주요 방사성핵종은 Co-60과 Cs-137로 분석 대상이 된 모든 시료에서 발견되었다. 이외에도 기타 핵종으로 Mn-54($T_{1/2}$=312.7일), Ho-166($T_{1/2}$=26.8시간), Ir-192($T_{1/2}$=74.0일), Ce-144($T_{1/2}$=284.3일), Ru-106($T_{1/2}$=368.2일), Sb-125($T_{1/2}$=2.8년), Cs-134($T_{1/2}$=2.1년), Eu-154($T_{1/2}$=8.8

년), Eu-155($T_{1/2}$=5.0년) 등의 단반감기 핵종이 측정되었으며 일부 시료에서 미량의 Am-241이 발견되기도 하였으며 우라늄핵종이 발견된 시료도 다수 있었다.

나. 방사능농도 분포

시료의 분석에 따른 저선량률 가연성폐기물의 방사능농도 분포는 그림 3과 같았다. 그림에서와 같이 대부분의 폐기물이 낮은 방사능 농도를 나타내었으며 0.1Bq/g이하의 방사능농도를 갖는 폐기물이 55.4% 정도가 되었으며 1.0 Bq/g이하의 방사능농도를 가지는 폐기물은 전체 분석 드럼의 88%가 되었다. 10.0 Bq/g을 초과하는 폐기물도 4.3%가 있는 것으로 평가되었는데 이러한 드럼에서는 최대 약 52Bq/g의 농도를 갖는 시료가 발견되기도 하였다.

다. 표면선량률 분포

표면선량률이 2mSv/hr미만인 저선량률 폐기물의 표면선량률 분포는 그림 4와 같았다. 그림에서와 같이 약 60%의 분석 드럼이 2μSv/hr의 표면선량률을 나타내고 있으며 0.02mSv/hr미만의 표면선량률을 나타내는 분석 드럼은 전체의 약 85%가 되었다.

그림 3. 방사능농도 분포

그림 4. 표면방사선량률 분포

5. 결론

가연성폐기물은 함유된 방사성핵종 및 방사능농도에 따라 처리방법으로서 저방사능농도인 경우에는 자체처분, 고방사능농도인 경우에는 소각 및 압축 등의 부피감용 후 영구처분을 고려할 수 있다. 본 연구에서 수행한 저선량률 가연성폐기물의 분석결과 약 88%의 폐기물의 1.0 Bq/g의 방사능농도를 가지고 있었으며 주요 핵종은 Co-60과 Cs-137이었다. 따라서 저선량률 가연성폐기물에 대한 처리 방법으로서 자체처분을 고려할 수 있으며 이를 위해서는 γ방출핵종 이외의 방사성핵종에 대한 추가 분석 및 자체처분으로 인한 방사선피폭선량의 평가등이 수반되어야 할 것이다. 또한 가연성폐기물은 그림 4와 같은 표면방사선량률 분포를 보이고 있으므로 이러한 자체처분을 통하여 상당량의 가연성폐기물을 영구처분 대상에서 제외할 수 있을 것으로 판단된다.

향후 저선량률 가연성폐기물에 대한 추가적인 특성분석 및 고선량률 가연성폐기물의 방사선적 특성분석을 통하여 가연성폐기물 전체에 대한 특성분석이 수행되어야 할 것이며 이를 바탕으로 가연성폐기물의 처리 및 처분방향을 제안할 수 있을 것이다.

참고문헌

1. 김태국 외, "방사성폐기물 처리시설 운영", KAERI/MR-489/2008, 2009

중준위 금속 방사성폐기물 처리를 위한 원격취급공정 개념연구

홍권표, 오완호, 홍대석, 지영용, 김태국, 류우석
한국원자력연구원, 대전 유성구 대덕대로 1045
kphong@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성폐기물의 분류하는데 있어 세계 여러나라 들은 각기 다른 분류방법을 쓰고 있는데, 우리나라 법령은 방사선 준위 및 열발생률에 따라 방사성폐기물을 고준위와 중저준위로 나눈다.[1] 우리나라의 이 같은 분류방법에 따르면 같은 중저준위 방사성폐기물이라 하더라도 방사선 준위가 아주 낮거나 높을 수가 있는데, 방사선 준위의 높고 낮음에 따라 취급방법이나 처리방법이 달라야 한다. 본 연구에서는 금속 방사성폐기물인 경우에, 방사능 준위가 높아 방사선 차폐를 하지 않고서는 접근하기 어려운 방사성 폐기물(본 연구에서는 편의상 중준위 방사성폐기물이라 부른다.)에 대해 이를 처리하기 위한 원격취급 공정 개념에 대해 기술하였다.

기본 가정으로는 한 변의 크기가 최대 3 m 정도이며 무게는 최대 약 30 톤이 되는 대형 금속폐기물을 처리대상으로 하였으며, 이를 처리하기 위한 공정으로는 반입 및 일시 저장, 절단, 방사성 기체의 제거, 폐기물 특성조사, 포장 및 임시저장, 처분장으로의 반출 등이다. 모든 공정을 핫셀(hot cell)[2]에서 원격으로 처리하는 것을 가정하였다. 이와 같은 가정은 유럽에 건설예정인 국제핵융합실험로(ITER)의 폐기물처리 핫셀에 적용하기 위함이다.

2. 본론

가. 처리공정

핵융합로의 운전 과정에서 부품의 교체 등으로 발생하는 중준위 방사성폐기물은 주로 금속재질이며, 이 금속폐기물은 처리와 저장을 위해 핫셀시설 지하층으로 반입된다. 핫셀시설 지하층에는 반입 핫셀, 절단 핫셀, 트리튬 제거 및 분석시편 채취 핫셀, 폐기물특성조사 핫셀, 포장 핫셀, 임시저장 핫셀이 있으며, 이들 핫셀의 총 내부 면적은 모두 약 770 m^2 이다. 이들 핫셀 시설 내에서 약 20년에 걸친 핵융합로의 가동기간 동안 1,200 여톤의 금속폐기물을 처리하는 것으로 계획하고 있다.

반입 및 적재

폐기물처리를 위해 반입되는 금속 폐기물은 대형이며, 주로 핵융합반응로인 토카막의 구조재이다. 이들 폐기물은 길이가 3.7 m 정도인 큰 바스켓에 담겨 적재되었다가 본격적인 처리를 위해 절단 핫셀로 이송된다.

절단

금속 방사성폐기물은 보통은 비압축성이므로 일반적으로 부피감용 공정은 필요 없다. 대신에 부피가 크므로 나중에 처분장으로 운송할 때 수송용기의 용량을 고려하여 이를 절단한 후 한 변의 길이가 1.4 m 정도인 작은 바스켓에 수용한다. 절단 방식은 밴드 쏘우(band saw) 방식과 레이저 절단 방식을 모두 고려하고 있다.

트리튬 제거 및 시편채취

절단되어 작은 바스켓에 담긴 금속폐기물은 내포되어 있는 트리튬을 제거하기 위해 트리튬 제거공정을 거치는데, 유도 가열식 오븐에 넣어 트리튬을 제거한다. 이 때 방출되는 트리튬은 별도의 포집장치를 통하여 처리한다. 또한 폐기물 내에 존재하는 트리튬의 재고량을 알기 위해 분석 시험용 시편을 채취하며, 분석시험편은 분석시험실로 이송된다.

폐기물특성조사

트리튬 제거가 끝나면 폐기물 특성조사를 위해 특성조사 핫셀로 옮겨진다. 특성조사 핫셀 내에는 감마선 검출기와 저울이 딸린 회전벤치로 구성되는 방사선측정 시스템이 있다. 감마선 검출기로서는 원격취급의 편리를 위해 CZT 검출기를 사용한다.

포장

포장은 그 내부의 방사성폐기물이 밖으로 나오지 못하도록 하는 것이 일차적인 목적이다. 포장용기는 현재로서는 스테인레스스틸 재질의 박스형 포장용기를 고려하고 있으나, 내용물인 금속 폐기물로부터

방사성 파편 또는 부스러기가 유출될 가능성이 적고, 핫셀 내부의 제염설비가 충분히 갖추어질 경우에는 박스형 포장을 생략하는 것도 고려 중이다.

박스형 포장을 하는 경우에도 용접 등 특별한 밀봉조치는 필요 없다. 박스로부터 유출될 가능성이 큰 것이 트리튬 개스인데 이는 트리튬 제거설비로 오염을 방지할 수 있다고 판단된다.

임시저장

포장을 끝낸 금속폐기물은 핵융합로 수명이 다 할 때까지 핫셀시설 내에 저장해 두는 개념이므로 최장 20년간 임시저장 하였다가 처분장 또는 중간 저장시설로 보내지게 된다.

반출

대략 1.4 m 입방체인 폐기물 포장용기를 수송하는 수송용기는 새로 설계/제작하여야 한다. 핫셀시설 내 반출구역에서 원격으로 수송용기에 옮겨 담아 외부로 반출하는 공정으로 되어 있다.

나. 원격취급 설비

위에서 기술한 중준위 방사성폐기물의 처리공정을 달성하기 위해서는 적합한 원격취급 시스템을 갖추어야 한다.[3] 사람의 접근이 배제된 채 모든 공정이 원격으로 이루어지고, 각종 원격장치의 유지관리도 원격으로 이루어지도록 하였다. 중준위 금속폐기물 처리공정에 필요한 원격취급 설비는 다음과 같다.

표 1. 원격취급설비의 종류 및 사양

품 목	수량 및 용량	용 도	비 고
크레인	4대(30톤 1대, 20톤 3대)	30 톤 : 큰 바스켓의 운반용 20 톤 : 작은 바스켓 운반 및 트롤리 보수시 운반용	
트롤리	3대(30톤 1대, 20톤 2대)	30 톤 : 큰 바스켓의 운반용 20 톤 : 작은 바스켓 및 공정장치 운반용	
동력 원격조종기	3대(용량 미정)	공정장치 운전 및 유지보수용 (작동범위는 핫셀 내부의 전 영역)	

핫셀 내부의 모든 공정장치는 고장시에 원격으로 수리가 가능하도록 모듈식으로 제작될 것이며, 핫셀 내부 크레인 및 트롤리의 경우에는 규모가 크고 원격취급 기본설비이므로 제염실을 경유하여 유지보수실에서 수리하는 개념으로 하였다.

3. 결론

국제핵융합로에서 발생되는 대형이면서 중량물인 중준위 방사성폐기물을 효과적으로 처리, 관리하는 공정을 연구하였다. 모든 공정이 원격으로 수행되도록 하였으며 장치의 고장시에도 원격 유지보수가 가능하도록 개념을 구성하였다. 이를 위한 원격 취급설비로는 크레인 4대, 트롤리 3대, 동력원격조종기 3대를 사용하는 것으로 하였다. 국제핵융합실험로(ITER) 건설시에 토카막 건물에 인접하여 건설할 예정으로 있는 핫셀시설에서 우리의 연구결과가 적용될 수 있으리라 본다.

참고문헌

[1] WACID 인터넷 홈페이지 http://wacid.kins.re.kr, "세계 각국의 방사성폐기물 분류기준"

[2] 유재형, 홍권표, 이한수, "A Conceptual Design Study for a Spent Fuel Pyroprocessing Facility of a Demonstration Scale", 방사성폐기물학회지 6(3) p.233-244, Sept. 2008

[3] Design Guide for Radioactive Material Handling Facilities and Equipment, [ISBN: 0-89448-554-7], ANS, 1988

디스크형 무기매질을 이용한 공용융염(LiCl-KCl)계에서 Cs 제거특성

박현혜, 박환서, 조인학, 김인태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1
cuocuo02@hanmail.net

1. 서론

산화물 핵연료내 U 및 TRU원소를 회수하는 국내 pyroprocess와 달리, 금속핵연료를 처리하는 경우에는 LiCl-KCl의 전해질을 사용하며, Cs, Sr 및 REE(희토류) 방사성 핵종을 모두 함유하는 금속염화물계 폐기물이 배출된다. 산화물 핵연료를 처리하는 경우에는, 전해환원공정에서 배출되는 LiCl 염내에 Cs 및 Sr이 주요 핵종으로 존재하며, 전해정련공정에서 배출되는 LiCl-KCl 공융염내에는 희토류 핵종들이 주로 존재한다. 반면, 금속연료를 전해정련공정만을 이용하여 처리할 경우, 배출되는 LiCl-KCl 공융염은 처리하기에 매우 다양한 핵종들이 존재하므로, 화학적 방법을 이용하여 이러한 종류의 방사성 폐기물을 처리할 경우에는 각각의 핵종에 적합한 분리매질을 적용하는 것이 바람직하다. 미국의 INL에서는 제올라이트-4A로 핵종을 occlusion 또는 ion-exchange에 의해 제거하는 방법을 제안하였으나, 다양한 핵종들에 대한 선택적 제거특성을 가지나, 제거용량이 매우 낮고, 폐기물내에 존재하는 핵종의 양은 상대적으로 높아 특정 원소에 대해서만 최종폐기물의 최소화를 위한 분리공정의 장점을 얻을 수 밖에 없다. 따라서 제거대상의 핵종농도를 고려하여 염내에서 효과적으로 핵종을 분리할 수 있는 기술개발이 필요하다. 본 연구에서는 공융염내 핵종을 제거하고자 제올라이트의 한 종류인 아날사임(analcime)을 수열합성법으로 제조하여 넓은 농도범위에서 제거용량을 확인하였으며, 시간에 따른 제거특성을 조사하였다.

2. 실험 및 결과

Cs 제거를 위한 Analcime은 aluminum sulfate, sodium silicate 그리고 tetraethanol amine 등을 혼합한 후 200℃에서 24시간동안 수열합성하여 제조하였다. 650℃에서 열처리한 후에 분말상을 이용하여 평형실험을 수행하였으며, 분말상의 analcime을 sodium silicate를 이용하여 5mm에서 20mm의 디스크형태의 입상을 제조하여 Cs제거에 대한 동적특성을 조사하였다. 평형실험은 LiCl-KCl 공융염 200g에 CsCl 농도를 0.5wt%에서 10.0wt%까지 변화시켜 450℃에서 녹인 후, 분말상 아날사임을 10g을 투입하여 24시간 경과후 5~10g의 시료를 채취하여 Cs의 농도를 분석하였으며, 동일한 조건으로 펠렛을 이용하여 20분~24시간 동안 3~5g의 시료를 채취하여 시간에 따른 Cs의 농도를 분석하였다. 실험종료 후 아날사임은 XRD를 이용하여 상의 변화를 확인하였다.

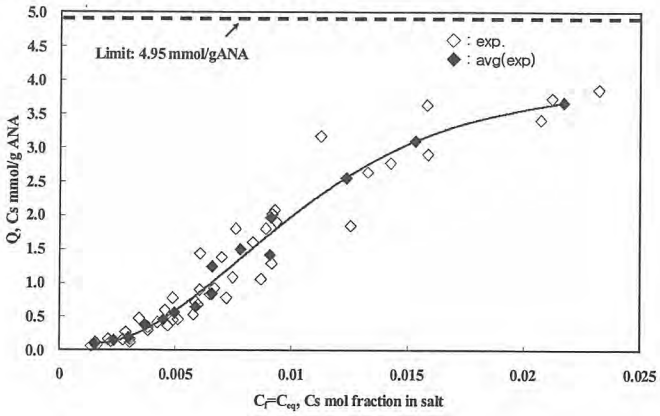


Fig. 1. LiCl-KCl-CsCl (0.5~10wt%CsCl)에서 분말형 아날사임의 Cs 제거 평형특성

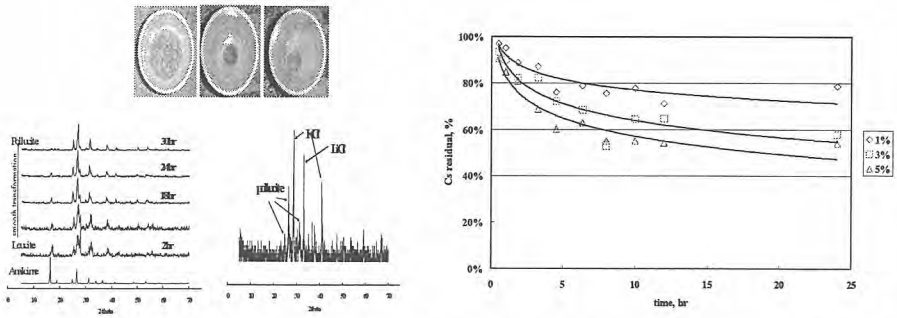


Fig. 2. 디스크형 아날사임 사진과 시간에 따른 아날사임의 상변화(좌) 및 시간에 따른 Cs의 제거특성

그림 1은 아날사임의 Cs에 대한 평형실험결과를 농도에 따라 나타낸 것이며, 그림 2는 펠렛형 아날사임을 제조하여 용융염상에서의 안정성평가와 CsCl의 농도에 따른 아날사임의 상거동을 나타낸 것이다. 그림 2에서 보는 것처럼, 아날사임은 농도에 따라 루사이트($K_{16}Al_{16}Si_{32}O_{96}$)와 폴루사이트($Cs_{16}Al_{16}Si_{32}O_{96}$)로 변화되며, 용융염상에서 이러한 상변화에서도 디스크형태가 안정적으로 유지됨을 확인할 수 있었다. 아날사임이 루사이트에서 폴루사이트로 변화시, Cs의 이론적 최대제거용량은 4.95mmol/g으로서, Cs의 평형농도가 약 0.025에서 약 4.0mmol/g의 제거용량을 나타내었으며, 이는 폴루사이트내 알칼리 금속의 약 80%가 Cs로 치환되어 있음을 의미한다. 아날사임이 Cs를 제거하여 폴루사이트로 전환되는 것은 분리공정 잔류폐기물을 고화하여 최종처분하는 관점에서는 Cs의 고정화를 위한 host matrix를 고려하지 않고 고형화(solidification)하여 최종처분할 수 있음을 의미한다.

그림 2의 우측은 디스크형의 아날사임을 이용하여 시간에 따른 Cs의 제거특성실험결과를 나타낸 것으로, 사용한 아날사임과 공용융염의 무게비는 0.1로 하였으며, 24시간동안 측정하였다. 그림에서 보는 것처럼, 일반적인 이온교환 또는 흡착제의 특성과 달리 농도가 높을 수록, 제거율은 보다 높은 것을 확인할 수 있었으며, 이는 루사이트와 폴루사이트간 상변화에 의한 제거메커니즘의 변화에 기인되는 것으로 판단된다. 24시간이내에 주어진 디스크형의 아날사임은 주어진 농도에서 평형제거용량에 접근하며, 농도에 따라 제거율은 30~50%임을 확인하였다. 따라서, 90%이상의 제거율을 달성하기위해서는 많은 양의 아날사임을 부가하거나, column형태의 제거시스템이 필요함을 알 수 있다.

3. 결론

본 연구에서는 공융염내 제거대상의 핵종농도를 고려하여 selective reaction을 이용한 방법으로 공융염내 Cs에 대한 분리매질로 아날사임을 선정하여 공융염내 핵종의 평형 및 동적 제거특성을 살펴보았다. Cs는 ANA와 반응하여 수화학적으로 안정한 pollucite 형태로 전환되어 제거되며, 고농도에서 보다 높은 제거효율을 보였다. 용융염내 핵종을 농축할 수 있는 결정화기술과 아날사임의 제거특성을 결합하여 적용할 경우, 공용융염의 재활용, 핵종제거 및 잔존폐기물의 고화의 관점에서 아날사임은 매우 효과적인 후보물질로 고려될 수 있다.

폴리머고화설비 성능 평가

민병돈, 김은영, 박정수
한국전력기술(주), 경기도 용인시 기흥구 용구대로 257
byungdon@kopec.co.kr

1. 서론

신고리 원전 3,4호기에서는 액체방사성폐기물계통의 성능향상, 고체방사성폐기물 발생량 저감, 운전원 피폭감소 및 방사능의 환경 방출을 최소화하기 위해 액체방사성폐기물계통의 주처리설비로 역삼투압설비(Reverse Osmosis (R/O) System)를 적용하게 되었다. 그러나, 역삼투압설비 운영으로 인해 R/O 농축폐액(R/O Concentrate)이 발생하게 되므로 이를 국내 폐기물처분요건에 적합한 형태로 고형화 할 수 있는 고화처리설비의 도입이 요구되었다. 이에 신고리 원전 3,4호기에는 액체방사성폐기물계통의 역삼투압설비에서 발생된 농축폐액을 국내 폐기물 인도규정 및 처분기준에 적합한 형태로 고형화 할 수 있는 설비로 폴리머고화설비를 채택하게 되었다. 따라서, 본 논문은 국내 신고리 원전 3,4호기에 도입되는 폴리머고화설비에 대한 성능 평가방안 및 기본 설비사양을 제시하도록 한다.

2. 폴리머고화설비 설계요건

신고리 원전 3,4호기의 폴리머고화설비는 역삼투압설비 (Reverse Osmosis System)에서 발생한 농축폐액을 농축폐액처리설비를 통해 건조처리한 뒤 고화처리한다. 폴리머고화설비는 농축폐액처리설비에서 발생하는 하루 200 gallon의 농축폐기물을 처리할 수 있도록 하루 55 gallon drum 4개 분량의 농축폐기물을 처리할 수 있어야 하며, 고화처리된 폐기물은 10 CFR 61 "Licensing Requirements for Land Disposal of Radioactive Waste", Section 61.56, Waste Characteristics 요건을 만족하여야 한다. 또한, 동 처리설비는 폐필터카트리지 및 폐역삼투압막 등으로 채워진 55 gallon 드럼을 고화처리 할 수 있도록 설계된다.

폴리머고화설비는 농축폐액건조폐기물 폴리머고화처리설비 (Dried Concentrate Polymer Solidification System) 및 폐기물드럼이송/취급설비 (Waste Drum Handling/Transfer System), 제어장치 등으로 구성되며, 드럼 Capping 및 이송은 모두 자동으로 이루어 질 수 있도록 설계된다. 동 설비는 방사성폐기물처리설비의 지하배치 개념에 따라 복합건물 Level 1(EL. 63'-0")에 설치되며, 농축폐액건조처리설비(CTS)에서 컨베이어를 이용하여 이송된 폐기물 드럼에 폴리머를 충진(약 드럼의 90~95%)하여 고화처리 한다. 이 과정에서 Vacuum Pump를 이용하여 Internal을 통해 드럼내부에 진공을 유지시켜주며 외부로 배출되는 공기는 HEPA 필터를 통해 처리하게 된다. Line Static Mixer를 이용하여 폴리머를 혼합, 주입하며 과주입 방지를 위해 폴리머 주입펌프와 연계하도록 설계한다. 폴리머 고화정도는 Temperature Inspection Station에서 드럼 외부온도를 측정하여 알 수 있으며, 이후 Capping Station에서 드럼을 체결한다. 또한, 충진물, Seal, 개스킷 등 소모성 부품을 제외한 모든 장치는 최소 40년 수명을 유지할 수 있도록 설계된다.

폴리머고화설비의 공정 흐름도는 그림 1과 같으며, 설비의 주요 기술사양은 표 1과 같다.

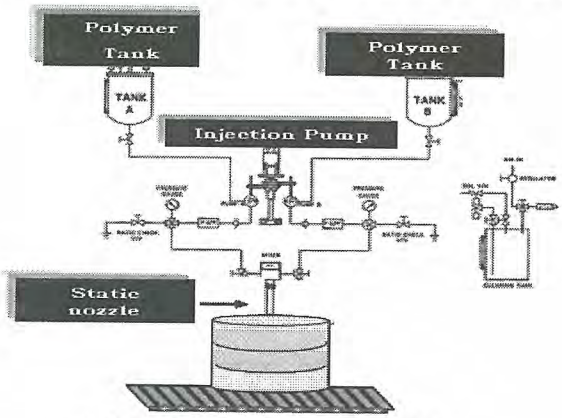


그림 1. 폴리머고화설비 공정 흐름도

표 1. 폴리머고화설비 주요 기술사양

기기 명	수량	중량(kg)	크기(m) (L x W x H)	기능
Solidification Agent Storage Rack & Pump Skid	1	180	2.1 x 1.1 x 2.3	폴리머 주입
Vacuum Pump Skid	1	250	2.29 x 1.91 x 2.59	진공형성
Fill Head	1	780	1.8 x 0.82 x 2	폴리머 주입
Drum Capper	1	300	5.5 x 1.14 x 1.14	드럼체결
Conveyor	1	2,775	15.3 x 11.7 x 0.6	드럼운송
Local Control Console (Comp. Bldg. EL.63′-0″)	1	270	1.8 x 1 x 1.45	현장운전
Radwaste Control RM HMI Station	1	18	0.28 x 0.5 x 0.25	운전제어

3. 폴리머 성능 평가

신고리 원전 3,4호기 폴리머고화설비는 폴리머를 이용한 특수도료 전문 생산업체인 (주)아해에서 공급되며, 현재 동 원전에 공급할 폴리머고화설비를 설계, 제작 중에 있다. 폴리머고화설비에 사용되는 폴리머는 (주)아해 생산의 Radsol 100, Radsol 200 등 2액형으로 구성되며 주요 사양은 표 2와 같다.

표 2. 폴리머 사양

폴리머 종류	Radsol 100	Radsol 200
용도	주제	보조첨가제
성분	에폭시 수지 (Epoxy Resin)	폴리아마이드 (Polyamide) 지방족 아민 (Aliphatic amine) 변성 폴리 아미도 아민 (Modified-Polyamido amine)

신고리 원전 3,4호기에 적용되는 폴리머고화설비는 국내에서 요구하는 방사성폐기물 인도규정 등 국내 처분장 안전성을 확보하기 위한 관련 원자력 법, 원자력법 시행규칙 및 교과부고시에 명시된 처분폐기물에 대한 처리요건을 만족하여야 한다. 따라서, 신고리 원전 3,4호기에서 사용될 폴리머 고화제의 성능 입증 및 평가를 위해서 국내 중저준위방사성폐기물처분시설의 안전성분석보고서 (Rev.1) 고화처리요건 및 미국 NRC에서 요구하는 폐기물 등급별 안정화요건 (Waste Form Technical Position, Rev.1)을 적용하여, 폴리머 고화체에 대한 성능평가 시험을 수행하였으며, 성능시험 항목 및 시험결과는 표 3과 같다.

표 3. 폴리머 성능시험 항목 및 결과

Test Item	Test Method	Acceptance Criteria	Test Results
Compressive Strength	KS F 2405	> 500 psi	7,483 psi
Radiation Stability	NRC Technical Position on Waste Form	> 500 psi 1×10^8 RADS (폐수지) 1×10^9 RADS (농축폐액)	6,860 psi
Leach Resistance	ANSI/ANS 16.1	> 6 (Leaching Index)	Co:12.9, Cs:12, Sr:14
Immersion	ANSI/ANS 16.1	> 500 psi	6,816 psi
Thermal Stability	ASTM B553	> 500 psi	5,743 psi
Biodegradation	ASTM G21	> 500 psi	3,205 psi

4. 결론

신고리 원전 3,4호기에 설치될 폴리머고화설비는 국내 중저준위방사성폐기물처분시설에서 요구하는 방사성폐기물 인도규정을 만족하도록 설계될 것이며, 구매자가 제시하는 고화설비의 기본 성능요건, 재질·제작요건, 연계설계요건, 전기·계측요건과 건설, 운전 및 보수성을 고려한 기기 배치요건 등을 만족하도록 설계하고 있다. 또한, 국내 최초로 관련 법규 및 코드에서 요구하는 폴리머 고화체에 대한 성능을 입증하기 위한 시험을 수행하였으며, 시험결과는 모두 허용기준을 만족하는 것으로 평가되었다. 폴리머고화설비는 2010년 상반기에 현장에 납품 및 설치될 예정이며, 이후 설비의 성능 및 안전성 확인을 위한 현장 성능시험이 수행될 계획이다.

5. 참고문헌

[1] System Description of Polymer Solidification System for SKN 3&4, (주)아해, 2009
[2] 시험절차서 Compressive Strength, Radiation Stability, Leach Resistance, Immersion, Thermal Stability, Biodegradation for SKN 3&4, (주)아해, 2009

제2분과

방사성폐기물 처리 (Poster)

빈 면

시멘트 고화체 중 Sr-90 분석을 위한 시료 전처리

표형열, 김영복, 최광순, 한선호, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
nhypyo@kari.re.kr

시멘트 고화체 중의 Sr-90 분석을 위한 시료 전처리 방법을 실험을 통하여 확립하였다. 시멘트 고화체 중의 Sr-90 과 같은 베타방출 핵종을 분석하기 위해서는 고화체 시료를 건조,분쇄, 산처리, Sr-90 분리 및 LSC 를 이용한 Sr-90의 방사능 측정을 해야 한다. 이를 위하여 인수 고화체 시료를 전 처리 하기 전, SRM 1887a portland cement 를 사용하여 여러 산 처리 방법을 통하여 각 원소들의 회수율을 알아보았다.

SRM 시료를 통하여 얻은 조건을 참조하여 실제 고화체 시료 5g 씩 3회의 7개 시료들을 전 처리하여 ICP-AES 를 통하여 각 원소들의 회수율을 비교하였다.

또한, 전처리 후 Sr 분리에 Sr-resin (Eichrom)를 이용하기 위해서는 Sr-resin 사용 시 많은 영향을 주는 칼슘의 량을 미리 알아야 한다. 이를 위하여 시멘트 고화체 중 50% 가까이 함유되어 있는 칼슘 량을 반 정량적으로 알아내기 위한 방법을 확립하였다.

1. 전처리 방법

A) SRM (1887a) 5g을 취해서 250 mL 유리 비커에 담고서 질산 10mL / 염산 10mL를 첨가하고 70℃열판 위에서 3시간 가열 후 원심 분리하여 불용물질(주: SiO_2)를 제거한 다음 ICP-AES 를 측정하여 시료성분의 침출 율을 알아 본 결과 60% 정도를 유지하였다.

B) SRM (1887a) 5g을 취해서 250 mL 유리 비커에 담고서 질산 15mL / 염산 20mL를 첨가하고 70℃열판 위에서 3시간 가열 후 원심 분리하여 불용물질(주: SiO_2)를 제거한 다음 ICP-AES 를 측정하여 시료성분의 침출 율을 알아 본 결과 80% 이상이었다..

C) 실제 시멘트 시료 5g을 취해서 B) 방법으로 전처리 후 ICP-AES 로 성분을 측정하여 동일시료를 완전 용해하여 얻은 결과 와 비교하였다. (table. 1 참조)

Table 1. 침출율(%) 결과

	Ca	Al	Fe	Mg	Sr
A (SRM)	61.1	65.8	55.6	66.3	59.2
B (SRM)	81.8	84.9	80.6	86.6	87.2
C (시료)	78.6	81.8	85.0	86.2	-

D) 실제 고화체 시료 5g 씩 3회, 3개 시료들을 전 처리하여 ICP-AES 를 통하여 각 원소들의 회수율을 비교하였다. 그 결과 3개 시료들의 회수정도가 10% 미만의 차이를 보였다. (table. 2 참조)

Table 2. 시료의 침출비교 결과

	Ca (% ± RSD)	Fe (% ± RSD)	Mg (% ± RSD)	Sr (μg/g ± RSD)
A	16.4 ± 8.5	0.81 ± 11	1.06 ± 8.5	142 ± 8.5
B	18.6 ± 4.3	0.91 ± 6.6	0.77 ± 3.9	161 ± 6.1
C	19.7 ± 8.1	1.21 ± 8.3	1.73 ± 8.1	243 ± 7.0

2. 시멘트 침출용액 중의 칼슘 성분 반정량 방법

전처리 후 Sr 분리에 Sr-resin (Eichrom)를 이용하기 위해서는 Sr-resin 사용 시 Sr 흡착에 많은 영향을 주는 칼슘의 량을 미리 알아야 한다. 이를 위하여 시멘트 고화 체 중 50% 가까이 함유되어 있는 칼슘 량을 반 정량적으로 알아내기 위한 방법을 확립하였다.

그림 1과 같은 원심 분리관에 portland 시멘트와 같은 조성(5g 시료 / 침출액 40mL)의 Al, Fe, Mg, K를 넣고 Ca 량 만 10, 30, 50, 70, 100 mg 로 변화 시켜 넣고 증류수로 용량이 5 mL 되게 한 후 두 방울의 암모니아 용액을 점적하여 흔들어 pH를 8-9 정도로 유지하고 5mL 5% 암모니움 옥살산을 넣고 흔들고 원심분리하면 용액속의 칼슘의 량에 따라 아래 사진과 같은 침전물의 차이를 보인다. 이를 이용하여 고화체 시료 침출용액 중의 칼슘 량을 반정량하여 Sr 분리 시 필요한 Sr-resin 의 량을 추정할 수 있다.

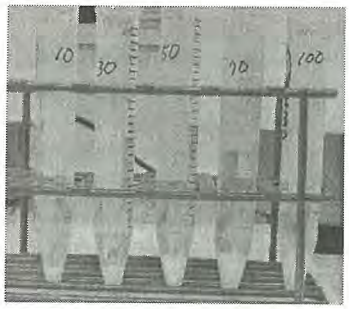


Figure 1. Ca 함량에 따른 침전물

3. 결 론

원자력 발전소에서 발생된 폐수지, 농축폐액, 등과 같은 방사성 폐기물을 고화시킨 시멘트 고화체 중의 Sr-90 분석을 위한 시료 전처리 방법 과 시멘트 고화체 침출액 중의 칼슘량을 반정량하여 Sr-resin을 사용하여 Sr-90 분리를 할 때 Sr-resin 사용량을 정하도록 하였다. 시멘트 고화체 내의 핵종 분석하기 위하여 산 침출법을 적용하였다. 산 침출 방법은 모의시료로 수회의 시행착오와 반복적인 실험으로 혼합산 비, 시료 량, 산 분해 온도조건 설정과 표준물을 이용한 회수율 확인으로 핵종분석을 위한 시료 전처리 방법을 확립하였고, 이를 실제 동종 시료에 적용하였다.

4. Reference

1. Alexandra Tsolakidou, Jaume Buxeda I Garrigos, Vassilis Kilikoglou, Analytica Chimica Acta 474 (2002) 177-188.
2. D.N. Papadopoulou, G.A. Zachariadis, A.N. Anthemidis, N.C. Tsirlganis, J.A. Stratis, Analytica Chemica Acta 505 (2004) 173-181.
3. Paul J. Lamothe, Terry L. Fries, and Jerry J. Consul, Anal. Chem., Vol. 54 (1986) 1881p.
4. A. Agazzi and C. Pirolab, Microchem. J., Vol. 67, (2000) 337p.
5. R. F. Crow, W. G. Hime and J. D. Connolly, PCA Res. Dev. Lab. 9, 60 (1967).
6. "Standard test methods for chemical analysis of hydraulic cement"ASTM C114-09 (2009)
7. "Sr-90 determination in water & milk samples" (Eichrom Europe, Lesley Robertson)

조사재시험시설 MUP 필터뱅크 현장 누설시험

백상열, 김기하, 송웅섭, 안상복, 류우석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
svbaek1@kaeri.re.kr

조사 핵연료 및 구조재료의 핫셀시험을 위한 조사재시험시설은 고방사능물질의 시험 및 취급과정에서 발생한 각종 방사성 물질에 오염된 공기를 정화하기 위한 특수 공기조화설비를 운영하고 있다. 시설의 배기 계통은 핫셀 계통 및 핫셀 이외의 계통으로 나눠지고 있다. 그 중 핫셀 구역 이외의 공기는 1차적으로 프리필터와 HEPA 필터로 구성된 AFU(Air Filtering Unit)로 정화하여 외부에 방출하는 MUP(Medium Under Pressure) 시스템을 채용하고 있다. 외부에 방출하는 배기의 오염을 최소화하기 위하여 설치된 AFU에 대한 풍량 측정 및 HEPA필터의 성능시험을 실시하였으며, 그 결과에 대하여 고찰하였다.

1. 배기계통 개요

조사재시험시설의 MUP 배기계통 AFU는 총 8대로 구성되어 있으며, 기술적인 주요사항은 다음과 같다.

- 공기정화량 : AFU 1대당 5,400 CMH으로 총 43,200 CMH
- MUP계통 AFU의 주요사양

  Filter housing size : 1536(L) × 750(W) × 1353(H) mm

  Filter Bank 1단 : 크기 610(L)× 610(W) × 50(H) mm의 수평배열 장착 전처리 필터 2개

  Filter Bank 2단 : 크기 610(L)× 610(W) × 292(H) mm의 수평배열 장착 HEPA 필터 2개, 최소 정화효율 99.97% at 0.3㎛ DOP

2. 풍량측정 및 조정

핫셀 이외의 사무실 및 기타 방사선구역의 배기를 위한 MUP 배기 팬은 정격 풍량이 22,500 CMH이며, 3대가 설치 되어있고, 그중 2대가 정상 가동되고, 1대는 예비용이다.

HEPA필터 누설시험 전에 각 필터뱅크별 풍량을 측정하고, 정격풍량(5,400 CMH)의 10% 내외로 조정을 하여, 필터 압력 등을 측정 하였으며 그 결과는 표 1과 같다.

표 1. 풍량 및 차압 측정 결과

MUP구역 (작업구역,서비스구역, 지하실 등) 필터 뱅크	풍량(CMH)		차압(mmAq.)		비고
	설계치	측정치	설계치	측정치	
M 31	5400	5184	50	24	
M 32	〃	5228	〃	26	
M 33	〃	5658	〃	26	
M 34	〃	5374	〃	26	
M 35	〃	5262	〃	25	
M 36	〃	5062	〃	25	
M 37	〃	5633	〃	26	
M 38	〃	5290	〃	25	

3. HEPA필터 누설시험

HEPA 필터 누설시험 기술기준인 "ASME N509-89: Nuclear Power Plant Air-cleaning Unit and Components," 및 "ASME N510-89: Testing of Nuclear Air-Cleaning System,"에 따라 개발된 자체 시험절차서에 의해 NUCON(Nuclear Consulting Service, Inc.)의 계측기(F-1000-DD) 교정을 실시하고, DOP 발생기를 시험에 이용하였다.

필터의 누설율은 상류측으로 유입되는 공기의 에어로졸 오염 농도와 하류측으로 배출되는 농도의 비율로서 아래의 식으로 계산하였으며, 그 결과는 표 2와 같다.

$$P = 100(C_d / C_u)$$

여기서, P : 누설율(%)
Cd : 하류측 에어로졸 농도
Cu : 상류측 에어로졸 농도

표 2. MUP뱅크 누설시험 결과

MUP구역 (작업구역,서비스구역, 지하실 등) 필터 뱅크	DOP TEST 기준값	DOP TEST 측정값	비고
M 31	< 0.05%	0.02	
M 32	"	0.03	
M 33	"	0.03	
M 34	"	0.03	
M 35	"	0.02	
M 36	"	0.03	
M 37	"	0.04	
M 38	"	0.04	

4. 결과 및 고찰

조사재시험시설 사무실, 작업구역, 서비스구역, 지하구역 등에 대한 MUP 배기계통의 풍량측정시험 및 HEPA필터 누설시험을 실시하였다.

풍량 및 필터 차압 측정 결과 표 1 에서와 같이 정격 풍량(5,400 CMH)의 10% 내외로 나왔으며, HEPA필터 차압도 교체 압력인 50 mmAq. 이내로 측정되었다.

HEPA필터 누설시험에서 누설율은 표 2 에서와 같이 기준값(< 0.05%) 이하인 0.02 ~ 0.04% 로서 만족되었다.

원자력시설의 필터장치는 작업자의 안전과 대기오염 방지를 위하여 철저한 성능시험이 요구되는 바, 본 논문에서 개발한 기술은 필터장치의 유지에 기여할 것이다.

회분화 실험을 통한 목재 폐기물 소각 시 질량감량계수 산출

윤기훈, 박현균, 신진성, 송정호, 박승현, 이상미, 이영배*, 설증군*, 류재봉*
케이엔디티앤아이, 서울특별시 구로구 구로동 197-5번지 삼성 IT밸리 806호
한전원자력연료*, 대전광역시 유성구 대덕대로 1047번지
kihoon98@kndt.co.kr

1. 서 론

원자력시설의 운영 또는 재건축이나 용도변경 등이 이루어짐에 따라 방사성 물질로 오염이 되어있는 목재 폐기물이 다량으로 발생되며, 이들을 규제해제 하는 경우, 경제적 측면 때문에 목재 폐기물을 재활용하기보다는 소각 후 매립처분하는 것이 선호된다. 폐기물 소각 처분에 따른 방사학적인 영향 평가를 위해서는 소각 이전 방사능 농도는 물론 소각재의 단위 질량 당 방사능(Bq/g) 산출 또한 필요하며, 특히 비휘발성 방사성핵종이 함유되어있는 방사성 폐기물이 소각되는 경우, 폐기물의 질량은 감량되나 방사성핵종은 소각재에 대부분이 잔류하게 되므로 소각재의 단위 질량 당 방사능(Bq/g)은 소각 전 폐기물의 단위 질량 당 방사능에 비하여 크게 증가한다. 따라서, 소각재의 단위 질량 당 방사능을 계산하기 위해서는 목재 폐기물이 소각되면서 어느 정도까지 질량감량이 이루어지는지, 질량감량계수(MRF)를 파악하는 것이 매우 중요하다.

국내외 몇몇 문헌들에서 폐기물 소각 시 질량감량계수에 대하여 기술하고는 있으나 정량적인 값을 제시하지 못하고 있다. 폐기물의 종별과 소각운전조건에 따라 질량감량계수가 상이해지는 특성 때문에 폐기물종별에 따른 구체적인 질량감량계수를 제시하는 것이 어렵기 때문이다. 특히 목재 소각에 따른 질량감량자료는 매우 부족한 실정이다.

본 연구에서는 목재 소각시의 질량감량계수를 산출하기 위해 인위적으로 우라늄 물질에 의하여 오염된 목재시료를 회분화하여 회분 전후의 질량을 비교하였으며, 목재시료와 회분재의 우라늄 농도를 ICP-MS로 분석/비교하여 회분 시 질량감량에 따른 방사성물질의 농축효과를 알아보았다.

2. 본 론

2.1 회분화 대상 목재 시료의 선정

일반 건설현장 등에서 산업폐기물로 발생되는 목재 폐기물은 원목과 합판, MDF 등이 주를 이루며, 원자력시설에서 발생되는 목재 폐기물 또한 이와 유사하다. 따라서, 본 연구에 사용할 시료로 원목과 합판, MDF의 혼합물을 선정하였다.

2.2 목재 시료의 오염원 및 오염 특성

시료로 사용된 목재는 인위적으로 우라늄에 의하여 오염되어 있는 상태이며, 오염원인 우라늄 화합물은 휘발성 물질이 아닌 입자상으로 존재하기 때문에 소각 시 기체와 함께 대기 중으로 확산될 가능성이 희박하다. 목재폐기물 소각 시 우라늄은 대부분이 소각재와 함께 잔류되며, 이로 인해 소각 후 소각재의 질량 당 방사능 농도(Bq/g)는 소각 전 목재와 비교하여 증가하는 경향을 보인다.

2.3 목재시료의 회분화 실험 및 결과

회분화실험은 산림청고시 2009-2호 "목재펠릿 품질규격"에 기술되어 있는 목재 펠릿의 회분화 방법에 따라 수행되었다. 목재 폐기물을 전기대패를 사용하여 그림 1과 같이 톱밥으로 잘게 분쇄한 후 150ml용량의 도가니에 그림 2와 같이 담아 목재의 무게를 측정한 뒤, 이를 550℃이상의 회화로에서 150분 이상 회분화 시킨다. 회분화가 완료된 시료는 도가니 상태로 5~10분간 대기중에서 방치한 후, 흡습제가 없는 데시케이터에서 상온까지 냉각한 뒤 무게를 측정하였다.

본 실험에서는, 150ml용량의 도가니를 기준으로 총 38개의 도가니, 총 718.74g의 목재 시료에 대하여 회분화 실험을 수행하였으며, 그 결과 159.32g의 회분재를 얻었다. 회분율은 각각의 도가니에 따라 최소 14.30%에서 최대 33.44%이고, 회분화 실험에 따른 평균 회분율은 22.17%이며, 평균회분율에서 유도된 목재의 질량감량계수는 4.51이다.

이처럼 목재의 소각 시 소각재의 무게는 소각 전 목재 무게의 1/4.51로 감량되며, 이에 따른 소각재의 단위질량 당 방사능(Bq/g)은 소각 전 목재에 비하여 4.51배 증가하게 된다.

2.4 목재시료 및 회분재의 ICP-MS 우라늄 분석

목재의 소각 시 질량감량에 따른 방사능 농축현상을 확인하기 위해 회분화 이전 목재 내의 우라늄(U-238)의 함량과 회분화 후 얻어진 회분재 내에 함유되어 있는 우라늄(U-238)의 함량을 ICP-MS를 사용하여 각각 분석한 후 그 결과를 비교하였다.

ICP-MS를 이용하여 목재 폐기물과 회분재의 우라늄 농도를 분석한 결과는 표 2와 같다. 회분화 후 회분재의 U-238함량은 100ppm으로, 회분화 이전 목재 시료의 U-238함량인 20~60ppm에 비하여 2~5배 정도 높은 결과를 보였으며, 이 결과는 회분화 실험에서 구한 질량감량계수를 통해 추정된 방사능 농축효과(4.51배)의 범위를 포함한다. 이러한 현상은 회분화로 인하여 목재의 질량감량이 이루어진 반면 목재에 함유되어있던 우라늄은 회분재에 그대로 잔류하기 때문이다.

3. 결 론

본 연구에서는 인위적으로 우라늄에 의하여 오염되어있는 목재 폐기물의 회분화 실증 실험을 통하여 목재 소각 시 질량감량계수를 산출하였다. 또한, ICP-MS를 이용하여 목재와 회분재에 함유되어 있는 우라늄(U-238)의 함량을 분석/비교하여, 회분화 시 매질의 질량감량으로 인한 방사능 농축현상을 확인하였다.

본 회분화 실험을 통해 구해진 질량감량계수의 적용으로 인하여, 방사성물질로 오염된 목재 폐기물의 규제해제에 따른 소각처분 수행 시 인간 및 환경이 받는 방사학적인 영향을 보다 정확하게 평가할 수 있을 것으로 기대된다.


그림 1. 목재 분쇄물 시료


그림 2. 도가니 장입 모습


그림 3. 회화로 가동 모습


그림 4. 회분화 후 모습

표 1. 회분화 실험 결과

회분화 전 목재 무게	회분화 후 회분재의 무게	회분율	비고
718.74g	159.32g	22.17%	(질량감량비 4.51)

표 2. 목재 분쇄물 및 회분재의 U-238의 함량 비교 (ICP-MS 측정)

	목재 분쇄물 #1	목재 분쇄물 #2	목재 분쇄물 #3	회분재	비고
U-238 함량	20ppm	60ppm	40ppm	100ppm	

참고문헌

1. 산림청고시 2009-2호 "목재펠릿 품질규격"
2. 한국원자력안전기술원, "방사성폐기물 규제해제 요건 개발", KINS/RR-144, 2002
3. US-NRC "Radiological Assessments for clearance of materials from nuclear facilities", NUREG-1640, 2003
4. US-NRC "IMPACTS-BRC, Version 2.0; Program user's manual.", NUREG/CR-5517, 1990
5. IAEA, "Exemption of Radiation Sources and Practices form Regulatory Control.", TECDOC-401, 1987

SiO_2-Al_2O_2-P_2O_5를 이용한 공용융염(LiCl-KCl) 폐기물의 안정화 및 고형화

박환서, 조인학, 박현혜, 조용준, 김인태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
hspark72@kaeri.re.kr

1. 서론

전기화학을 기반으로하는 파이로공정은 전해질을 필요로 하며, 이러한 공정의 과정에서 전해질은 방사성 핵종들로 오염되어 배출된다. 파이로공정에서 사용되는 전해질은 공정의 특성에 따라 여러 가지 전해질을 사용하며, 국내 및 미국의 INL(Idaho National Laboratory)의 전해정련공정에서 금속염화물로서, LiCl-KCl의 공용융염을 사용한다. 이러한 금속염화물은 900℃이하의 온도에서 휘발하는 특성을 가지며 규산질 유리와 상용성이 낮아, 기존의 유리고화법을 이용하여 고화시키기 어려운 방사성 폐기물이다. 이러한 이유로, 미국의 ANL(Argonne National Laboratory)에서는 제올라이트를 이용하여 염화물을 sodalite($Na_8Al_6Si_6O_{24}Cl_2$)로 전환하는 방법을 제안하였는데, 수화학적 안정성은 우수한 반면 최종처분부피가 10배 이상 증가하는 단점을 가지고 있다. 러시아의 경우에는 금속염화물과 상용성이 높은 인산유리를 이용하여 고형화시키는 방법을 제안하였으나, waste loading이 높은 반면에, 고화체가 낮은 화학적 안정성을 가지는 단점을 가진다. 국내에서는 SiO_2-Al_2O_2-P_2O_5를 이용하여 LiCl 폐기물을 탈염소화시킨 후, 고형화 시키는 방법을 통하여 염폐기물에 대해, 상대적으로 높은 waste loading과 화학적 안정성을 가지는 고화체를 제조할 수 있는 대안적인 고화기술을 제안하여 연구중에 있다. 본 연구에서는 LiCl의 연구결과를 바탕으로 얻어진 무기복합체를 이용하여 LiCl-KCl로 이루어진 공용융염의 탈염소화 특성과 얻어진 생성물의 고화특성을 조사하고자 하였다.

2. 실험 및 결과

본 실험에 사용된 공용융염은 45wt% LiCl과 55wt%의 KCl로 구성되며, 5wt% CsCl과 5wt%의 $SrCl_2$를 부가하여 모의 공용융염 폐기물로 사용하였다. SiO_2-Al_2O_3-P_2O_5(SAP)은 tetra orthosilicate, phosphoric acid 및 aluminum cloride를 원료로 하여 다음과 같은 과정을 통하여 제조하였다. 상기의 원료로 이루어진 혼합용액을 50℃에서 하루동안 겔을 형성시킨후, 70~90℃에서 6일동안 숙성한 후, 110℃에서 2일간 건조하고 다시 650℃에서 열처리 후, 분쇄하여 분말상의 무기복합체를 얻었으며, 이를 이용하여 공용융염의 반응비를 1, 2, 3, 4로 변화시키고 반응온도를 450~850℃로 반응시간을 1~48시간동안 변화시켜 반응특성을 조사하였다. 얻어진 생성물은 여러 가지 종류의 유리매질과 혼합하여 1150℃에서 4시간동안 열처리하여 고화체를 제조하였다. 상기의 반응생성물은 XRD 및 TGA를 이용하여 반응특성을 확인하였으며, 제조된 고화체는 PCT-A법을 이용하여 수화학적 안정성을 비교평가하였다.

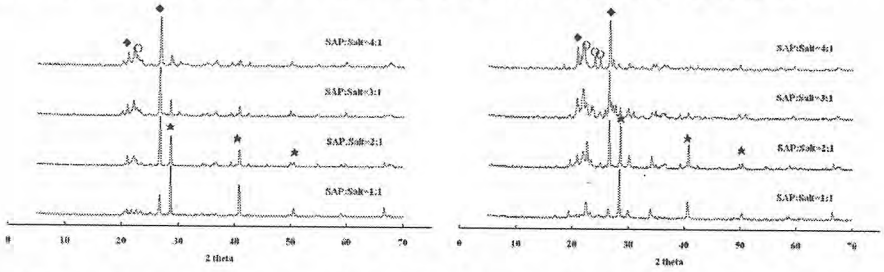


Fig. 1. XRD patterns of reaction products of SAP 125 with LiCl-KCl salt at 650℃ 4hrs(left) and 16hrs(right). ★: KCl, ◆: $AlPO_4$, ○: Li_3PO_4

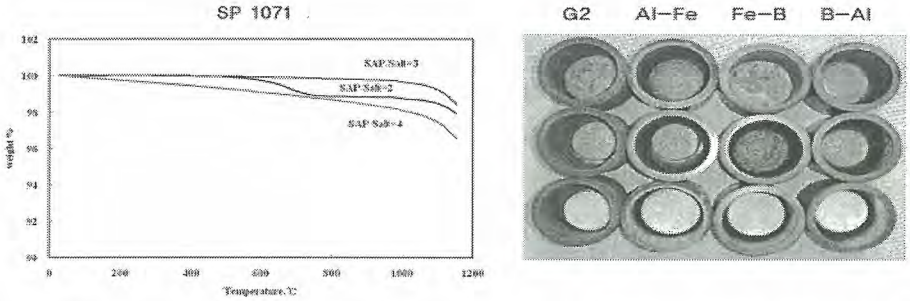


Fig. 2. Thermogravimetric analysis of reaction products(left) and photographs of solidified products(right) for SAP 1071.

Fig. 1은 650℃에서 SAP125과 LiCl-KCl염의 반응비 및 반응시간을 변화시켜 얻은 생성물의 XRD분석결과를 나타낸 것으로, 반응시간이 짧은 경우, 모든 조건에서 KCl이 확인된 반면에, 반응시간이 상대적으로 긴 경우에는 SAP/salt의 비가 증가할수록 KCl의 특성피크는 사라졌다. 또한 LiCl만을 처리하는 경우와 달리, Li_3PO_4의 결정상외에는 Li 또는 K를 함유하는 결정상은 확인되지 않았다. 이는 공용융염의 경우, 반응생성물은 비정질상으로 존재하며, LiCl이 KCl보다는 높은 반응성을 나타내기 때문에, 반응성이 낮은 KCl이 잔존하여 Fig 1과 같은 XRD결과가 얻어진 것으로 판단된다. Fig. 2는 SAP 1071을 LiCl-KCl과 48시간 동안 반응시켜 얻어진 각 생성물의 TGA결과와 얻어진 생성물을 고형화시킨 사진을 나타낸 것이다. 그림에서 보는 것처럼, 약 600~700℃에서 약 1wt%내외의 감량이 발생되며, 이는 미반응 금속염화물의 휘발 또는 후차적인 탈염소화반응에 기인되는 것으로 판단된다. TGA의 결과를 통해, SAP 1071의 경우, SAP/salt의 비는 2이상되어야 함을 알 수 있었고, 고형화 시료사진에서 보는 것처럼, SAP/salt의 비가 3에서 가장 좋은 고형화특성을 보임을 확인하였다. 상기의 시료에 대한 PCT-A의 침출결과, 알칼리 원소의 침출율은 10^{3}~10^{2}g/m^{2}day 였으며, 알칼리도 원소에 대해서는 10^{3}~10^{5}g/m^{2}day, 고형화시료의 주 구성원소의 경우, 10^{-2}~10^{-4}g/m^{2}day의 침출속도를 보였다.

3. 결론

본 연구에서는 LiCl 염폐기물에 대해 적용된 무기복합체를 이용하여 LiCl-KCl 공용융염 폐기물를 고화시키고자 하였으며, 이를 위해 탈염소화반응특성 및 고형화특성에 대한 기초적인 연구를 수행하였다. 공용융염에 존재하는 KCl의 반응성이 LiCl에 비해 낮기 때문에, 적정반응비는 LiCl폐기물보다 상대적으로 높게 나타났으나, 반응생성물의 휘발감량은 1wt%이하로, 고화체의 수화학적 안정성은 LiCl처리 고화체와 상응하는 수준으로 나타났다. 이러한 무기복합체를 이용한 고화기술은 제올라이트를 이용한 기술에 비해 상대적으로 높은 처리효율을 얻을 수 있으며, 최종처분 부피를 저감화할 수 있는 기회를 제공할 수 있을 것으로 판단된다.

Lancing 작업의 Sludge 제거효율 향상방안 및 비용절감 방안제시

박병목, 채경선, 김태진, 유동현, 강석철, 윤상정
세안기술주식회사, 서울특별시 금천구 가산동 481-10 벽산디지털밸리 2차 910호
pbm@sae-an.co.kr

1. 서 론

원자력발전소 증기발생기(Steam Generator) 종합관리대책의 일환으로 실시하는 증기발생기 랜싱(Lancing)은 세관 및 Tube sheet 상부에 고착된 연성(Soft) 및 경성(Hard) 슬러지(Sludge)를 제거함으로써 증기발생기 전열관의 건전성 제고와 증기발생기 열효율 향상을 하는데 그 목적이 있으며, 랜싱은 다음과 같은 방법으로 실시하고 있다.

- Chemical Lancing
- Mechanical Lancing(High Pressure Water Jetting)
- Chemical Lancing + Mechanical Lancing
- Pressure Pulse Method

랜싱작업은 원자력발전소 계획예방정비 기간동안 수행하므로 시간적인 제약을 받게 된다. 그러므로 증기발생기 2차측 세관에 침적된 슬러지 제거시 가장 효율적으로 슬러지를 제거하기 위한 많은 연구가 수행되어져 왔고, 관련연구가 계속되고 있다.
랜싱 공정으로서는 증기발생기에서 회수된 물이 슬러처리실(Process Room)에 있는 Cartridge 및 Bag Filter를 통과하는 과정에서 슬러지가 여과되는데 이때 여과기의 차압이 일정값(4.0bar)에 도달하면 여과기내의 필터(Filter)를 교체하게 된다.

본 연구에서는 Bag 필터에 비해 고가인 Cartridge 필터의 사용량을 줄이고, 여과기내의 필터를 교체하는 일정차압에서 현재의 방법보다 더 많은 슬러지를 포집 가능하도록 하는 방안을 모색하고, 계획예방정비기간 중 한정된 작업시간 내에 최적의 효과를 얻을 수 있는 랜싱작업 수행방안을 제시하였다.

2. 본 론

현재 랜싱작업에 사용되는 필터의 종류 및 그 사양을 Table 1에 나타내었다. 그리고 현재 사용 중인 랜싱의 공정 가운데 슬러지 여과 공정을 보면 Bag 필터(10~5μm)를 통과한 후 Cartridge 필터(5~1μm)를 통과시킴으로써 대부분의 슬러지를 제거하는 방법을 사용하고 있는데 일정한 차압(4.0bar)이 걸리는 시점에서 각 필터를 교체해야하는데 이것은 일정차압 이상이 되면 슬러지의 제거 효율 저하 및 필터 하우징(Housing)의 누설(Leak) 발생을 초래할 수 있기 때문이다.

Table 1. Filters for the S/G Lancing Process

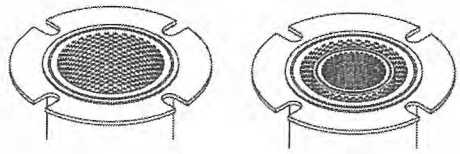
	Addition Filter	Present Filter	
Filter Sort	Bag (50~30μm)	Bag (10~5μm)	Cartridge (5~1μm)

※ Filter weight : Bag(1kg/1EA), Cartridge(0.3kg/1EA)

이러한 현행의 방법을 개선하여 슬러지의 제거 효율 증가시키고 필터교체 시기를 늦추기 위한 방안으로 Bag필터 하우징 내에 Mesh가 다른 두 종류의 Bag필터를 장착하는 방법을 고안하였다.
그 설치 방법은 Bag 필터 하우징 내부 중앙을 기준으로 안쪽에는 50~30μm의 Bag필터를 삽입하고, 바깥쪽에는 10~5μm의 Bag필터를 삽입하여 Bag,필터 교체가 요구되는 차압의 시기를 늦추고, Cartridge로 유입되는 슬러지 양을 감소시키는 방법이다.

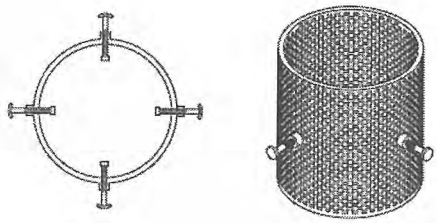
여기서 기존의 Bag필터 하우징을 그대로 사용하면서 내부필터인 50~30μm Bag필터 장착을 할 수 있도록 Bag필터 하우징 내부에 내부 고정체를 제작 설치한다. Fig 1은 현재 사용 중인 Bag필터 하우징이고, Fig 2는 새로 제시하는 Bag필터 하우징으로 하우징 안쪽에 Bag필터를 고정할 내부 고정체를 장

착하고 50~30μm의 Bag필터를 안쪽에 삽입하고 10~5μm의 Bag필터는 바깥쪽에 삽입하도록 설계함으로서 내부 고정체의 흔들림 방지할 수 있고 일정거리 이격을 위해서는 볼트를 장착하였다.



Bag Filter Housing of Present　　New Bag Filter Housing

Fig 1. Bag Filter Housing



A Plan View　　A Front Plan

Fig 2. Inside Fix Body

Mesh가 다른 두 종류의 Bag필터를 사용함으로써 필터 교체시기인 일정차압 시점에서 현재 적용 방법보다 더 많은 슬러지를 포집할 수 있을 것으로 보이며 또한 Cartridge필터와 Bag필터의 사용기간을 늘릴 수 있을 것이다. 이처럼 Mesh가 다른 필터의 사용은 일반 공조시설에서 전단에 Pre필터를 장착하고 후단에 HEPA(High Efficiency Particulate Air)필터를 장착하는 것을 흔히 볼 수 있다. 이러한 개념과 동일하게 Bag필터도 50~30μm의 Bag필터를 전단에 두고 10~5μm의 Bag필터를 후단에 두어 필터의 사용 및 효과를 최적으로 유지하고자 하며 내부 고정체를 제작 현재의 Bag필터 하우징을 그대로 사용 할뿐 아니라 내부 고정체는 영구 사용할 수 있도록 고안한 것이다.

특히, Bag필터 하우징은 Cartridge필터 하우징과는 달리 차압이 걸리면 쉽게 Leak가 발생되는 Inlet과 Outlet 구조를 이루고 있어 공조 설비처럼 Pre필터의 역할을 해줄 50~30μm의 Bag필터가 필요하다고 사료된다.

또한 현재 적용중인 10~5μm Bag필터만을 장착하는 방법은 차압이 증가할 경우 수압이 증가하므로 Bag필터에 흡착된 입자가 작은 슬러지는 이탈 할 수도 있으며 차압이 더 증가하면 Bag필터 하우징의 누설이 발생한다. 이러한 문제를 해결하기 위해 Mesh가 다른 두 종류의 Bag필터를 사용함으로써 현재의 방법보다 필터교체를 연장 사용할 수 있을 것으로 보이며 Bag필터에 흡착된 작은 입자의 슬러지 이탈을 줄일 수 있을 것으로 판단된다.

3. 결 론

이처럼 현행의 방법을 개선하여 랜싱작업을 통한 슬러지 제거 효율 증가 및 필터교체 시기를 늦춤으로써 고가의 Cartridge 필터의 사용량을 줄여 경제적인 이득을 얻을 수 있을 뿐만 아니라 Mesh가 다른 Bag필터 사용은 Bag필터 하우징에서 발생할 수 있는 누설이 현상을 방지 할 수 있을 것이다.

참고문헌

1. 울진원자력발전소 1호기 제15차 계획예방정비(증기발생기 Lancing & FOSAR) 요약보고서, 2007.
2. 고리원자력발전소 4호기 제18차 계획예방정비(증기발생기 Lancing & FOSAR) 요약보고서, 2008.

무기합성복합체의 조성에 따른 금속염화물의 탈염소화 특성

조인학, 박환서, 박현혜, 김인태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
join7677@naver.com

1. 서론

사용 후 핵연료의 부피감용과 처분 전처리 대안공정으로 개발되고 있는 건식처리(pyroprocessing)는 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 최종처분되는 부피는 상대적으로 낮으나 낮은 수화학적 안정성과 아울러 용융장치의 부식에 대한 문제가 발생된다. 이러한 특성을 고려하여, 공용융염이 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 무기합성복합체에 $FeCl_3$을 첨가하여 금속염화물계에 대한 탈염소화 반응특성을 평가하여 무기합성복합체에서 Al/Fe의 최적 조성비를 찾고자 하였다.

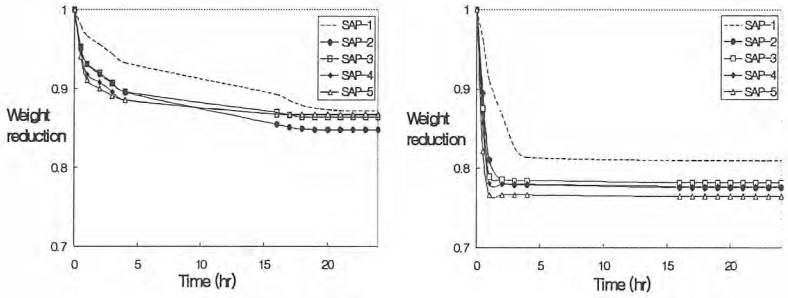
2. 실험 및 결과

$AlCl_3 \cdot 6H_2O$, H_3PO_4, $FeCl_3$ 및 TEOS(tetraethly orthosilicate, Aldrich, Germany)를 원료로 하여, 표 1과 같이 상기의 원료의 몰비를 변화시켜 sol-gel법을 이용하여 무기복합체를 제조하였다.

표 1. 무기합성복합체의 조성

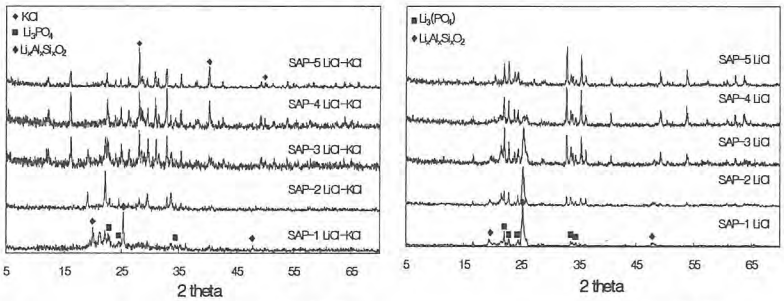
	SAP-1	SAP-2	SAP-3	SAP-4	SAP-5
H_3PO_4	1	1	1	1	1
TEOS	1	1	1	1	1
$AlCl_3 \cdot 6H_2O$	1	0.75	0.5	0.25	-
$FeCl_3$	-	0.25	0.5	0.75	1

공용융염내에 존재할 수 있는 각각의 금속염화물(LiCl, KCl)에 대한 반응특성을 확인하기 위해, 제조된 무기합성복합체와 공용융염(45wt% LiCl-55wt% KCl)과 반응무게비를 2로 해서 650℃에서 반응시켜 XRD 분석을 통하여 반응생성물을 확인하였다. 그림 1은 금속염화물에 대해 반응무게비를 2로 하여 650℃에서 24시간 반응시켰을 때 발생되는 무게감량을 나타낸 것으로 이를 통해 각 금속염화물에 대한 무기합성복합체의 탈염소화반응특성을 살펴볼 수 있다. 그림 1에서 볼 수 있듯이 무기합성복합체에서 Fe의 조성비가 증가할수록 무게감량이 효과적으로 발생되었으며 이를 통해 Fe의 조성비가 증가할수록 탈염소화 반응속도 또한 증가함을 알 수 있다. 또한, 반응이 종료되었을 때 감량된 무게는 금속염화물내 염소가 모두 제거되었을 때 나타나는 이론적인 무게감량 값에 근접하여 무기합성복합체를 이용한 금속염화물의 탈염소화가 효과적임을 알 수 있다. 그림 2는 무기합성복합체와 금속염화물과의 탈염소화반응 후 생성된 잔류물들의 XRD pattern을 나타낸 것이다. 그림 2 (a)를 보듯이, LiCl-KCl인 경우 무기합성복합체에서 Fe의 조성비가 증가할수록 반응생성물의 KCl peak가 검출되었고, peak 세기도 증가하였다. 그림 2 (b)에서 볼 수 있듯이 LiCl의 경우, 반응생성물이 결정상으로서 lithium phospate와 lithium aluminosilicate 였고, LiCl 결정 peak는 나타나지 않았다.



(a) LiCl-KCl (b) LiCl

Fig. 1. 무기합성복합체(SAP)를 이용한 금속염화물(LiCl-KCl, LiCl)내 염소제거효율 (650℃, 무기합성복합체:금속염화물=2:1)



(a) LiCl-KCl (b) LiCl

Fig. 2. 무기합성복합체를 이용한 금속염화물의 탈염소화반응 후 얻어지는 반응생성물의 XRD Pattern (650℃, 무기합성복합체:금속염화물=2:1)

3. 결론

이 실험의 결과로서 무기합성복합체에서 Fe의 조성비가 증가할수록 금속염화물에 대한 반응속도가 빨라짐을 알 수 있었지만, 금속염화물 LiCl-KCl의 경우 반응생성물 중 KCl이 잔류함을 확인하였다. 무기합성복합체에서 Fe의 조성비가 높아질수록 금속염화물 LiCl-KCl보다는 LiCl에 대한 무기합성복합체의 탈염소화 반응성이 높은 것을 알 수 있었다.

진공하 칼슘필터를 이용한 몰리브데늄의 포집

신진명, 박장진, 이재원, 이정원, 김성훈
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
jmshin@kaeri.re.kr

1. 서론

최근에 Pyroprocess 공정의 전처리공정으로서 연구 중인 고도 휘발성 산화공정은 사용후핵연료 물질을 고온, 감압, 산화제 등을 이용하여 준휘발성 가스인 Cs, Tc, Ru, Mo, Te 및 휘발성 가스인 C-14, H-3, Kr, Xe, I등 핵종을 제거한다. 따라서 Pyroprocess 공정에 휘발성 산화공정을 도입하면 전해환원, 전해정련, 폐기물처리공정 등에 영향을 주는 핵분열생성물을 미리 제거함으로서 이들 후속 공정의 방사선 부하를 감소시킬 수 있다. 휘발성 산화공정 중 휘발되는 핵종 중의 하나인 몰리브데늄은 공기 중 상온에서는 안정하나 400 ℃ 이상의 고온에서는 MoO_3로 존재하며 이는 기화가 잘 되며 평형증기압은 온도가 증가할수록 커지는 것으로 알려져 있다. 또한 이 핵종은 방사능은 없으나 발생량이 매우 큰 핵종으로서 적절히 처리하지 않을 경우 냉각시 배기체 처리설비의 관벽에 침적물을 생성하여 부분적인 배관의 막힘을 초래한다. 현재 고도 휘발성 산화공정에서 제거된 몰리브데늄을 안전하게 포집하는 방법으로 칼슘필터를 이용한 고온 흡착법 연구가 진행되고 있다. 향후 칼슘필터를 고도 휘발성 산화공정의 배기체 처리에 적용하기 위해서는 진공조건하 칼슘필터를 이용한 몰리브데늄의 포집특성 자료가 필요하다. 따라서 본 연구에서는 칼슘필터를 이용하여 진공조건하 몰리브데늄 포집특성 실험을 수행하였다.

2. 실험재료 및 방법

비방사능 물질 배기체 포집용 OTS(Off-gas Trapping System)장치의 설계기준은 pyroprocessing 공정의 기준 핵연료인 PWR(초기농도 : 4.5wt.%, 연소도: 45,000 MWd/tU, 냉각기간: 5년) 로서 1 bactch 기준은 200 gHM 이었다. 실험에 사용된 배기체 처리시스템은 4개의 독립된 가열 존으로 구성된 수평형, split tube 이었다. 포집실험은 voloxidizer의 가열영역에서 배기체 발생원을 기화시키고 포집 zone에서 몰리브데늄 포집에 필요한 칼슘필터를 10개를 포집통에 장착하여 기화된 배기체를 포집하였다. 또한 분위기 가스를 조절할 수 있는 가스공급 시스템과 100 mtorr 용량 이하의 진공펌프를 OTS에 구성하여 실험에 이용하였다.

한국형 pyroprocessing 배기체 처리시스템의 설계기준인 PWR 사용후핵연료 200 g에 존재하는 Mo의 양을 기체상 몰리브데늄의 공급원으로 이용하였다. MoO_3 1.362g을 alumina crucible(50 ml) 내에 넣은 후 voloxidizer 내부에 이를 장입하였다. 포집 zone이 정해진 온도에 도달한 것을 확인하고, voloxidizer의 온도를 1시간 동안 500℃에 도달하도록 한 후 3시간 유지, 그런 다음 1시간 동안 1200℃에 도달하도록 한 후 1시간 유지시켰다. 이때 voloxidizer의 온도가 500℃로 상승하면 동시에 vacuum 펌프를 가동하여 7.6 torr의 진공을 유지하여 포집실험을 800℃에서 수행하였다.

3. 결과 및 고찰

실험 후 몰리브데늄의 휘발률은 99.9%이었다. Fig. 1에 7.6 torr 진공하 몰리브데늄 포집 후 칼슘 필터의 모습을 나타내었다. 그림에 나타난 것처럼 칼슘 필터 1~2단에 걸쳐 색변화가 관찰되었다. Fig. 2는 몰리브데늄 포집 후 칼슘 필터의 무게 변화량을 나타낸 것으로 필터의 무게증가는 1단부터 5단 까지 나타났다. 1단 및 2단의 필터의 몰리브데늄 포집능은 각각 0.73 g-Mo/g-filter 및 0.11 g-Mo/g-filter 로서 필터 1~2단에 몰리브데늄이 상당량 포집되었다. 또한 몰리브데늄 포집 후에 나타나는 칼슘 필터의 결정구조 및 미세 구조변화를 분석하기 위해서 필터 1단을 XRD로 분석한 결과 Fig. 3에 나타난 것처럼 몰리브데늄이 CaMoO4 형태로 포집되었음을 확인하였다.

사 사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

Fig. 1. Photograph of calcium filters after trapping Mo

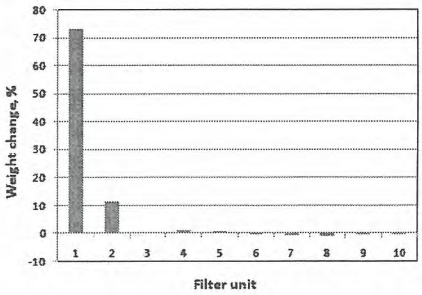


Fig. 2 Weight measurements of filter sampled

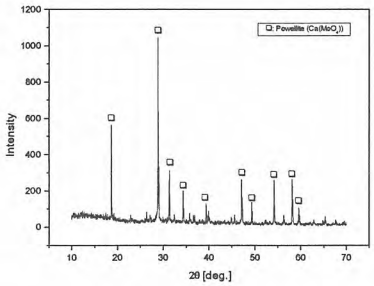


Fig. 3 XRD patterns of first calcium filter after trapping gaseous Mo

농축폐액 건조분말 정제화 장치 개발

김득만, 신상운
한국수력원자력(주) 원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1
kc2701@khnp.co.kr

1. 서론

가압경수로 원전에서 발생된 농축폐액은 농축폐액 건조설비(CWDS : Concentrated Waste Drying System)에서 건조 후 분말상태(폐액 건조분말) 또는 파라핀과 혼합된 상태로 배출이 가능하다. 폐액 건조분말은 유리화설비 운영효율 측면에서 유리하나 운반 및 저장이 용이치 않으며 저온용융로 내로 투입시 계통설비에 고착될 우려가 있다. 이러한 문제점을 해결하기 위해 폐액 건조분말을 정제화 하는 것이 유리화설비 적용에 가장 유리한 것으로 연구되었다.[1] 폐액 건조분말을 정제로 제조할 경우 폐기물관리 및 유리화설비 운전 편의성 및 안전성을 도모할 수 있다. 본 연구에서는 농축폐액을 유리고화하기 적합한 형태로 전처리하는 정제화 장치를 개발하여 현장실험을 수행함으로써 정제화 방식의 타당성을 확인하는데 목적이 있다.

2. 실험 및 결과

가. 정제화 장치 설계 및 제작

폐액 건조분말을 정제화 하기 위해 정제화 장치를 설계 및 제작하였다. 정제화 장치는 타정기(Tablet Press), 피더(Feeder), 호퍼(Hopper), 제어장치 및 배기설비로 구성된다. 타정기는 폐액 건조분말을 타정하여 정제를 제조하는 장치로 정제 제작속도를 조절할 수 있도록 속도조절장치를 설치하였으며 탈착이 용이하도록 제작하여 정비 편의성을 향상시켰다. 타정기의 압축방식은 기계식으로 유압식에 비해 구조가 단순하고 유압펌프와 같은 별도의 설비가 필요 없다는 장점이 있다. 정제의 크기는 직경이 10 mm 미만으로 폐기물 공급관을 통해 저온용융로 내로 투입이 용이한 수준이다. 호퍼는 타정기에 공급되는 폐액 건조분말을 분쇄·저장하고 피더는 타정기에 폐액 건조분말을 일정한 양으로 공급한다. 정제를 제조하는 동안에 모의 붕산시료나 폐액 건조분말이 비산되어 흡입으로 인한 작업자 피해를 방지하기 위해 배기설비를 설치하였다.

나. 정제화 장치 동작시험

정제화 장치 동작시험은 모의 붕산시료를 사용하여 수행하였다. 모의 붕산시료를 호퍼에 넣고 진동장치를 가동시키면서 피더로 모의 붕산시료를 공급하였다. 호퍼에서는 일정 크기 이상의 모의 붕산시료 덩어리를 분쇄시키며 분쇄된 모의 붕산시료는 피더를 통해 일정한 양으로 타정기에 공급된다. 모의 붕산시료가 피더를 통하여 타정기에 원활히 공급되는 것을 확인하면서 타정기의 동작상태를 확인하였다. 시험결과 정제 제조 중 타정기를 정지시키면 타정기가 재동작을 하지 못하였고 타정기의 속도가 일정속도 이하로 저하되면 정제의 경도가 낮아졌다. 이를 개선하기 위해 정제화 장치 운전절차를 변경하여 시험을 수행하였다.

다. 정제 제조 시 고려사항

정제를 제조할 경우 마찰(Friction), 분리(Capping), 손상(Cracking), 고착(Sticking) 등으로 인해 정제의 품질이 저하될 수 있다. 모의 붕산시료를 정제로 제조한 결과 고착현상이 발생되었다. 활택제로 스테아린산 마그네슘을 사용하여 정제가 정제 틀로부터 방출될 때 모의 붕산시료 잔류물에 의한 고착현상을 방지하였다. 또한 정제 제조 시 중요 고려사항으로 경도와 마손도가 있으며 이 값들은 기준치 이상으로 유지되어야 운반, 저장 및 저온용융로 내로 투입이 용이하다. 보통 정제의 경우 경도는 4 kp 이상, 마손도는 0.1 % 이하로 유지하도록 권고하고 있으나 마손도 2 % 이상의 모의 붕산시료를 투입한 실증시험에서 필터의 차압이 기준치 이내에서 유지되는 것으로 보아 마손도 2 % 이하의 정제를 저온용융로 내로 투입하여도 문제가 없을 것으로 판단된다.

라. 정제 제조시험

(1) 모의 붕산시료 정제 제조시험

붕사와 산화붕소를 혼합한 후 스테아린산 마그네슘을 첨가하여 모의 붕산시료를 제조하였다. 스테아린산 마그네슘은 전단력이 낮고 가격이 저렴하여 많이 사용되는 활택제이다.[2] 그림 1은 모의 붕산시료

의 정제 제조 결과를 보여주고 있다. 정제의 경도는 5 kp 이상, 마손도는 2 % 미만으로 측정되었다.

(2) 폐액 건조분말 정제 제조시험

300 g 정도의 폐액 건조분말 확보를 위해 1 ℓ 페트병 5개 분량의 폐액을 준비하였다. 1 ℓ 비커 용량 폐액을 교반기에서 20시간 이상 건조하여 폐액 건조분말을 제조하였다. 액체폐기물 방사선량률은 5 μSv/h 정도였으며 최종적으로 생산된 폐액 건조분말 300 g의 방사선량률은 60 μSv/h 정도였다. 폐액 건조분말과 스테아린산 마그네슘을 혼합하여 정제를 제조하였다. 그림 2는 실폐기물 건조 후 상태를 보여주며 그림 3은 폐액 건조분말의 정제 제조 결과를 보여주고 있다. 정제 경도는 4 kp 이상, 마손도는 2 % 미만으로 측정되었다.

그림 1. 모의 붕산시료 정제 제조 결과

그림 2. 실폐기물 건조 후 상태

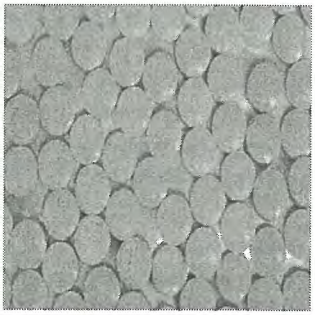


그림 3. 폐액 건조분말 정제 제조 결과

3. 결론

폐액 건조분말을 저온용융로 내로 투입하기 위해서는 유리화설비 운영 효율성과 작업자의 오염을 방지하기 위해 전처리가 필요하다. 폐액 건조분말이 전처리 되지 않은 상태에서 저온용융로 내로 투입되면 계통설비에 고착되어 설비 안전성에 영향을 줄 수 있다. 이를 해결하기 위해 폐액 건조분말 정제화 방식을 적용하였으며, 첨가물의 양을 최소화하기 위해 활택제만을 사용함으로써 양호한 정제의 경도와 마손도를 확인하였다. 경도의 경우 4 kp 이상이면 정제의 형태를 유지할 수 있으며, 마손도의 경우 2 % 미만이면 유리화설비 적용에 문제가 없을 것으로 판단된다. 본 연구에서 개발된 정제화 장치를 이용하여 폐액 건조분말을 타정한 결과 경도는 4 kp 이상, 마손도는 2 % 미만으로 나타났다. 이 경우 제조된 폐액 건조분말 정제를 유리화 투입공정에 적용할 수 있을 것으로 판단된다.

참고문헌

1. 박윤규 외 5명, 붕산농축폐액 유리화 타당성 연구, 원자력발전기술원, p46-47, 대전(2009)
2. 김길수 외 13명, 제제공학, 신일상사, p146-147, 서울(2005)

첨착활성탄 성능검사 방법의 불확도 추정

박경록, 양호연, 황태원
한국수력원자력(주) 원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1
krpark@khnp.co.kr

1. 서론

첨착활성탄 성능검사 장치는 원자력발전소 공기정화계통에 사용하고 있는 첨착활성탄의 방사성요오드 제거 성능을 시험하는 장치이다. 성능검사는 ASTM D 3803-91에 따라 온도, 습도, 압력조건을 유지시킨 후 방사성요오드 추적자를 기체형태로 흘려보내 첨착활성탄이 장착되어 있는 반응기를 통과시키고 반응기내에 있는 첨착활성탄의 방사성요오드 방사능량을 분석하여 성능을 평가하게 된다. 성능평가에 사용한 방사능측정기는 NaI 섬광검출기를 사용하였다. 불확도 산정은 장비, 환경, 사람에 의해 발생 가능한 불확도를 산정하는 것이며 본 논문에서는 방사능측정, 재현성, 반복성, 시료부피변화 등 불확도 요인을 분석하고 이에 대한 확장불확도를 추정하였다. 추정된 확장불확도는 신뢰수준 95%에서 약 ±1.02%로 추정되었다.

2. 재료 및 방법

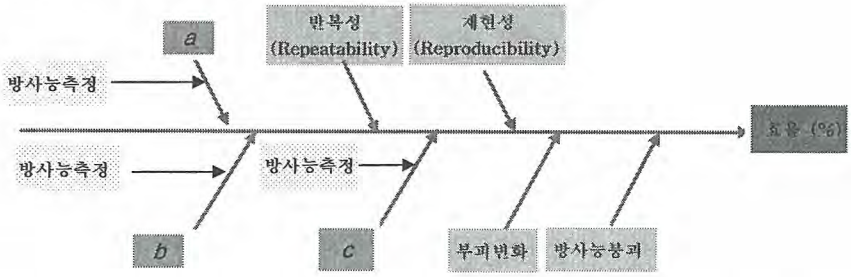
첨착활성탄 성능검사는 검사전 시료의 BKG 방사능을 측정하고 상대습도 95% 이상에서 전처리운전 16시간, 평형운전 2시간, 흡착운전 1시간, 탈착운전 1시간의 과정을 거친 후 시험시료를 꺼내 감마핵종 방사능측정을 한다. ASTM 3803-91에 따라 Test Bed의 흡착효율 및 투과율을 계산한다. 이런 일련의 과정에서 발생할 수 있는 불확도를 산출하게 되는데 불확도 산출절차는 우선 수학적 모델을 구축하고 불확도 요인분석, 표준불확도 산출, 합성표준불확도 산출, 유효자유도 산출, 포함인자 산출, 확장불확도 추정, 불확도 총괄표 작성 등의 순으로 계산하게 된다.

불확도 산출을 위한 수학적 모델은 다음 식-1과 같다.

$$\text{효율(E)} = \frac{a}{(a+b+c)} \cdot \gamma_\chi \times 100\ (\%) \text{----------(식-1)}$$

a: Test Bed의 ^{131}I 방사능계수율(counts/min)
b: Backup Bed #1의 ^{131}I 방사능계수율(counts/min)
c: Backup Bed #2의 ^{131}I 방사능계수율(counts/min)
γ_χ: 방사능붕괴, 시료부피변화,반복성,재현성에 대한 불확도

불확도 요인에 대한 특성분석은 Fish bone 다이아그램을 이용하였다.



불확도 요인으로는 방사능측정에 대한 측정불확도와 시료부피변화에 대한 불확도, 시험자의 측정 반복성, 시험의 재현성 등이 기여하는 불확도를 고려하였다.

측정에 대한 불확도는 Test Bed, Backup Bed #1, Backup Bed #2의 측정 불확도를 합산하였다. 측정에 대한 합성표준불확도는 상기 식-1의 수학적 모델을 편미분하여 감응계수를 구하고 각각 구해진 감응계

수를 불확도 합성에 대한 일반해에 대입하면 다음과 같이 정리할 수 있다.

$$u_E = 100\frac{\{[(b+c)^2(S_a)^2]+a^2(S_b)^2+(S_c)^2]\}^{0.5}}{(a+b+c)^2} \quad \text{----------(식-2)}$$

상기 식은 ASTM D 3803-91 식 A3.3의 표준편차 합성식과 같은 결과임을 알 수 있다.
시료량 변화에 대한 상대표준불확도는 시험자의 시료 정량화 변화가 측정결과에 미치는 불확도를 산정하였으며 시료의 부피를 표준부피 100 mL에서 상하로 최대 ± 1 mL씩 변화를 주어 6개의 시료를 동일 조건에서 반복 측정한 결과로 산출하였다. 방사능붕괴에 의한 상대표준불확도는 B형[2] 평가로 NNDC(National Nuclear Data Center)핵종표에 의해 산출되었으며 반복측정(Repeatability)에 의한 상대표준불확도는 A형[1] 평가로서 방사성요오드 방사능을 5회 측정한 결과값을 가지고 추정되었다. 재현성(Reproducibility)에 의한 상대표준불확도는 ASTM D 3803-91(2004)의 15.1.2 Reproducibility 투과율 1%에서의 상대표준불확도를 적용하였다.

3. 결과 및 논의

각 요인별 불확도를 요약하면 다음 표와 같다.

불확도 요인	측정값	자유도	분포형태	표준불확도 $u(x_i)$	상대표준 불확도
방사능측정 제거효율	99.87 %	∞	포아송	0.008 %	0.008 %
방사능붕괴	8.03 d	∞	정규분포	0.0006 d	0.01 %
시료부피변화		5	사각형	0.03 %	0.03 %
반복성	15941.54 counts	4	정규분포	52.75 cpm	0.33 %
재현성	-	∞	정규분포	-	0.39 %
상대합성표준불확도	0.51 %	신뢰수준	95%	확장불확도(U)	1.02 %
측정결과	99.87 %	포함인자(k)	2	유효자유도(ν_{eff})	22.32
결 과 표 현	(99.87 ± 1.02) % (신뢰수준 약 95 %, k = 2)				

요오드방사능 측정 제거효율에 대한 불확도는 Test, Backup #1, Backup #2 Bed의 방사계수율 a,b,c를 가지고 첨착활성탄의 요오드방사능 제거효율(E)을 식-1과 같이 계산하며 표준불확도는 식-2에 따라 계산한다. 제거효율은 99.87%, 상대표준불확도는 표준불확도를 측정값으로 나눈 것으로 0.008%로 추정되었다. 방사능 붕괴 상대표준불확도는 I-131(활성탄)의 측정시간에 따른 방사능 붕괴 보정인자의 불확도로 NNDC 핵종표에 의거 0.0006 day 을 적용하여 0.01%로 추정하였다. 시료부피변화에 대한 상대표준불확도는 부피변화를 준 6개의 시료를 측정하여 0.03%로 추정하였으며 반복성 및 재현성에 대한 불확도는 각각 0.33 % 및 0.39 %로 계산되었다. 따라서 상대합성표준불확도는 0.51 % 였으며 확장불확도는 신뢰수준 95%, 포함인자 k=2에서 1.02 % 로 추정되었다.

4. 결론

첨착활성탄 성능검사에 대한 불확도 요인 중 가장 크게 나타난 것은 B형 평가항목인 ASTM 3803에 수록된 재현성으로 나타났으며 측정의 반복성에 대한 불확도가 그 다음 큰 불확도요인으로 나타났다. 이것은 측정시료의 첨착활성탄내 방사능 분포 불균일성에 기인하여 나타난 것으로 판단되며 같은 시료를 측정해도 시료의 취급과정에서 측정시료의 재배치에 의한 방사능계수치 차이가 발생 가능함을 간접적으로 알 수 있다. 이를 최소화하기 위해서는 시료취급자의 세심한 주의가 요구된다. 첨착활성탄의 성능평가의 주요부분인 제거효율에 대한 측정불확도는 0.008 % 가장 적게 나타났으며 이는 방사능측정에 대한 신뢰도가 0.01% 미만으로 신뢰성이 있음을 입증하고 있다.

참고문헌

1. 기술표준원 고시 제 2007-134호(2007.4.9), "측정결과의 불확도추정 및 표현을 위한 지침"
2. ASTM D 3803-91(1994) "Standard Test Method for Nuclear-Grade Activated Carbon"

주 1) A형평가 : 측정값에 의한 통계적 평가
2) B형평가 : 실 측정이 아닌 다른 정보를 이용하여 평가

필터 여재 접착물 제거장치 개발

강일식, 김태국, 지영용, 유영걸, 이범철
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
niskang@kaeri..re.kr

1. 서론

방사선 관리 구역 내에서 발생하는 많은 양의 사용후 공기정화필터는 공기정화필터 프레임에 부착되어 사용된다. 폐필터 처리시, 공기정화필터를 프레임으로부터 분리하고 필터내지는 바로 드럼 처리하여 내부 피폭 가능성을 미연에 방지하고 있다. 한편 필터 프레임은 재사용을 유도하여 폐기물 저감화, 작업환경 개선 및 경제적인 이익을 창출할 수 있다. 종래에는 공기정화필터를 프레임으로부터 분리하기 위해서, 별도의 장치 없이 수작업으로 모든 공정을 수행하였으며, 이로 인해 많은 작업시간과 노동력이 소모된다는 문제점이 있다. 따라서, 본 장치의 개발 목적은 사용후 공기정화필터를 프레임으로부터 용이하게 분리해 낼 수 있는 필터 여재 접착물 제거장치를 제공하는데 있다.

2. 구성 및 동작

일본에서 제작 활용중인 필터여재 제거장치는 필터를 치대 상에 클램프 한 후, 한 쌍의 둥근톱인 커터를 이용하여 상방에서 하방으로 프레임의 좌우를 따라 코어부를 종방향으로 절단한다. 절단된 필터는 좌측, 중앙, 우측으로 삼분할되고, 코어부의 중앙부에 있는 미디어를 권취기구로 이용하여 감는다. 권취와 함께 파형의 틈에 삽입되어 있던 알루미늄 여재는 중력에 의해 탈락하고 분리된다. 이에 반해, 본 장치는 필터의 표면에 접착된 여재 접착물을 분리유닛인 나이프를 이용하여 벗겨내는 것을 특징으로 한다.

필터 여재 접착물 제거장치는 그림 1과 같이 베이스유닛, 분리유닛, 높이조절유닛 및 전후진구동유닛으로 구성되어 있다.

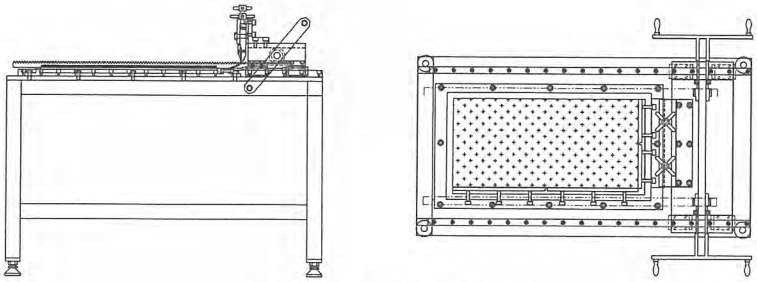
베이스유닛은 사용 후 공기정화 필터가 안착되는 베이스부와 이를 지지하기 위해 하부에 위치하는 프레임부가 있다. 베이스부는 평판 형상으로 전후진구동유닛의 가이드부 등이 체결될 수 있는 볼트홀이 있다. 수집부는 내부에 내용물을 수납할 수 있는 용기로서 필터로부터 제거된 여재 접착물을 수납한다. 수집부는 베이스유닛의 베이스부와 탈착 가능하게 결합될 수 있어서, 수집부로 수납된 여재 접착물의 처리를 위해 후속 공정으로 이송을 용이하게 한다.

분리유닛은 필터로부터 여재 접착물을 분리해 내기 위해 열처리된 스틸 재질의 나이프로 구성된다. 나이프는 중앙 부분이 절곡된 'ㄴ'자 형상으로 형성되어 있다. 나이프는 높이조절유닛에 고정 결합되어 있어서, 높이조절유닛의 상하방향 이동에 따라 함께 이동 가능하다. 분리유닛은 높이조절유닛에 탈착 가능하도록 결합될 수 있으며, 이에 의해 칼날의 손상 등에 의한 내구 수명이 다한 분리유닛을 용이하게 교체할 수 있다. 높이조절유닛은 분리유닛과 결합하여 분리유닛을 상하방향으로 이동시켜 분리유닛의 칼날이 여재 접착물의 제거를 위한 위치로 이동시킬 수 있도록 한다.

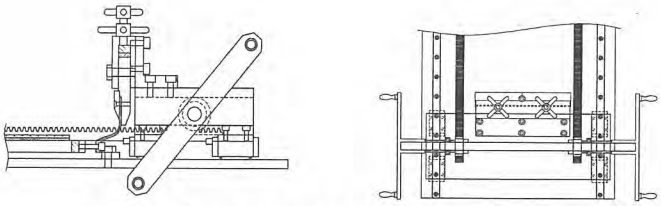
높이조절유닛은 분리유닛의 나이프의 타 단과 결합되는 클램프를 포함한다. 높이조절유닛은 하측에서 나이프와 탈착 가능하며 중앙부 일 측에서 전후진구동유닛과 결합된다. 상부에는 높이 조절이 용이한 클램프가 돌출 형성되어 있다. 클램프와 나이프가 함께 결합되어 있어, 여재 접착물의 상태에 따라 나이프의 높이 조절을 각각 다르게 할 수 있으므로, 다양한 상태의 여재 접착물에 대해서도 적절한 조절을 통하여 효율적으로 제거할 수 있다. 클램프는 스크류의 회전에 의해 상하방향으로 높이조절이 가능한 레벨링 스크류(leveling screw)를 갖추고 있다. 스크류의 회전에 의해 클램프는 상하방향으로 높이조절이 가능해진다. 높이조절유닛에는 탄성력을 가진 고무 재질의 러버 플레이트(rubber plate)가 있다. 러버 플레이트는 나이프와 높이조절유닛과의 결합 위치 상부에 위치하며, 나이프가 베이스유닛 상부에 안착된 필터와 접촉할 때 가해지는 힘을 일부 완충하는 역할을 한다.

전후진구동유닛은 분리유닛이 결합된 높이조절유닛과 결합하는 몸체부, 수평 이동시키는 구동부와 안내하는 가이드부로 구성되어 있다. 몸체부의 전방에는 높이조절유닛이 볼트 체결 등에 의해 결합되어 있고, 높이조절유닛의 전방에는 분리유닛이 결합되어 있다. 구동부는 회전축 및 손잡이와 몸체부의 양측면을 가로질러 회전축이 있다. 회전축과 몸체부의 접촉 지점에는 회전축의 회전을 원활히 하기 위한

베어링이 삽입되어 있다. 회전축은 손잡이의 회전과 함께 회전하며 수동으로 회전시킬 수 있다. 가이드부는 피니언기어와 랙기어를 포함하여, 구동부의 회전축에 결합된 피니언기어의 회전운동은 피니언기어와 맞물리는 랙기어에 의해 직선운동으로 변환한다. 피니언기어는 회전축상에 고정 결합된다. 랙기어는 필터가 안착되는 위치의 양 측면으로, 베이스부 상에 배치된다. 칼날은 러버 플레이트에 의해 완충되므로 일정한 탄력을 가지고 베이스부 상에 밀착 유지될 수 있다. 구동부의 손잡이가 회전하면, 피니언기어와 랙기어에 의해 몸체부가 베이스유닛의 일 측에서 타 측으로 점진적으로 이동하게 됨으로써 나이프가 함께 전진 또는 후진하게 된다. 나이프의 전진 구동에 의해 필터의 여재 접착물의 제거가 일어나고, 작업이 완료되면 구동부의 반대방향 구동에 의해 나이프를 원위치로 후진시킨다.



(a) 필터 여재 접착물 제거장치



(b) 분리유닛, 높이조절유닛, 전후진 구동 유닛

Fig. 1. Apparatus for Removing Remaining Adhesives of Filter

3. 개발 효과

본 장치의 개발에 따른 필터 여재 접착물 제거장치에 의하면, 프레임으로부터 폐필터의 여재 접착물을 용이하고 신속하게 분리해 낼 수 있으며, 방사능 오염 분진에 의한 작업자의 체내피폭 가능성을 방지할 수 있는 효과가 있다. 또한, 본 필터 여재 접착물 제거장치의 구동을 모터를 이용하여 자동식으로 구동시킴으로써 인력 소모를 줄일 수 있고, 칼날을 원하는 높이로 조절할 수 있으므로, 프레임 철재에 부착된 폐필터의 종류나 부착 방식에 관계없이 이를 용이하게 제거할 수 있는 효과가 있다.

APR+의 농축폐액 처리방안 고찰

이상섭, 윤중수, 김성환
한국수력원자력(주) 원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1
ssleeinkr@khnp.co.kr

1. 서론

원자력 르네상스 시대를 맞아 원자력 시장을 선점하기 위한 원전 선진국들의 기술개발 노력이 가속화되고 있다. 우리나라도 원전수출을 위한 고유모델 개발을 위해 국가에너지기본계획을 바탕으로 기획된 Nu-Tech2012의 일환으로 APR1400 후속모델인 APR+ 기술개발을 추진 중이며, 2012년까지 표준설계를 완료할 계획이다.

본 연구는 선행 원전에 대한 방사성폐기물계통의 설계개선, 인허가 추진현황 등을 조사 분석하여, APR+ 방사성폐기물계통 설계추진 방침을 마련하고자 수행되었다. 특히 신고리 1,2호기 이후 액체방사성폐기물 처리를 위해 적용한 역삼투압설비(Reverse Osmosis Package) 운영으로 발생되는 농축폐액 처리를 위해 4가지 처리방안에 대해 기술성 및 경제성 관점에서 APR+ 적용성을 검토하였다.

2. 본론

영광 5,6호기 및 울진 5,6호기 액체방사성폐기물처리계통의 전처리설비로 도입된 원심분리기에 대한 운전 편의성 향상 및 국내 원전 자체 방사성폐액 방출관리 기준 강화로 인한 액체방사성폐기물처리설비의 성능 향상이 요구되고 있다. 이에 신고리 1,2호기를 포함한 후속 원전에 액체방사성폐기물계통 주처리설비로 역삼투압설비를 적용하였으며, 신고리 1,2호기 및 신월성 1,2호기에는 외국사와 역삼투압설비 공급계약에 의해 설치하고 있으나, 신고리 3,4호기 이후 호기에서는 역삼투압설비 국산화에 따른 국내 공급이 가능하게 되었다. 따라서 역삼투압설비 운영에 따라 필연적으로 발생되는 농축폐액 처리에 대한 검토가 필요하다.

가. 농축폐액 처리방안

액체방사성폐기물계통의 역삼투압설비에서 발생되는 농축폐액을 효과적으로 처리하고, 방사성폐기물 처분요건을 충족시키는 처리기술로는 농축폐액 건조기술, 폴리머 고화기술, 시멘트 고화기술 및 펠렛화 기술이 있으며, 이들 기술을 기준으로 현실성 있는 방안을 조합하여 다음 4가지 처리방안을 검토하였다.

1) 농축폐액 건조 Bead를 폴리머로 고화하는 방안(방안 A)

농축폐액 건조설비를 이용하여 농축폐액을 Bead 형태로 건조처리한 후, In-situ 방법에 의한 폴리머 고화 처리하는 방법이다. 이 방안은 농축폐액 건조설비 및 폴리머 주입설비로 구성되며, 비교적 단순한 설비운전이 장점이나 국내 원전에 처음 적용되는 방법으로 인허가 시현성 측면에서 검토가 필요하다.

2) 농축폐액분말을 펠렛화 후 시멘트로 고화하는 방안(방안 B)

농축폐액 건조설비에서 처리된 농축폐액분말을 펠렛화 설비에 공급하여 농축폐액 분말을 조립화(펠렛) 후 시멘트 고화하는 방안으로 시멘트 고화체에 대한 인허가 시현성에는 문제가 없을 것으로 보이나 펠렛화 설비와 시멘트 고화설비가 반영되어야하고, 2차폐기물 처리방안 등이 고려되어야 한다.

3) 농축폐액을 시멘트로 고화하는 방안(방안 C)

역삼투압설비에서 발생된 농축폐액을 고성능 증발기를 이용하여 증발시킨 후, 특수 시멘트로 고화처리 하는 방안이다. 이 방안은 도입시 고성능 증발기, 시멘트 고화설비 등이 고려되어야 한다.

4) 농축폐액 건조물을 고건전성 용기로 포장하는 방안(방안 D)

농축폐액 건조설비로 농축폐액을 건조처리한 후 건조분말을 고건전성용기를 사용하여 처리하는 방안이다. 이 방안은 고건전성용기의 안정적인 공급원 확보와 경제성이 검토가 수반되어야 한다. 일반적으로 미국 저준위폐기물 분류기준을 고려할 때, Class A인 경우 55-gallon 드럼 그대로 처분할 수 있으며, Class A 초과인 경우에는 고건전성용기 또는 구조적 안전성 요건에 부합하도록 고화처리 한다.

나. 처리방안별 기술성/경제성 평가

APR+ 설계에서는 농축폐액에 대한 처리방안으로 상기 방안 A, B, C, D에 대한 기술성 및 경제성 측면을 검토하였다. 기술성 측면은 운전경험, 설계특성 및 신뢰성/보수성을 평가하였으며, 각 항목은 다시 세부항목으로 분류한 후, 사업 적용시 설계, 설치, 운전 등에 미치는 영향을 고려한 가중치를 적용하여

평가하였다.

표 1. 처리방안별 기술성 평가

평가 항목		가중치	방안 A	방안 B	방안 C	방안 D
운전경험	원전 운전경험	1.0	8	10	8	8
	처분 적합성	1.0	8	10	10	8
	감용 능력	1.0	10	10	8	10
	인허가 시현성	1.0	8	10	10	8
설계특성	기술 성숙도	1.0	10	10	10	10
	설계 단순성	1.0	10	8	8	10
	추가 기술개발 필요성	0.5	10	8	8	10
	운전제어 및 감시 편의성	0.5	10	10	10	10
신뢰성/보수성	ALARA 설계	1.0	10	8	8	10
	운전 편의성	1.0	10	8	8	10
	보수성	0.5	10	8	8	10
	신뢰성	0.5	10	8	8	10
합 계		10.0	***94***	91	87	***94***

주) 평가기준 : 매우 만족(10), 만족(8), 불만족 또는 미흡(5)

경제성 측면은 기기 비용, 폐기물 처분비용, Utility 비용 등을 기준으로 검토하였으며, 각 방안별 운전/보수성 향상, 방사선 피폭저감 등 금액으로 환산하기 어려운 사항은 기술성 평가에서 고려된 것으로 간주하여 경제성 평가에서 제외하였다.

표 2. 처리방안별 경제성 평가 (단위: 백만원)

평가 항목	방안 A	방안 B	방안 C	방안 D
기기 비용	2,475	3,475	3,000	2,400
처분 비용	5,240	5,240	7,400	9,360
Utility 비용	408	520	561	337
기타 소모품 비용	997	124	350	1,800
합 계	***9,120***	9,359	11,311	13,897

3. 결론

APR+ 설계시 액체방사성폐기물계통의 역삼투압설비 적용으로 발생되는 농축폐액 처리를 위해 4가지 처리방안에 대한 기술성 및 경제성을 검토한 결과 농축폐액을 건조하여 Bead화 한 후 폴리머로 고화하는 방안 A가 APR+ 고체방사성폐기물계통 설계 적용성 측면에서 가장 유리한 것으로 평가되었다. 폴리머 고화설비는 국내외 적용사례, 즉 신고리 1,2호기를 포함한 신월성 1,2호기, 신고리 3,4호기 설계 및 적용경험 등을 충분히 활용할 수 있으므로 APR+ 설계 적용이 용이할 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] APR+ 설계추진방안검토서, 한국수력원자력(주) 원자력발전기술원, 2009
[2] 농축폐액 고화처리 개선방안 연구, 한국수력원자력(주) 원자력발전기술원, 2005

우라늄 부스러기의 안전한 저장을 위한 분위기 조절 산화처리의 최적 조건 수립

김창규, 우윤명, 김정도, 지철구, 배상오, 김종구
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
ckkim2@kaeri.re.kr

1. 서론

우라늄 금속 부스러기(uranium chip)는 핵연료 및 감마 방사선 차폐체 개발에서 모의 물질로 감손 우라늄 금속을 사용하는 중에 절단 및 기계가공 작업에서 주로 발생되어 왔다. 한국원자력연구원에서 임시 저장 중인 우라늄 금속 부스러기 량이 2008년 기준 약 1,000 kg 정도이다. 우라늄 금속은 산소와의 반응성이 커서 입자가 작아 비표면적이 크면 자연발화가 일어날 수 있다. 우라늄 금속 분말은 입자크기가 10 ㎛이하로 작으면 100 ℃이하에서 공기 중에서 발화된다고 알려져 있다. 물이나 수증기를 접촉하면 상호 반응하여 발화성이 강한 우라늄수소화합물이 형성되어 더욱 발화 위험성이 커지게 되는데 그 사례로 2005년에 한국원자력(연)의 새빛연료과학동에서 발생한 자연발화 사건을 들 수 있다.

비표면적이 큰 우라늄 부스러기를 가장 흔히 중유 또는 윤활유에 침적하여 보관하고 있으나 영구 처분 또는 수하기 위해 기름 성분 제거작업이 어려워 우라늄 금속부스러기를 물에 넣어 보관하기도 하는데 미국 Oak Ridge 연구소와 한국원자력(연)에서 이러한 방법을 적용하고 있다.

한국원자력(연)은 물에 넣어 보관 중인 우라늄 금속 부스러기를 산화시켜 안전하게 저장하고자 연구개발을 수행하였다. 우라늄 부스러기에는 절삭유가 소량 함유되어 있어 공기 중에서 가열연소시키면 화염과 연기가 나오고 우라늄 핵물질이 연진으로 오염확산 위험성이 있다. 해결방안으로 우라늄 금속 부스러기를 밀폐용기에서 배기 건조시키고 산화가능한 온도로 올리고 산소를 적절히 공급하면서 천천히 산화시켜 연진발생을 최소화하고 배기 측에 filter를 설치하여 방사성 물질 오염이 발생되지 않는 장치를 개발하였다.

2. 분위기 조절 우라늄 금속 부스러기 산화 장치 개발 및 산화처리 추진

2006년에는 500 gram 용량의 진공 분위기 가열 및 산소 분위기를 조절하여 산화시키는 장치를 제작 구매하여 실험을 수행하였다. 순수한 우라늄 분말은 산화가 잘 되었으나 물에 장기간 저장한 진득진득한 우라늄 부스러기는 산소와 접촉이 불출분하여 산화시킨 후에 꺼내어 뒤적거리면 발화되어 격렬하게 발화되는 문제점이 발견되었다.

2007년에는 상기 문제점을 우라늄 부스러기를 drum에 넣어 회전시키면서 산화시키는 방법을 채택하였고 진공 가열 중에 기화된 수분이나 절삭유 물질을 응축 회수할 수 있도록 하였고 1회 취급량을 10 kg정도로 실제 임시 보관 중이 우라늄 부스러기를 산화처리할 수 있도록 신규 장치를 설계 제작하였다.

2008년에는 신규 장치를 설치하여 가동할 수 있도록 환기 장치 급배수, 산소 가스 공급 장치, 각종 장입 및 운반 용 주변 장치를 설치하여 장치를 시운전하였다. 진흙같은 우라늄 부스러기는 산화반응이 예상보다 더 완만히 반응되어 반응온도를 더 올리는 과정에서 장치의 손상을 초래하여, 고장수리 및 장치 개조에 많은 시간이 걸려 우라늄 부스러기를 조속 산화 안정화 처리하는데 제동이 걸렸다. 현재의 여건하에 최적의 산화 처리 조업 조건을 수립하여 우라늄 부스러기 처리를 일부 추진하였다.

2009년은 기 수립한 산화 조건으로 우라늄 부스러기를 산화처리를 계속 추진하면서 현재의 산화처리 장치에서 온도 별로 건조 및 산화 거동 실험을 하여 우라늄 부스러기의 산화거동을 보다 세밀히 관찰 분석을 산화 조건을 최적하여 2009년 10월초 기준 산화처리한 우라늄 부스러기는 약 450 kg이다. 금년 말까지 전 원자력연구소 서울에서 발생된 우라늄 부스러기를 제외한 모든 것을 처리될 것으로 전망된다.

3. 온도 별 우라늄 부스러기 건조 및 산화처리 시험

앞에서 기술한 산화처리 장치는 산화 분위기 조절되는 chamber내에 회전되는 drum을 장착하고 그 내부에 우라늄 부스러기를 넣어 산화시키는 구조이어서 가열 최대온도가 약 500 ℃제한되고 온도가 높을수록 장치의 내구성이 저하된다. 따라서 온도를 300 ℃, 400 ℃, 500 ℃ 선정하여 산화 거동을 시험하였다.

진득진득한 우라늄 부스러기 15.56 kg을 장입하고 우선 100 ℃에서 진공 약 7시간 정도 진공 건조한 다음 상온에서 산소를 장입하여 자연 발화를 시험하였다. 온도 변화가 없는 현상에서 자연 발화는 일어나지 않는 것으로 판단되었다. 이어서 300 ℃로 온도를 올려 약 7시간 정도 진공 건조를 시킨 후 냉각이 된 그 다음 날 산소를 천천히 주입하여 자연발화 여부 시험을 하였다. 온도가 11 ℃에서 점점 상승하여 75분 정도 경과 시점에서 65 ℃ 최고점에 이른 후 온도가 점점 하강되는 현상을 보였다. Drum을 꺼내어 무게를 측정하여 우라늄 부스러기가 장입 무게 대비 앞의 100 ℃ 건조는 약 15% 정도 감소되었으나 300 ℃ 건조 후에는 약 20% 정도가 감소되었음을 나타냈다. Drum을 다시 장전하여 진공을 걸고 1시간정도 300 ℃ 승온 시키고 약 7시간 동안 산화처리를 하였다. 익일 상온까지 냉각된 장치에 산소를 천천히 자연발화 시험을 하였다. 온도가 8 ℃에서 약 75분간 매우 천천히 상승하여 18 ℃까지 이른 후 유지 됨을 보였다. 산화 처리 후 무게의 변화는 약 0.4 %정도 약간 감소함을 보였다. 다시 장치에 장전하고 1시간 정도 온도를 300 ℃로 올리고 7시간 정도 추가로 산화처리를 하였다. 같은 방법으로 한 자연발화 시험에서 온도가 8 ℃에서 서서히 상응하여 60분 경고 시점에서 34 ℃의 최고 온도를 나타낸 후 하강함을 보였다.

400 ℃ 산화 시험으로 우라늄 부스러기 15. 32 kg을 채취 장입한 다음 진공 pump로 배기를 시키면서 1 시간에 걸쳐 400 ℃로 올린 다음 7시간 동안 건조를 시켰다. 익일 상온까지 냉각된 상태에서 상기와 같이 자연발화 시험을 하였다. 온도가 비교적 큰 폭으로 상승하여 95분 경과 시점에서 123 ℃ 최고 온도를 나타냈다. 무게 변화는 30% 정도로 300 ℃의 경우보다 크게 감소됨을 보였다. 다시 장입하여 400 ℃까지 1 시간 동안 올리고 7시간 동안 산소를 주입하여 산화처리를 하였다. 익일 상온에서 자연 발화 시험에서 11 ℃에서 상승하여 약 1 시간 후 71 ℃까지 상승됨을 보였다. 무게 변화는 약 0,7 %로 작게 나타냈다. 다시 장입하여 산화처리를 2차 반복하여 실시한 후, 익일 상온에서 자연발화 시험에서 13 ℃에서 45분에 걸쳐 20 ℃까지 약간 상승하는 결과를 보였다.

500 ℃ 산화시험을 우라늄 부스러기 14.01 kg을 채취하여 수행하였다. 500 ℃에서 7시간 건조한 시료의 자연발화 시험에서 100분에 걸쳐 98 ℃까지 큰 폭으로 상승하였다. 이어서 500 ℃에서 1차 7시간 산화처리한 시료의 자연발화 시험에서 온도 변화가 일어나지 않았고, 2차 7시간 산화처리한 시료의 자연발화시험에서 도 온도변화가 거의 없었다. 무게변화는 28.6%로 400 ℃의 산화처리보다 손실율은 작다. 이 결과는 채취한 시료의 수분 또는 절삭유 함량이 상이한 것에 유래된 것으로 판단된다.

상기 결과에서 장기 저장 중에 자연 발화 화재 위험성을 없애기 위한 산화처리 조건은 500 ℃에서 1일 건조 1일 산화처리가 충분하지만 장치 특성상 500 ℃가 장치 내구성에 악영향을 줄 가능성이 있어 최적의 산화처리 조건을 400 ℃ 1일 건조 후 2일 산화처리 조건으로 생각되었다.

4. 산화처리한 시료의 관찰 및 분석

100 ℃ 진공 건조 및 이어서 300 ℃에서 7시간 진공 건조한 시료는 진득진득하여 취급하기 어려울 정도였다. 300 ℃ 14시간 산화처리는 부슬부슬한 분말한 형태로 되었으나 탄소 함량이 8% 이상은 것에서 절삭유가 다량 잔류되어 있는 것으로 추정된다. 400 ℃ 산화처리한 시료는 탄소 함량이 1% 미만으로 감소되고 우라늄산화물 함량이 85% 이상이 되었고, 500 ℃ 산화처리하면 탄소 함량이 0.5% 미만으로 저하되고 우라늄 산화물 함량도 약 90% 가되어 저장 중에 산화열로 문제발생이 전혀 없을 것으로 판단된다. 300 ℃ 14시간 산화처리한 시료를 추가로 산화처리한 시료의 IR분석 결과에서도 420 ℃ 산화처리 시료는 UO2의 결정구조를 보였고, 650 ℃ 산화처리한 시료는 U3O8 결정구조를 보였다.

5. 결론

핵연료 개발 등에서 모의 물질로 감손 우라늄 금속을 사용하는 과정에서 발생되는 우라늄 부스러기는 자연발화 위험성이 있어 안전한 저장을 하기 위해 산화처리할 경우에 적합한 조건을 수립하기 위해 여러 온도 조건으로 산화처리 시험한 결과 400 ℃ 1일 이상 산화처리 하면 산소와 추가 반응열도 거의 없고 가연성 물질 탄소 함량도 1% 미만으로 저하되어 본 장치의 온도에 대한 장치의 내구성 영향을 감안하여 400 ℃에서 1일(7시간) 건조 후 2일 이상 산화처리 조건을 최적 조건으로 수립하였다.

방사성 유기폐액 처리기술의 현황

임유경, 김병태, 김대환, 홍지식, 권기현, 김기홍, 조성일
선광원자력안전(주), 대전광역시 유성구 용산동 553-2
limyk80@hanmail.net

1. 서론

원자력산업이 증가함에 따라 방사성 액체폐기물의 양도 지속적으로 증가하고 있다. 이러한 액체폐기물 중 방사성 동위원소 유기폐액은 난분해성으로 현재 적절한 분해방법 및 처리기술이 없어서, 처리되지 못한 채 드럼용기에 저장되어 관리구역 내에 보관 중인 실정이며, 원자력발전소의 이차계통 세정 시 발생된 유기폐액은 플라즈마에 의한 소각으로 처리된 바 있지만 약간의 문제점을 가지고 있는 것으로 평가되고 있다. 방사성 유기폐액의 지속적인 증가에 비해 폐액을 저장할 수 있는 공간은 한정되어 있고, 저장용기의 노후화 등으로 인한 방사성폐액의 누설과 누설에 의한 방사선 피폭 등의 안전성 문제도 고려하지 않을 수 없다. 따라서 본 연구에서는 난분해성 방사성 유기폐액 처리의 필요성과 방사성 유기폐액 처리기술의 현황 그리고 처리기술에 대하여 조사해 보았다.

2. 본론

2.1. 방사성 유기폐액 처리기술 개발의 필요성

현재까지 유기용매 형태의 방사성폐액의 처리방법으로는 소각, 이온교환, 막분리, 고화 그리고 정제 등의 기술이 적용되었지만, 저분해효율에 따른 낮은 감용효과, 다량의 2차 폐기물 발생 등의 단점을 가지고 있다. 이러한 단점은 유기폐액의 특성인 점성물질 및 혼탁폐액의 슬러지화로 인해 일반적인 물리적 방법으로는 처리가 곤란하기 때문이다. 그래서 이와 같은 문제점들을 해결하고, 방사성 유기폐액을 더욱 효과적으로 처리할 수 있는 기술 개발이 필요하다.

2.2. 방사성 유기폐액 처리기술의 분류

방사성 유기폐액의 복잡한 특성으로 인해 처리기술의 선택은 매우 제한적이다. 방사성 유기폐액의 처리기술은 크게 비파괴기술과 파괴기술로 나눌 수 있는데, 비파괴기술은 건조, 증발, 흡수, 압축 또는 고정화 등과 같이 유기물 구성성분의 파괴 없이 물리적인 변화만 있는 기술이고, 파괴기술은 소각, 열분해 그리고, 산화 등 폐액 내 유기물 특성을 화학적으로 변화시키거나 파괴하는 기술이다. 각각에 해당되는 기술에 대한 설명은 [표 1.]에서 나타내었으며, 특히 비파괴기술의 경우 방사성 유기폐액을 처리하기에 어려움이 있음을 알 수 있다.

표 1. 방사성 유기폐액 처리기술의 종류 및 장·단점

처리기술	비파괴기술		파괴기술	
	기계적 분리	증발농축 및 증류	열분해 (소각,플라즈마,유리화 등)	복합 산화분해, 흡착분리 공법
기술원리	비중 및 크기 차이에 의한 분리	상변화에 의한 분리	고온에 의한 유기물 파괴	O_3/전극/촉매 산화분해 및 흡착분리 동시반응
처리 가능성	처리 어려움	처리 가능	처리 가능	처리 가능
장·단점	수용성으로서 용질과 용매의 물리적 분리가 어려움	유기물에 의한 기포발생에 따른 제염계수 저하	타 처리방법에 비해 처리시간이 짧고 처리효율이 높으나 고비용	각 혼합폐액 용기 내 유기물 함량 분석 및 분류 작업 필요

2.3. 국내·외 처리기술 현황

가. 국내의 처리기술 현황

국내의 방사성 유기폐액 처리에 관한 연구는 지속적으로 이루어져 왔으며, 그 처리기술로는 크게 다음과 같은 방법들이 있다. 소각, 용융, 유리화, 증발, 원심분리, 역삼투막, 선택성 이온교환, 흡착분

리 그리고 복합 산화분해 등이다. 이 중에 소각, 용융, 유리화 기술은 수분함량에 따라 적용의 한계가 있고, 또한 다이옥신 및 휘발성 핵종 등이 포함된 배기체를 처리할 수 있는 추가 시스템이 필요하기 때문에, 초기의 높은 설비비용과 설비장치의 공간확보, 그리고 설치 후 고온 및 고압운전에 따른 사후 관리의 어려움이 있다는 단점이 있다. 그리고 증발, 원심분리, 역삼투막, 선택성 이온교환, 흡착분리 방법은 용매 속의 유기물들이 에멀젼 상태의 콜로이성 입자로 분산되어 있어 유기물의 분리가 어려워 분해효율이 낮으며, 필터나 막 공정시 2차 폐기물이 발생하는 단점이 있다. 또한 복합 산화분해 방법으로는 전기화학적 산화, 산 세정, 습식산화, 초임계산화, 초음파, 전자빔에 의한 처리 방법 등이 있는데, 이러한 방법들은 혼합폐액 내 유기물 함량 분석 및 분류 작업이 필요하며 시스템 내 배기체 처리 및 핵종 제거설비가 구축되어야 해서, 이들 방법 역시 비용이 많이 들거나 2차 폐기물이 발생하는 단점이 있다.

나. 국외의 처리기술 현황

주요 해외 국가들의 방사성 유기폐액 처리현황을 살펴보면, 미국에서는 역삼투막과 선택적 이온교환탑을 사용하며, 일본은 증발기와 선택적 이온교환탑, 프랑스는 여과기 및 증발기를 이용, 독일과 벨기에는 원심분리기와 증발기를 사용하여 처리하고 있다. 그리고 최근 헝가리에서 전기전도성 수성 폐기물 용액 중의 유기함유물을 수중 분해하는 방법 및 장치를 개발하여, 헝가리의 Paks 원자력발전소에 적용하여 운영하고 있다. 또한 현재의 연구개발 진행 방향을 보면 화학적 산화처리, 광촉매, 과산화수소, 초음파 등을 이용한 방법들이 연구되고 있다. 미국에서는 유기성 폐기물을 습식·산화 처리 방법으로 실증 시험을 수행한 적이 있으나 거품 및 잔류물이 발생하는 문제점이 있었고, 영국에서는 유기성 폐기물을 저온에서 과산화수소를 이용하여 처리하는 연구를 수행한 적이 있다. 일본에서는 Toshiba 전력시스템사 연구진이 초임계수를 이용한 소형 유기 폐수 처리 장치를 개발하기도 하였으며, 광촉매를 이용하여 처리하는 연구도 수행되었으나 광촉매와 유기물질의 반응이 느려 실용화 및 적용에는 어려움이 있다고 보고되었다. 그 밖에 응고와 분리막을 이용한 세정폐액 처리 기술 등의 연구도 보고된 바 있다.

2.4. 국내에서의 방사성 유기폐액의 종류 및 발생량

원자력산업 관련 기관에서 발생하는 방사성 유기폐액의 종류로는 크게 유기용매, 세정폐액, 제염폐액 등이 있다. 유기용매로 이루어진 유기폐액은 주로 병원 및 연구기관 그리고 섬광액체를 사용하는 원자력발전소 등에서 발생되며, 세정폐액 및 제염폐액은 원자력발전소의 기타 화학 세정 및 2차 증기발생기 세정 시 주로 발생된다. 그 중에서 2차 증기발생기 세정 시 발생되는 제염폐액(EDTA)이 가장 많고, 유기용매 형태의 유기폐액은 상대적으로 저장량은 적지만 핵종분석 강화에 따른 액체섬광계수(LSC) 용액 사용의 증가 및 병원에서의 사용량 증가로 발생량이 계속 증가하고 있다.

국내의 방사성 유기폐액의 발생현황을 보면 현재 방사성폐기물관리공단에 저장되어 있는 RI 유기폐액이 약 80드럼이지만, 방사성 유기폐액 내 수분함유량이 20% 이하인 것은 관리공단으로 인도되지 못한 채 각 산업체 등에서 처리되지 않은 상태로 저장되어 있는 실정이다. 그 밖에 원자력발전소의 이차계통 제염폐액(EDTA)이 2007년 6월 고리 4호기 제 17차 예방정비 기간 중 220톤이 발생했으며, 중 저준위 농축폐액이 2007년도에 고리에서 40드럼, 영광 21드럼, 울진 79드럼 발생하여 전체 140드럼이 발생한 바 있다.

3. 결론

이와 같이 본 연구에서는 방사성 유기폐액 처리기술과 기술 현황에 대해서 조사해 보았으며, 계속적인 방사성 유기폐액 증가에 따라 기존 처리 방법의 문제점을 개선하여 높은 분해율, 저비용, 2차 폐기물 발생량 감소, 처리장치 간소화 등의 기술개발이 필요하다. 따라서 국내의 방사성 유기폐액을 효과적으로 처리할 수 있는 기술력과 경쟁력을 갖추어 해외에도 수출할 수 있는 독자적인 기술 개발을 해야 할 것이다.

4. 참고문헌

1. 원자력발전백서 지식경제부, (2008)
2. RI 혼합폐액 처리장치 개발, 지피엔이 (2005)

우라늄을 함유한 유기폐액 처리

최윤동, 최휘경, 이규일, 황두성, 정운수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 대덕대로 1045
ydchoi1@kaeri.re.kr

1. 서론

우라늄 변환시설에 대한 제염 및 해체사업이 2010 상반기에 완료 예정에 있으며, 궁극적으로 우라늄 변환시설로부터 나온 모든 액체폐기물은 안정한 형태의 고체상 폐기물로 변환되어서 저장시켜야 한다. 현재까지 우라늄변환시설 해체로부터 처리 되지 못하고 남아있는 액체 폐기물은 유기폐액이다. 우라늄 변환시설로부터 발생된 유기폐액은 우라늄 정제를 위하여 사용하였던 유기용액이며, 이것은 우라늄 추출제 tri-butyl phosphate(TBP)와 희석제 do-decane 그리고 우라늄을 포함하고 있다. 이 같은 유기폐액을 처리하기 위한 방안으로 열분해연소 또는 전기화학적 방법에 의한 두 가지 처리방안에 대하여 고찰하여본 바 있다[1]. 하지만 두 방법 모두 실질적으로 적용시키기에는 비현실적이다. 이는 우라늄변환시설로부터 발생된 유기폐액은 천연우라늄에 의한 중-저준위 알파폐액으로서 상대적으로 그 양이 적으며, 약 5톤, 이를 처리하기 위하여 새로운 연소장치나 전기화학적 분해 장치를 만들어서 처리하기에는 고비용 및 처리공정의 복잡성을 요하는 등 매우 비효율적인 면이 있다.

따라서 TBP를 산 또는 염기로 가수분해 시켜서 변환유기폐액을 처리시키는 데에 적용할 수 있는지를 조사하였다. 상기와 유사한 유기폐액에 대한 염기성 가수분해에 대하여 실험실적 및 공학적 처리에 대한 연구가 이미 있었으며[2,3,4], 이러한 방법을 응용하여 변환유기폐액을 보다 효율적으로 처리할 수 있는 방안 및 최적조건을 찾는 것이 본 연구의 최종 목적이다.

2. 변환유기폐액 가수분해 실험결과

변환유기폐액에 대한 염기 및 산에 의한 시험결과 TBP의 가수분해는 아래와 같이 DBP로 일차로 가수분해가 일어남을 보였다.

$(C_4H_9O)_3P{=}O + NaOH \rightarrow (C_4H_9O)_2P{=}OONa + C_4H_9OH$

또는

$(C_4H_9O)_3P{=}O + HNO3 \rightarrow (C_4H_9O)_2P{=}OO + C_4H_9OH + NO_2$

상기 반응은 150℃에서 약 5시간 환류 시켜서 완성되었으며, 이를 진공증류를 통하여 확인하였다. 반응이 끝난 용액에 대한 진공증류 과정에서 70-90℃에서 물이 소량 회수 되었으며, 100-105℃에서 butyl alcohol이, 그리고 165-180℃에서 do-decane이 회수되었다. 최종적으로 남은 잔류물은 슬러지형태의 인산염으로 확인되었다. 진공증류를 통하여 회수된 용액에 대한 방사능은 무시할 정도의 값을 나타내었으며, 잔류물에 대한 방사능 값은 초기 유기폐액에 대한 방사능과 유사한 값(2000Bq/g)을 나타내었다.

변환유기폐액에 대한 TBP의 가수분해반응은 상대적으로 적은 량(유기폐액의 10%)의 염기-용액(10N NaOH)을 첨가시켜서 반응을 수행하였으며, 이 경우 반응은 모두 DBP가 생성되었다고 가정되었다. 이는 최종적으로 남은 잔류물로부터 회수되는 유기용액이 발견되지 않았던 것으로부터 추정할 수 있었다.

한편 산-용액(10N HNO_3)을 사용하여 TBP를 가수분해 시켰을 경우에도 염기용액을 사용한 경우와 같은 결과를 얻었지만 진공증류에 의한 유기물 회수 시에 우라늄이 일부 함께 수반되어 회수되었다. 따라서 염기용액을 이용하여 가수분해 시키는 것이 바람직한 것으로 나타났다.

변환유기폐액에 대한 가수분해 반응은 환류(reflux)시켜서 진행시켰으나, 이 과정을 생략하고 진공증류공정을 직접 적용하였을 경우에도 동일하게 진행됨을 확인하였다. 이는 상기 반응식에 나타낸 것에서 알 수 있듯이 가수분해반응으로부터 생성되는 butyl alcohol을 제거해 줌으로서 상기 반응은 정-방향으로 더욱 용이하게 진행됨을 추정할 수 있다.

변환유기폐액에 대하여 염기에 의한 가수분해반응을, 진공증류법으로, 진행시킨 후 얻어지는 슬러지는 우라늄을 함유한 DBP 및 MBP의 나트륨 염으로 이루어 져있다고 추정되며, 초기 유기폐액의 약 40%를 차지하고 있다. 이것은 쉽게 열분해 되어서 우라늄을 함유한 인산염형태로 존재하게 되며, 변환

유기폐액에 대한 우라늄 잔량은 약 9%인 것으로 나타났다.

3. 결론

본 연구에서는, 우라늄변환시설로부터 나온 우라늄을 함유한 유기폐액에 산 또는 염기를 사용하여 TBP를 가수분해 시키는 방법으로, 변환유기폐액에 대한 처리 실험을 수행하였다. 유기폐액은 산 및 염기에 의하여 용이하게 가수분해 시킬 수 있었으며, 염기용액을 사용하여 가수분해 시키는 방법이 바람직함을 보였다. 가수분해반응은 분해생성물인 butyl alcohol을 진공증류기를 이용해 제거해 줌으로서 보다 효율적으로 가수분해 반응을 진행시킬 수 있음을 보였다. 결과적으로, 염기에 의한 TBP의 가수분해는 진공증류방법을 적용하여 쉽게 진행시킬 수 있으며, 가수분해 생성물과 우라늄을 함유한 고체상태 폐기물을 분리하여 처리할 수 있음을 보였다. 본 방법은 변환유기폐액을 처리하는데 있어서 연소법이나 전기분해법에 의한 처리보다 공정이 간단하고 장치 설치 등이 단순하여 매우 효율적이다.

참고문헌

[1] 최윤동, 최휘경, 이규일, 황두성, 정운수, "우라늄 변환시설에서 발생한 유기폐액처리" 한국방사성폐기물학회 춘계 학술발표회, 2009, 152 (2009)

[2] A.S. Pente, Prema Gireesan, Vidya Thorat, V.G. Katarani, C.P. Kaushik, D. Das, and Kanwar Raj, "Study of different approaches for management of contaminated emulsified aqueous secondary waste" Desalination, 232, 206-215 (2008)

[3] David J. Burgess and Geoffrey Stedman "Autocatalytic alkaline hydrolysis of tri-n-butyl phosphate" J. Chem. Soc., Perkin Trans. 2, 2593-2597 (1998)

[4] Smitha Manohar, C. Srinivas, Tessy Vincent, and P.K. Wattal, "Management of spent solvents by alkaline hydrolysis process" Waste Management 19, 509-517 (1999)

원자력발전소에서 발생되는 방사성폐기물 銅管(동관)류 처리방법의 최적화

이상태, 김창환, 김효철, 이의동
하나검사기술(주), 부산광역시 기장군 기장읍 고리 216번지
lst1211@hanmail.net

1. 서론

원자력발전소에서 발생되는 방사성폐기물은 감용 처리를 위한 다양한 신기술개발 및 연구와 노력으로 그 발생량이 현저하게 감소하고 있는 추세다. 월성 1호기 압력관 교체 및 대규모 설비 개선시 발생되는 방사성폐기물에 대하여 제염 및 자체처분 용역을 수행함에 있어 발생되는 다양한 종류의 폐기물 중 비철금속인 동관(파이프 및 튜브)의 제염시 기존의 방법으로 제염 및 자체처분 하기에는 어려움이 있을 것으로 판단되어 이에 대한 기술개발의 실증실험을 시행하였다.

방사성폐기물 동관류 처리의 관건은 관(管)내부의 오염도 검사인데 규제기관(KINS)에서 동관류의 내·외부 전수검사 입증을 요구하고 있기에 가장 확실한 방법인 절개 및 평판화를 목표로 기술개발을 수행하였다. 본 기술개발을 통하여 현재 및 향후 발생되는 동관류의 제염 및 자체처분 효율을 향상시킬 것으로 기대한다.

2. 본론

가. 월성원자력발전소 1호기 동관(銅管) 처리

1) 현 동관(파이프 및 튜브)의 자체처분시 동관류 구조상 전수검사(동관 내부)를 입증하는데 어려움이 따르며, 물리적인 형태변화 없이 드럼에 처리시 폐기물 사이의 공간(Void-Space)으로 인해 드럼 발생량 증가 등의 문제점이 발생된다.
2) 동관은 전수검사 일환으로 수작업(고속절단기, 그라인더, 플라즈마 절단기) 절개로 전처리 작업을 수행한다.

Step1.
다양한 굵기의 동관

Step2.
고속절단기이용 동관절개

Step3.
그라인더이용 동관절개

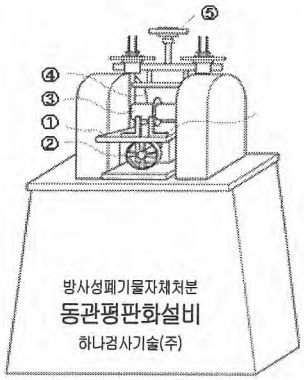
Step4.
플라즈마절단기이용 동관절개

나. 규제기관(KINS)의 규제현황

1) 동관의 직경 크기 여하에 관계없이 전수검사 즉, 관 내·외부의 고착성 및 제거성 표면오염도 검사를 수행하며, 자연방사선(능) 수준으로 제한하고
2) 방사능 분석결과는 교육과학기술부 고시 제2008-65호는 물론 IAEA Safety RS-G-1.7의 규제해제 농도를 만족해야만 자체처분 가능함

다. 동관 평판화 설비(Tube flat System) 개발 현황

1) 개발 배경
현재 수행 중인 월성 1호기 방사성폐기물 제염 및 자체처분 용역(2009.04 ~ 12) 기간 동안 다량의 동관류가 발생하였으며, 처리방법은 잡고체 드럼내에 직접처리 또는 수작업 절개(고속절단기, 그라인더, 플라즈마 절단기)으로 표면오염도 검사를 위해 전처리 작업을 하고 있다. 직경(φ8/3″)이 작은 동관은 수작업으로 절개시 안전사고 발생 우려 및 정밀도가 부족하여 전수검사를 위한 평판화 처리공정이 어려운 실정이다.
2) 동관 평판화 설비 소개 : 장치는 크게 다섯 부분으로 구성되어 있으며 기능은 다음과 같다.



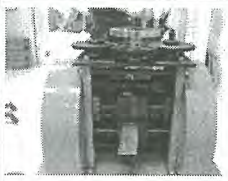
○ 가이드 판(①)
➤ 다양한 크기(캡션구경:2㎜~100㎜)의 동관을 커팅 나이프까지 용이하게 안내
○ 폭조절 핸들(②)
➤ 동관 절개시 좌, 우 움직임 방지용 고정자를 조절
○ 커팅 나이프(③)
➤ 원형으로 된 마모성 커팅 날에 의해 빠르고 간편하게 동관을 절개
○ 절개깊이 조절핸들(④)
➤ 동관류의 두께에 따라 절개깊이를 조절하는 기능
○ 압착 로울러 핸들(⑤)
➤ 절개된 연질의 동관(Tube)을 압착하여 자동 평판화시키는 기능(말림 방지처리)

라. 실증실험 및 결과고찰

1) 실증실험에 사용된 샘플은 월성원자력발전소 1호기 대규모 설비개선 및 압력관 교체공사시 발생한 동관(銅管) 중 직경이 서로 다른 동관을 길이 500㎜, 두께2㎜ 종류의 4가지(Φ10, 12, 35, 55㎜) 샘플을 대상으로 실험하였으며, 실험 결과를 입증하기 위해 동관 평판화 설비 공정을 크게 제염, 절개, 평판화, 측정 및 분석 등 다음과 같이 네가지 공정으로 구분하였다.

○ 제 염 : 초고압살수 제염장비를 이용해 350bar의 압력으로 동관 내·외부의 오염물질 제거
○ 절 개 : 내마모성 커팅 나이프에 의해 동관 윗부분을 절개
○ 평판화 : 압착 로울러를 통해 동관 평판화
○ 측정 및 분석: 평판화된 동관(銅管)을 표면오염도 측정기(Frisk-Tech, Lab-Tech)를 이용하여 전·후면의 전수검사를 하여 주변방사선(능) 수준인 동관은 대료시료를 채취하여 감마핵종분석 수행 후 처분제한치 미만의 동관임을 입증


Step1.
동관 초고압 살수제염


Step2.
동관 평판화 과정


Step3.
동관 방사선(능) 측정


Step4.
감마핵종분석용 대표시료

2) 발생된 동관(銅管) 전량은 자원 재활용이 가능한 수준임을 실증실험을 통하여 확인할 수 있었으며, 전체적인 작업의 효율향상 및 안전성으로 방사성폐기물 저감화에 기여할 것으로 본다.

3. 결 론

원자력발전소에서 발생하는 동관의 전수검사 관련 전처리 공정을 개선하여 동관 평판화 설비(Tube flat System)를 사용시 동관의 전량을 제염하여 전수검사가 가능하였으며, 규제기관과 충분한 협의와 검토를 통해 자체처분 대상폐기물로 분류하여 자체처분시 자원재활용으로 드럼발생 저감으로 비용절감에 크게 기여할 수 있을 것으로 예상된다. 이번 실증실험을 통해 방사성폐기물 동관 자체처분 처리방법과 다양한 재질(비철금속, 카본철, 스테인레스 스틸)의 배관류(Pipe)를 전수검사하기 위한 평판화 공정의 설비제작 기초자료로 활용 할 계획이다.

참고문헌

1. 중·저준위 방사성폐기물 인도규정 고시(교육과학기술부고시 제2008-65호)
2. 월성제1발전소절차서 방0-6-220(처분제한치미만의 방사성폐기물자체처분절차)
3. 고리1호기 공조설비 개선공사 발생폐기물자체처분 준공보고서(하나검사기술(주) 2008.03)

붕산농축폐액 유리화 특성 연구

조현제, 신상운
한국수력원자력(주) 원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1
cho@khnp.co.kr

1. 서론

붕산농축폐액에 대한 유리화 특성을 규명하기 위하여 한국수력원자력(주) 원자력발전기술원의 유리화 실증시험실에서 모의붕산폐기물을 이용하여 유리화 실증시험을 수행하였다. 유리화 기술은 중금속 및 방사성 핵종들과 같은 유해한 물질들을 유리 구조에 가둬 환경에 누출되지 않도록 영구적으로 격리시키는 기술로서, 시멘트 고화나 폴리머 고화기술이 방사성 핵종들을 물리적으로 가두어 두는 기술인데 반해 유리화는 원자들간의 상호 화학적 결합을 이루도록 하는 기술이다. 따라서 유리화는 우수한 물리·화학적 내구성을 제공하게 되며, 폐기물의 높은 감용 효과도 얻을 수 있다[1]. 폐기물을 유리화하기 위한 최적의 유리조성은 유리첨가제(유리조성체) 선정, 폐기물 특성평가, 유리화 실증시험 단계를 거쳐 결정된다. 유리화 실증시험에서는 시험 편의상 붕산농축폐액 건조분말과 동일한 화학조성의 모의붕산폐기물을 제조하여 고형정제화 하지 않은 상태로 투입하였으며, 모의붕산폐기물을 단독으로 유리화 하는 경우와 W1(가연성잡고체+레진) 폐기물과 모의붕산폐기물을 혼합하여 유리화를 하는 경우를 위해 본 연구에서 개발된 용융유리와 첨가유리를 사용하였다[2]. W1 폐기물과 붕산폐기물의 혼합처리를 위해 개발된 유리조성체는 W1과 붕산폐기물의 투입비율을 고려하여 개발하였다. 본 연구에서는 모의붕산단독폐기물 및 W1+모의붕산혼합폐기물 유리화를 통해 최종 배출된 유리의 균질성 및 폐기물의 최적 투입률 등을 실증시험을 통해 확인하는데 목적이 있다.

2. 실증시험

유리화 실증시험을 위해 저온용융로(Cold Crucible Melter; CCM) 내부에 붕산폐기물용 유리조성체(Borate Glass; BG)를 장입 후 점화용 Ti-링을 놓고 그 위에 다시 BG를 추가 장입하였다. 원활한 폐기물 투입을 위해 폐기물 저장호퍼에 가연성잡고체(DAW)와 수지를 시험 중 충분히 사용할 만큼 채웠으며, 모의붕산단독폐기물을 위한 유리조성체(Borate Frit; BF)와 W1+모의붕산혼합폐기물용 유리조성체(W1BF)를 투입량별로 준비하였다. 모의붕산단독/혼합폐기물과 유리조성용 유리프릿(frit)에 대한 투입비는 유기물 변환율과 산화물 전환율을 고려하여 계산하였다. 단독폐기물 투입시, BG 유리는 BF 유리와 폐기물 무기성분 투입 비율을 산화물 조성에 따라 약 2배로 하여 유리프릿 양을 정하였다. 혼합폐기물의 경우 W1 폐기물과 붕산폐기물 비를 산화물 조성과 무기물 함량에 따라 정하였다. 단독폐기물 및 혼합폐기물 시험시 점화를 위해 사용한 유리는 모두 BG를 사용하여 초기점화를 유도하였다. 단독폐기물 투입운전 조건은 모의붕산시료와 조성용 유리를 3대1 비율로 일정하게 증가시켰으며, 혼합폐기물 투입운전은 W1 폐기물과 모의붕산시료의 투입비율(6대1)을 변경하면서 그에 적합한 비율의 유리조성용 유리프릿을 투입하였다.

3. 결과 및 고찰

3.1 점화특성

고주파 발생기의 점화운전은 30kW에서 시작하여 10kW/분 출력상승률로 기동 후 최초 점화가 일어난 100kW까지 올렸으며, 150kW에서 약 10분 정도 출력을 일정하게 유지한 후 CCM 내부 상태에 따라 점화가 지속되도록 출력을 조절하였다. Ti-링은 약 70kW의 출력에서 ignition을 시작하였다. 점화 직후 Ti-링 산화를 촉진하기 위하여 버블러를 통하여 공기를 공급하고, CCM 내부 상황에 따라 출력을 제어하여 충진된 유리가 충분히 용융되어 안정된 유리 용탕이 생성될 수 있도록 하였다(표1). CCM 내부 상태는 점화 직후, 모든 시험이 Ti-링이 놓여진 위치 주변을 중심으로 동심원으로 유리가 부풀어 오르고 중심 부분의 유리는 녹지 않은 상태로 상당기간 유지되는 현상을 보였으며, 육안관측 결과 유리 점도가 높은 것으로 나타났다.

3.2 시료특성

모의붕산시료에는 3가지 착화합물이 존재하며 붕산농축폐액 건조시 대표적으로 붕소 및 나트륨 산화물이 수분과 착화합물을 형성하기 시작하여 붕사($Na_2B_4O_7 \cdot 10H_2O$) 등으로 석출된다고 추측할 수 있다. 또한 붕산건조물에 의해 최종 유리 조성이 어떻게 변화할지를 예측하기 위해서는 모의붕산시료에 어느 정도의 수분이 함유되어 있는지를 알아야 한다. 그래서 시료에 흡수되어 있는 수분의 양과 붕소화합물과 수화물을 이루고 있는 결정수의 양을

측정한 결과 약 25wt.%로 나타났다. 즉 1회 시험 기간 중 10kg 정도의 시료가 투입되면 이 중 약 2.5kg은 수증기가 되어 배기체로 유입되고 나머지는 배기체로 휘발되지 않는 것만 유리 조성에 영향을 미치는 것으로 나타났다.

3.3 배기체 발생 특성

모의 붕산시료에는 유해가스를 생성시킬 수 있는 물질이 함유되어 있지 않기 때문에 SOx, CO 등의 발생농도는 무시할 정도로 낮았다. 배기팬 전단의 DeNOx 및 stack 에서의 NOx, SOx는 검출되지 않았고, CO 및 CO_2의 값은 낮게 유지되고 있음을 확인하였다(그림1). 초기 폐기물 투입전 후단연소기(Post Combustion Chamber; PCC) 기동시와 최종 폐기물 중단 후에는 배기체 농도가 운전 중일 때에 비해 일시적으로 높게 나타나는 경향을 보였다.

표 1. 모의 붕산시료 유리화 실증시험

		단독폐기물	혼합폐기물
loading 유리/양(kg)		BG/70	BG/70
주요 운전 변수	버블링 압력(bar)	1.5~2.0	
	버블링 유량(Nm^3/h)	0.5~1.0	
	용탕높이(cm)	적정 : 18~20 cm(Max. 20)	
	운전온도(℃)	1,150±30	
폐기물 투입률(kg/h)		10.0(B)	27.4(W1+B)
Frit 투입률(kg/h)		13.2	11.5

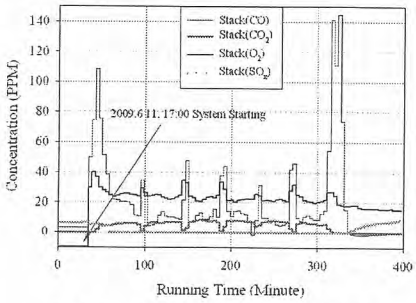


그림 1. Stack에서의 기체 발생 분포

4. 결론

모의붕산단독폐기물에 대한 유리화 시험에서 폐기물 투입을 달리하여 시험한 결과, CCM 투입구에서의 비산 및 막힘이 없이 투입과 동시에 용융됨을 확인하였다. W1+모의붕산혼합폐기물의 경우, W1을 일정하게 유지하고 모의붕산시료 및 단독폐기물용 유리프릿과 혼합폐기물용 유리프릿의 비율을 변경하면서 유리화 특성을 조사하였다. 시험결과 모의붕산단독폐기물 유리화의 경우 폐기물 투입량은 60kg/h, W1+모의붕산혼합폐기물 유리화의 경우 모의붕산시료 투입량은 10kg/h가 적정한 값으로 나타났다. 폐기물 투입 및 배출은 원활하게 이루어졌으며, 폐기물 투입시 CCM 내부 유량에 의한 비산의 영향이 없음을 확인하였다. 각 주기별 시료를 채취하여 ICP-AES(유도결합 플라스마방출분광법: Inductively Coupled Plasma Atomic Emission Spectrometry) 및 전자현미경(Scanning Electron Microscopes; SEM) 분석을 수행하였다(그림2). 각 유리시료에 대해 SEM/ICP-AES 분석을 한 결과 모두 Si 및 B가 대부분을 차지하는 붕규산 유리로 나타났다. 표2는 모의붕산폐기물 유리화로부터 최종 생성된 유리고화체 시료에 대한 ICP-AES 분석결과를 보여주고 있다. 여기서 B_2O_3가 약 20~40% 정도 그리고 SiO_2가 33~47% 기타 LiO_2 및 Al_2O_3가 각각 10% 내외를 함유하고 있음을 보여주고 있다. 이것의 비율은 일반적인 붕규산 유리(SiO_2와 B_2O_3가 70%이상[3])의 함량과 유사한 비율로서, 붕산폐기물을 유리화 할 경우 고품질의 유리가 생성됨을 보여준다.

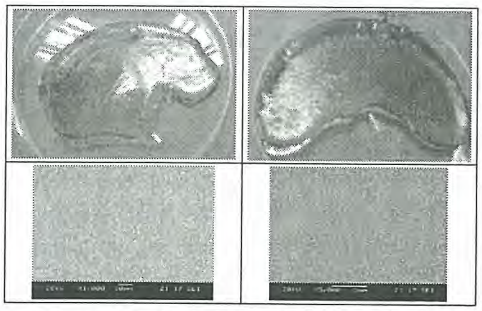


그림 2. 생성유리 및 SEM 분석(좌:단독, 우:혼합)

표 2. 생성유리 분석결과(단위 : wt%)

성분	단독폐기물유리	혼합폐기물유리
B_2O_3	25.2±1.2	38.3±1.8
Na_2O	7.5±0.4	9.5±0.1
SiO_2	44.8±0.4	33.3±1.2
LiO_2	9.3±0.4	7.2±0.5
Al_2O_3	11.8±1.1	10.5±0.5
기타	1.4±0.1	1.2±0.1

*) a±b에서 a는 평균값, b는 표준편차임

참고문헌

[1] J. K. Park et. al., J. Waste Management Vol.18, pp157-167 (1998).
[2] S. H. Shin et. al., NETEC/KHNP Report(TR-E08NS27-S2009-85), pp49-66 (2009)
[3] Henry D. Schreiber et. al., J. American Ceramic Society, Vol.70(No.8) pp581-594 (1987)

유기산 방사성배기체 여과시스템 성능평가

강덕원, 김진길*, 김민제*
한전 전력연구원 대전시 유성구 문지동 103-16
*하나검사기술(주), 경기도 하남시 감북동 412-5
dwkang@kepri.re.kr

1. 개 요

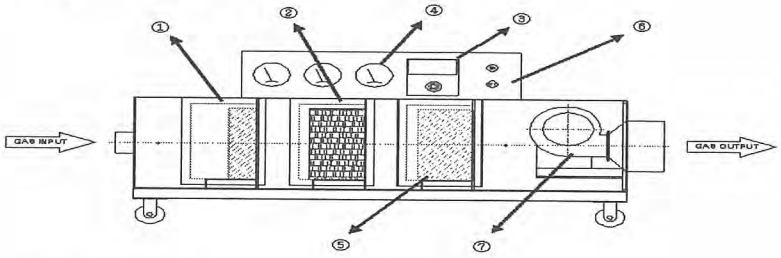
본 기술은 원전 주요 기기 및 SG 제염시 발생하는 유기산 방사성 폐액을 플라즈마를 이용하여 분해시킬 때 발생하는 최종 부산물인 배기체 형태의 방사성 입자를 제거하는 정화기술로 설비의 구성은 Medium Filter, HEPA Filter 및 Charcoal Filter와 배출팬으로 되어 있다. 배기장치의 성능저하와 플라즈마 시스템의 보호를 위해 배출기체의 온도는 80℃이하를 유지토록 설계·제작하였다. 플라즈마 토치를 가동할 경우, 압축공기를 사용하기 때문에 NOx등의 질소산화물이 배출되지만 반응로의 온도가 올라가면서 배출량이 감소되나 상당량의 오존과 수소, 일산화탄소 등이 발생할 가능성이 높으므로 배출기체의 처리는 발전소의 HVAC 계통과 연계시켜 운전하여야 한다. 플라즈마 방전처리공정은 플라즈마 불꽃의 내부가 10,000℃이상이며 외부가 2,000~3,000℃로 반응로내에서 완전분해가 이루어진다. 특히 원자력발전소에서 발생되는 제염폐액은 유기산 폐액인 Na_2 EDTA, Oxalic Acid와 대부분의 원전에서 대표적으로 존재하는 Co 및 Cs 방사성 핵종을 제외하고는 물 이외의 성분의 농도가 크게 다르지 않기 때문에 배출기체에 유해한 성분이 환경 규제치 이상으로 방출될 가능성은 없다. 다만, 유기산 제염액을 사용하기 때문에 유기성분의 함유로 인한 배출기체 중 일산화탄소나 오존 등의 발생량이 높아질 가능성이 있다. 그러나 발전소에서는 HVAC 계통을 통해 발전소 배기구를 통해 방출되기 때문에 소량의 제염폐액 처리시에 발생되는 방사성을 띈 배기체의 처리는 별반 문제시되지 않으며, 본 논문은 장치의 성능시험 운전은 플라즈마 운전에 따른 방사성 배기체가 정화처리 장치 상에서 충분히 제거되는지의 성능 여부를 확인하는데 초점을 맞추었다.

2. 본론

2. 1. 처리 대상 제염폐액의 특성

제염제 개발을 위해 모의 크러드(CRUD-10)인 Na_2 EDTA 0.5%, Oxalic Acid 0.2%, C-5 유기산 0.1%에 방사성 동위원소인 0.313mCi의 Co-60과 0.956mCi의 Cs-137 을 첨가하여 제조하였다. 이러한 모의 크러드를 이용해 플라즈마 운전시 발생하는 방사성 배기체가 정화장치에 의해 충분히 제거되는지의 여부를 확인하였다.

2. 2. 배기체 정화시스템의 주요 사양



① Medium Filter
② HEPA Filter
③ Inverter Controller
④ 차압계
⑤ Charcoal Filter
⑥ 메인 조작 전원
⑦ Fan (송풍기)
⑧ Inlet Sampling Point
⑨ Outlet Sampling Point

2. 3. 배기체 정화장치의 주요 기능 및 사양

가. 정화장치 주요 기능

플라즈마 불꽃의 내부 온도는 10,000℃이상이며 EDTA, Oxalic Acid등이 포함되어 있는 제염폐액은 노즐을 통하여 플라즈마의 내부로 분사된 후 플라즈마내에서 급속히 온도가 올라가면서 기화되며 반응로를 통해 빠져나온 배기기체 여과장치로 유입된다. 배기체 필터는 공정 배기체의 최종 여과장치 역할을 하며 외기의 공기를 정화하거나 오염된 공기를 정화할 수 있는 필터류 3종과 내장형 Fan이 장착되며 있으며 배기체 필터 하우징에는 3개의 필터트레인이 병렬로 설치되어 있다.

나. 여과재의 종류 및 주용도

1) Medium Filter

Gas Filter Unit System 전면부에 설치된 Medium 필터는 주기적으로 4~5개월에 한번씩 점검을 한다. Medium 필터는 유입되는 공기에 존재하는 큰 먼지를 제거하기 위한 전 처리용으로 사용되기 때문에 점검주기가 다른 필터에 비해 빈번히 이루어진다.

2) HEPA Filter

Gas Filter Unit System 내부의 하단에 설치된 HEPA 필터는 미세 먼지까지(DOP 99.97% 이상) 가능한 배가스 처리장치의 최종 단계의 필터로서 분진에 의해 막혀 압력이 상승할 경우에 HEPA 필터를 교체한다.

3) Charcoal Filter (특수 활성탄 필터)

Gas Filter Unit System의 내부에 설치된 특수 활성탄 필터의 형태는 6개의 Tray 형태로 되어 있으며, 활성탄 필터 내부에는 오염된 공기를 제거할 수 있는 방사성기체제거용 첨착 활성탄이 충전되어 있음.

2.4. 배기체정화장치의제염효율평가

가. 시료채취지점

배기체 시료의 채취는 여과장치 전단인 S_1과 여과장치를 거친 후단인 S_2에서 이루어지며 1ℓ용 마리네리 비이커에 포집하여 제염성능을 평가하였다.

나. 시료분석방법

포집된 시료의 농도분석은 전력연구원 방사화학 계측실내에서 자체적으로 분석하였다. 시료의 포집은 연속공기 포집기(Continuous Air Sampler)를 이용하여 1,000cc용 마리네리비이커에 포집한 다음 기체시료의 방사능 준위가 아주 낮음을 감안하여 EG&G ORTEC GEM-40200-9 HPGe Coaxial Detector로 48시간동안 측정하였다.

다. 방사성핵종의제염특성

플라즈마를 이용한 폐액 분해처리시 반응로를 통해 배출되는 기체를 배기체 정화장치의 전·후단 시료 포집구를 통해 포집한 다음 EG&G ORTEC GEm-40200-9 HPGe Detector로 48시간 동안 계측한 결과, 정화장치의 제염 계수값으로 Co-60은 4.4×10^5, Cs-137은 3.2×10^5이상으로 충분히 높은 값을 나타내었다.

표 1. 배기체 정화장치의 제염 계수값

핵종	폐액주의 혼합 방사능량	전단시료(S1) 방사능 (μCi/cc)	후단시료(S2) 방사능 (μCi/cc)	제염계수(DF)	MPCi (mCi/Nm^3)
Co-60	0.313mCi	1.76E-1	4.0E-7	$>4.4\times10^5$	3.0E-6
Cs-137	0.965mCi	2.56E-2	8.0E-8	$>3.2\times10^5$	5.0E-7

3. 결론

일반적으로 Co는 특성상 약 1,500℃까지의 고온에서도 타 원소들의 존재 유무에 관계없이 안정된 고체 산화물(CoO)의 형태로 존재하기 때문에 반응로의 벽면 등에 일부 부착되어 정화장치 전단에서는 Co의 농도가 Cs보다는 다소 낮게 나타났으나 필터를 거치고 난 후단에서는 두 핵종 모두 거의 완벽하게 제거되어 환경방출 최대 허용농도값을 만족시킬 수 있을 정도로 매우 낮게 나타났다. 위와 같은 시험 결과로 볼 때 플라즈마 장치의 배기체 정화목적으로 제작한 배기체 여과장치는 제 성능을 발휘하고 있었으며 원전 현장에서도 곧바로 실적용이 가능한 여과장치임을 확인하였다.

방사성폐기물 시료 내 ^{3}H 및 ^{14}C 시험방법의 유효성

손세철, 송병철, 한선호, 지광용, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
nscsohn@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력 관련 시설이나 방사성동위원소 사용기관 등에서 발생되는 방사성폐기물의 종류는 다양하며, 방사성폐기물의 종류에 따라 이들에 존재하는 방사성 핵종의 종류도 다르고 농도도 또한 크게 차이가 있다. 따라서 방사성폐기물 시료 내 핵종을 정밀·정확하게 분석하기 위해서는 시험분석 대상 시료의 특성에 적합한 표준화된 시험방법을 적용하는 것이 매우 중요하다. 측정 또는 분석에 적용되는 시험방법의 표준화에 관해서는 국제표준화기구(International Organization of Standardization, ISO)에서 제공하고 있는 ISO/IEC 17025:2005 지침서 등을 비롯한 세계 여러 기관에서 제공하고 있는 문헌들에 자세하게 기술되어 있다[1, 2]. 시험방법을 표준화하기 위해서는 적용하고자 하는 방법에 대한 유효성을 평가하는 과정이 필요하다. 문헌에 의하면, 유효성을 확인하기 위해서는 시험방법이 시험목적에 적합한지의 여부를 검증하는 유효성 수행인자의 평가가 우선 필요하다. 측정 및 시험방법의 유효성 확인의 첫 번째 단계는 무엇을 측정하고자 하는 지를 정의하는 것이며, 이는 측정할 존재에 대한 정성적인 설명 및 양을 뜻한다. 유효성 확인의 두 번째 단계는 성능 변수라고도 불리는 성능 특성을 결정하는 것이다. 이러한 성능 특성에는 선택성, 직선성, 매질 효과, 감도, 정확도, 정밀도(반복성 및 재현성), 진도 또는 편의, 인증표준물질 또는 표준물질, 첨가 시료, 참조 방법, 검출 및 정량한계, 범위, 둔감도 및 측정불확도와 같은 변수들이 있다.[3, 4]

본 논문에서는 방사성폐기물 시료 내 핵종 분석과 관련하여 본 연구실에서 자체 개발하여 적용하고 있는 ^{3}H 및 ^{14}C 시험방법에 대한 유효성을 평가하고 그 결과를 제시하고자 하였다.

2. 본론

가. 시험방법의 요약

방사성폐기물 시료를 산화제 및 보조 산화제와 황산용액으로 산화·용출시키는 과정에서 ^{14}C는 He 기체 운반체를 사용해서 Carbo-sorb 용액으로 포집하여 ^{14}C 측정에 사용하고, 증류 용기에 남아있는 용액 중에서 일정량을 증류하여 ^{3}H 측정에 사용한다. 증류 용액은 일정량의 칵테일에 혼합한 후 액체섬광계수기로 방사능을 계측하여 ^{3}H와 ^{14}C의 방사능을 측정한다.

나. 장치 및 시약

방사성폐기물 시료로부터 ^{3}H 및 ^{14}C를 회수하기 위해 500 mL의 둥근바닥 플라스크가 장치된 증류 시스템을 이용하였다. 산화제로는 기본적으로 sodium peroxodisulfate와 보조 산화제 silver nitrate를 사용하고, 계측용 칵테일로는 Ultima-Gold XR(^{3}H)와 Permafluor E^{+}(^{14}C)를 사용하였으며, 이산화탄소 흡수제로는 Carbo-Sorb 용액을 사용하였다. 방사능 계측기에는 액체섬광계수기(Liquid Scintillation Counter, model 2560 TR/XL, Packard)를 이용하였다. 측정시스템은 ^{3}H, ^{14}C 및 백그라운드 비소광 표준물질을 이용하여 자체 보정하였다. 소광 정도에 따른 계측효율을 구하기 위해 소광 표준물질을 이용하여 QIP (Quenching Indicator Parameter)에 따른 계측효율을 계산하였다.

다. 시험방법의 유효성 확인

방사성폐기물 시료 내 ^{3}H 및 ^{14}C 시험방법에 인용된 참조 방법은 ISO/IEC 17025:2005에서 제시하고 있는 1) 국제규격, 국가규격 또는 지역규격으로 사용되는 방법, 2) 저명한 과학기술 기관이 발표한 방법, 3) 관련 과학 서적이나 학술지에 발표된 방법을 기준으로 작성하고 이를 시험분석에 적용하였다.

시험방법의 정확도(회수율) 및 정밀도는 표준물질을 사용하여 확인하였으며, 방사성동위원소 폐기물을 예로 들어 확인한 결과는 다음과 같다. ^{3}H의 경우에는 표준물질을 일정량 취하여 황산 매질에서 충분히 반응을 시킨 후 증류된 ^{3}H (HTO)를 포집용기에 포집하여 ^{3}H를 분리하였다. 포집된 시료 중에서 일부를 취하여 칵테일 (Ultima-Gold XR)과 혼합한 후 LSC를 이용하여 계측하였으며, 이때 계측효율은 35 %이었다. ^{3}H 분석에 관한 시험결과의 정확도를 계산한 결과, 회수율은 (98.7 ± 2.0) %로 나타났으며,

시험결과에 대한 정밀도는 ±5 % 이내인 것으로 확인되었다. ^{14}C의 경우에는 표준물질을 일정량 취하여 증류장치에 가한 후 He 기체를 계속 흘려주면서 환류 및 가열하여 $^{14}C(^{14}CO_2)$를 흡수체가 첨가된 포집용기에 포집하였다. 포집한 시료는 칵테일 (Permafluor E')과 혼합한 후 LSC를 이용하여 계측하였으며, 이때 계측효율은 약 80 %이었다. ^{14}C 분석에 관한 시험결과의 정확도를 계산한 결과, ^{14}C의 회수율은 (92.5 ± 3.6) %로 나타났으며, 측정 결과에 대한 정밀도는 ±7 % 이내인 것으로 확인되었다.

방사능 계측의 최소검출방사능은 주어진 신뢰도에서 검출될 수 있는 최소 방사능을 말하며 이는 계측 장비의 백그라운드, 계측효율, 계측시간 및 시료 양 등에 의해 결정된다[5]. 방사능의 검출한계를 낮출 수 있는 가장 효과적인 방법은 시료 양을 크게 하거나 계측시간을 길게 하는 방법이 있으나 시험조건에 따라서 상호보완적이어야 한다. 방사성동위원소 폐기물 시료를 대상으로 액체섬광계수기에 의한 ^{3}H 및 ^{14}C 핵종의 최소검출방사능 농도는 각각 0.02 Bq/g 및 0.01 Bq/g로 계산되었다. 방사선 계측 장비는 방사성 표준물질에 의하여 바탕값 및 측정효율 등이 보정되어야 한다. 사용된 표준물질은 Perkin Elmer사로부터 구입한 ^{3}H Ultima Gold Quenched Standard 및 ^{14}C Ultima Gold Quenched Standard이었으며 이들은 모두 소급성이 확인된 인증표준물질이었다.

방사성 핵종분석에 활용되는 시험방법 및 계측장비에 대해서는 주기적인 점검을 통해 품질관리를 수행하였다. 품질관리는 표준물질을 이용한 회수율을 측정하여 결과로부터 품질관리도를 작성하고 이를 통해 시험방법 및 계측 장비에 대한 신뢰도를 평가하였다.

측정불확도 추정[6]에는 바탕값 시료, 시료 중 핵종 회수, 방사성 표준시료로부터 회수한 시료 및 방사성 표준시료에 대한 핵종 방사능량 측정, 표준시료의 회수율 측정, 실제시료 중 핵종 방사능량 측정 등에서 오는 불확도 요인 등을 평가하였다. 측정불확도 추정결과, 방사성폐기물 시료 내 ^{3}H 및 ^{14}C 시험방법에 대해 합성 상대표준불확도는 시료의 유형에 따라 (2~10) % 범위인 것으로 계산되었다.

3. 결론

본 논문에서는 방사성폐기물 시료 내 핵종 분석과 관련하여 본 연구실에서 자체 개발하여 적용하고 있는 ^{3}H 및 ^{14}C 시험방법에 대한 유효성을 평가하고 그 결과를 제시하였다. 유효성 평가 항목에 대한 확인결과, 방사성폐기물 시료 내 ^{3}H 및 ^{14}C 시험방법에 인용된 참조 방법은 ISO/IEC 17025:2005 지침에서 제시하고 있는 기준에 적합하고 유효성이 검증된 시험방법인 것으로 판단된다. 또한 시험방법에 대한 정확도, 정밀도(재현성 및 반복성), 검출한계, 품질관리도 및 측정불확도 등의 확인을 통해 시험방법의 유효성을 확인을 위한 기본적인 요소들에 대해 검토하였다.

참고문헌

1. ISO/IEC 17025, "General Requirements for the Competence of Testing and Calibration Laboratories", ISO, 2005.
2. "Guide to Quality in Analytical Chemistry", CITAC/ Eurachem Guide 2003.
3. KOLAS G-015, "화학적 시험방법의 유효성 확인을 위한 KOLAS 지침", 기술표준원, 2008.
4. M. Thompson, S. R. Stephen, and R. Wood, "Harmonized Guidelines for Single-Laboratory Validation of Methods of Analysis", Pure & Appl. Chem., 74, 835-855, 2002.
5. Michael F. L'Annunziata, "A Handbook of Radioactivity Analysis", pp. 316-318, Academic press, San Diego (1998).
6. "Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement", ISO, 1993.

사용 후 산화물 핵연료의 전해환원공정에서 발생한 LiCl 염폐기물 재생기술

정진석, 조용준, 이한수, 김인태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
dijanghds00@kaeri.re.kr

1. 서론

사용 후 산화물 핵연료의 전해환원공정(electrolytic reduction)은 사용 후 핵연료를 고온용융 LiCl계에서 Li_2O를 이용하여 산화물 핵연료를 금속으로 전환시킨다. 이때 U, TRU 및 희토류핵종들은 거의 대부분의 산화물로 전환되지만 1족 및 2족 핵종들은 염화물형태로 LiCl 염내에 존재하며 전해환원공정이 진행됨에 따라 1·2족 핵종의 발열로 더 이상 LiCl 사용이 불가능해지므로 LiCl 을 교체해야하므로 폐기물로 발생되며 이러한 LiCl 염 폐기물은 고방열성 핵종들을 포함하고 있기 때문에 모두 안정한 형태로 고화처리 되어야 하므로 최종 폐기물의 양이 크게 증가하게 된다. 따라서 1, 2족 고방열성 핵종을 분리한 후 분리된 고방열성 핵종만을 고화처리하고 나머지 정제된 LiCl염은 전해환원 공정에 재사용하는 방법을 사용한다면 기존의 "throw-away" 방법에 비하여 폐기물의 양을 획기적으로 줄일 수 있다. 따라서 본 연구에서는 경막형 용융결정화 방법을 이용하여 LiCl 염 폐기물 내 포함되어 있는 Sr, Cs 의 분리효율을 최적화하기 위해 냉각공기의 유량, 초기용융염 온도, 그리고 결정생성율 등의 실험조건에 대한 연구를 수행하였다.

2. 실험 및 결과

본 실험에 사용한 경막결정화 장치의 모습을 그림 1에 나타내었다. 장치는 크게 결정판 외부에 결정을 생성시키는 결정화로, 결정판외부에 형성되어 있는 결정을 용융시켜 분리하는 용융로, 결정판 및 이동장치, 냉각공기 투입장치 그리고 온도변화 display계로 구성되어 있다. 수분에 의한 공정장치의 부식을 최소화하기 위하여 수분이 20ppm 미만으로 유지되는 glove box내에 모든 장치를 설치하였다. 정화로와 용융로는 3개의 결정판으로 결정생성 및 결정분리공정을 수행할 수 있으며 최대한의 dead zone을 줄여 염분리 효율을 최대하기 위하여 직사각형 구조로 이루어져 있다. 부식을 최소화하기 위하여 인코넬 600 재질을 이용하여 반응기를 제작하였다. 3개의 결정판을 사용하여 결정에 의한 회수율을 높이도록 결정판을 제작하였으며 결정판 내부는 최대한 균일한 온도분포를 나타내도록 하기 위하여 10mm 간격으로 baffle을 설치하였다. 결정판에 주입되는 냉각공기 온도와 배출되는 온도를 측정하기 위하여 냉각공기 투입구와 3개의 결정판 출구에 각각 TC를 설치하여 온도측정이 가능토록 하였다. 결정화공정 중 온도변화는 온도신호를 data acquisition system을 이용하여 on-line으로 관찰할 수 있도록 하였다.

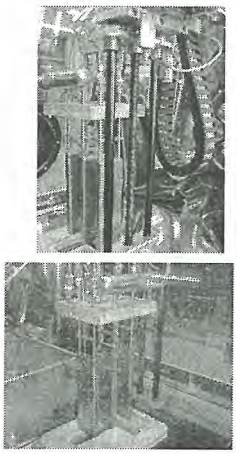


그림 1. 경막결정화 장치

결정화 운전 중 시간에 따른 냉각판 출구온도 및 용융염 온도를 on-line으로 관찰하여 공융염의 온도가 610℃이하가 되거나 냉각판 출구온도의 변화가 더 이상 발생하지 않았을 때 냉각공기 주입을 중지하고 결정판을 용융염층에서 들어 낸 후 이를 650℃로 가열되어 있는 용융로에 주입하여 결정판 외부에 형성되어 있는 결정을 용융/분리하였다. 용융/분리된 LiCl은 glove box 외부로 반출하여 냉각시킨 후 무게를 측정하고 약 2,000 ml의 증류수에 전체를 용해시킨 후 AA분석기기를 이용하여 결정 내 포함되어 있는 Cs 및 Sr의 농도를 측정하였다. 이러한 조작을 수차례 반복하여 용융염층의 높이가 낮아 더 이상 결정이 불가능할 때 까지 결정화조작을 수행하였다.

그림 2는 LiCl염내 포함되어 있는 초기 핵종농도에 따른 상평형도를 나타내었는데 경막결정화 공정을 통해서 고효율로 핵종을 분리할 수 있는 냉각온도의 하한은 약 420℃인 것을 알 수 있다. 그림 3에는 실험으로 얻어진 결정 flux [g/min.cm^2]에 따라서 결정 내 존재하는 Cs 및 Sr의 무게분율(=Kd)의

변화양상을 나타내었다. 그림에서 볼 수 있듯이 결정 flux가 약 0.2 까지는 Kd값에 큰 변화가 없었으나 0.2 이상이 되면 크게 증가하는 것을 볼 수 있다. Kd값이 증가한다는 것은 결정화로 분리해낸 LiCl 결정 중에 Cs 및 Sr의 농도가 높아 낮은 분리효율을 나타낸다는 것을 의미하므로 본 장치를 이용하여 높은 핵종분리 효율을 얻기 위해서는 0.2 이하의 결정 flux 조건에서 운전이 이루어져야 한다는 것을 알 수 있다. 낮은 결정 flux로 운전을 수행할 경우 높은 핵종분리 효율을 얻을 수 있으나 1번의 결정화 조작으로 얻는 결정의 양이 작아 90% 정도의 결정화수율을 얻기 위해서는 여러 번 결정화 조작을 하여야 하기 때문에 운전시간이 길어지는 단점이 발생하게 된다. 따라서 경막결정화를 이용한 핵종분리공정에서 높은 핵종분리효율 및 가능한 짧은 운전소요시간을 동시에 얻기 위해선 용융염의 높이에 따라서 즉, 용융염양의 양의 따라서 냉각공기 유량을 변화시키는 것이 필요하다는 것을 알 수 있다. 본 실험에서 총괄적으로 얻어진 결정수율 및 핵종분리효율을 그림 4에 나타내었는데 lab-scale I/II족 핵종분리 장치를 이용하여 90% 정도의 결정화 수율이 가능하다는 것을 알 수 있었고 높은 핵종분리 효율이 가능하다는 것을 알 수 있다.

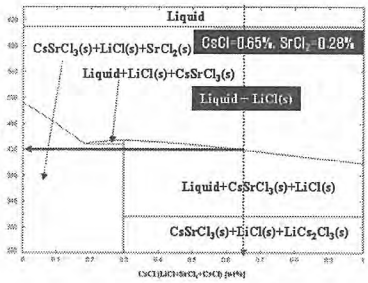


그림 2. 상평형도

그림 4를 보면 CsCl 및 $SrCl_2$ 모두 90%의 결정화율에서 핵종분리효율은 80%이상을 나타내었으며 특히 #E-3 실험은 25 l/min의 낮은 유속에서 실험을 수행하여 모두 작은 결정 flux값을 나타낸 경우인데 이 경우 90%의 결정화율에서 90% 정도의 핵종분리효율을 나타낸다는 것을 알 수 있다. 모든 경우 90% 이상의 핵종분리 효율은 80%의 결정화수율에서 얻을 수 있었다.

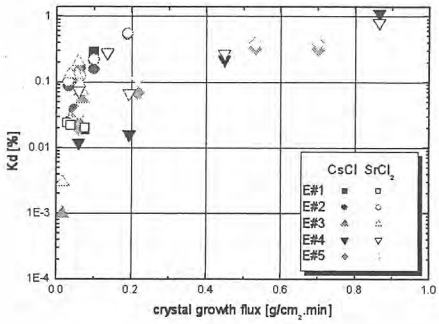


그림 3. 결정 flux가 핵종분산에 미치는 영향

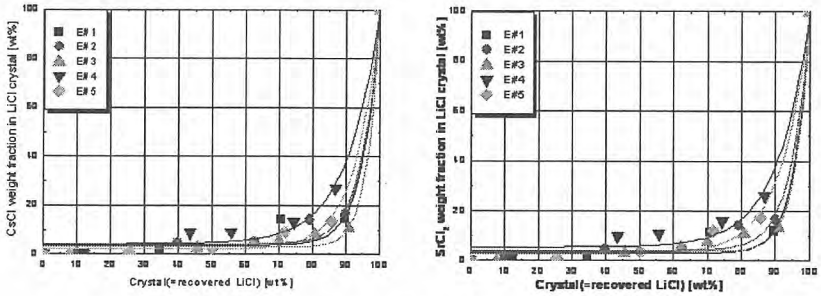


그림 4. 경막결정화에 의한 Cs 및 Sr핵종 분리특성

산화물 사용후 핵연료 파이로공정발생 공융염폐기물 재생기술

이태교, 조용준, 양희철, 이한수, 김인태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
tklee@kaeri.re.kr

1. 서론

산화물 핵연료의 전해정련 공정은 핵 비확산성, 환경친화적 및 경제성이 부과된 기술로 물을 사용하지 않고 NaCl-KCl 이나 LiCl-KCl 공융염을 사용하여 용융염내에서 사용 후 핵연료 내에 존재하는 U, Pu와 함께 장수명핵종인 마이너악티나이드(Np, Am, Cm)를 회수할 수 있다. 이 때 발생되는 염폐기물에는 희토류과 소량의 악티나이드등의 염화물을 포함하고 있다. 공융염폐기물에서 순수한 염을 회수하여 재활용하는 기술은 폐기물의 양을 최소화 할 수 있으며 또한 전해정련 공정의 경제적 측면에서도 매우 중요하다. 전체적인 공융염 재활용공정에 대한 개념도를 그림 1에 나타내었다. 공융염 재활용공정은 크게 공융염내 존재하는 희토류핵종을 산화물로 전화시켜 순수한 염층과 침전층으로 분리하는 공정과 침전층내 존재하는 잔류 공융염을 증류공정을 이용하여 휘발/응축시켜 회수하는 공정으로 구성되어 있다. 잔류 공융염과 분리된 희토류 침전물은 고화체를 제조하기에 적당한 산화물형태로 처리된 후 고화된다. 공융염폐기물에서 70 wt% 이상의 공융염이 산화/침전공정에서 회수되며 전해정련공정에 재활용되기 위해서는 순수한 염 이외에 다른 불순물이 존재하지 않아야 한다. 산화/침전 공정에서 산화제를 사용할 경우 미반응 상태로 존재하는 산화제를 제거해야하는 추가공정이 필요하게 되며, 부반응으로 인해 공융조성이 변화하여 다시 전해정련공정에 재사용하는데 많은 제약이 발생된다. 따라서 본 연구에서는 공융염내 존재하는 희토류 염화물을 분리해냄에 있어 공융조성을 변화시키거나 불순물이 존재하지 않는 방법인 산소가스를 이용하여 LiCl-KCl 공융염내에 존재하는 희토류염화물들을 산화 침전시켰으며, 반응온도에 따른 산화율 특성과 산소와의 반응으로 생성되는 희토류침전물들의 특성파악에 대한 연구를 수행하였다.

2. 실험 및 결과

본 연구에서 사용한 lab-scale 산화/침전 장치는 산화반응기, 공융염이송장치, 침전조 그리고 층분리장치로 구성되어 있다(그림 2). 본 장치를 사용하여 공융염폐기물내 존재하는 희토류 핵종을 산화물로 전환시킨 후 침전시켜 상부의 순수염층과 하부의 침전물층으로 분리한 후 기계적 방법을 이용하여 두 층을 분리하였다. 표 1은 경수로에서 발생되는 산화물 핵연료 폐기물 속에 포함된 희토류의 무게, 방사능 그리고 붕괴열을 나타낸 표이다. 본 연구에서는 공융염폐기물 내 주로 포함되어 있는 8종의 희토류 핵종을 사용하였다(Y/ La/ Ce/ Pr/ Nd/ Sm/ Eu/ $GdCl_3$). 2000 g의 공융염과 총 48 g(각각 6 g)의 희토류핵종을 건조한 후 사용하여 실험을 수행하였다. 산소유량은 균일흐름영역을 유도하는 최대유량으로 계산된 5 L/min을 사용하였으며 3 mm-hole cross type 분산관을 사용하였다. 반응시간에 따른 희토류 염화물들의 산화/침전 정도를 측정하기 위하여 일정시간 간격으로 석영관을 이용하여 침전반응 중 공융염을 약 9g정도 채취하였다. 채취한 염을 500ml 증류수에 용해하여 여과한 후 ICP-AES를 이용하여 수용액내 존재하는 희토류 이온의 농도를 분석하였다. 공융염내 존재하는 희토류염화물을 옥시염화물 혹은 산화물 등의 공융염에 불용성인 침전물로 전환시킨 후 침전물과 순수 공융염을 분리하는 것을 목표로 하고 있기 때문에 반응종결 후 완전한 층분리 (순수염층, 침전물층)가 이루어지도록 하는 것은 매우 중요하다. 본 연구에서 완전침강을 위하여 공융염의 용융상태에서 7시간 정도의 침강시간이 소요되었으며 이러한 침강시간이 지난 후 공융염은 상부의 순수염층과 하부의 침전물층으로 깨끗한 층분리가 발생하다는 것을 알 수 있었다(그림 3). 이때 상부염층에는 희토류 침전물이 존재하지 않았다. 온도(700-800 ℃) 및 분산시간에 따른 희토류의 산화효율을 그림 4에 나타내었다. 그림에서 볼 수 있듯이 700 ℃의 경우는 12시간을 운전하여도 희토류핵종들의 효율을 90%를 넘지 못하였으나 750 ℃에서는 희토류핵종들이 12시간 분산시간 경과 후에 99%이상의 효율을 보였다. 그러나 공융염의 온도가 800 ℃인 경우에는 약 6시간의 분산시간 후에 모든 희토류핵종이 99% 이상의 산화효율을 나타냄을 알 수 있다.

표 1. PWR에서 발생되는 사용 후 핵연료 속에 포함 된 희토류

Lanthanide	GRAM	CURI	WATT
Y	6.41×10^{2}	9.01×10^{4}	4.99×10^{2}
La	1.66×10^{3}	1.49×10^{-10}	1.09×10^{-12}
Ce	3.24×10^{3}	1.57×10^{4}	1.04×10^{1}
Pr	1.52×10^{3}	1.59×10^{4}	1.16×10^{2}
Nd	5.52×10^{3}	2.16×10^{-9}	0.00
Pm	4.13×10^{1}	3.83×10^{4}	1.37×10^{1}
Sm	1.11×10^{3}	5.15×10^{2}	6.04×10^{-2}
Eu	2.12×10^{2}	1.44×10^{4}	8.95×10^{1}
Gd	1.48×10^{2}	1.11×10^{-1}	9.99×10^{-5}
Tb	3.25×10^{0}	3.69×10^{-5}	3.00×10^{-7}
Dy	1.89×10^{0}	0.00	0.00
Ho	1.97×10^{-1}	3.86×10^{-3}	4.27×10^{-5}
Er	7.12×10^{-2}	0.00	0.00
Tm	6.34×10^{-5}	1.93×10^{-4}	3.61×10^{-8}

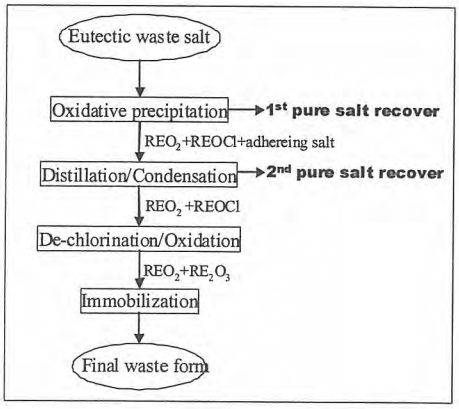
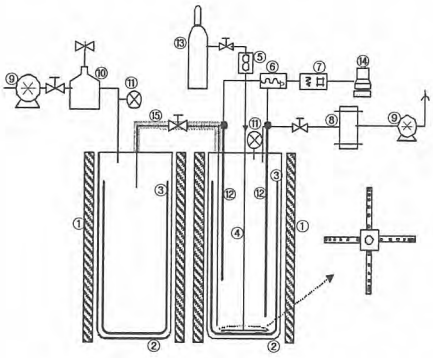


그림 1. LiCl-KCl 염폐기물 처리공정 개략도



① electric heater
② SUS column
③ alumina crucible
④ oxygen sparger
⑤ oxygen flow meter
⑥ differential pressure sensor
⑦ A/D converter
⑧ Cl_2 gas scrubber
⑨ dry vacuum pump
⑩ pressure tank
⑪ pressure indicator
⑫ superalloy tube
⑬ oxygen tank
⑭ computer
⑮ line heater

그림 2. Lab-scale 산화/침전 장치

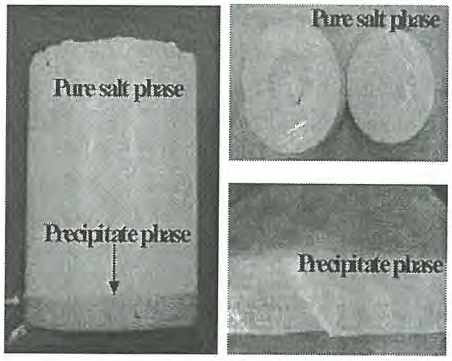


그림 3. 침전반응 종결 후 순수염층과 침전층

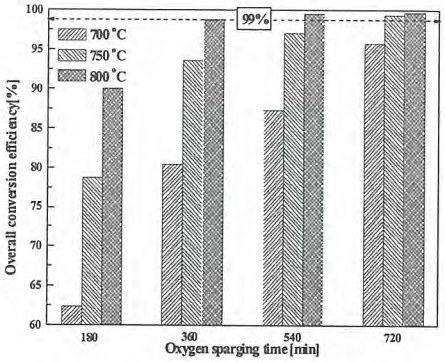


그림 4. 산소분산 시간 및 공융염온도에 따른 RE 산화효율

희토류 침전물 함유 LiCl-KCl 공융염 증류공정에서 장치 형태에 따른 공융염 증기 응축거동에 관한 연구

은희철, 양희철, 이한수, 김인태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1번지
ehc2004@kaeri.re.kr

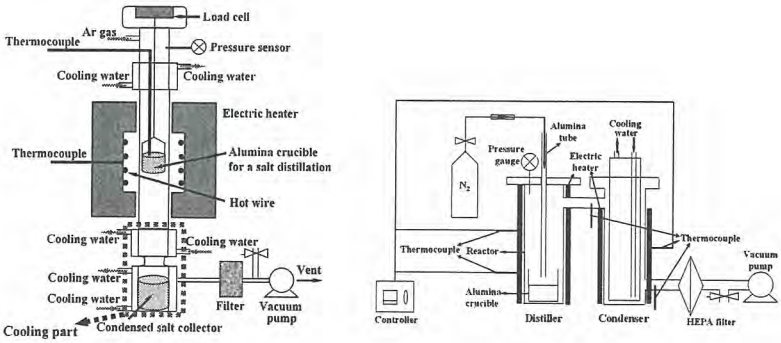
1. 서론

LiCl-KCl 공융염을 사용하는 전해정련공정은 pyrochemical process의 주요 공정으로 고준위 핵종인 희토류 염화물을 함유한 공융염 폐기물을 상당량 배출하는 문제점을 가지고 있다[1,2]. 이를 해결하기 위해 한국원자력연구원에서는 산소분산법을 이용하여 공융염내에서 희토류 핵종을 산화침전시켜 분리하는 공정을 개발하였으며, 기존의 침전촉진제를 주입하는 방법에 비해 훨씬 더 효과적임을 확인하였다[1]. 그러나 이 공정에서 발생되는 침전층에는 희토류 침전물외 약 85-90 wt%의 공융염이 함유되어 있으며, 고준위 폐기물 발생량을 최소화하기 위해서는 반드시 공융염의 추가적인 분리가 필요하다. 공융염과 희토류 침전물간의 분리를 위한 방법으로 2차 폐기물을 발생시키지 않는 증류공정이 사용될 수 있으며, 공융염과 희토류 산화침전물과의 증기압 차가 비교적 크기 때문에 분리가 효과적으로 이루어질 수 있다[3]. 따라서 증류공정을 통해 순수 공융염을 분리할 수 있으며, 이 때 분리된 순수 공융염의 회수는 전해정련공정에서의 재활용에 의한 경제성 확보와 발생폐기물을 최소화에 큰 기여를 할 수 있다.

본 연구에서는 희토류 침전물을 함유한 공융염에서 순수 공융염의 회수를 목적으로 희토류 침전물 함유 LiCl-KCl 공융염 증류시험을 실시하였으며 장치형태에 따른 공융염 증기의 응축형태를 살펴보았다.

2. 실험 및 결과

공융염 증류공정에서 휘발된 공융염을 효과적으로 회수하기 위해서는 공융염 증기의 응축특성을 파악하여야 한다. 이를 위해 본 연구에서는 세 가지 형태의 증류장치를 이용하여 공융염 증류시험을 실시하였고 이 때 발생된 공융염 증기의 응축형태를 살펴보았다. 사용한 장치의 형태는 내부압력을 일정하게 유지시키기 위해 진공장치를 이용하여 연속적으로 흡인하며 증류하는 형태와 일정온도에서 진공장치의 흡인을 중단하고 장치내 온도구배를 이용하여 증류하는 형태로 나눌 수 있다. Fig. 1은 내부압력을 일정하게 유지시키며 증류시험을 수행할 수 있는 장치들의 개략도를 나타낸 것이다. Fig. 1 (a)는 cooled jacket을 이용하여 공융염 증기를 응축하는 장치이며, Fig. 1(b)는 cooled cylinder를 이용하여 공융염 증기를 응축하는 장치이다.



(a) Cooled jacket type (b) Cooled cylinder type

Fig. 1. Schematic diagrams of LiCl-KCl molten salt distillation equipments.

Fig. 1(a)의 장치를 이용하여 공융염 증류시험을 실시한 결과 공융염 증기는 Fig. 1(a)에 점선으로 나타낸 냉각부에서 대부분 응축 및 침적되었고 일부의 미세한 공융염 응축입자들이 stainless mesh로 제

작된 필터에 포집되었다. Fig. 1(b)에 나타낸 장치에서는 공융염 증기가 cooled cylinder와 필터에 비슷한 양으로 침적 및 포집되었다. Fig. 1에 나타낸 장치들에서 침적된 공융염은 덩어리 형태와 미세한 입자형태를 보였다. 덩어리 형태로 침적된 공융염은 침적된 위치에서 증기상으로 접촉(또는 충돌)하여 급격한 속도로 액체상을 거쳐 고체상으로 전환되고 이 과정에 의한 침적이 반복됨에 의해 형성된 것으로 판단되며, 이 형태로 침적된 공융염은 회수가 용이하였다. 반면 미세한 입자형태의 공융염은 증기상에서 충돌없이 냉각부를 지나감에 따라 바로 고체상으로 전환되어 형성된 것으로 사료되며, 유체의 흐름에 동반되어 흐름의 방향이 바뀌는 곳과 필터에서 대부분 침적 또는 포집되었다. 이와 같이 침적 또는 포집된 입자형태의 공융염은 회수가 쉽지 않으며 장치 운전에 문제를 야기할 수 있다. 또한, 공융염은 휘발할 때 각각의 가스상 염화물(가스상의 LiCl과 KCl)로 휘발되기 때문에 각각의 염화물이 응축되어 침적 또는 포집될 것이며, 침적되는 위치에 따라 공융염의 조성이 달라질 수 있다. 실제 이 장치들에서 회수된 공융염내 LiCl과 KCl의 함량을 분석한 결과 냉각부에서 회수된 염과 필터에 포집된 염이 다른 값을 보임을 확인하였다. 따라서 휘발된 공융염을 효과적으로 회수함은 물론 회수한 공융염을 재활용하기 위해서는 공융염 증기가 한 지점에서 하나의 덩어리 형태로 응축되어야 할 것이다. 이상의 염의 불필요한 침적문제를 해소하고 응축된 염의 회수를 용이하게 하기 위해 새로운 개념의 증류장치를 개발하였다. 이 장치는 일정온도에서 진공장치의 흡인을 중단하고 장치내 온도구배를 이용하여 공융염을 증류 및 응축·회수하는 장치로서 공융염 증기가 냉각부의 회수용기에서만 대부분 응축 및 침적되어 쉽게 회수되었으며, 회수된 염의 조성은 전해정련에서 사용되는 공융염의 조성과 거의 일치하였다.

3. 결론

본 연구에서는 희토류 침전물을 함유한 공융염에서 순수 공융염의 회수를 목적으로 희토류 침전물 함유 LiCl-KCl 공융염 증류시험을 실시하였고, 장치형태에 따른 공융염 증기의 응축형태를 살펴보았으며, 다음과 같은 결과를 얻었다. 내부압력을 일정하게 유지하며 연속적으로 진공장치로 흡인하는 형태의 증류장치에서는 회수가 용이한 덩어리 형태와 회수가 어려운 입자형태 즉, 두 가지 형태의 공융염이 침적 및 회수되었고, 회수된 위치에 따라 염의 조성이 상이하게 나타났다. 그러나 일정온도에서 진공장치의 흡인을 중단하고 장치내 온도구배를 이용하여 공융염을 증류 및 회수하는 장치를 통해 공융염 증기를 쉽게 회수할 수 있었으며, 회수된 염의 조성은 전해정련에서 사용되는 공융염의 조성과 거의 일치하였다.

참고문헌

[1] Y. J. Cho, H. C. Yang, H. C. Eun, E. H. Kim and I. T. Kim, Characteristics of oxidation reaction of rare-earth chlorides for precipitation in LiCl-KCl molten salt by oxygen sparging, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 43, 10, 1280-1286, 2006.

[2] H. C. Eun, Y. J. Cho, H. C. Yang, H. S. Park, E. H. Kim, I. T. Kim, J. Radioanal. Nucl. Chem., 274(3), 621-624, 2007.

[3] Garicia E., Dole V. R., Griego W. J., Lovato J. J., Axler K., Distillation separation of actinides from waste salts, Nuclear Materials Technology 1994 report, 61, (1994).

실 드럼으로 부터의 특성시험용 코아 시편채취

곽경길, 김태국, 유영걸, 제환경*, 박준석*, 황석하*, 이승구*
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
*한일원자력(주), 안양시 만안구 안양7동 202-4 동양 벤처스텔
nkkkwak@kaeri.re.kr

요약

"방사성폐기물 고화체의 물성시험"에 사용되는 시편은 실험실적으로 제조한 소규모 모의 고화체 시편과 고화공정에서 직접 채취한 소규모 시편, 200L 드럼으로부터 코아시편을 채취 가공하여 만든 시편과 같이 3종류가 있다. 고화공정에서 발생되는 고화체는 일반적으로 200 L 드럼에 주입되며, 고화체의 균일성 정도는 고화공정의 특성, 폐기물/고화매질 혼합비, 200 L 고화체 드럼의 냉각방식에 따라 다르다. 따라서, 실험실에서 제조한 시편과 공정에서 채취한 소규모 시편은 실제 고화공정을 대표할 수 없으며 또한 실제 발생된 고화체의 조성과도 동일하다고 볼 수 없다. 따라서 200 L 실드럼으로부터 코아시편을 채취하여 만든 시편이 고화공정과 고화체를 대표할 수 있는 시편으로 볼 수 있다. 기 발생고화체(시멘트와 파라핀 고화체 및 잡고체 폐기물)의 영구처분을 위하여 과기부 고시 05-18호 "폐기물 인도기준" 규정과 한국방사성폐기물관리공단의 중·저준위 방사성폐기물 인수기준(안)의 준수 여부를 평가하기 위하여 각 원전의 대표 드럼에 대하여 특성평가시험인 압축강도, 침출, 침수, 열 순환, 내방사성 영향시험을 수행하기위해 실 드럼으로부터 원통형 코아시편을 채취하여 이를 시험검사에 필요한 시험시편으로 가공한 후 표준 특성시험법을 이용하여 물성들을 평가하며 특성평가시험을 위한 시편으로는 L/D=2, L/D=1인 두 종류의 시편을 가공하였으며 압축, 침수, 열순환 및 방사선조사시편은 L/D=2시편을 제조하였고 침출시험시편은 L/D =1인 시편을 채취하였다.

1. 서론

실 드럼코아시편채취장치로부터 채취되는 시편은 침출/내수성 시험, 압축강도 측정시험, 열 순환 시험 등 의 파괴적 물성시험을 수행하기 위해서 채취되는 시편으로 구조적건전성은 물론 시료채취시 작업환경 즉 물등에 의해 시편특성에 변화를 주는 요인으로부터 안전성이 유지되어야하며 채취된 원통형 코아시편은 표준특성시험법에 적합한 시편으로 가공되며 각종 특성시험을 수행하기에 필요한 시편의 갯수는 최소13개이상의 시편확보가 필요하다.

2. 시험방법 및 결과

2.1 고화폐기물시편에 대한 시험기준

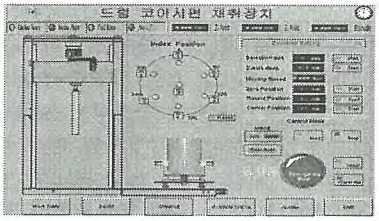
표 1. 한국방사성폐기물관리공단의 중·저준위방사성폐기물 인수기준(안)

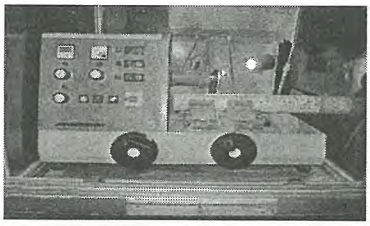
구 분	시험 항목	관 련 기 준
○ 구조적 안정성	압축강도 시험	경질의 경우 : KS F 2405, 연질의 경우 : KS F 2351
	침수시험	NRC 「Technical Position on Waste Form, Rev.1」
	열순환시험	ASTM B553
	방사선조사시험	NRC 「Technical Position on Waste Form, Rev.1」
○ 침출성	침출시험	ANS 16.1
○ 실물크기시험	침수시험	ANS 16.1
○ 물리적 특성	유리수 측정 *	ANS 55.1와 유사한 방법 적용

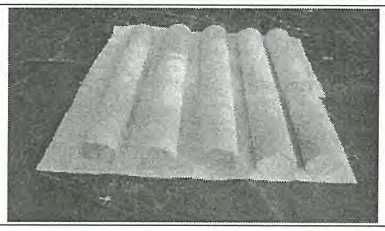
2.2 시편채취 결과

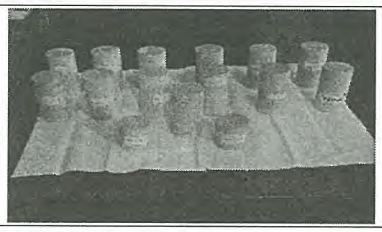
시험항목별시편	수량	비고
압축강도시편	3	f 75 x h 150 mm(3)
침수시험시편	3	f 75 x h 150 mm(3)
침출시험시편	1	f 75 x h 75 mm(1)
열순환시험시편	3	f 75 x h 150 mm(3)
방사선조사시편	3	f 75 x h 150 mm(3)

2.3 코아장치 및 코아시편사진









3. 결론

본 연구에서는 중·저준위 방사성폐기물 인수기준(안)에서 요구하는 특성평가시험인 압축강도, 침출, 침수, 열 순환, 내방사성 영향시험을 수행하기위한 실제 고화체 드럼으로부터 원통형 코아시편을 채취시험을 통하여 아래와 같은 결론을 얻었다.

1. 실험에서 코아시편 채취속도와 실드럼의 건전성여부 즉 고화체제작시 양생과 숙성 및 배합비의 준수 등에 따라 채취시편의 건전성에 영향을 미치며 고화체내부의 엉김 및 크랙은 시편의 절단을 초래하는 것으로 나타났다.
2. 원통형코아의 가공 시 절단면의 끝부분의 이탈현상은 고화체시편에 원통형플라스틱봉을 입혀 가공하여 시편의 건전성을 유지하였다.
3. 인수기준에서 요구되는 물리화학적특성시험을 위한 표준시험법에 적합한 크기 및 거칠기, 표면기울기 등의 시험조건에 맞는 시편 13개를 획득하였다.

참고문헌

1. 박헌휘외, "고화체 특성규명연구", KAERI-NEMMAC/RR-65/92.
2. 김기홍외, "고화체 특성규명연구",KAERI-NEMMAC/RR-139/94.
3. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Low-Level Waste Licensing Branch Technical Position on Waste Form" , Rev. 0. May 1983.

밀봉된 핵연료의 부수로 모델링 및 피복재 최대온도 예비계산

차정훈, 김상녕*, 최 경우**, 지준석*
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
*경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 서천 1동
**한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 34
chajh@kaeri.re.kr

1. 서론

건식저장방식은 사용후핵연료 및 고준위폐기물을 공기나 불활성기체로 충진된 저장용기 내에 저장하는 방식으로, 습식저장방식에 비하여 저장용량 확장, 운영의 용이성, 안전성 및 경제적 측면에서 뛰어나며, 이미 미국을 비롯한 13개국에서 건설/운영 되고 있어 그 효용성이 입증된 기술이다. 그러나 이러한 건식저장 기술은 다른 분야의 선진기술과 마찬가지로 대부분 대외비로 취급되거나 특허에 의해 보호되어 있어 기본 메뉴얼 등을 제외한 기술개발 자료들의 습득이 어려운 실정이다. [1]

국내외에 건설된 건식저장시설은 여러 가지 방식이 있으나 대부분 저장용기와 그 외의 시설로 이루어져 있는 단순한 구조로 이루어져 있다. 또한 저장용기도 사용용도 및 핵연료 저장배열 등에 따라 여러 가지 종류의 용기들이 존재하지만 대부분 용기의 내부 구조는 핵연료를 지지하는 Basket과 기타 방사선 차폐를 위한 구조물로 이루어진 단순한 구조를 가지고 있다. 이에 본 연구에서는 현재 상용화 되어 있는 한 가지 저장용기를 바탕으로 원자력연구원에서 제시한 기준 핵연료[2]를 저장한다고 가정하여, 핵연료 간의 간격을 계산하고 용기의 표면온도 변화에 따른 핵연료의 피복재 최대온도 및 내부 구성요소의 최대온도를 계산하였다.

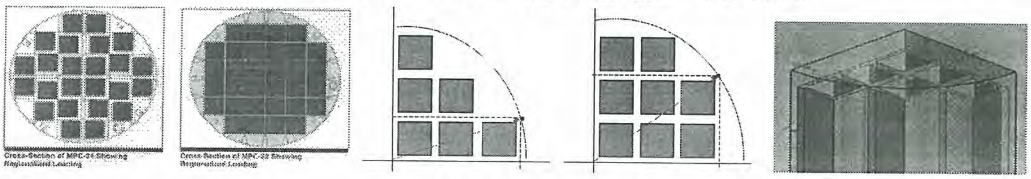
2. 본론

본 연구에서 선택한 핵연료 저장용기는 미국의 Holtec Inc.에서 개발된 용기이다. 미국의 Holtec Inc.에서 개발된 수송-운반 겸용용기 중 24개와 32개의 경수로형(PWR) 핵연료를 저장할 수 있는 MPC-24와 MPC-32 모델을 기초로 하여 한국형 기준 PWR 핵연료를 저장하는 것을 가정 하였다. 다음 표는 기준 경수로형 핵연료와 Holtec Inc. 용기에 대한 제원이다[3].

Item(Unit)	Dimension
Assembly Array	16×16
Enrichment (wt. %)	4.5
Assembly Area (cm^2)	21.4×21.4
Length(cm)	453
Burn-up(GWD/MTU)	55
Decay Heat per bundle (W)	938.8
Cooling Time	10 years

Attribute	MPC-24	MPC-32
a. Capacity (intact assemblies)	24PWR	32PWR
b. Thermal(HI-STORM Storage)		
Design Heat Rejection (kW)	27.7	28.74
Max. Burnup(GWD/MTU) (10year cooled)	61.2	49.6
c. Dimensions (cm)		
Overall Length	483	483
Cavity Length	453	453
Cross Section	174	174
Wall Thickness	1.27	1.27
Lid Thickness	24.1	24.1
Bottom thickness	6.4	6.4
Basket Length	448	448

저장용기 내부의 핵연료 배열은 다음 그림과 같으며, 핵연료의 배열은 핵연료의 모서리가 용기 벽면에 최대한 근접했다고 가정하였으며, 그에 알맞은 핵연료간의 간격을 계산하였다. MPC-24와 MPC-32에 국내 기준 핵연료를 배열했을 때의 간격은 각각 2.7 cm와 1.99 cm로 계산되었다.



핵연료 다발은 매우 복잡한 형상을 가지고 있다. 용기 내부는 핵연료에서 발생하는 붕괴열에 의해 자연대류가 형성되고 핵연료 봉은 봉 사이의 helium gas 대류 열전달과 복사로 냉각된다. 이러한 열전달 메커니즘을 분석하기 위해서는 핵연료 부수로 간의 영향을 고려하여 계산을 수행해야 한다. 하지만 본 연구에서는 정상운전 조건에서 부수로에서의 Helium gas 대류 영향이 미미할 것으로 예상되어, 핵연료 다발 면적을 핵연료와 Helium gas로 Mixture라 가정하여 모델링하고 계산 하였다.

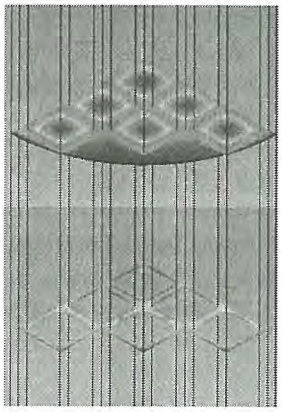
핵연료를 구성하고 있는 대표적인 물질인 UO^2와 Zr는 473°K~695°K 온도 사이에서 열전도도의 변화가 미미하여 온도범위에서 가장 낮은 열전도도를 적용시켰다. Helium gas의 온도에 따른 열전도도와 점성, Basket을 구성하는 대표적인 물질인 Stainless steal의 열전도도는 아래와 같이 적용시켰다.

- Stainless Steal : $K_X=8.617+0.017\times T_X-1.46^{-6}\times T_X^2$ [W/m · °K], T=절대온도[°K], at 470°K~700°K
- Helium Conductivity : $K_H=0.042+3.76^{-4}\times T_H-3.21^{-8}\times T_H^2$ [W/m · °K], T=절대온도[°K], at 400°K~800°K
- Helium Viscosity : $V_H=7.6^{-6}+4.47^{-8}\times T_H-7.82^{-12}\times T_H^2$ [kg/m · s], T=절대온도[°K], at 600°K~800°K

계산은 용기표면온도가 400°K~800°K까지 100°K간격으로 Fixed 되어 있다는 조건으로 수행하였다. 계산 결과는 MPC-24, MPC-32의 정상 운영기간 중 용기내부 구조물의 최대온도와 비교 분석하였다. 또한 미국 ISG-11(Cladding Consideration for the Transportation and Storage of Spent Fuel, Interim Staff Guidance-11, Revision 3, 2003)을 참조하여 피복재의 온도가 정상운전 온도 한계 400°C와 사고운전 온도 한계 570°C에 다다를 때 용기 표면의 온도를 계산하였다. 다음은 계산결과를 표와 그림으로 나타낸 것이다.

구조물	MPC 24	계산 결과	계산 결과	추정	단위
피복재	366	350	283	314	[℃]
Basket	343	350	281	313	
Basket 주변	252	288	211	246	
벽면	173	227	127	173	
붕괴열	2.49	1.98		kW/m³	

구조물	MPC 32	계산 결과	계산 결과	추정	단위
피복재	366	420	364	392	[℃]
Basket	349	420	363	392	
Basket 주변	258	305	235	270	
벽면	177	227	127	177	
붕괴열	2.57	2.63		kW/m³	



단위[℃]	규제온도 정상, 사고	피복재온도	용기표면온도
MPC-24	400	400	293
	570	570	494
MPC-32	400	400	191
	570	570	440

3. 결론

계산결과와 상용화된 용기의 온도 비교 결과를 보면 약간의 피복관의 온도 차이를 볼 수 있는데 이는 본 연구에서 사용된 핵연료와 상용화된 용기가 대상으로 하고 있는 핵연료의 단위 부피당 붕괴열량의 차이로 나타나는 것으로 추측된다. 단위 붕괴열량을 보정하면 온도 차이가 미미 할 것으로 예상된다. 즉 피복재 온도가 400℃에서 570℃ 사이에서 형성되면, 붕괴열량 이외의 핵연료 부수로 간에 영향 등은 피복재 최대 온도 결정에 큰 기여를 하지 않는 것으로 예상된다. 하지만 전체적인 온도구배나 사고조건에서의 영향은 무시하지 못 할 것으로 생각된다. 또한 계산 결과에서는 균질화된 핵연료 다발의 최대온도를 피복재 온도로 가정하였기 때문에 어느 정도 피복재 온도의 보수성이 포함된 것으로 보인다. 향후 붕괴열량을 상용용기와 맞춰 계산된 온도 분포 결과를 비교하고 핵연료 다발의 부수로 모델링이 용기 내부의 온도에 주는 영향을 분석하고자 한다.

참고문헌

[1] 김상녕, 차정훈, 정현철, 유미, "HLW 장기건식저장에 따른 열적 안전성 해석기법 개발", KINS/HR-852, 한국원자력안전기술원(2008).

[2] 최종원 외, "고준위폐기물 처분기술개발", KAERI/RR-2765/2006, 한국원자력연구원, 2006.

[3] 김상녕, 차정훈, 윤범수, 이영종, 이현우, "HLW 장기건식저장에 따른 열적 안전성 해석기법 개발", KINS/HR-905, 한국원자력안전기술원(2009).

사용후연료의 건식처리 발생 hull 폐기물의 처리(II)

김준형, 김인태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
kimjh1@kaeri.re.kr

사용후 핵연료의 건식처리 시 핵연료 다발을 절단하여 voloxidation 즉 휘발산화처리를 하면 고온에 의해 분리가 가능한 핵분열생성물의 분리와 우라늄의 산화에 의한 부피팽창으로 핵연료가 쪼개져서 입도가 작아지고 또한 핵연료가 피복재에서 쉽게 박리되게 된다. 그 결과 폐기물 처리 시에 발열핵종으로 폐기물의 저준위화시에 분리가 요망되는 Cs-137이 분리되는 장점이 있어 습식 재처리에 있어서도 바람직하다. 건식처리에 있어서는 voloxidation 으로 처리된 피복재에는 금속 지르코늄에 불순물로 함유된 우라늄의 의한 방사화 생성물과 피복재 표면에 부착/침투한 방사화 생성물이 방사능을 갖게 된다. 이러한 부착된 TRU 잔류물은 통상 1% 미만으로 알파핵종의 방사능이 원자로에서 배출시에는 고준위 기준치의 약 100배 수준이었다가 30년 냉각후에는 약 1/10 수준으로 저준위화 된다. 지르코늄 금속중에 불순물로 함유된 우라늄의 방사화로 생기는 방사능은 고준위 기준치의 10%를 넘지 않아서 피복재의 저준위화시에 고려할 필요가 없다. 발생열은 방출시에 고준위 기준치의 약 30배 수준에서 5년 냉각후에는 기준치 미만이 되며 30년후에는 1/8000 정도로 저준위화 된다.

사용후 핵연료를 습식처리시에 발생하는 고준위 폐기물 중 약 1/4가 피복재(hull) 임을 고려하면 피복재의 저준위화는 사용후 연료의 건식처리에 있어서도 필수적인 과정이다. 특히 미국의 고준위 폐기물 처분장 Yucca Mt.의 포기와 우리의 고준위 폐기물 처분장이 공론화되는 싯점에서 저준위화는 매우 필요한 기술이다. 피복재는 방사성 물질의 침투두께가 0.01mm 미만이 대부분으로 저준위화에는 표면제염에 의한 저준위화가 주로 연구되어왔다.

표면제염에 의한 저준화는 이온 빔, laser에 의한 방법, dry ice 분사에 의한 방법이 시도되었다. 염소기체를 이용하여 지르코늄의 산화막을 제거하고자 하였으나 이 산화막이 안정적이어서 표면의 연마, 아크릴 칼의 사용, 표면을 눌러서 처리하는 등 전처리하여서 염소기체 반응에 의한 표면제거 실험이 가장 효과적임이 실험적 결과이었다.

이러한 전처리로 방사능을 1/100 수준으로 낮춘다고 하더라도 지르코늄 금속중에 불순물로 함유된 우라늄의 방사화에 의해 중저준위 폐기물의 범주에서 벗어나지 않으므로 재활용에는 제한이 있다. 또한 전처리(표면제염)하여 분리되는 고준위는 다른 고준위 염폐기물과 함께 처리하여 발열 핵종을 제거하면 중저준위화가 가능하다.. 저준위화 된 hull폐기물에는 지르코늄 금속에 불순물로서 함유되어있는 우라늄에 의한 방사능을 갖는데 이들의 제거나 분리는 지르코늄 합금 피복재 원료물질에 불순물로 함유하는 우라늄의 함량을 낮추는 것과 유사한 문제이다. 현재까지 지르코늄합금 피복재에 우라늉이 불순물로 함유된 것을 사용함으로 원자로내에서 방사화되어서 방사능을 갖게 되는 것은 피할 수가 없다. 따라서 저준위화 처리된 피복재는 장기 보관으로 방사능을 감쇠시켜서 재활용하도록 한다. 처리 방법으로는 초고압 압축저장, 시멘트 고화, 합성암석에 의한 고화법 등으로 장기간 보관 후에 금속으로서 재활용한다.

참고문헌

1. KAERI/RR-2760/2006, "핵비확산성 건식공정 산화물핵연료 기술개발-건식공정 고방사성 핵물질 처리기술 개발,"(2006)
2. NAGRA NTB 92-13, "Characterisation of PWR Cladding Hulls from Commercial Reprocessing,"(1992)

증류법을 이용한 모의 사용후핵연료 용액 중 Ru 순수 분리

김정석, 최광순, 박순달, 전영신, 한선호
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045(덕진동 150-1)
njskim1@kaeri.re.kr

1. 서론

조사핵연료 중의 Ru 동위원소분석은 핵연료의 조사거동에 대한 정보, 즉, 핵분열(총연소도)에 대한 Pu의 기여를 산출하는데 이용할 수 있으며. 조사핵연료봉의 Ru 평균 동위원소조성 및 핵연료 내포화합물에 의한 불용성잔유물 중의 Ru 동위원소조성를 측정하여 핵연료의 Rim 효과에 대한 정보를 얻을 수 있다. 핵연료시료 중의 Ru 동위원소조성을 정확히 측정하면 상관관계를 이용하여 조사핵연료를 분석할 수 있으며 safeguards 목적으로 이용할 수 있다. Ru은 백금족원소의 귀금속으로서 세계적으로 이 원소에 대한 순수분리에 많은 관심이 모아지고 있다. 그러나 Ru은 화학적 거동이 매우 복잡한 준휘발성 원소로서 화학적 분리가 어려우며 특히 동중원소를 포함하는 유사특성의 다른 내포화합물 원소(Rh, Pd, Mo)로부터 간섭없이 순수하게 분리하기는 매우 어렵다. 따라서 사용후핵연료 중의 Ru을 순수하게 분리한 후 정량하거나, 핵연료 중의 Ru의 동위원소조성 측정 및 동위원소희석 질량분석법(IDMS)을 이용하여 Ru 동위원소들을 정량하기 위해서는 반드시 사전에 증류법을 이용하여 Ru을 다른 원소들로부터 순수하게 분리해야 한다.

본 연구에서는 사용후핵연료 중의 Ru 및 각각의 동위원소정량법을 개발하기 위하여 사용후핵연료를 질산용액으로 용해하는 과정에 Ru을 증류법으로 순수하게 분리하기 위한 기초연구를 수행하였다. 핵연료 용해용액 중 다른 휘발성 및 준휘발성 성분원소의 동시정량을 고려하여 증류과정에 운반기체 사용은 배제하였다. 질산매질에서 Ru을 증류시켜 휘발성 Ru (RuO_4)를 만들기 위한 산화제로는 Ce(IV) 및 I(VII) 화합물을 검토하였다. 증류법에 의한 Ru의 순수한 분리 회수를 확인하기 위하여 분리용액 일정량을 준비하여 전처리한 후 유도결합 플라스마 원자발광분석(ICP-AES), 전자탐침 미세분석(EPMA) 및 양이온 열이온화 질량분석(PTI-MS)를 수행하였다.

2. 실험 및 결과

모의 사용후핵연료 증류실험을 위하여 간단한 증류장치, 즉, 멘틀 위에 초자로 제작한 용해용기, RuO_4 포집장치, NOx 기체 포집장치를 연결하여 후드안에 설치하였다. 용해용기에 Ru 표준용액(순 Ru 및 Ru 함유 혼합물) 일정량, 질산용액 일정량 그리고 Ce(IV) 및 I(VII) 산화제 일정량 등을 가하고 증류하였다. 증류는 $90^{O}C$에서 1-4 시간 수행하였다. 휘발된 Ru 수집을 위한 포집용액은 $HCl-H_2O_2$ 혼합용액을 사용하였으며. 증류 후 상온까지 냉각시킨 다음 포집용액을 수집하여 분석하였다. 용해에 이용한 Ru 함유 혼합용액은, 1) 사용후핵연료 중 Ru의 동중원소를 포함하는 원소(Ru+Rh+Pd+Mo) 혼합물, 2) 사용후핵연료 중 주요 핵분열생성물에 대한 13종 원소(Ru+Rh+Pd+Mo+Nd+Ce+La+Ba+Sr+Y+I+Cs+Zr) 혼합물, 3) ORIGEN-2 code 핵종계산치를 이용하여 고연소(60 GWD/MtU) 사용후핵연료 0.1 g 중의 조성을 모사한 모의 사용후핵연료 성분원소들의 혼합물을 이용하였다(Table 1). 증류 후 Ru 포집장치내의 포집용액은 폴리에틸렌 용기에 모은 다음 분석시료를 준비하였다. ICP-AES 분석은 분리에 사용한 Ru 및 Ru 함유 표준용액과 함께 분리한 각각의 포집용액에 대해 Ru 및 여러 간섭원소들을 정량하였다. EPMA 분석은 분리에 사용한 12종의 모의 핵분열생성물원소 혼합용액과 분리 후 Ru 포집용액을 각각 저온 건조시켜 잔유물을 만든 다음 동일조건으로 분석 및 비교하였다. PTI-MS 분석은 분리한 Ru 포집용액을 저온 건조시켜 농축시킨 다음 분석에 사용한 Ru 표준용액과 함께 동일한 조건으로 분석하였다. Table 2에는 분리 포집한 용액에 대하여 Ru 및 몇 가지 간섭원소에 대해 ICP-AES 분석한 결과를 나타내었으며, Ru 외에 다른 간섭원소들은 검출한계값 이하를 나타내었다.

3. 결론

상기의 표준용액 및 증류법으로 Ru을 분리하고 분석해 본 결과, Ru을 다른 원소의 간섭없이 순수하게 분리 회수할 수 있었다. Ce(IV) 산화제는 I(VII) 산화제보다 Ru을 산화물(RuO_4)로 휘발시키는데 효과적이지 못하였다. 본 증류법을 이용하여 사용후핵연료용액 중의 Ru을 분리할 경우 다른 원소의 간

섭없이 ICP-AES로 정량할 수 있으며, 스파이크(Ru-96 등)를 이용하는 동위원소희석 질량분석법에 의한 정량도 가능한 것으로 판단되었다. 또한 동중원소들의 간섭없이 Ru의 정확한 동위원소조성(질량 100, 101, 102, 104, 106) 측정도 가능하여 사용후핵연료 조사거동 연구에 응용할 수 있을 것으로 판단되었다.

Table 1. Preparation of Simulated Spent Fuel Dissolver Solution of High Burnup

Elements	Wt.%*	mg/0.1g-SIM.	Standard solutions	Quantity added in Dissolver(mL)
UO_2	93.47	93.47	-	-
Nd(Pr, Sm)	1.15	1.15	Nd(1,000 μg/mL)	1.15
Zr	0.83	0.83	Zr(1,000 μg/mL)	0.83
Ce(Pu, Np)	1.61	1.61	Ce(1,000 μg/mL)	1.61
Mo	0.86	0.86	Mo(1,000 μg/mL)	0.86
Ru(Tc)	0.73	0.73	Ru(1,000 μg/mL)	0.73
Ba	0.37	0.37	Ba(1,000 μg/mL)	0.37
Pd	0.29	0.29	Pd(1,000 μg/mL)	0.29
La	0.25	0.25	La(1,000 μg/mL)	0.25
Sr	0.18	0.18	Sr(1,000 μg/mL)	0.18
Te	0.11	0.11	Te(1,000 μg/mL)	0.11
Y	0.10	0.10	Y(1,000 μg/mL)	0.10
Rh	0.06	0.06	Rh(1,000 μg/mL)	0.06

* Calculated from ORIGEN-2 for PWR fuel irradiated upto 60 GWD/MtU burnup

Table 2. ICP-AES Determination of Ru Separated from a Dissolver Solution by Distillation Method

Samples	μg/mL				
	Ru	Rh	Pd	Mo	Zr
T-1	2.115	< 0.01	< 0.01	< 0.01	-
T-2	3.140	< 0.01	< 0.01	< 0.01	-
T-3	2.854	< 0.01	< 0.01	< 0.01	-
T-4	3.795	< 0.01	< 0.01	< 0.01	< 0.01
T-5	3.163	< 0.01	< 0.01	< 0.01	< 0.01
T-6	22.231	< 0.01	< 0.01	< 0.01	< 0.01

수소생산용 고온가스로 헬륨정화계통 설계(1)

김종호, 권진경, 이태훈, 이기영, 장종화
한국원자력연구원, 대전 광역시 유성구 덕진대로 1045
jhkim5@kaeri.re.kr

1. 서론

헬륨가스는 열전달 성질이 우수하고, 원자로 운전 온도 범위 내에서 응축되지 않으며 화학적으로도 매우 안정하며 중성자 활성화 정도가 심각하지 않으므로 고온 가스로의 냉각재로 사용되고 있다. 헬륨 가스는 고온 가스로의 원자로 계통을 순환하고 있으므로 원자로 운전 중에 화학적 불순물 또는 핵반응 결과 방사성 물질이 생성 내지 축적될 수 있다. 대표적인 불순물로는 삼중수소, 산소, 수분, 일산화탄소, 이산화탄소, 메탄, 질소, 산화질소, 유황성분, 오일 기타 유기화합물 등을 꼽을 수 있다.

헬륨가스 내 존재하는 불순물은 계통의 성능을 저하시킬 뿐만 아니라 계통 내 구조물의 수명을 단축시키는 부영향을 주는 주요 인자라고 할 수 있다. 따라서 헬륨정화계통은 고온 가스로의 경제성 및 안전성 확보를 위해서는 반드시 필요한 설비라 할 수 있다. 헬륨정화계통은 정상 운전 시에는 물론 긴급정지, 핵연료 교체 등 원자로 운전에 관련된 전 과정에서 작동 가능하도록 설계되어 있다.

본 논문은 원자력연구원에서 개발 중인 수소생산용 고온 가스로에서 냉각재로 사용되는 헬륨가스의 공급 및 정화 역할을 수행하고 있는 헬륨정화계통에 관한 각국의 기술 개발 현황을 기초로 하여 표준화된 헬륨정화계통을 설계하고자함에 그 목적이 있다.

2. 헬륨정화계통

가. 개요

원자로계통을 순환하고 있는 헬륨가스는 일차적으로 감압, 냉각된 상태에서 헬륨정화계통으로 유입된다. 유입된 헬륨가스 내에 존재하는 불순물 중 미세입자는 필터를 통하여 우선적으로 제거된다. 헬륨 내 존재하는 불순물 중 수소와 일산화탄소는 산화촉매반응을 거쳐 각각 수증기와 이산화탄소로 전환된다. 그 후 수증기는 냉각, 응축되어 분자체 충전탑에서 흡착 제거된다. 이때 이산화탄소, 메탄 및 질소 산화물 등도 흡착, 제거된다. 마지막으로 초저온 활성탄 충전탑에서 질소, 산소 및 그 밖의 방사성 불순물들이 제거되어 최종적으로 정화된 헬륨가스를 얻게 된다. 전형적인 헬륨정화계통도를 그림 1에 나타내었다.

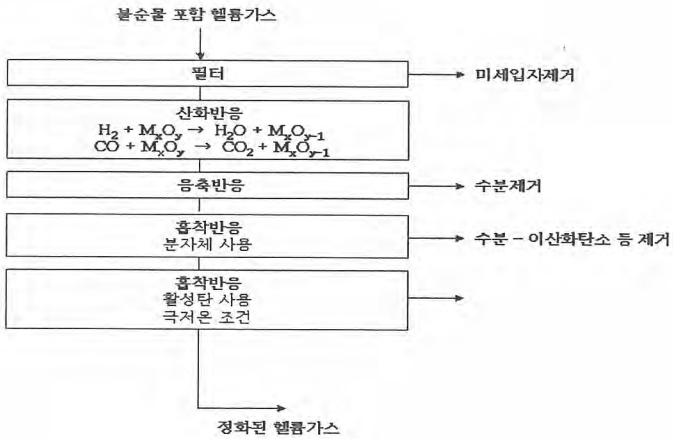


그림 1. 헬륨정화계통 개략도

나. 설계요건

헬륨정화계통은 한국원자력연구원이 개발 중인 중형가스 루프의 부속 계통으로 설치하여 운전될 예정이다. 중형가스 루프를 순환하는 헬륨가스의 정제에 사용될 헬륨정화계통으로부터 정제되어 나오는 헬륨가스 내 존재하는 불순물의 농도는 수소농도< 1.0 ppm, 산소농도< 1.0 ppm, 수분농도< 1.0 ppm을 만족하여야 한다.

3. 고찰

가. 단위공정 개발

헬륨정화계통에 존재하는 불순물을 제거하는 단위공정은 제거 대상 불순물에 따라 장치 구성 및 운전조건을 달리한다. 따라서 수소, 산소, 수분 등을 제거하는 고유의 단위공정을 설계하고, 각 단위공정의 운전온도, 운전압력 등을 고려하여 상호간의 처리 순서를 결정하여야 한다.

나. 최적화된 단위공정개발

단위공정의 불순물 제거 효율에 영향을 미치는 여러가지 변수를 선정하여, 이들의 영향을 살펴보고 이 결과로부터 특정 불순물을 제거하기 위하여 필요한 최적화된 단위공정을 개발하여야 한다. 이렇게 최적화된 단위공정을 연결하여 최종적으로 최적화된 헬륨정화계통을 개발할 수 있다.

다. 헬륨가스 내 불순물 농도분석

불순물 포함 헬륨가스는 가스제조 인증을 획득한 업체에 의뢰하여 제조한다. 헬륨정화계통을 거쳐서 나오는 정제된 헬륨가스 내에 포함된 불순물의 농도는 가스크로마토그래피 분석 결과를 이용하여 결정한다.

라. 성능검증

개발 완료된 헬륨정화계통은 한국원자력연구원에서 개발 중에 있는 중형 헬륨가스 루프에 부착하여 헬륨정화계통의 출구 요구 조건을 만족 시키는지 여부를 확인할 수 있다.

마. 부속설비

일차계통을 순환하고 있는 헬륨은 고온, 고압이므로 헬륨정화계통으로 유입되기 위해서는 헬륨정화계통의 운전온도, 압력 만큼 냉각, 감압되고, 헬륨정화계통에서 정화된 후 다시 일차계통으로 돌려보내기 위해서는 일차계통 순환가스의 운전온도, 운전압력 만큼 가열, 승압시켜야 하므로 이를 위한 가열기와 냉각기, 컴프레샤 등의 설계가 필요하다.

바. 공정모사기를 이용한 모사

설계 완료된 헬륨정화계통은 중형 헬륨가스 루프에 부착한 상태에서 각 불순물에 대한 제거 효율을 살펴보고, 이로부터 특정 불순물의 제거 실험 결과와 공정모사기를 사용한 모사 결과를 비교, 분석하여 불순물제거 메커니즘에 대한 타당성을 평가할 예정이다.

후기

본 연구는 교육과학기술부 원자력 R&D 사업의 지원을 받아 수행되었습니다.

참고문헌

1. S. Strausberg, "Helium Purification Subsystem Design Description," DOE-HTGR-86-103, GAT, 1987.
2. M. S. Yao, R. P. Wang, Z. Y. Liu, X. D. He and J. Li, "The Helium Purification System of the HTR-10," Nuclear Engineering and Design, Vol. 218, pp. 163-167, 2002.
3. N. Sakaba, T. Furusawa, T. Kawamoto, Y. Ishii and Y. Oota, "Short Design Descriptions of Other Systems of the HTTR," Nuclear Engineering and Design, Vol. 233, pp. 147-154, 2004.

혼합형 플라즈마 토치 전원공급시스템

김영일, 박승철, 박종길
한국수력원자력(주) 원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1번지
kyi0705@khnp.co.kr

1. 서 론

한국수력원자력(주) 원자력발전기술원은 방사성폐기물을 처리하기 위해 이행형, 비이행형과 두 가지 방식이 동시에 가능한 혼합형 플라즈마 토치 용융시스템을 개발하였다. 이행형 플라즈마 방식은 토치 몸체 내 전극과 전기 전도성이 있는 용융 대상 폐기물을 전극으로 사용하는 것으로써 아크의 복사 및 대류열과 폐기물 내 흐르는 전류로 인한 주울(Joule)열을 폐기물의 가열에 이용한다. 이 방식은 가열효율이 높고 배기체 발생량이 적으나 토치의 운전이 용융물의 전기전도도 변화에 민감하다. 반면, 비이행형 플라즈마 방식은 두 개의 전극 모두가 토치 내부에 설치되어 있으며 아크의 복사와 대류열 만을 사용하여 폐기물의 표면을 가열하는 방식이며 또한 폐기물의 전기적 특성에 무관하게 토치의 운전이 상대적으로 안정적이나 가열효율이 낮고 배기체 발생량이 많은 특징이 있다. 원자력발전기술원은 혼합형 플라즈마 토치 전원공급시스템을 개발하여 국내·외에 특허 출원하였으며, 본 전원공급시스템은 폐기물의 전기전도도 변화에 따라 이행형 또는 비이행형 모드로 자동 전환이 가능하고 이행형과 비이행형 아크를 동시에 발생시킬 수 있다[1].

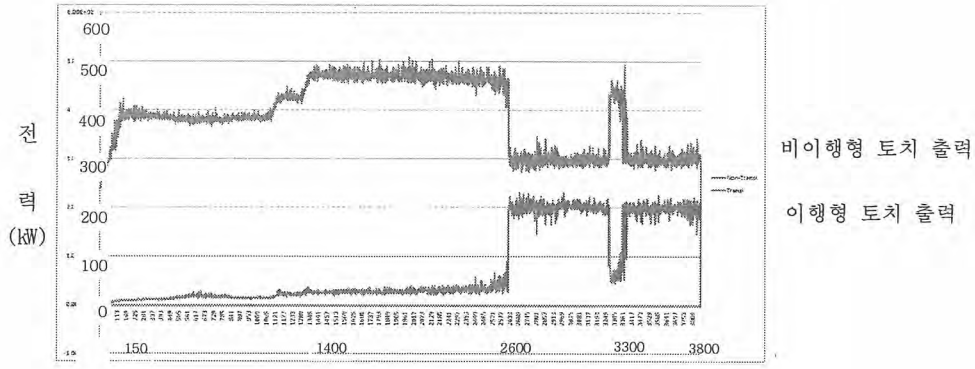


그림 1. 혼합형 플라즈마 토치의 성능시험 결과

2. 시스템 구성

그림 2는 혼합형 플라즈마 토치 전원공급시스템의 구성도이다.

2.1 Incoming Panel

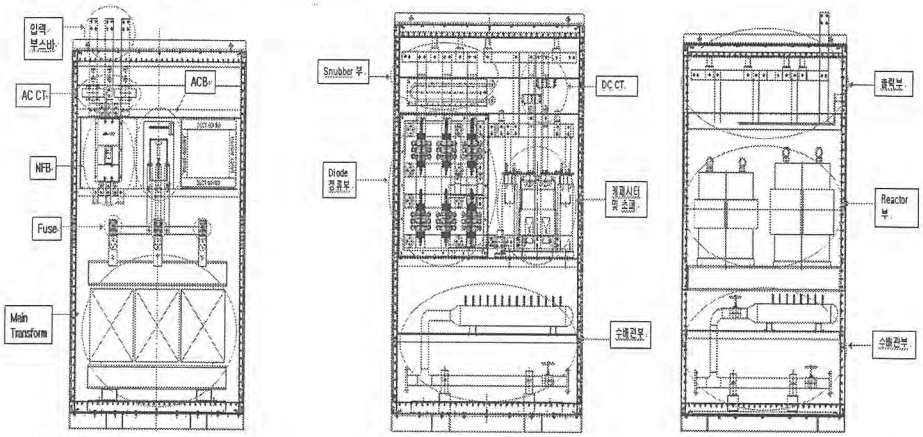
입력 부스바(Bus Bar)는 3상 380VAC 입력을 연결하는 곳이고, 교류전류 변환기(AC CT (Current Transducer))는 입력단자에서 주변압기(Main Transformer)로 흐르는 전류를 직류 전압으로 전환하여 제어기의 A/D(Analog/Digital) 변환기(Converter)로 보내어주며 R상과 T상에만 설치되어 있다. NFB(No Fuse Breaker)는 입력부에 설치하여 주전원을 투입 하거나 차단하는 역할을 한다. 또한 과전류에 대한 차단 능력이 있어서 전원 및 장치를 단락으로부터 보호할 수 있고 트립 코일(Trip Coil)이 내장되어 있어 전원 이상 시와 비상정지 스위치를 누를 경우 입력전원을 차단한다. 휴즈(Fuse)는 과전류 시 용단되어 회로를 차단하여 입력 전원부를 보호하고 이때 정류기는 정지된다. CHMC(Charging Magnetic Contact)는 초기 돌입 전류로부터 회로를 보호하기 위해 작동하며 충전이 90%이상 진행되면 동작을 멈추게 되고 ACB(Air Circuit Breaker)가 동작한다. 그리고 주변압기는 3권선 변압기로서 역률이 좋고 고조파(高調波) 성분이 적은 △-△-Y 권선으로 결선되어 있다.

2.2 Converter Panel

다이오드(Diode) 정류부는 다이오드를 사용하여 3상 교류 전기를 전파 정류하여 직류 전기로 변환하고, 축전기(Capacitor)부는 정류부에서 정류되어진 직류 전기를 충전하는 역할을 한다. 단속기(Chopper)는 정류된 전기를 IGBT(Insulated Gate Bipolar Transistor) 스위칭에 의하여 출력 전압 및 전류의 크기를 결정하며, 직류전류 변환기(DC CT)는 단속기에서 출력되는 전류를 감지하여 제어기의 A/D 변환기부로 아날로그(Analog) 값을 전송한다. 완충기(Snubber)부는 정류부에서 발생하는 노이즈를 차폐하여 안정된 정류를 보장하는 역할을 하고, 수배관부는 장치의 과도한 온도 상승을 막기 위해 수배관을 통하여 냉각수를 공급한다.

2.3 Reactor Panel

리액터(Reactor)부는 서로 다른 용량을 갖는 3대의 직류 리액터가 직렬로 연결되어 있으며 안정적인 전원을 공급하는 역할을 하고, 출력부는 판넬 상단부에 P1, P2, N의 부스바가 위치하며, 수배관부는 냉각수로 시스템을 냉각 시킨다[2].



INCOMING PANEL CONVERTER PANEL REACTOR PANEL

그림 2. 혼합형 플라즈마 토치 전원공급시스템의 구성도

3. 결 론

본 혼합형 플라즈마 토치 전원공급시스템은 IGBT 소자를 사용하여 이행형과 비이행형에 사용되는 전류 비율을 적절하게 분배할 수 있고 최적화할 수 있다. 기존의 다른 전원공급시스템은 이행형 토치와 비이행형 토치에 각각 다른 독립적 전원을 공급하고 있으나 원자력발전기술원의 전원공급시스템은 한 개의 시스템으로 두 개 운전모드(이행 및 비이행)를 원하는 비율로 자유롭게 혼합할 수 있다. 그리고 토치 기동시에 아르곤 가스를 사용하므로 낮은 전압으로도 플라즈마를 형성할 수 있어 토치를 안정적으로 점화(Ignition)하여 운전할 수 있다. 또한 이 시스템은 전류 제어소자로 IGBT를 사용하기 때문에 정류 후에 Chopping을 하여 고조파(高調波)를 발생시키지 않을 뿐만 아니라 별도의 역률 보상회로 없이 95% 이상의 역률을 얻을 수 있다.

참고문헌

1. Y.S Kim 외 3인, Development of a plasma torch melting system for nonflammable LLRW, 2007.
2. (주)애드플라텍, 500kW 혼합형 플라즈마 토치 용융로 제작/설치 준공도서, 2008.

비등온 TGA 방법에 의한 이온교환수지의 고온 분해 특성 해석

여선옥, 양희철, 조용준, 은희철, 전종선*, 김위수*
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1번지
*주)에네시스, 대전시 유성구 구암동 328번지
sunoky@kaeri.re.kr

1. 서론

폐이온교환수지는 유기성 고체폐기물이므로 감용효과가 큰 소각방법으로 처리하는 것이 바람직하나 소각처리가 그리 용이하지 않다. 소각로 내에서 입자상의 난분해성 고분자 유기물인 이온교환수지는 소각로 하부로 떨어져 산소의 순환이 잘 이루어 지지 않는 회분(재)층에 고형탄소 화합물의 형태로 잔류하는 경향이 있어 완전한 분해처리가 쉽지 않다. 고온난류소각의 경우, 소각로 내 높은 온도 및 큰 기체의 유동 효과로 폐수지 입자의 분해효율을 증대시킬 수 있다. 그러나 이 경우에는 이온교환수지가 함유하고 있는 Cs, Sr 등의 방사성 핵종이 고온의 화염온도에서 쉽게 휘발하므로 이의 배출이 문제시 된다. 또 양이온교환수지는 분해될 때 산성가스인 SO_2를 과량 발생하여 소각로 장치를 부식시키고, 그 결과 이차폐기물인 산성폐수를 과량 발생시켜 감용비를 크게 저하시킨다. 소각과 마찬가지로 고온의 화염이 수반되는 플라즈마, 고온용융, 유리화 등도 이러한 문제점에서 자유롭지 못하여 경제성이 적다. 현재까지 폐이온교환수지는 발생원에 보관되고 있거나, 특수한 용기(고건전성용기 등)에 담겨 저장되고 있는 실정이다. 따라서 앞에서 언급한 소각처리시의 여러 문제점을 배제하면서 소각과 같은 높은 감용 효과를 줄 수 있는 비화염 소각대체기술의 적용에 의한 폐이온교환수지의 분해처리가 필요하다[1].

본 연구에서는 핵종의 휘발이 억제되고, SO_2와 같은 부식성 유해가스를 근원적으로 발생시키지 않는 비화염소각대체공정인 용융염산화공정의 개발에 필요한 기본 자료를 TGA 분석을 통해 구축하고자 하였다. 본 연구의 목적은 이온교환수지의 고온 열분해 및 산화분해에 대한 기본특성을 이해하는데 있으며, 또 앞으로 진행될 이온교환수지 분해반응의 Activation Energy 분석, 반응기구 규명 및 각 단계별 반응에 대한 반응속도론적 해석에 필요한 다양한 가열속도 및 산소분위기에 따른 이온교환수지 분해속도에 대한 Non-Isothermal TGA Data를 정리하는데 있다[2-4].

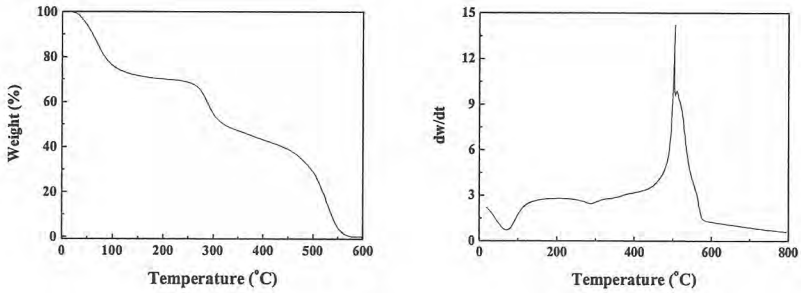
2. 실험 및 결과

다중 시료의 열중량 분석이 가능한 Proximate Analyzer (MAC-600, LECO Co.)를 이용하여 실험을 수행하였으며, Amberite IRN-77(양이온교환수지) 및 IRN-78(음이온교환수지)를 시료로 사용하였다. 표 1에 약 50여회(같은 조건에서 2회)에 걸쳐 수행된 TGA 실험 방법을 나타내고, 결과의 한 예로서 양이온교환수지의 산소분위기에서 온도에 따른 무게감소 특성에 대한 TGA 및 DTA 그래프를 그림 1에 나타내었다. 양이온교환수지는 약 200°C 이하의 온도에서 수분을 배출하고, 약 300-500°C의 온도에서 가스화하는 휘발분을 배출한다. 고정탄소의 경우 질소분위기에서는 휘발되지 않으며, 산소와의 접촉에 의한 표면반응으로 분해되는데 이 반응은 산소와의 접촉이 좋으면 약 500°C 이상의 온도에서는 빠르게 일어난다.

표 1. 단계별 열중량분석시험방법

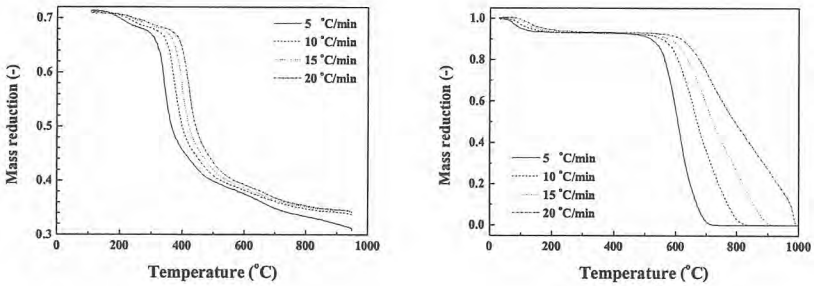
	시료무게(g)	산소농도(%)	운전온도(°C)	승온속도(°C/min)	TGA시험 조건수
수분	0.5	0 (N2)	107	5, 10, 15, 20	4
휘발분		0 (N2)	107-950	5, 10, 15, 20	4
고정탄소		25, 50, 75, 100	0-1000	5, 10, 15, 20	16

그림 2에 실험결과의 대표적인 다른 예로서 질소분위기에서 온도 증가속도에 휘발성분의 무게변화특성을 (a)에, 100% 산소분위기에서 승온 속도 변화에 따른 고정탄소 성분의 무게감량 특성을 (b) 에 나타내었다.



(a) 열적감량곡선 (b) DTA 곡선

Fig. 1. 산소농도 100%와 5°C/min 승온속도에서 양이온수지교환수지 열중량분석 그래프



(a) 휘발분 (N_2) (b) 고정탄소 (O_2 100%)

Fig. 2. 각 분위기에서 승온속도에 따른 양이온교환수지의 휘발분 및 고정탄소 감량곡선

3. 결론

이상과 같이 얻어진 비등온 TGA 시험 결과로부터, 시료로 사용된 양이온교환수지 및 음이온교환수지 모두가 산소가 없이 온도의 상승만으로 분해가 가능한 일정량의 휘발성 탄화수소 성분과 산소와 반드시 직접적인 접촉이 필요한, 즉, 기-고 계면반응(Gas-Solid Interfacial Reaction)에 의해서만 분해될 수 있는 탄화수소 성분으로 구성되어 있음을 알 수 있었다. 본 TGA 실험의 결과는 폐이온교환수지의 탈휘발 반응에 의한 부분적 가스화 및 고정탄소성분의 기-고 접촉 산화분해반응에 대한 활성화 에너지와 온도 및 산소농도에 따른 분해반응의 속도를 결정하는데 이용될 것이다. 이로부터 폐이온교환수지 분해처리를 위한 비화염 소각대체기술인 용융염분해공정 반응기의 설계 및 적절한 운전조건 설정에 필요한 기본 자료를 제공하게 될 수 있을 것으로 기대된다.

참고문헌

[1] H.C. Yang et al., *Korean Chem. Eng. Res.*, 45 (2007) 329
[2] T. Wanjun et al., *J. Therm. Anal. Cal.* 74 (2003) 61
[3] E. Sima-Ella et al. *Fuel* 84 (2005) 1920.
[4] H.C. Yang et al., *Thermochimca Acta*, 484 (2009) 77

ZrCo를 이용한 수소 저장 공급 특성

구대서, 이재은, 정동유, 정홍석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
ndskoo@kaeri.re.kr

중수로형 원전 방사성폐기물인 삼중수소는 한편으로는 핵융합반응의 소중한 연료물질이다. 핵융합반응에 사용되는 삼중수소 저장·공급용기는 흡탈장 기능이 필요하다. ZrCoH(D,T)의 흡탈장 속도에 관한 많은 연구가 수행되었지만 SDS(storage and delivery system) 용기설계요인에 대한 흡탈장 속도에 관한 연구는 많지 않다. 이 연구는 한국의 조달품목인 이터용 삼중수소 저장 공급시스템과 용기의 적기공급을 위하여 반드시 필요한 연구이다. SDS 용기는 SDS에서 GIS로 연료공급을 위해 빠른 흡탈장 성능을 갖추어야 한다[1].

본 연구는 소형 ZrCo 반응기를 1:1 수소흡탈장 장치에 연결하여 흡탈장 실험을 수행하여 ZrCo반응기의 수소 흡탈장률 및 흡탈장량을 분석하였다.

그림1은 소형 ZrCo 반응기 연결한 수소 흡·탈장장치 개략도를 나타낸 것이다. 이 장치는 실온에 따른 수소압력만큼 수소를 저장하는 저장탱크, 수소를 흡·탈장하는 ZrCo 반응기, 탈장하는 수소를 측정하는 18L 탱크, 탈장하는 수소를 18L탱크로 보내는 ISP 펌프, 진공화하여 배기하는 rotary pump 및 TMP(terbo molecular pump)로 구성된다.

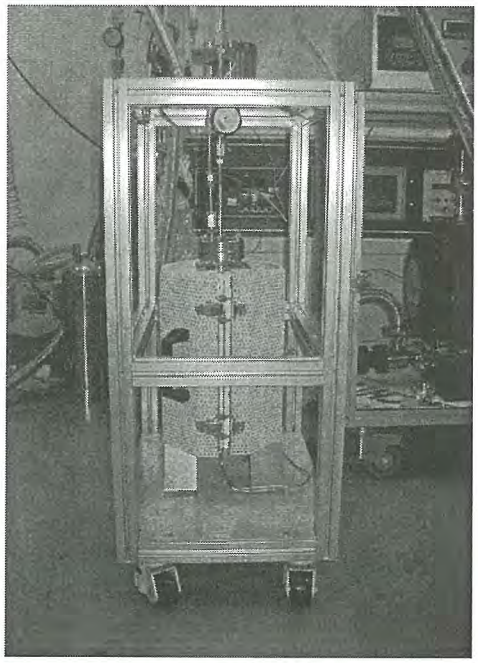


그림 1. 소형 반응기

표1은 ZrCo 20g에 대한 4회 수소화학량 Hx=1.8 흡장률 및 흡장량을 나타낸 것이다. 90% 및 99% 수소흡장률은 0.31 Pa m^3/s 및 0.15 Pa m^3/s 이었고 90% 및 99% 수소흡장량은 2.38L 및 2.61 L 였다. 표2는 ZrCo 20g에 대하여 4회 수소화학량 Hx=1.8 흡장한 것의 탈장률 및 탈장량을 나타낸 것이다. 90% 및 99% 수소탈장률은 각각 0.07 Pa m^3/s 및 0.05 Pa m^3/s 이었고 90% 및 99% 수소탈장량은 각각 2.27L 및 2.50 L 였다.

표 1. 수소흡장률 및 흡장량

Measure-ment Frequency	Hydriding Rate(90%), Pa m3/s	Hydriding Rate(99%), Pa m3/s	Absorbed Amount (90%), L	Absorbed Amount (99%), L
1	0.23	0.18	2.43	2.67
2	0.43	0.20	2.39	2.63
3	0.40	0.16	2.41	2.65
4	0.18	0.04	2.28	2.50
Average	0.31±0.12	0.15±0.07	2.38±0.07	2.61±0.08

표 2. 수소탈장률 및 탈장량

Measure-ment Frequency	Dehydridin g Rate(90%), Pa m3/s	Dehydridin g Rate(99%), Pa m3/s	Released Amount (90%), L	Released Amount (99%), L
1	0.08	0.07	2.24	2.46
2	0.06	0.04	2.36	2.60
3	0.06	0.04	2.27	2.50
4	0.06	0.04	2.22	2.44
Average	0.07±0.01	0.05±0.02	2.27±0.06	2.50±0.07

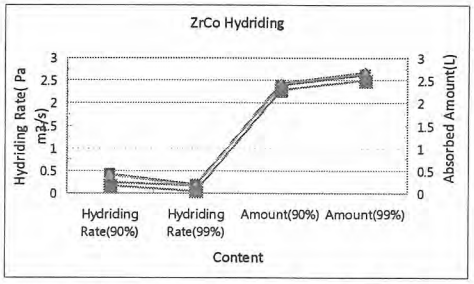


그림2. 소형 반응기의 ZrCo 수소흡장

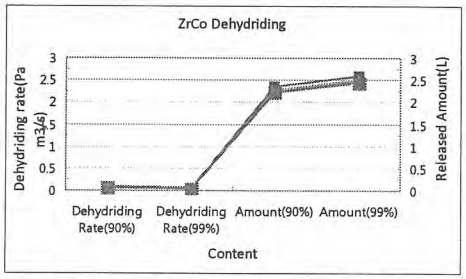


그림3. 소형 반응기의 ZrCo 수소탈장

그림2는 소형 반응기의 ZrCo 20g에 대한 4회 수소화학량 Hx=1.8 흡장한 것의 흡장률 및 흡장량을 나타낸 것이다. 90% 및 99% 수소흡장률은 각각 0.3 Pa m^3/s 및 0.2 Pa m^3/s 정도였으며 90% 및 99% 수소흡장량은 각각 2.4L 및 2.6 L 정도였다. 그림3는 소형 반응기의 ZrCo 20g에 대한 4회 수소화학량 Hx=1.8 흡장한 것의 탈장률 및 탈장량을 나타낸 것이다. 90% 및 99% 수소탈장률은 각각 0.07 Pa m^3/s 및 0.05 Pa m^3/s 정도였으며 90% 및 99% 수소탈장량은 각각 2.3L 및 2.5 L 정도였다.

따라서 소형 reactor 내 ZrCo 20g에 대한 수소화학량 Hx=1.8 흡·탈장이 가능함을 확인하였으며 앞으로 이 자료는 1:1 베드 수소 흡탈장 실험 및 분석에 활용될 것이다.

감사

본 논문은 교육과학기술부의 국제핵융합실험로(ITER) 공동개발사업 지원으로 작성되었음.

참고문헌

[1] 정홍석 외, ITER 삼중수소 저장·공급용기 개발 및 시험, KAERI/CR-324/2008(2009).

소형 원통형 Reactor 내 ZrCoHx의 흡탈장 성능

구대서, 이재은, 정동유, 정홍석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

중수로형 원전 방사성폐기물인 삼중수소는 한편으로는 핵융합반응의 소중한 연료물질이다. 핵융합반응에 사용되는 삼중수소 저장·공급용기는 흡탈장 기능이 필요하다. ZrCoH(D,T)의 흡탈장 속도에 관한 많은 연구가 수행되었지만 SDS(storage and delivery system) 용기설계요인에 대한 흡탈장 속도에 관한 연구는 많지 않다. 이 연구는 한국의 조달품목인 이터용 삼중수소 저장 공급시스템과 용기의 적기공급을 위하여 반드시 필요한 연구이다. SDS 용기는 SDS에서 GIS로 연료공급을 위해 빠른 흡탈장 성능을 갖추어야 한다[1].

본 연구는 소형 ZrCo 반응기를 1:1 수소흡탈장 장치에 연결하여 흡탈장 실험을 수행하여 수소탱크 압력 100torr에서 수소량에 따른 ZrCo반응기의 수소 흡탈장률 및 수소흡탈장량을 분석하였다. 이 결과는 1:1베드의 수소흡탈장 실험 및 분석에 활용될 것이다.

그림1은 소형 ZrCo 반응기 연결한 수소 흡·탈장장치 개략도를 나타낸 것이다. 이 장치는 실온에 따른 수소압력만큼 수소를 저장하는 저장탱크, 수소를 흡·탈장하는 ZrCo 반응기, 탈장하는 수소를 측정하는 260L 탱크, 탈장하는 수소를 260L탱크로 보내는 ISP 펌프, 진공화하여 배기하는 rotary pump 및 TMP(terbo molecular pump)로 구성된다.

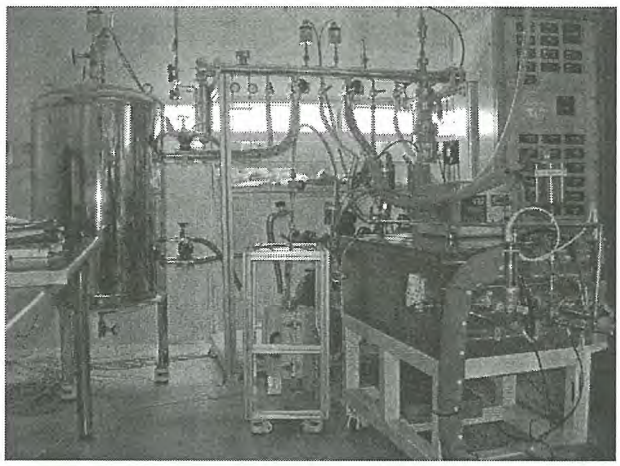


그림 1. 소형 ZrCo 반응기 실험장치

표1은 수소량에 따른 탱크압력 100torr에서 ZrCo 20g에 대한 90% 및 99% 수소 흡장률을 나타낸 것이다. 90% 수소흡장률 경우 수소량이 증가함에 따라 1회 및 2회 수소 흡장률이 감소하였다. 99% 경우도 같은 경향을 나타내었다.

표 1. 수소량에 따른 수소흡장률

	Hydriding Rate(90%)		Hydriding Rate(99%)	
	1st	2nd	1st	2nd
H1.5	14.18	10.24	11.41	8.46
H1.8	10.54	8.34	8.32	6.79
H2.0	6.63	3.4	5.18	0.94

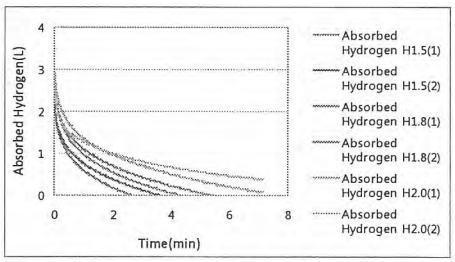


그림2. 수소량에 따른 수소흡장량

표 2. 수소량에 따른 수소탈장률

	Dehydriding Rate(90%)		Dehydriding Rate(99%)	
	1st	2nd	1st	2nd
H1.5	0.006	0.006	0.005	0.005
H1.8	0.006	0.007	0.005	0.005
H2.0	0.007	0.008	0.006	0.006

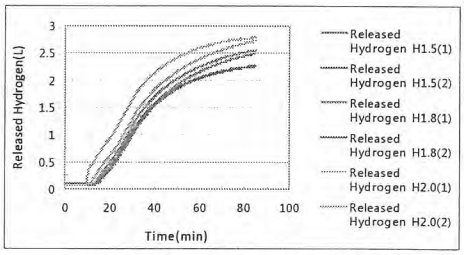


그림3. 수소량에 따른 수소탈장량

표2는 수소량에 따른 탱크압력 100torr에서 ZrCo 20g에 대한 90% 및 99% 수소 탈장률을 나타낸 것이다. 90% 수소 탈장률인 경우 수소량이 증가함에 따라 1회 및 2회 수소 탈장률은 증가하는 경향을 나타내었다. 99% 경우도 같은 경향을 나타내었다. 그림2는 수소량($ZrCoH_{1.5}$, $ZrCoH_{1.8}$,$ZrCoH_{2.0}$)에 따른 수소 흡장량을 나타낸 것이다. 1분 이내에 급격하게 흡장되었으며 $ZrCoH_{1.5}$, $ZrCoH_{1.8}$경우는 5분 이내에 흡장이 완료되었으나 $ZrCoH_{2.0}$ 경우는 8분 경과하여도 100% 흡장되지 않았다. 그림3은 수소량($ZrCoH_{1.5}$, $ZrCoH_{1.8}$,$ZrCoH_{2.0}$)에 따른 수소 탈장량을 나타낸 것이다. 30분 이내에 급격하게 수소탈장되었으며 모든 경우 90분 이내에 수소탈장을 완료하였다. 최대 수소탈장량은 $ZrCoH_{1.5}$ 경우 2.3L, $ZrCoH_{1.8}$경우 2.5L 및 $ZrCoH_{2.0}$ 경우 2.8L였다.

따라서 수소량에 따른 탱크압력 100torr에서 ZrCo 20g에 대한 수소흡장률은 수소량이 증가함에 따라 수소 흡장률이 감소하였으나, 수소 탈장률은 수소량이 증가함에 수소 탈장률이 증가하는 경향을 나타내었다. 수소량($ZrCoH_{1.5}$, $ZrCoH_{1.8}$,$ZrCoH_{2.0}$)에 따른 수소 흡장은 1분 이내에 급격하게 흡장되었으며, $ZrCoH_{2.0}$ 경우보다 $ZrCoH_{1.5}$, $ZrCoH_{1.8}$경우가 흡장성능이 좋았다. 수소량($ZrCoH_{1.5}$, $ZrCoH_{1.8}$,$ZrCoH_{2.0}$)에 따른 수소 탈장은 30분 이내에 급격하게 탈장되었으며, $ZrCoH_{2.0}$ 의 최대 수소탈장량이 $ZrCoH_{1.5}$ 및 $ZrCoH_{1.8}$보다 많았다.

감사

본 논문은 교육과학기술부의 국제핵융합실험로(ITER) 공동개발사업 지원으로 작성되었음.

참고문헌

[1] 정홍석 외, ITER 삼중수소 저장・공급용기 개발 및 시험, KAERI/CR-324/2008(2009).

COL 공정에서 미용해 잔사물 및 침전물의 고/액 분리특성

양한범, 임재관, 정동용, 이일희, 김광욱
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150 번지
nhbyang@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료를 알카리 탄산염 매질에서 산화용해 - 침출시키면 대부분의 F.P(핵분열생성물) 와 TRU(초우라늄) 원소는 미용해 잔사로 남고 Mo, Cs, Tc(/Re), Te 등 몇 개 원소와 U의 용해가 예상된다. 그리고 U 용해액으로부터 침전법으로 사용하여 U 만을 선택적으로 회수할 수 있는 시스템(이하 COL 공정이라 함)을 개발하고 있다.

COL 공정은 핵확산 저항성을 유지하면서 사용후핵연료(SF)의 효율적인 관리 및 재활용할 수 있는 원자력 에너지의 안정적 공급시스템을 구축과 연관된 분리 공정으로서, 이와 관련된 연구는 일부 원자력 선진국에서 수행되고 있는 기초 연구와 한국원자력 연구원의 본 연구팀에서 수행하고 있는 고준위 방사성폐기물의 탄산염 용액에서 산화용해-침전 분리기술에 의한 우라늄 회수에 대한 연구가 있다. PWR 사용후 핵연료중에 함유되어 있는 원소와 함량을 ORIGEN 코드로 계산한 자료에 의하면, 악티나이드 원소(U, Np, Pu, Am)와 핵분열생성물(FP)로 구성되면, FP는 알카리 금속(Cs, Rb), 알카리 토금속(Sr, Ba), 희토류원소(Y, La, Ce, Pr, Nd, Sm), 백금족원소(Ru, Rh, Pd) 및 기타 전이원소(Zr, Mo, Tc, Te)로 이루어져 있으므로, SF중에서 중요한 성분인 12 원소의 FP 및 U을 선정하여 만든 모의 SF를 대상으로 우라늄 및 FP의 산화용해 침출현상, 우라늄과 FP의 분리, 침전제를 사용하여 Cs와 Tc(/Re)의 침전 분리 및 우라늄의 고순도 침전 회수의 단위공정에 대한 실험과 사용후핵연료중 탄산염 용액계에서 우라늄만을 선택적으로 용해시킬 때 초우라늄원소(TRU)의 동반 용해 가능성에 대한 확인을 위하여 탄산염 용액계에서 TRU의 용해도 측정실험을 하였다. COL 공정은 침전법을 기본으로 하는 공정이므로 모의 SF를 탄산염용액에 용해시키는 용해 단위공정에서 발생하는 미용해 잔사물, 침전제를 사용하여 Cs와 Tc(/Re)의 침전 분리 제거하는 단위공정에서 발생하는 Cs/Re 침전물, U의 고순도 침전 단위공정에서 발생하는 UO_4 침전물들을 고/액 분리 하는 공정이 COL 공정에서는 중요한 기술이다. 본 연구에서는 PWR 사용후 핵연료 (초기농축도 3.2%, 연소도 33 GWd/tU, 냉각기간 10년)를 대상으로 하여 Origen 코드로 계산한 각 핵종의 함량을 기본으로 하여, 각 단위공정에서 발생되는 미용해 잔사물 및 침전물에 대한 고/액 분리특성 실험결과를 논하였다.

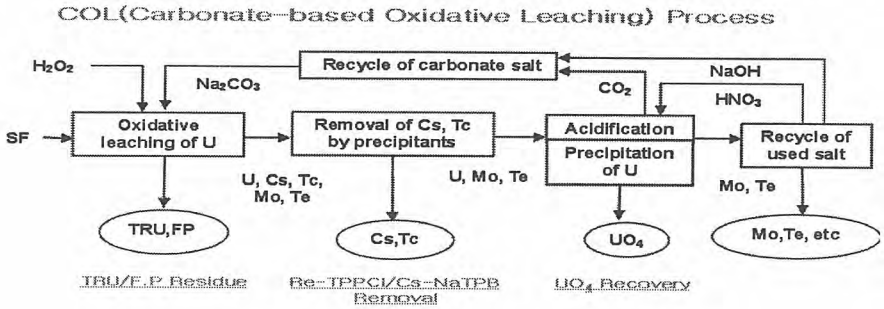
2. 실험 방법

미용해 잔사물, 침전물의 여과실험 : 미용해 잔사물 여과실험은 모의 FP-산화물 (Cs, Sr, Ba, La, Ce, Nd, Re, Ru, Pd, Zr, Mo Te의 12 원소의 시약용 산화물)을 사용하고, RE, Cs 침전물은 각각 TPPCl과 NaSTPB 침전제로 Re-TPPCl 침전물과 Cs-NaTPB 침전물을 만들었으며, UO_4 침전물은 U-0.5M Na_2CO_3-1M H_2O_2의 알칼리용액(pH > 10)을 4M HNO_3 용액으로 pH=3.6까지 산성화시켜 만든 다음 로터리 진공펌프 (Gast Co.)와 연결된 실험실용 진공여과장치(Fisher Model 09-753-1A)에서 Membrane filter(Millipore Co.)를 사용하여 Ruth의 정압여과계수를 측정하고, 여과물의 고유한 저항계수를 구하여 여과의 난이도를 표시하였다. 모든 침전 및 여과실험은 회분식으로 상온 (25±1 ℃)에서 수행하였으며, U 농도 Arsenazo III를 사용하여 비색법으로 분석하였다.

3. 결과 및 고찰

3-1. COL 공정

기본저인 COL 공정 개념은 다음 그림과 같다.

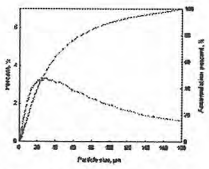


3-2. 미용해 잔사물, UO_4 침전물, Re-TPPCl 및 Cs-NaSTPB 침전물특성 및 여과특성

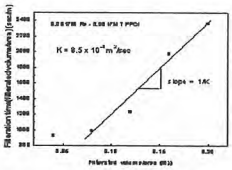
미용해 잔사물, UO_4 침전물, Re-TPPCl 및 Cs-NaSTPB 침전물 특성중 침전물 형상을 보면 미용해 잔사물, UO_4 침전물 및 Cs-NaSTPB은 구형이며, Re-TPPCl 침전물은 침상형이었다. UO_4 침전물, Re-TPPCl 및 Cs-NaSTPB 침전물의 최대 입도 분포 입자크기는 각각 5㎛, 30㎛ 및 15㎛로 측정되었다. 미용해 잔사물, UO_4 침전물, Re-TPPCl 및 Cs-NaSTPB 침전물 고체들의 정압여과 계수를 측정하여 고유저항계수를 계산한 결과로부터 여과 난이도를 평가한 결과 미용해 잔사물, Re-TPPCl 및 Cs-NaSTPB 침전물의 여과성은 쉽게 여과할 수 있으며, UO_4 침전물은 이들 고체 침전물중 여과성이 가장 어려운 난이도를 갖는 것으로 평가되었다.

Cs-STPB 형상

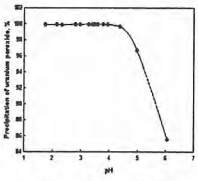
Re-TPPCl 형상



Re-TPPCl 입도분포

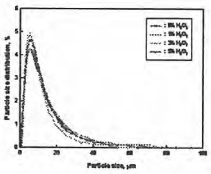


Re-TPPCl의 K 값

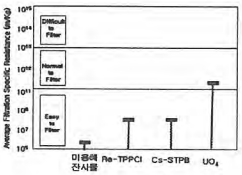


UO_4 침전율

UO_4 침전형상



UO_4 입도분포



여과난이도

산소분산공정에서 산소-공융염 이상흐름특성

조용준, 이한수, 김인태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
choyj@kaeri.re.kr

1. 서론

고온의 용융염을 액상으로 이용하는 공정 중의 하나로 사용 후 핵연료의 pyroprocessing 공정에서 발생하는 공융염(LiCl-KCl) 폐기물 처리공정이 있다. Pyroprocessing 공정은 고온의 용융염내에서 수행되어 지며 전기적인 방법을 이용하여 사용 후 핵연료 내에 포함되어 있는 U 및 TRU 핵종을 회수하는 기술이다. Pyroprocessing공정 에서는 희토류핵종 등을 포함하고 있는 공융염 폐기물이 발생하는데 이러한 폐기물들은 모두 안정한 형태로 고화 처리된 후 최종 처분되어야 한다. 따라서 pyroprocessing에서 발생하는 공융염 폐기물 내에 포함되어 있는 핵종들만을 분리/회수하여 최종처분하고 정체된 염은 재활용한다면 전체적인 pyroprocessing 공정의 운전성을 크게 향상 시킬 수 있게 된다. 공융염폐기물내 존재하는 핵종은 주로 희토류염화물로 이러한 희토류염화물 제거를 위해 산소분산 공정이 이용되고 있다. 산소분산공정은 공융염폐기물내 산소를 주입하여 희토류염화물을 공융염에 불용성인 산화물로 전환시킨 후 침전에 의하여 분리하는 기술이다. 산소분산 방법에 의한 희토류 산화/침전반응은 기상(산소)-액상(공융염)의 이상(two-phase)흐름(**그림-1**)에서 이루어지는데 이러한 이상공정에서 최적분산유량을 구하는 것은 매우 중요하다. 일반적으로 기상유속이 증가함에 따라서 전체적인 흐름형태는 균일흐름영역에서 불균일 흐름영역(slug 또는 plug flow)으로 변하게 되는데 만약 본 산화반응이 이러한 slow flow에서 운전된다면 산화공정의 효율이 떨어질 뿐만 아니라 산화 공정중에 반응으로 생성된 희토류 침전물과 염이 slug와 함께 공융염층에서 유출되어 가스 배출관에 침적되어 공정이 중단될 수 있으므로 산화/침전 반응은 반드시 dispersed bubble flow 영역에서 수행되어야 한다. 따라서, 본 연구에서는 산소-공융염계의 흐름특성을 파악하여 최적 산소유량을 실험적으로 도출하고자 하였다.

2. 실험 및 결과

일반적으로 다상흐름공정에서 흐름영역은 기체체류량을 통해서 파악할 수 있는데 본 연구에서는 lab-scale 산화/침전 장치에서 산소유량에 따른 흐름특성을 파악하여 최적 산소분산유량을 도출하기 위하여 압력강하법(pressure drop method)를 이용하여 기체체류량을 구하고 이를 drift flux model을 이용하여 해석하였다. 압력강하법은 일정한 축방향 높이(△L)에서 발생하는 압력차(△P)를 측정하고 이를 다음의 식에 넣어 기상의 체류량을 구한다. 여기서 ρ는 공융염의 점도, g는 기체상수 이다.

$$\text{기체체류량} = \frac{\dfrac{\Delta P}{\Delta L g} - \rho_L}{\rho_G - \rho_L} \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots \qquad (1)$$

산소유량 및 공융염온도에 따른 압력은 공융염층내에 15cm 간격으로 두 개의 수식 SUS관을 삽인한 후 끝부분을 차압센서(CP2000, -2,000~+2,000 mBar)에 연결하였으며 차압센서에서 나오는 압력의 volt 신호는 data acquisition system(Daq/3000, DasyLab)을 이용하여 컴퓨터에 저장한 후 해석하였다. 이때 압력신호는 200 Hz의 속도로 15초간 측정하였다. **그림-2**에 얻어진 압력신호와 이를 식(1)에 적용하여 유도된 산소체류량 요동을 나타내었다. 특정 조건에서 산소체류량은 산소체류량 요동의 평균값을 구하여 사용하였다.

실험결과 얻어진 기체체류량 값을 **그림-3**에 나타내었다. 그림에서 볼 수 있듯이 기체체류량은 산소유량이 증가함에 따라서 증가하였고 온도가 증가함에 따라서 약간 증가하는것을 알 수 있는데 이는 온도가 증가함에 따라서 공융염의 물성(표면장력, 점도등)이 변하기 때문인 것으로 판단된다. 일반적으로 기체체류량의 기울기를 가지고 흐름영역이 변하는 유속을 판별하게 되는데 본 연구에서는 좀더 정밀한 흐름영역을 파악하고자 기체체류량 값을 drift flux model에 적용하였다. Drift flux는 식(2)를 이용해서 구할 수 있으며 구해진 drift flux를 기체체류량과 X-Y 좌표에 plot하면 기울기가 변하는 기체체류

량에서 흐름영역의 전이점을 찾을 수 있다.

$$\text{Drift flux}(J)=Ug(1-\varepsilon_g) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2)$$

그림-4에 산소체류량과 식(22)를 이용하여 계산한 drift flux를 도시한 결과를 나타내었다. 그림에서 볼 수 있듯이 산소체류량이 증가함에 따라서 전 온도범위에서 drift flux의 기울기가 0.1이하와 0.12이상에서 차이가 나는 것을 볼 수 있다. 이러한 기울기 증가율의 변화로부터 0.1이하의 체류량 조건에서는 균일흐름영역이 형성되고 0.12 이상의 산소체류량 범위에서는 불균일 흐름영역이 형성된다는 것을 예측할 수 있다. **그림-4**를 통해 약 4-5 l/min의 산소유량 범위에서 0.12이하의 산소체류량이 나타나므로 lab-scale 산화/침전 장치에서 균일흐름이 형성되는 산소유량 범위는 5 l/min 이하 임을 알 수 있고 이러한 유속범위를 산화공정의 적정 산소유량 조건을 설정할 수 있었다.

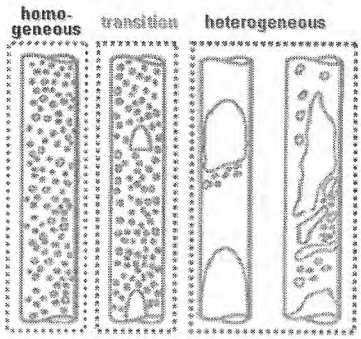


그림 1. 이상계(two-phase system)에서 기상유속에 따른 흐름특성

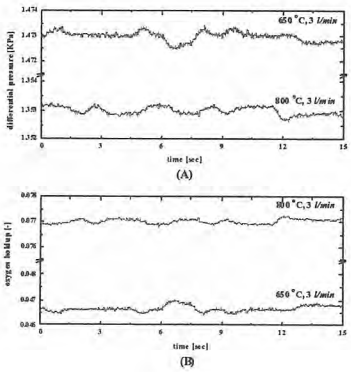


그림 2. 압력요동 및 산소체류량요동의 예

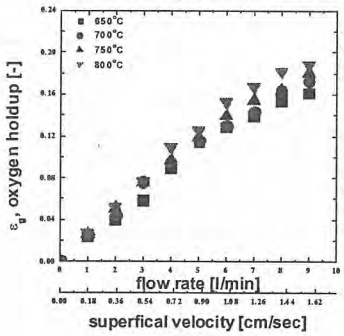


그림 3. 산소유량 및 공융염온도가 산소체류량에 미치는 영향

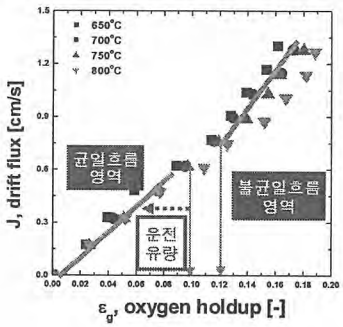


그림 4. Lab-scale 산화/침전 장치에서 흐름영역특성

전치 및 중성능필터를 지지하는 프레임의 구조특성

황용화, 이형권, 서항석, 권형문, 장정남, 전용범
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045(덕진동 150-1)
hyh@kaeri.re.kr

조사후연료시험시설의 급기구 전단에는 전치 및 중성능필터가 설치되어 있고, 여기서 1마이크론 이상의 외부먼지 및 분진이 포집된다. 일반적으로 전치의 경우 분기별로, 중성능의 경우 년2회 이상 교환이 필요하다. 주기적인 교체와 단 시간 내에 작업완료를 요구하는 이 분야에서는 프레임(frame) 구조물 형태로 틀을 맞추어 조립하는 모듈(module)방법이 가장 이상적이다. 따라서 설치된 프레임 구조물 내부에 전치 및 중성능 필터를 삽입하는 형태로 구조적인 안전성이 확보되었다. 제시된 필터의 사양을 근거로 프레임의 구조특성을 분석하였고, 필터의 각형부와 프레임 구조물이 서로 밀착되는 부분에 네오프렌 가스켓(neoprene gasket)을 설치하여 기밀을 유지하도록 설계되었다.

(1) 전치필터 및 프레임의 구조특성

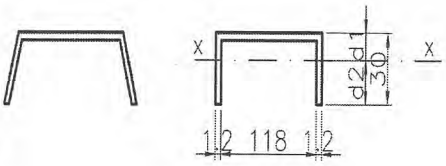
설치장소를 공간적으로 이용하기 위하여 610*610*50(mm)크기의 전치필터를 한 모듈에 V자형으로 2개씩 삽입하는 구조이다. 필터의 1개당 유량은 1,200-2,300 CMH으로 필터 면속도는 2m/s 이하를 유지하고, 효율은 ASHRAE 80%내외의 사양이 제시되고 있다. 프레임의 구조특성에서 필터의 최대차압을 25mmWg(250Pa)로 계상하여 수직 빔(beam)에 대한 만곡계산(flexure calculation)을 위해, 간이모델(simplified model)을 고려하였다.

-beam A : V 프레임(frame)의 바닥면 챤넬

-beam B : V 프레임의 전면에 각진 2개의 앵글을 체결한 형태

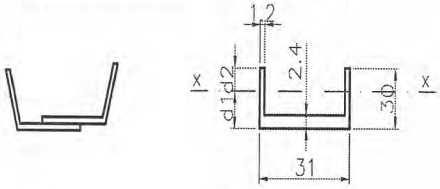
Beam A :

Actual Section Calculation Section



Beam B :

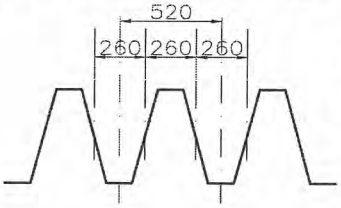
Actual Section Calculation Section



Beam A : position of the axis : d_1 = 5.5mm modulus of inertia - $\frac{I_x}{d_2}$ = 625mm^3

Beam B : Position of neutral axis : d_1 = 8.2mm modulus of inertia - $\frac{I_x}{d_2}$ = 556mm^3

균일한 분포하중과 단순지지 빔으로 계산한 결과 후자의 빔(beam B)이 관성계수가 낮게 나타났다. V프레임의 수평피치(pitch)는 520mm로 하여 분포하중을 계산한 결과, 260mm 폭에서 효율적인 압력효과를 얻을 수 있었다. 여러 요인을 적용시킨 응력보다는 실제응력은 적은 값으로 나타났다.



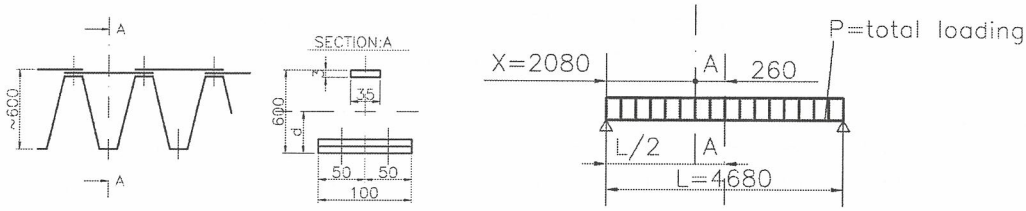
P = 201N.

Maximum bending moment : $M = \frac{PL}{8}$

maximum stress : $n = \frac{M}{I_x/d_2}$ = 140N/mm^2

(2) 전치프레임의 수평빔에 대한 만곡계산

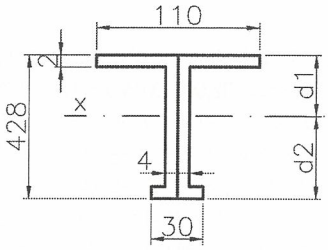
아래 그림은 전단부는 프레임 부근에 50mm 길이로 구멍을 뚫어 한 쌍의 볼트 체결하여 고정하였고, 단위프레임 결합에서 수평빔의 계산 값을 산출하였다.



제시된 빔에 대한 V프레임의 수직피치(pitch)는 필터의 착탈을 용이하도록 10mm의 여유를 두어 620mm로 정하여 균일분포하중을 계산하였고, 폭면적에 전달되는 하중은 아래와 같이 나타났다.
The section AA(lowest inertia) x=2080, Maximum stress = 6.7N/mm^2

(3) 중성능필터를 지지하는 프레임

중성능필터의 사양은 multi V-pleats type으로 가스켓을 제외한 크기가 610*610*400(mm)이다. 6,000 m^3.h^{-1}의 용량을 가지며, 최고사용온도120℃ 및 최고사용습도 98%까지 가능하다. 중성능필터에 대한 필터막힘(drop of clogged filters)의 제시된 설계압력은 35mmWg(350Pa)으로 수평빔을 고려하였다.



position of neutral axis - d_1 = 197mm,

modulus of inertia - $\frac{I_x}{d_2}$ = 162,442mm^3

V프레임의 수평피치(pitch)는 670mm로 하여 효율적인 분포하중을 계산한 결과, 하중(P)은 1571N, 최대응력(maximum stress)은 $n = \frac{M}{I_x/d_2}$에서 8N/mm^2 으로 나타났다.

결론

전치 및 프레임의 구조는 빈번한 필터교체에 용이한 구조를 가지고 있어야 하며, 중성능의 경우 자체무게에 의한 하중이 많이 걸리기 때문에 프레임이 견고하고 비틀림이 없어야 한다. 프레임의 구조특성에서 유속에 의한 저항성과 지지특성이 뛰어나다고 판단되었고, 필터의 각형부와 프레임 구조물의 밀착상태가 양호하여 기밀성이 유지되었다.

탄산염계에서 메탈산화물 존재시 uranyl peroxo-carbonato 착물의 안정도

정동용, 최은경, 양한범, 이일희, 김광욱
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
ndychung@kaeri.re.kr

1. 서 론

본 연구실에서는 고준위 폐기물 처분장 능을 증대시킬 수 있고, 핵확산저항성과 친환경성을 동시에 증진시키는 알카리 탄산염 용액계를 이용하여 사용후핵연료로부터 우라늄만을 선택적으로 회수할 수 있는 COL(Carbonate-based Oxidative Leaching)공정을 개발하고 있다. 사용후핵연료 내 우라늄산화물은 우라늄 산화상태가 4가인 UO2로 존재하며 탄산염 용액에 매우 낮은 용해도를 갖는다. 그러나 U의 산화수가 6가인 경우 보다 높은 용해도를 얻을 수 있다. 산화제로 과산화수소를 사용하는 경우 우라늄산화물은 uranyl peroxo-carbonato 착물로 용해되며 용해도와 용해속도를 획기적으로 증가시킬 수 있다. 그러나 탄산염 용액에서 이 착물은 용액 조건에 따라 시간 경과에 따라 침전물이 생기는 것을 확인하였다. 이와 같은 침전물의 존재는 후속 공정에서 용해된 우라늄을 다시 회수할 때 우라늄의 회수율 등에 많은 영향을 미칠 수 있다. 본 연구에서는 탄산염 용액에서 우라늄이 과산화수소에 의해 산화용해되는 경우 생성되는 uranyl peroxo-carbonato 착물의 분광학적 특성을 살펴보았고, 용액중 메탈이온이나 메탈산화물이 존재하는 경우 이 착물의 안정도를 분광학적 특징을 통해 살펴보았다.

2. 실험 및 결과

실험을 위해 U과 FP로서 선정된 기타 원소등 16개 원소들을 포함한 표 1과 같은 조성을 갖는 모의 사용후핵연료 SIMFUEL을 제조하였다. 이때 각 원소비는 농축도 3.2%, 연소도 32,000 MWd/tU를 기준으로 고려한 것이다. 제조 방법을 그림 1에 나타내었다. 우라늄산화물($UO_{2.18}$)과 선정된 각 핵분열생성물 산화물 분말들을 조성에 맞게 혼합한 후 건식으로 attrition 밀링을 하여 균질한 혼합분말을 얻은 후에 이를 100 MPa로 성형하였고, 성형체를 1700°C에서 6시간 동안 4%H_2-Ar분위기에서 소결하였다. 소결체를 막자사발로 분쇄하여 분말화를 하였으며, 산화분말은 500°C에서 5시간 동안 공기분위기에서 제조하였으며, 환원분말은 산화분말을 700°C에서 5시간동안 4%H_2-Ar 분위기에서 제조하였다. 산화분말은 U_3O_8 형태의 우라늄산화물로 XRD 결과 monoclinic 구조를 가지며, 환원분말은 UO_2의 우라늄산화물로 cubic 구조를 가진다. 이때 기타 FP 원소들은 우라늄에 비해 매우적은 양으로 우라늄 산화물에 일부가 고형화되어 있을 것으로 추정된다. 우라늄 용액은 UNH(uranyl nitrate hexahydrate)를 물에 녹여 준비하였고 시약급의 탄산나트륨과 과산화수소를 사용하였다. 용액의 흡수스펙트럼을 측정하기 위해 HP8453 UV-vis 분광광도계를 사용하였으며 측정을 위해 표준 셀을 사용하였다.

일반적으로 탄산염 용액계에서 산화제로 과산화수소를 사용하는 경우 아래와 같은 반응에 의해 uranyl peroxo-carbonato complex 형태로 용해된다.

$$UO_2(s) + 2Na_2CO_3 + H_2O_2 \rightarrow UO_2(O_2)_x(CO_3)_2^{4-} + 2H^+ + 4Na^+ + 2e^- \quad (1)$$

그림 2는 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$와 $UO_2(O_2)(CO_3)_2^{4-}$ 착물이온의 스펙트럼 특징을 비교한 것이다. 탄산염 용액에서 우라닐 이온은 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$ 착물이온 형태로 주로 존재한다. 이 착물의 몰흡광도(molar absorptivity), $\varepsilon(M^{-1}cm^{-1})$은 448nm에서 28 정도이다. Uranyl peroxo-carbonato complex, $UO_2(O_2)(CO_3)_2^4$ 의 몰흡광도는 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$보다 매우 높아 340nm 최대 흡수도에서 1082 $M^{-1}cm^{-1}$의 값을 나타냈다. $UO_2(O_2)(CO_3)_2^{4-}$ 착물이온은 charge transfer complex로 전형적으로 매우 넓고 뚜렷하지 않은 매우 높은 몰흡광도에 의해 특징지어 진다.

그림 3은 $[Na_2CO_3]$=0.5M, $[UO_2^{2+}]$=5x10^{-4}M, $[H_2O_2]$=2.5x10^{-3}M일 때 시간에 따른 스펙트럼 변화를 나나탠 것이다. 13일이 경과할때까지 uranyl peroxo-carnonato 착물의 스펙트럼 형태가 유지되고 있음을 보여주고 있는 것으로 보아 착물의 안정도가 잘 유지되고 있는 것으로 볼 수 있다. 그러나
그림 4에서 보는 바와 같이 SIMFUEL2와 같은 U이 포함되지 않은 금속산화물이 용액에 존재하는 경우에는 uranyl peroxo-carnonato 착물의 스펙트럼 특성이 시간에 따라 사라지는 것을 볼 수 있다. 이는 금속산화물의 존재에 의해 $UO_2(O_2)(CO_3)_2^4$ 착물이온에서 산소 분자가 떨어져 $UO_2(CO_3)_3^4$ 착물이온으로 되는 것이다.

3. 결론

탄산염 용액에서 Uranium oxide는 과산화수소에 의해 uranyl peroxo-carbonato 착물, $UO_2(O_2)(CO_3)_2^{4}$ 로 용해되며 빠른 용해속도와 높은 용해도를 보인다. 그러나 용액중 금속산화물의 존재시 $UO_2(O_2)(CO_3)_2^{-4}$은 uranyl tricarbonate, $UO_2(CO_3)_3^{-4}$ 착물로 분해가 일어났다.

사 사

본 연구는 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국과학재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

참고문헌

[1]. 정동용 등, 한국방사성폐기물학회 춘계학술대회 논문요약집, 238 (2008).
[2]. 김광욱, 정동용 등, *Nucl. Technol.*, 166, 170 (2009).
[3]. S.M. Peper, et al., *Ind. Eng. Chem. Res.*, 43, 8188 (2004).

표 1. SIMFUEL 분말 구성 원소 및 조성

원소 (Elements)	구성원소 산화물형태 (Oxides)	SIMFUEL1 (without U)	SIMFUEL2 (without U)	SIMFUEL3 (with U)	SIMFUEL4 (with U)
		산화분말	환원분말	산화분말	환원분말
U	UO_2			96.33%	96.33%
Ce	CeO2	31.03%	31.03%		
Gd	Gd2O3	0.42%	0.42%		
La	La2O3	3.75%	3.75%		
Nd	Nd2O3	12.35%	12.35%		
Pr	PrO2	3.45%	3.45%		
Sm	Sm2O3	2.58%	2.58%		
Eu	Eu2O3	0.48%	0.48%	3.67%	3.67%
Y	Y2O3	1.41%	1.41%		
Mo	MoO2	12.86%	12.86%		
Pd	PdO	4.41%	4.41%		
Ru	MoO2	6.56%	6.56%		
Zr	ZrO2	11.15%	11.15%		
Ba	BaO	5.79%	5.79%		
Sr	SrO	2.37%	2.37%		
Te	TeO2	1.41%	1.41%		
		100.00%	100.00%	100.00%	100.00%

초기농축도 3.2%, 연소도 33GWd/tU, 냉각기간 10년 기준
*Cs, Rb : 휘발성 원소라 Simfuel원소로 포함할 수 없음.
Calculated by ORIGEN Code

그림 1. SIMFUEL 제조 방법

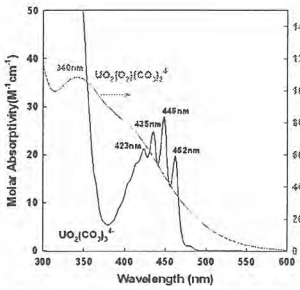


그림 2. 몰흡광도 곡선

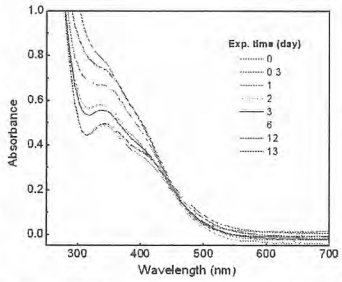


그림 3. 용액중 peroxocarbonato 착물의 스펙트럼 변화

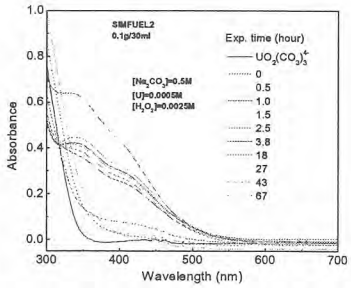


그림 4. 금속산화물 첨가에 따른 스펙트럼 변화

악티늄족 및 란탄족 원소 회수를 위한 기능성 고분자-탄소 나노 구조체

정용주, 심준보, 백승우, 김시형, 권상운, 김광락, 정홍석, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045 (덕진동 150-1)
sonamu@kaeri.re.kr

1. 서론

다양한 유기-무기 복합체가 유해 중금속의 흡착제로 개발되어 널리 사용되어 왔다. 일반적으로 물에 녹지 않는 세라믹이나 고분자 수지가 지지체로 사용되고, 유기 리간드나 고분자 리간드가 고체 지지체 표면에 화학적 결합 또는 물리적 흡착 등을 통해 도입된다. 최근에는 메조기공 실리카 같은 비표면적이 큰 나노 구조체가 지지체로 사용되는 연구가 큰 주목을 받았다. 본 연구에서는 킬레이팅 고분자를 메조기공 탄소 표면에 흡착시켜 메조기공 고분자-탄소 구조체를 제조하였다. 제조된 나노 구조체는 금속이온(An/RE)의 회수 및 처분에 사용되었다. 특히, 악티늄족 원소의 단일입자 내에 처분 또는 고정화를 최종 목표로 하는 연구의 일환으로써 Eu을 메조기공 고분자-탄소 복합체에 주입한 후 메조기공 입구를 고분자로 blocking 한 후 Eu의 침출 현상을 관찰하였다.

2. 실험 및 결과

2.1. 메조기공 고분자-탄소 구조체 제조

메조기공 탄소를 물에 분산시킨 후 킬레이팅 고분자를 가하고 pH 5로 조절한 후 48 시간 교반하였다. 반응이 완료되었을 때 membrane filter (pore size = 0.2 um)를 사용하여 filtering 한 후 약하게 붙어있는 고분자를 제거하기 위해 과량의 증류수로 washing 하였다. 제조된 물질의 고분자 함량은 total organic carbon (TOC) 분석기를 사용하여 결정하였다. 구조적인 특성은 nitrogen sorption test 및 XRD 등을 통해 분석되었다. 특히, BJH (Barrett-Joyner-Halenda) 방법을 통해 기공분포를 분석한 결과, 킬레이팅 고분자에 의해 메조기공 탄소가 표면처리 된 후에도 여전히 메조기공 구조를 유지하는 것으로 나타났다 (Fig. 1).

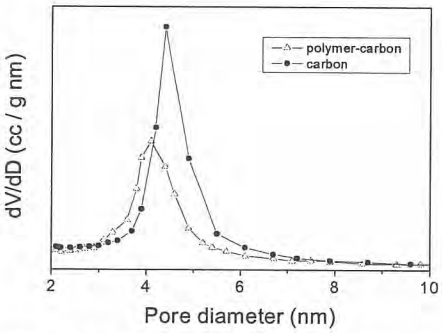


Fig. 1. Pore distribution curves of mesoporous carbon and polymer-mesoporous carbon composite

2.2 Eu 흡착 및 고정화

악티늄족 원소의 단일입자 내 영구처분을 위하여 악티늄족 원소의 대용물(surrogate)로서 Eu을 선정하였다. $Eu(NO_3)_3$을 증류수에 녹여 Eu stock solution (1000 ppm)을 제조하였다. 적당량의 Eu을 제조된 나노 복합체 서스펜션 용액에 가한 후 착물반응을 유도하였다. 반응이 끝난 후 filtering 함으로써 Eu이 주입된 고분자-탄소 복합체(Eu-loaded polymer-carbon composite)를 얻었다. 주입된 Eu 양은 원자흡수분광법(ICP-AES)을 통해 계산되었다. 이 Eu 복합체를 수용액에 분산시킨 후 복합체로부터 Eu leaching을 차단하기 위하여 복합체 표면을 고분자로 코팅하였다.

2.3. Eu 침출거동

고분자로 나노 구조체 입구를 봉쇄한 후 Eu의 침출현상을 상온에서 시간에 따라 관찰하였다. 이를 위하여 최종적으로 얻어진 나노 복합체와 고분자로 표면처리 되지 않은 나노 복합체(control experiment)를 각각 증류수에 분산시킨 후 주사기 filter로 샘플링한 후 유도결합플라즈마-원자흡수분광법(ICP-AES)로 Eu 농도를 측정하였다. 고분자로 나노 복합체 기공입구를 봉쇄할 때 Eu 침출 현상이 크게 완화되는 것을 확인하였다 (Fig. 2).

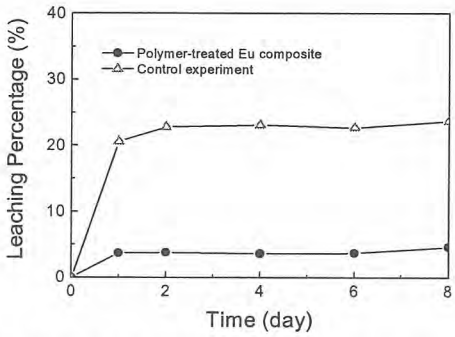


Fig. 2. Leaching behavior of Eu-loaded composite (control experiment) and Eu-loaded composite filled with polymer

3. 요약

킬레이팅 고분자를 메조기공 탄소 표면 위에 흡착시킴으로써 금속이온과 착물을 형성할 수 있는 기능성 나노구조체를 제조하였다. 악티늄족 원소를 단일입자 내에 영구처분을 위한 예비연구로서 Eu을 대용물(surrogate)로 사용하여 기능성 나노 구조체에 주입한 후 메조기공 입구를 고분자반응을 통해 봉쇄함으로써 Eu의 단일입자 내 고정화를 시도하였다. 시간에 따라 침출현상을 분석한 결과, 고분자로 메조기공을 blocking 하였을 때 Eu의 침출현상이 크게 완화되는 것을 확인하였다. 이는 시멘트화나 유리화 등과 같은 고비용 공정을 거치지 않고도 단일입자 내 유해 금속의 영구처분이 가능하다는 것을 의미한다. 더 나아가, 이러한 접근방법은 지지체로 메조기공 탄소에 국한되지 않고 실리카와 같은 다른 메조기공 금속산화물에 적용될 수 있다는 점에서 큰 강점이 있다.

감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

세라믹 고화매질(ZIT)에 의한 희토류산화물 고화체 제조

안병길, 박환서, 김환영, 김인태
한국원자력연구원, 대전시 유성구 덕진동 150번지
bgan@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후 핵연료로부터 유용한 물질을 회수하여 고속로의 연료로 재활용하는 방법에 있어서 건식기술(Pyroprocessing technology)은 핵확산 저항성이 크며, 장치가 단순하고 폐기물 발생량이 적은 장점이 있다. 건식기술에 의한 처리공정 중 전해정련 공정은 LiCl-KCl 공융염을 매질로 사용하여 전기화학적 방법으로 우라늄, TRU, minor actinide 등을 회수한다. 이러한 공정에서 발생되는 LiCl-KCl 폐 용융염 내에 존재하는 희토류 원소를 제거한 후 재사용 가능한 용융염으로 재생하여 재순환 사용함으로서 폐기물 발생량을 크게 줄일 수 있다. 폐 용융염 재생공정은 산소분산 방법에 의한 희토류 산화물을 침전 분리 및 잔류염 증류 공정에 의해 수행되며, 발생되는 방사성 희토류 산화물은 평균입경이 약 5 ㎛ 인 미세 분말 상이므로 최종 처분에 적합한 안정한 monolitic 고화체로 제조되어야 한다. 상업적으로 적용되는 고준위 폐기물의 유리화 방법은 붕산계 유리를 유도로에서 고화 대상 폐기물과 약 1400~1500 ℃로 용융/분해 후 용융물을 고화 드럼에 부운 후 균열을 방지하기 위한 열 처리 단계를 거쳐 고화체를 제조하게 된다. 이 방법은 고주파 유도를 위한 내부 조성물의 조절, 유지 보수, 부식에 따른 폐기물, 복잡한 구성 요소, 고온으로 인한 휘발 핵종의 포집 등과 같은 문제점이 있다.

본 연구에서는 제조 공정이 단순한 분말 소결에 의한 고화체 제조방법을 제시하고자 한다. 분말 소결은 방사성 희토류 산화물과 고화매질을 혼합하여 소결 용기에 넣은 후 소결로(전기로)에서 열처리에 의해 고화체를 제조하는 공정으로 구성된다. 따라서 소결 용기(stainless steel) 소결용기의 안정성을 위해서 저온(<11000℃) 공정이 요구된다. 본 연구에서는 이러한 제조조건을 만족시키면서 안정된 고화체 제조를 위한 연구로서 상용 붕산계 유리인 R7T7 유리 매질로서 분말 소결에 의한 고화체를 제조한 결과 희토류 원소가 유리의 주 구성물인 Si, Ca 등과 반응하여 결정질로 존재함으로서 유리 매질을 취약하게 하는 문제점이 있었다. 따라서 유리 매질이 아닌 새로운 세라믹계 고화 매질을 개발하기 위하여 다양한 시작 물질과 조성의 변화로부터 주 구성물이 모나자이트 세라믹인 세라믹 고화체를 제조하였다. 개발된 새로운 고화매질은 Zn_2TiO_4- $CaHPO_4$-SiO_2-B_2O_3계로 구성되어 있다. 이러한 세라믹 고화 매질을 이용하여 1100℃에서 6hr 동안 분말 소결하여 1kg 규모의 희토류 산화물 세라믹 고화체를 제조하였으며, 이에 대한 물리. 화학적 평가를 위해 침출특성, 열 전도도, XRD, SEM-EDS 등을 분석하였다.

2. 실험 및 결과

monazite 계 세라믹 고화체 제조를 위해서 phosphate 화합물 원료는 $CaHPO_4$(CHP)를 합성하여 사용하였다. CHP를 원료물질로 사용하면 희토류 산화물을 $NH_4H_2PO_4$(ADP)와 반응시키는 전처리 공정이 필요 없고 반응 중에 기체 발생량이 적으며 내구성이 큰 Ca 원소를 활용할 수 있는 많은 장점이 있다. CHP와 희토류 산화물과의 반응식은 다음과 같으며 동일 mole의 monazite를 합성하는 경우 ADP의 경우 NH_3 2 mole 및 H_2O 3 mole의 기체가 발생되는 반면에 CHP의 경우는 1 mole의 H_2O가 발생되므로 상대적으로 기체 발생이 매우 적다. Binding matrix의 제조는 ZnO와 TiO_2를 기본물질로 하여 내구성이 우수한 zinc titanite 세라믹을 제조하였으며 XRD 분석으로 확인 하였다. monazite계 세라믹 고화체 제조는 binding matrix로 zinc titanate, monazite 합성용으로 CHP, 고화체 제조 후 잔존하는 Ca 고정화와 부가적 binding matrix로 SiO_2 및 B_2O_3, 및 염폐기물 재생공정에서 회수될 희토류 산화물 모의 조성 혼합물 (Nd_2O_3 59 wt%, CeO_2 23 wt%, La_2O_3 12 wt% 및 Y_2O_3 6 wt%) 20 wt%를 분쇄 및 혼합하여 1100℃에서 6시간 소결하여 1kg 급 zinc titanate(ZIT)계 세라믹 고화체를 제조하였다.

희토류 산화물 고화체 제조 개념을 나타낸 그림 1의 (a)를 보면 주 구성물은 희토류 모나자이트($LnPO_4$)이며, binding matrix는 zinc titanate가 되도록 고화체 제조 model을 수립하였다. 제조된 1 kg 급 고화체에 대한 XRD 분석 결과를 보면 주 구성물이 monazite 이며, 일반 공기 분위기에서 제조된 고화체의 경우 Zn 금속이 일부 존재함을 알 수 있다. 이러한 현상은 소결용기(STS)를 구성하는 금속을 산화시키면서 Zn 금속으로 환원된 것으로 판단된다. 또한 이 고화체의 절단면에 대한 SEM 분석 결과

를 나타낸 그림 2 의(a)를 보면 매우 치밀한 구조를 나타냄을 알 수 있다. 소결 후 고화체와 소결용기에 대한 사진(그림 2의 (b))을 보면 일반 공기 분위기에서 제조된 고화체의 경우 고화체 외부 표면이 소결용기와 반응하여 표면에 부식물로 존재하며, 소결 용기가 심하게 부식되어 있음을 알 수 있다. 반면 N_2 불활성 분위기에서 제작된 고화체의 경우 치밀한 monolithic 형태이며 소결용기는 부식과 형상 변화가 없고, 절단면은 광택을 유지하고 있다. 따라서 in-drum 소결 공정에서 N_2 분위기를 유지시키면 STS 소결용기의 사용에 문제가 없음을 확인할 수 있었다.

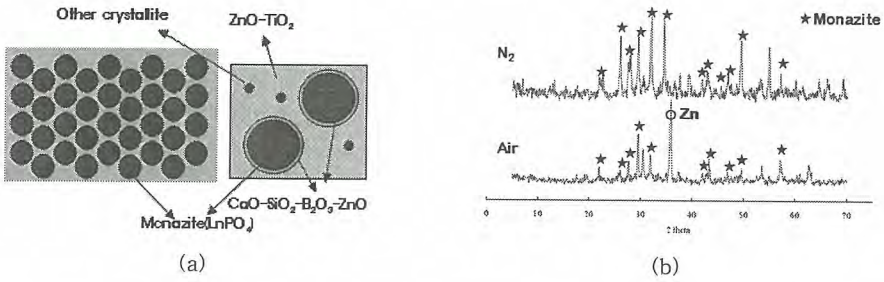


Fig.1. (a) Conceptual model for the immobilization of RE oxide waste, (b)XRD pattern of wasteforms(1kg) according to sintering atmosphere(air and N_2).

Fig. 2. (a) SEM image of the fracture surface of wasteform and (b)photographs of wasteforms(1kg) according to sintering atmosphere(air and N_2).

제조된 고화체의 내침출성(PCT-A)은 희토류 산화물과 Si 및 Ti 이온은 5 ppb 이하인 분석 한계치 이하로 나타나서 $<10^{6}$ g/m^2-day 로서 내침출 특성이 매우 우수함을 알 수 있었다. 밀도는 4.3 g/cm^3 으로 이론 밀도의 93% 에 해당하는 dense한 고화체이며, 열전도는 1.7 $Wm^{-1}K^{-1}$(유리 고화체 ~1.0), 비열은 0.65 $Jg^{-1}K^{-1}$(유리고화체 ~0.98) 로서 물리 화학적 특성이 매우 우수함을 알 수 있었다.

3. 결론

전해정련 공정에서 발생되는 폐 용융염의 재활용을 위해 분리 회수된 미 분말상의 방사성 희토류 산화물을 처분 환경에 적합한 고화체로 제조하기 위한 연구를 수행하였다. 그 결과 방사성 핵종의 휘발이 낮으며 공정을 단순화 할 수 있는 저온(1100℃) 조건에서 고상 반응에 의해 고화체를 제조할 수 있는 in-drum 분말 소결방법에 적합한 고화매질을 개발하였다. 유리 매질 자체의 문제점을 해결하기 위해서 zinc titanate를 주성분으로 하는 세라믹 고화 매질을 개발하여 단일 공정에 의해 1100℃ 저온 조건에서 1kg 급의 안정한 세라믹 고화체를 제조하였다. 방사성 희토류 산화물의 침출 농도는 분석한계치(5ppb) 이하로 검출되지 않았으며 분석값에 의한 침출속도는 $< 10^{-6}$ g/m^2-day로서 매우 우수한 내 침출 특성을 나타내었다. 또한 고화체의 처분환경에서 중요한 물리적 인자인 열전도 값이 1.7 $Wm^{-1}K^{-1}$로 큰 값을 나타내었다. 그리고 고화체 밀도가 4.3 g/cm^3 으로 유리 고화체와 비교시 약 1.8배의 volume reduction 효과를 얻을 수 있었다.

경수로 사용후핵연료 파이로 건식처리공정 발생 LiCl 염폐기물 중의 고방열성 I/II족 핵종 제거 및 잔류물 고화처리

김인태*, 조용준, 박환서, 김환영, 이한수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
nitkim@kaeri.re.kr

1. 서론

경수형 원자로에서 발생되는 산화물 사용후 핵연료의 파이로 건식처리(pyroprocessing) 공정에서는 그림 1과 같이 산화물의 금속전환공정인 전해환원공정으로부터 Cs 및 Sr과 같은 방열성 I/II족 핵종을 함유하는 LiCl 염폐기물이 발생하며, 금속전환체로부터 우라늄과 초우라늄원소를 제거해내는 전해정련(전해제련)공정으로부터 희토류핵종을 다량 포함하고 있는 LiCl-KCl 공융염 폐기물이 발생하게 된다. 현재 미국의 경우에는 EBR(Experimental Breeder Reactor)-II의 사용후 금속핵연료의 전해정련 처리공정에서 발생된 LiCl-KCl 공융염 폐기물을 대상으로 제올라이트와 유리매질을 이용한 최종고화체 제조기술을 개발하였으나, 고온(> 650°C)에서는 제올라이트의 구조파괴가 일어나므로 이 방법은 500°C 이하의 공융염 폐기물 처리에만 적용이 가능하며 결정적으로 최종 고화체 폐기물의 무게가 초기 염폐기물 대비 약 10배 정도 증가한다는 단점으로 인해 처분 부하가 가중되는 문제가 심각하다.

염폐기물의 주요 구성물질은 LiCl, KCl 등과 같은 비방사성 염이므로 이들까지 고형화하여 버리는(처분) 기존의 처리개념을 탈피하고자, 한국원자력 연구원에서는 이들 염폐기물 중에서 문제가 되는 방사성 핵분열생성물(Fission Products; FPs)을 제거하여 염폐기물을 정제한 후에 이를 파이로 건식공정에 재순환하여 재활용하는 기술을 개발함으로써 근원적으로 염폐기물의 발생량을 최소화하여 파이로 건식처리공정의 경제성 제고와 함께 처분부하를 경감시키는 방향으로 연구를 진행하고 있다.

본 논문에서는 상기 2종류의 염폐기물 중에서 LiCl 염폐기물을 대상으로 하여 염폐기물 내에 포함된 Cs/Sr과 같은 고방열성 I/II족 염화물 핵종을 경막결정화(layer crystallization) 방법을 이용하여 소량의 염 내에 농축시켜서 제거하는 I/II족 핵종 제거기술과 이들 농축 폐염을 처분에 적합한 형태의 최종고화체로 제조하는 기술에 대한 연구결과를 제시하였다. 상대적으로 정제된 다량의 재생염은 전해환원 공정으로 재순환되어 재사용된다.

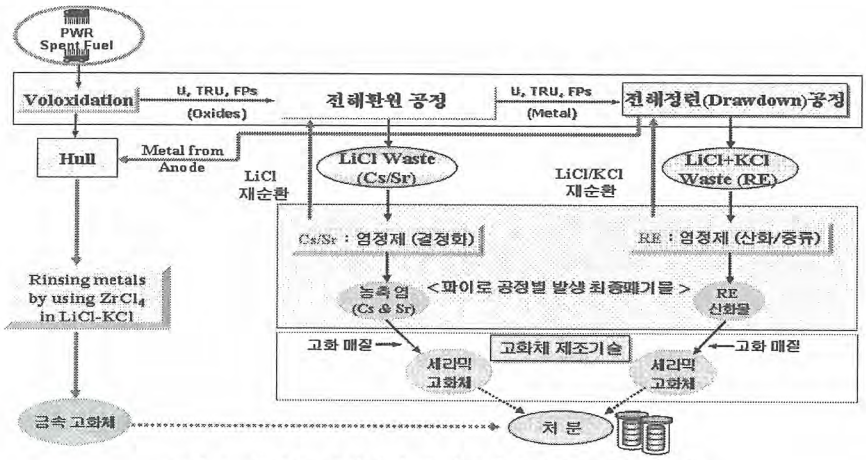


그림 1. 파이로 건식처리 공정에서의 염폐기물 발생원

2. 주요 연구 결과

2.1. 경막결정화법을 이용한 I/II족 핵종의 농축 제거

냉각식 결정화법을 이용한 핵종농축 원리는 고온 LiCl 용융염을 냉각시키면 그 안에 포함된 불순물(핵종)은 고상과 액상에서의 용해도 차이로 인해 냉각판에 붙는 LiCl 결정상보다는 용융염 내에 잔류하

게 되며 따라서 상대적으로 핵종농도가 낮은 정제된 LiCl염만을 결정상으로 회수하고 소량의 용융염 내에 초기핵종의 대부분을 농축하여 제거할 수 있다는 것이다 (그림 2 참조).

Cs/Sr 염화물 핵종을 포함하는 LiCl 염폐기물을 모사하여 소형(수백 g 수준) 및 실험실 규모의 장치(~4kg 수준)에서 실험하여 정제된 염을 생산하기 위한 결정성장 flux 조건을 도출하였으며, 잔류 농축염 내에 초기 Cs/Sr의 90% 정도를 포함시켜 제거할 수 있고 또한 결정상 정제염 형태로 90% 정도 회수 가능함을 확인하였다. 본 방법은 제올라이트와 같은 외부매질의 첨가가 없으며 비교적 운전이 단순하고 짧은 운전시간이 필요하다는 장점이 있고, 회수염을 대상으로 2-3차례 결정화법을 적용하면 보다 고도로 염을 정제하는 것도 가능하다.

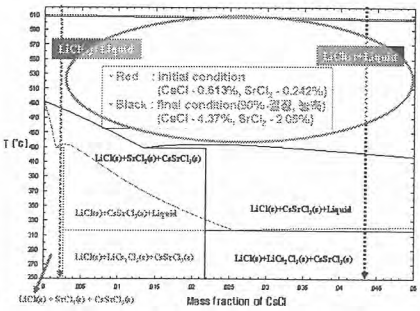


그림 2. LiCl-CsCl-$SrCl_2$ 상평형도

그림 3. 경막결정화법 Lab-scale I/II족 핵종제거장치

2.2. 제거한 농축 LiCl폐염의 고건전성 고화체 제조

핵종 제거공정에서 배출된 Cs/Sr을 고도로 포함하는 농축 LiCl폐염을 최종 처분에 적합한 monolithic 고화체로 제조하기 위하여 SAP(Si-Al-P로 구성)이라는 새로운 고화매질의 개발 및 이를 이용한 고화체 제조방안을 독자기술로 확보하고, 농축폐염, SAP 및 유리매질의 혼합비를 변화시키면서 소결시켜 다양한 세라믹 고화체를 제조하고 내침출성 등의 특성평가를 수행하였다.

농축 폐염과 SAP을 혼합하여 650°C에서 16시간 열처리하면 염소가 제거되고 생성물은 1200°C까지도 열적안정성이 우수하였다. 고내구성의 apatite 및 aluminosilicate 상으로 전환된 열처리 생성물을 붕규산계 유리와 적정비율로 혼합하여 1100°C에서 열처리하여 제조한 세라믹 고화체는 약 25%의 폐염을 혼입 가능하여서 제올라이트법의 6~8%에 비해 약 3배 정도 최종폐기물 부피 감축효과가 있었으며, PCT 침출시험법으로 측정한 Cs/Sr의 침출속도는 10^{2} g/m^2 수준이고, MCC-1법으로 평가한 침출제 pH에 따른 의존성 및 forward rate도 제올라이트법에 의한 세라믹 고화체보다 낮아서 내침출특성이 매우 우수함을 알 수 있었다.

2.3. 제올라이트에 의한 고정화/고화 처리법과의 비교 고찰

본 기술의 경우는 핵종이 농축된 소량의 LiCl 염만을 보다 감용효과 증진된 새로운 고화매질을 이용하여 고화 처리하므로 발생된 염폐기물 전량을 고화하는 제올라이트법에 비해 최종 고화체 발생량을 약 1/20 이하로 줄일 수 있으며, 또한 상대적으로 정제된 염의 회수 및 재활용이 가능하므로 파이로 건식처리공정의 운영비 절감을 통한 경제성 제고에도 큰 기여가 기대된다. 향후 공융염폐기물 재생기술과 함께 scale-up 장치의 설계/제작, 원격 운전기술 확보 및 성능 재현성과 장치 운전성 평가 연구를 통해 단계적으로 파이로 건식처리기술의 실용화를 추진해 나갈 계획이다.

우라늄에서의 수소 동위원소의 흡착-탈착 특성 조사

박대엽, 백승우, 이민수, 안도희, 손순환*, 송규민*
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045(덕진동 150-1)
*한국전력연구원 대전광역시 유성구 문지동 103-16
dypark@kaeri.re.kr

1. 서론

금속 수소화(Metal hydride)는 수소동위원소(hydrogen isotopes)를 저장하는데 있어서 가장 일반적인 방법이다. 특히 금속이 미세입자로 되어있을 때 수소와의 반응이 가장 잘 일어난다. 금속수소화반응은 $M(s)+x/2\,Q_2(g) \leftrightarrow MQ_x(s)$ $(Q=H, D, T)$과 같은 반응식을 따르며 이 반응은 발열반응이고 상온에서 자발적으로 일어난다. 다양한 금속이 삼중수소의 저장재로서 평가되어지고 있다. 삼중수소(tritium)를 장기간 저장하기 위한 금속 재료로 티타늄(titanium)이 널리 사용되지만 임시저장재로는 우라늄(uranium)이 선호된다. 다른 금속들과 비교하여 우라늄 수소화는 중간적인 해리 압력을 가지며 우라늄과 수소와의 반응은 100~250 ℃의 낮은 온도에서 일어나며 400 ℃이상의 온도에서 우라늄으로부터 수소가 쉽게 떨어져 나간다[1, 2, 3]. 이러한 이유로 우라늄은 수소동위원소의 안전한 취급, 운반 그리고 저장을 위한 재료로써 여러 연구가 진행되어 왔다. 본 연구에서는 우라늄(Depleted Uranium=DU)을 수소동위원소의 저장재로 개발하기 위해 열화우라늄과 수소와의 흡착-탈착 특성을 조사하였다.

2. 실험 및 결과

이 실험에서 우라늄(MW =238g/mol)은 Peak et al.[1]의 논문에서 사용된 우라늄의 동위원소특성이 같은 것을 사용하였고 99.99% 고순도 수소가스를 사용하여 우라늄과의 반응특성을 알아보았다. 실험 장치는 Fig. 1과 같이 구성되었다. 구성요소로는 시스템 내부계통에 진공을 만들어주기 위한 Turbo Molecular pump(TMP)와 rotary pump가 있으며, TMP를 이용하여 10^{-6} torr이하의 진공을 만들 수 있다. 그리고 우라늄과 수소를 반응시킬 반응기와 이것을 가열하기 위한 가열로가 있다. 반응기에 thermocouple을 설치하여 온도 변화를 측정하였다. 압력변화는 MKS PR4000 Baratron gauge(1000 torr head, uncertainty ±1 torr)로 측정하였다. 각 센서로부터 측정된 데이터는 Lab View를 통해서 수집하였다.

2. 1. 우라늄의 활성화

약 0.67 g의 우라늄 시료를 준비된 반응기에 넣고 장치와 결합한다. 그리고 이것을 상온에서 rotary pump와 TMP를 이용하여 압력이 10^{-6} torr이하인 진공상태로 만든다. 우라늄은 금속표면에 산화 막으로 덮여 있어 상온에서 수소와 반응하지 않는다. 이러한 우라늄 시료의 활성화를 위해 진공 annealing과 수소흡착-탈착과정을 반복한다. 이것을 제거하기 위해 고온에서 수소를 주입시켜준다. 우라늄 내에 포함되어있는 휘발성불순물을 제거하기 위해 450 ℃로 반응기를 가열한 후 5시간동안 유지시켜 제거한다. 그 후, 반응기의 온도를 200 ℃로 맞춘 후 560 torr의 수소를 반응기로 주입한다. 수소가 시료에 모두 흡착이 될 때까지 온도를 유지한다. 주입된 수소가 시료에 모두 흡착되면 진공상태에서 반응기의 온도를 450 ℃로 올려 5시간동안 흡착된 수소를 탈착시킨다. Fig. 2는 200 ℃에서 시료에 수소를 흡착시킬 때의 압력변화를 나타내고 있다. 수소흡착은 30분후에 완료되었다. 이 후의 활성화 과정은 상온 흡착과 450 ℃탈착을 수회 반복한다.

2. 2. 우라늄의 분말화

우라늄의 흡착-탈착 특성을 보기위한 압력-조성 등온곡선 실험을 하기에 앞서 시료가 미세분말상태가 되어 있어야한다. 상온에서 수소를 흡착시키고 고온 진공상태에서 탈착시키는 과정을 수차례 반복함으로 시료를 미세분말상태로 만들 수 있다. Fig. 3은 수소 흡착-탈착과정이 반복됨에 따라 수소 흡착되는 속도의 변화를 나타내고 있다. 흡착-탈착 횟수가 많아질수록 수소흡착속도가 빨리지는 것을 볼 수 있고 흡착-탈착과정이 반복됨에 따라 흡착속도가 빨리지는 것은 흡착-탈착이 될 때 시료의 입자의 크기가 작아지기 때문이다[4]. 4회, 5회에서는 일정한 흡착속도를 보였다. 이로 부터 우라늄시료가 다음 실험인 압력-조성 등온곡선 실험을 하기에 적합한 미세분말상태로 된 것이라고 판단할 수 있다. 수소흡착은 1분

내에 흡착이 완료됐으며 수소가 우라늄에 흡착된 수소함량(H/U)은 이론적인 값과 같은 3이었다.

2. 3. 우라늄의 압력-조성 등온곡선

5회의 흡착-탈착과정을 통해서 미세분말상태로 된 시료를 300 ℃, 350 ℃ 400 ℃의 온도 각각에 대해서 압력-조성 등온곡선 실험을 하였다. 일정 압력의 수소를 시료가 들어있는 반응기에 주입한다. 흡착에 대한 압력-조성 등온곡선 실험은 수소흡착반응이 완료되어 반응기의 압력이 평형에 이르면 다시 수소를 더 주입한다. 이러한 과정을 우라늄에 대한 수소함량(H/U)이 더 이상 올라가지 않을 때까지 반복한다. 탈착에 대한 압력-조성 등온곡선 실험은 흡착에 대한 실험이 완료된 시점에서 일정부피를 가지는 minifold로 압력을 개방한 후 다시 평형에 이르면 반응기의 밸브를 잠근다. 그리고 manifold 내의 기체를 배출시킨 다음 다시 minifold로 압력을 개방시킨다. 이 과정을 반복하여 수소함량이 0이 될 때가지 반복한다. Fig. 4는 각 온도에서 흡착-탈착에 대한 압력-조성 등온곡선을 나타내고 있다. 각 온도 모두 넓은 plateau 영역이 존재하며 온도가 높아질수록 평형압력이 높아지는 것을 보여준다. 우라늄의 경우는 지르코늄-코발트(ZrCo)와 달리 온도가 높아져도 넓은 plateau 영역을 가지는 것을 볼 수 있었다. 300 ℃, 350 ℃ 400 ℃의 등온곡선에서 plateau 영역의 압력을 택하여 Van't Hoff equation을 통해 plateau 영역에서 평형압력과 온도의 상관성 알아보았다. 식(1)로부터 아래와 같은 흡착($UH_{2.6}$)과 탈착($UH_{2.5}$)에 관한 식을 얻었다. 그리고 Fig.5에서 두 식을 비교하였다.

$$\log P = -A/T + B \text{(여기서 A, B는 실험을 통해 얻어진 경험 값이다.)} \quad - (1)$$

흡착 : $\log P_{H_2}(Pa) = -4082/T(K) + 10.97$ 탈착 : $\log P_{H_2}(Pa) = -4991/T(K) + 11.97$

3. 결론

본 연구는 우라늄을 수소 동위원소의 임시저장재로 개발하기 위해 우라늄의 수소흡착-탈착 특성을 조사하였다. 우라늄을 활성화시키기 위해 진공상태에서 450 ℃로 가열한 후 200 ℃에서 수소를 흡착시켰다. 수소흡착은 상온에서 1분 내에 완료되었으며 수소흡착-탈착을 5회 반복함으로 미세분말상태가 되었다. 압력-조성 등온곡선을 통해 넓은 plateau 영역의 존재와 온도 상승에 따른 평형압의 상승을 확인하였으며 plateau 영역에서 평형압력과 온도의 상관성을 Van't Hoff equation을 이용해 알아보았다.

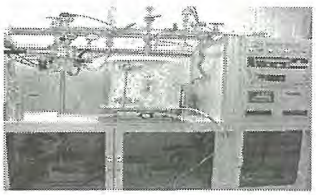


Fig. 1. 금속 수소화 실험장치

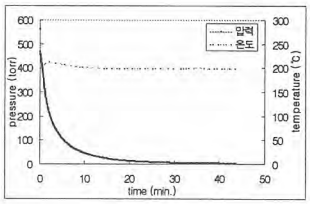


Fig. 2. 우라늄 활성화(200℃)

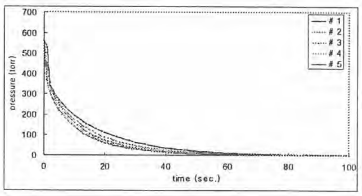


Fig. 3. 흡착탈착횟수에 따른 반응속도변화

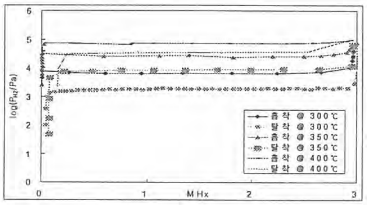


Fig. 4. 온도에 따른 압력-조성 등온곡선

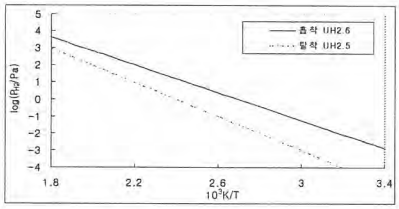


Fig. 5. 흡착-탈착에 대한 Van't Hoff plot

4. 참고문헌

1. S. W. Peak et al., J. Ind. Eng. Chem., 8, 12-16 (2002)
2. F. H. Spedding et al., Nucleonics, 4, 4 (1949)
3. J. B. Condon and E. A. Larson, J. Chem. Phys., 59, 855 (1973)
4. E. H. P. Cordfunke, The Chemistry of Uranium, P.60, Elsevier Publishing Co., Amsterdam(1969)

산분해법을 이용한 모의 CRUD의 Capillary 시료 정량검증 및 고찰

김민재, 정성엽, 강덕원*, 박종석**
(주)성우이앤티, 서울특별시 강동구 천호1동 34-2, 화성빌딩 8층
* 한전 전력연구원, 대전광역시 유성구 문지동 103-16
** (주)한국수력원자력, 전남 영광군 홍농흡 계마리 514 영광원자력본부
apollo93@naver.com

1. 서론

국내 경수로 원전의 경우, 원전의 효율적, 경제적 운영차원에서 장주기 운전으로 패턴을 바꿔면서 핵연료봉 표면상에 크러드(crud)의 침적량은 점점 증가하는 경향을 나타내고 있다. 이러한 경향은 원자로의 출력 제어와 직결되면서 이에 대한 문제 해결을 위한 대표성이 있는 시료의 채취와 재현성이 있는 부식 생성물의 측정이 요구되어져 왔다. 원자로 계통 내에서 부식생성물의 농도변화에 대한 평가, 특히 입자농도가 증가되어지면 축방향 출력편차(Axial Offset Anomaly, AOA)가 발생될 수 있는 위험에 노출되거나, 핵연료 교체를 위해 발전소 정지시(shut down) 부식생성물의 방출이 급격히 증가되는 것으로 나타났다. 특히 입자성을 띤 물질은 존재의 특성상 이들 물질에 대한 대표시료의 채취가 어려울 뿐 아니라 grab 채취로 인해, 분석결과에 대한 재현성이 낮으며 계통 선량율의 제어와 작업자 피폭관리에 많은 어려움이 뒤따르고 있어 선진 원전 운영국에서는 앞 다투어 대표시료를 채취 할 수 있는 capillary sampling 법이나 integrated sampling법을 적용해 오고 있다.

본 논문에서는 원자로 계통시료와 유사한 모의 CRUD 시료를 만들어 capillary sampler를 통과한 시료의 비교검증을 위해 산분해 처리 후 각각의 원소들에 대한 정량비교를 수행하였다.

2. 실험

가. 모의 CRUD 성상분석

본 실험에서 사용된 모의 CRUD 시료는 위에서 살펴본 바와 같이 발전소에서 발생되는 부식생성물과 유사한 조성을 가지고 있는 니켈 페라이트 분말 시료(Nickel Ferrite, $NiFe_2O_4$, 99.9 %, MW=234.402)를 사용하였다. 입도분석장치를 이용하여 모의 CRUD의 입자의 크기를 알아보았다.

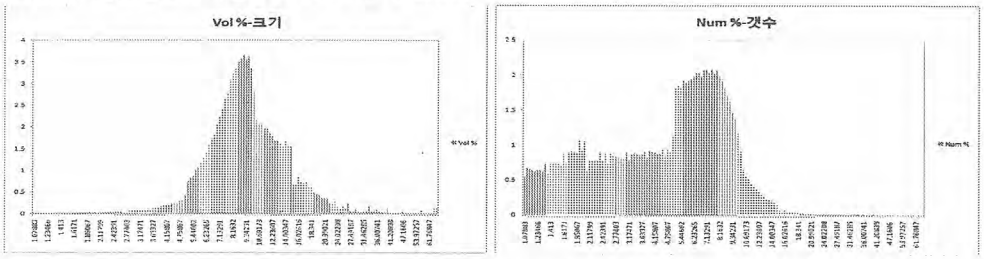


그림 1. Nickel ferrite 입자크기별 분포

그림 1에서 보는 바와 같이 입자의 크기가 5~15 μm 정도로 측정되었으며, 실제 발전소에서 발생되는 방사화 부식생성물의 약 80% 내외가 5 μm 크기 것과 비교해 볼 때 비교적 유사한 모의 CRUD 시료라고 할 수 있었다.

나. 모의 CRUD 및 필터 용해

Capillary sampling 법으로 시료를 채취 할 경우, 일정한 유속으로 시료를 흘려주면서 0.45 μm 필터(PALL, GH Polypro 47mm 0.45μm)로 여과하여 그 여과액과 필터를 산분해 장치(Milestone, START D)로 용해하여 분석하는 방법을 취할 수 있다. 본 연구에서는 모의 CRUD를 이용하여 걸러진 시료와 필터의 용해 방법을 조사하였다.

3개의 teflon vessel를 준비하여 각각의 vessel에 ① nickel ferrite 0.1 g과 0.45 μm filter, ② cobalt ferrite 0.1 g과 0.45 μm filter, 그리고 나머지 vessel에는 ③ 0.45 μm filter 만을 넣는다, 각 vessel에 HNO_3 4 mL와 HCl 4 mL를 넣고, 산분해 장치에 넣는다. 산분해 장치의 프로그램에 의해 약 30분 동안 시료를 분해하고 충분히 식힌 다음, 꺼내어 volumetric flask에 옮겨 담는다. 그림 2에서 보는 바와 같이 시료가 깨끗하게 녹아 있는 것을 확인할 수 있었다.

그림 2. Microwave Digestion을 이용한 모의CRUD 시료와 Filter 분해. ①Nickel ferrite+ Filter, ②Cobalt ferrite+ Filter, ③Filter

또한 몇 개의 nickel ferrite 시료와 0.45 μm filter를 산분해 장치를 이용하여 분해하고 ICP-AES(Inductively Coupled Plasma Atomic Emission Spectrometer)로 분석하였다. 그림 3에서 보는 바와 같이 각 시료마다 시료의 양을 다르게 하고, 계산된 농도값과 측정된 농도값을 비교하였다.

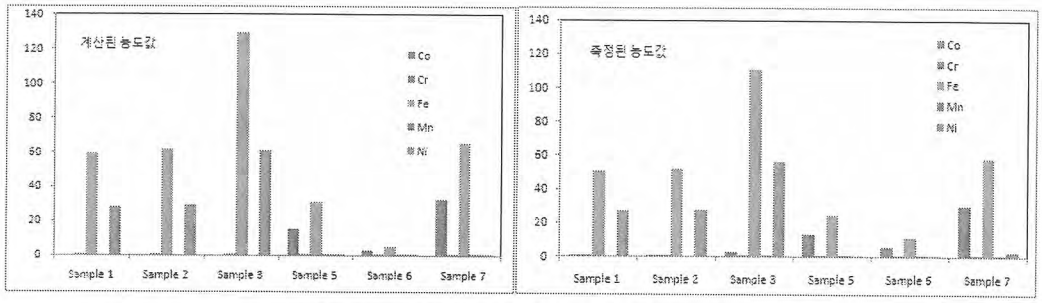


그림 3. 모의 CRUD 양에 따른 농도값 비교

sample 1부터 7까지 농도값을 비교한 결과, nickel ferrite의 주성분을 이루는 Fe, Ni 그리고 Co가 주로 두드러지게 측정이 되었으며, 계산된 농도값과 측정된 농도값과의 표준편차는 대부분 0.01 ~ 6 정도이나 모의 CRUD의 대부분을 차지하는 Fe의 경우는 그 모체효과로 인하여 결과값에 다소 큰 차이가 발견되었다.

3. 고찰

본 연구에서는 모의 CRUD를 이용하여 시료를 채취하였을 때, 채취된 시료의 분석방법과 분석값에 대한 신뢰도를 조사하였다. 실험에서 얻은 결과를 바탕으로 부식생성물 시료에 대한 분석방법을 확립하고, 또한 "capillary" 방식의 시료채취법을 정량적으로 검증함으로써 용해성 입자상인 부식생성물에 대한 정확한 분석결과값을 얻을 수 있을 것으로 기대된다.

참고문헌

1. S.H. Kim, I.S. Kim, and K.J Lee, Study on the Simulation of Crud Formation using Piping Materials of Nuclear Power Plant in High Temperature Water. J. of the Korean Radioactive Waste Society. 3, 31, 2005.
2. C.A. Bergmann, J. Roesmer and D.W. Perone, Primary-side Deposites on the PWR Steam Generator Tubes, Electric Power Research Institute, EPRI NP-2968, 1983.
3. D.A. Bridle, K.R. Butter, P. Cake, G.C.W. Comley and C.R. Mitchell, The Nature and Behavior of Particulates in PWR Primary Coolant, Electric Power Research Institute, EPRI NP-6640, 1989.

빈 면

제3분과

방사성폐기물 처분 및 부지특성 (Oral)

빈 면

구리 부식층의 전기화학적 부식 저항성평가

이민수, 최희주, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
minm@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위 방사성 폐기물의 영구처분을 위한 처분용기 재료로서 구리를 고려하고 있다. 구리 용기의 제작방법으로는 단조, 압출, 주조 등이 있으나, 크고 얇은 용기의 제작방법으로 현재 연구되고 있는 방법은 저온분사코팅법이다[1]. 처분용기의 특성 중에서 가장 중요한 것은 내부식성이다. 현재까지의 전기화학적 부식전위 분석결과에서 코팅동은 일반동에 비해서 부식특성에서 차이를 보이지 않았다[2]. 초기 부식이 시작되는 조건에서 차이가 없지만, 결국 장기간의 부식율은 부식피막의 저항성이 좌우하게 된다. 따라서 좀 더 구체적인 부식거동을 살펴보기 위하여 일정전위에서 부식전류를 조사하여 시간에 따른 부식피막의 부식저항성을 구분해 보려고 하였다. 실험은 코팅 조건을 달리한 세가지 코팅동과 함께 압출동, 단조동에 대해 KURT 지하수 환경에서의 시간에 따른 부식전류를 비교 검토하였다.

2. 실험

실험에 사용된 구리시편은 3종의 코팅동과 압출동 및 단조동 총 5종을 사용하였다. 코팅동은 저품위 구리입자를 사용한 경우와 고품위 구리입자를 사용한 경우로 차이를 두고, 코팅 모재로서는 스테인리스와 주철 두가지로 하여 제작한 것을 사용하였다.

Table 1. 실험에 사용된 구리시편 사양

번호	사양	Oxygen Content (%)	density (g/cm^3)
#1	창성구리 코팅/STS 모재	0.33	8.72
#2	Tafa구리 코팅/STS 모재	0.019	8.90
#3	창성구리 코팅/주철 모재	0.32	8.72
#4	압출 무산소동	0.065	8.90
#5	단조동	*0.04	**8.6

* Estimated value from a extruded copper
**Values from small specimens, generally the correct values are higher than those.

시편은 직경 15 mm, 두께 1mm 동전형태로서 표면을 #2,000 샌드페이퍼로 연마한 후, 0.3 um 알루미나 슬러리로 마감처리하였다. 시편은 Potentiostat의 anode 전극으로 사용하고, cathode 전극으로는 Pt를 사용하고, 그리고 기준전극은 Ag/AgCl/(saturated KCl)을 사용하였다. 부식 환경으로는 약 pH 8의 KURT 지하수를 시험을 실시하였다. anode vs. reference electrode의 전압을 부식전위 이상으로 일정하게 유지하면서 시간에 따른 부식전류의 변화를 조사하였다. 시간에 따른 부식전류의 크기를 비교하여 코팅동과 일반동의 차이를 가늠하고자 하였다. 아래 그림 1에 그 실험장치를 나타내었다.

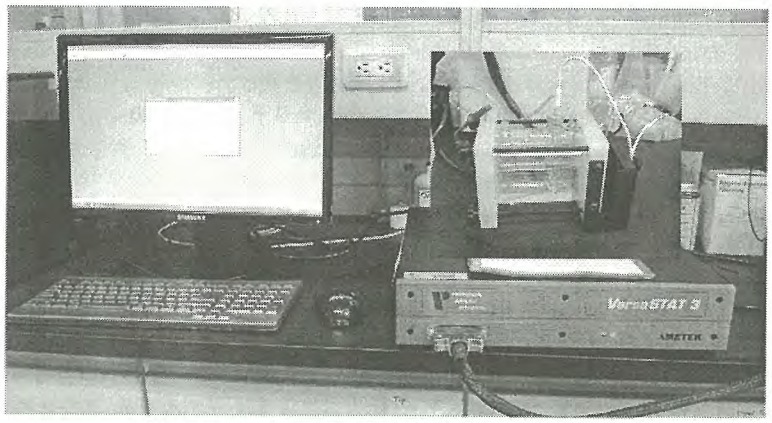
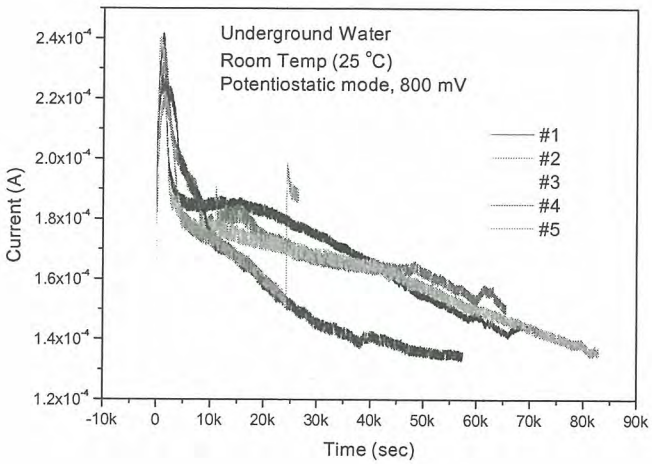


그림 1. Potentiostat을 이용한 부식전류의 측정 장치

3. 결론

상온에서의 시간에 따른 부식전류의 변화결과를 아래 그림 2에 나타내었다. 실험에서는 코팅동은(#1, #2, #3) 일반동(#4, #5)에 비해서 약간 높은 부식전류를 보이고 있었으나, 시간이 증가함에 따라서 꾸준히 감소하였으며, 일반동은 부식전류값이 빠르게 감소하다가 점차 코팅동과 비슷하게 되어감을 알 수 있었다. 보다 확실한 실험을 위하여 시험시간을 점차 증가 시키고, 용액을 무산소 조건으로 변화시킬 예정이다.



REFERENCES

1. Kim, S. K., M. S. Lee, H. J. Choi, J. W. Choi, Tai-Wan Kwak, 2009. Progress of a cost optimization for an HLW repository in Korea, Progress in Nuclear Energy Vol. 51, pp. 401-408
2. 이민수, 최희주, 최종원, 김형준, 저온 분사로 제조된 구리층의 부식특성, 2008 방사성폐기물학회 춘계학술발표

CANDU 사용후핵연료 처분시스템 열적안정성 향상을 위한 처분용기 개념

이종열, 조동건, 국동학, 이민수, 최희주
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
njylee@kaeri.re.kr

1. 서 론

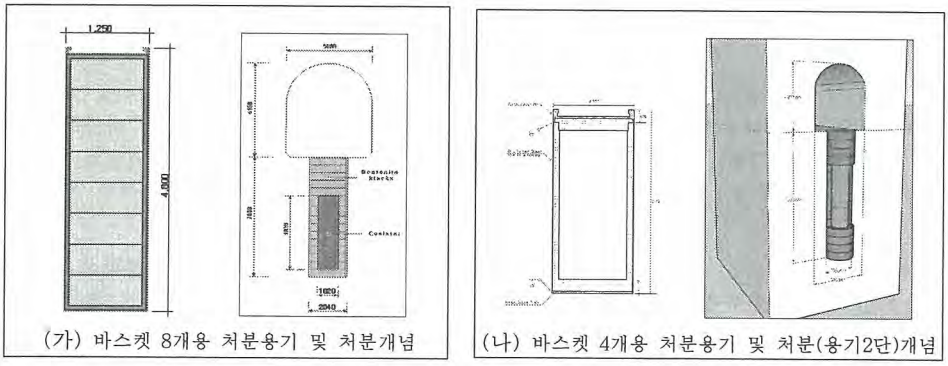
우리나라 전력생산의 40 %정도를 차지하는 원자력발전이 지속가능한 에너지원으로서 그 역할을 다하기 위해서는 전기를 생산하고 난 후 배출되는 방사성폐기물에 대한 안전한 관리가 매우 중요한 요소이다. 특히, 중저준위 방사성폐기물 처분부지가 확정되고 월성 원자력환경관리센터의 건설이 진행됨에 따라 사용후핵연료를 관리에 대한 관심이 높아지고 있으며 이에대한 국민적 공감대 형성을 위한 공론화를 위한 준비가 진행되고 있다. 사용후핵연료 관리를 위한 후행핵연료주기는 국가 정책에 따라 사용후핵연료를 적절하게 처리하여 유용한 물질을 회수하여 재활용하는 순환주기와 사용후핵연료를 직접 처분하는 비순환주기로 구분한다. 이에 대한 결정은 원자력을 이용하는 국가들이 자국의 정치, 경제, 사회, 기술적 환경을 고려하여 결정하고 있으며 이러한 결정을 위한 다양한 분석을 수행하고 있다.

우리나라는 1978년 상용 고리원자력발전소를 시작으로 현재 20기의 원자력발전소를 운영하고 있으며, 발전소 형태는 가압 경수로형(PWR)과 가압 중수로형(PHWR:CANDU)으로 이들로부터 2가지 형태의 사용후핵연료가 발생하고 있다. PWR 사용후핵연료는 농축 우라늄을 사용하는 핵연료로 적절한 처리공정으로부터 재활용 가능물질을 회수하는 재순환주기에 대한 고려가 가능하지만, 천연 우라늄을 그대로 사용하는 CANDU 사용후핵연료는 재활용 가능성이 낮아 직접처분하는데 있어 효율을 향상시키기 위한 다양한 처분시스템에 대한 연구를 수행하고 있다. 따라서, 본 논문에서는 CANDU 사용후핵연료를 고준위폐기물의 안전하게 격리하는 가장 좋은 방법으로 고려하고 있는 심지층에 처분하는 방법을 고려하여, 처분시스템의 주요 요건인 열적요건을 만족하면서 처분효율을 향상시킬 수 있는 처분용기 개념을 도출하고 이에 대한 분석을 수행하였다.

2. CANDU 사용후핵연료 처분용기 개념

가. CANDU 처분용기/처분시스템 개념

처분용기의 형상에 따른 효율을 비교분석하기 위하여 처분용기 개념은 CANDU 원자력발저소에서 사용하고 있는 저장바스켓을 고려한 처분용기로서 수송 및 취급 조건 등을 고려하여 바스켓 8단 용량과 4단 용량의 처분용기 개념을 설정하였다. 설정된 처분용기 개념으로 부터 심지층에서 처분하는데 있어 처분공당 동일용량(480 번들/처분공)이 처분되도록 처분개념을 도출하였으며, 그림 1은 이들에 대한 개념을 도식적으로 보여주고 있다.



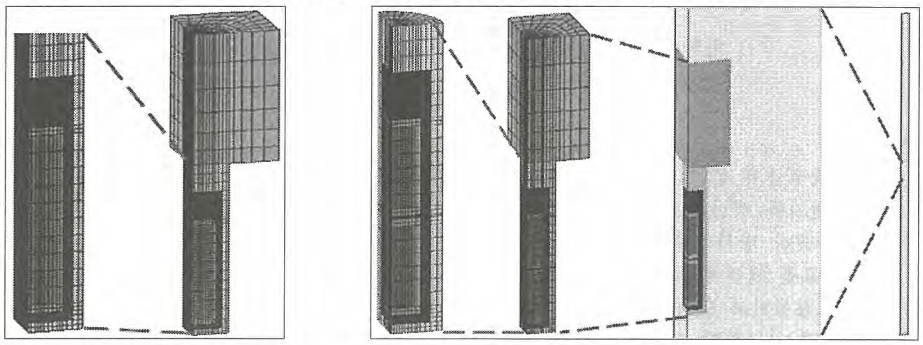
(가) 바스켓 8개용 처분용기 및 처분개념 (나) 바스켓 4개용 처분용기 및 처분(용기2단)개념

그림 1. CANDU 처분용기 및 용기별 처분개념

나. CANDU 처분용기 열적안정성 분석

현재 CANDU형 원자력발전소에서 사용후핵연료 관리를 위하여 사용하고 있는 저장바스켓과 이에 대한 수송 및 취급을 고려하여 도출한 처분용기 개념을 바탕으로 처분터널 및 처분공간격을 설정하여

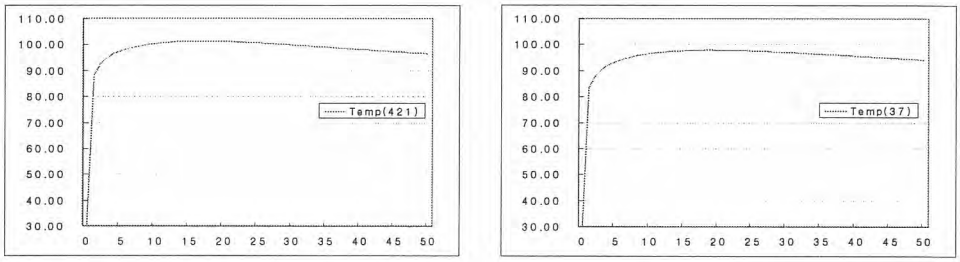
열적안정성을 분석하였다. 그림 2는 각 처분용기 개념에 대하여 처분터널 간격과 처분공간격을 각각 40 m, 5 m로 한 해석모델을 나타내고 있으며, 해석툴은 NISA Heat 모듈을 사용하였다.



(가) 바스켓 8개 처분용기 모델　　(나) 바스켓 4개 처분용기 2단 모델

그림 2. 처분용기별 열해석 모델

처분용기별 해석결과는 그림 3에 나타내었다. 그림에서 보는바와 같이 바스켓 8개 용량의 처분용기를 처분공에 처분하는 경우 최고온도 101.3 °C로 완충재 제한온도 100 °C인 처분시스템 요건을 초과하지만, 바스켓 4개 용량의 처분용기를 처분공에 2단 처분하는 경우 최고온도가 97.8 °C로서 제한요건을 만족하는 것으로 나타났다.



(가) 바스켓 8개 용량 처분용기 처분시스템　　(나) 바스켓 4개 용량 처분용기 2단 처분시스템

그림 3. 처분용기별 열해석 결과

3. 결 론

본 연구에서는 CANDU형 원자로에서 배출된 사용후핵연료를 직접 처분하는 것으로 가정하여 처분효율을 높일 수 있는 처분용기개념 설정을 위하여, 현재 발전소에서 사용하고 있는 저장바스켓을 활용한 처분용기 개념 2가지를 도출하고 이에 대한 열적 안정성 분석을 수행하였다. 분석결과 바스켓 8개용 처분용기보다는 바스켓 4개용 처분용기를 2단으로 처분하는 것이 열적측면에서 유리한 것으로 나타났다.

향후 처분시스템 개념을 보다 구체화하여 처분터널, 처분공, 완충재에 대한 상세분석이 필요하며, 이는 향후 PWR형 사용후핵연료 재활용공정에서 발생하는 폐기물에 대한 처분시스템과 함께 복합폐기물 처분시스템을 개발하는데 있어 기초자료로 활용할 예정이다.

Interaction between Uranium and Biotite

S.Y. Lee, M.H. Baik, J.W. Choi
Korea Atomic Energy Research Institute, 1045, Daedeok-daero, Yuseong-gu, Daejeon, 305-353, Korea
seungylee@kaeri.re.kr

1. Introduction

Over the past 50 years there has been an intense effort to characterize the interaction of U(VI) with geological materials. The motivation has stemmed from dual desires to find and exploit uranium ore deposits and to isolate long-lived radionuclide wastes. The primary goal of this contribution is to determine whether Fe-bearing mica can effectively sorb radionuclides. Phyllosilicates are known sorbents for aqueous U(VI), and some of the rock-forming species are ubiquitous reservoirs of Fe(II), a possible reducing agent for U(VI). The interaction of uranyl with micas is an important determinant of the mobility of U in granitic terrains, which have been proposed as radionuclide waste disposal sites. Fe(II) in aqueous solutions and in minerals is one of the more ubiquitous potential reducing agents for uranium in natural systems. Homogeneous reduction of uranium by $Fe(II)_{aq}$ has been well documented. However, as discussed by White and Yee (1985), Fe(II) in silicates can be a particularly important reducing agent in poorly-poised aqueous systems, and it can be a more powerful reductant than $Fe(II)_{aq}$ at lower pH. Biotite is of interest because it is an ubiquitous Fe(II)-silicate with a structure similar to many clay minerals.

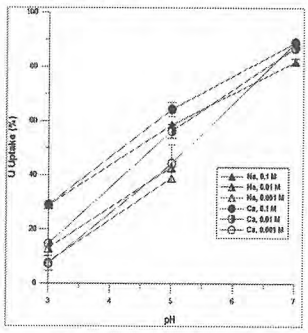


Fig. 1. Uptake of uranyl ions by biotite at different NaCl and $CaCl_2$ concentrations.

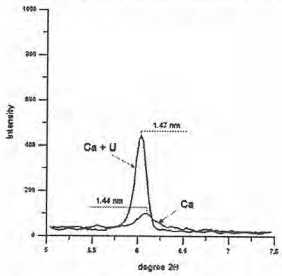


Fig. 2. XRD patterns after reaction with uranyl ions in 0.1 M $CaCl_2$ at pH 3.

2. U(VI) Adsorption and X-ray diffraction (XRD)

U(VI) adsorption increased to a maximum at near-neutral pH (Fig. 1). Generally, at low pH uranyl ions exist as mononuclear species, and outer-sphere complexation is the principal adsorption mechanism. Cation exchange at negatively charged surface sites has been shown to be an important mechanism of U adsorption at low pH. Increasing Na^+ or Ca^{2+} concentrations also increased the adsorbed amount of U (Fig. 1). At low pH, the

amount of U(VI) adsorbed depended considerably on the concentrations of the background electrolyte. This shows that U(VI)-exchange was promoted by higher molar concentrations of Na^+ or Ca^{2+} ions at lower pH. When UO_2^{2+} ions were exchanged together with Ca^{2+} ions, the intensity of the basal reflection increased and the basal spacing was 1.47 nm (Fig. 2). This indicates that UO_2^{2+} ions diffused into the interlayer space expanded by Ca^{2+} ions. The broadly distributed U within the biotite particles and the observed strong XRD reflection at ~1.4 nm verify the progressive U diffusion into the interlayer space.

3. Conclusions

Biotite adsorbed uranyl ions from aqueous solution in the presence of $CaCl_2$ and NaCl. As the exchange of interlayer K^+ ions by Ca^{2+} ions was favored as compared with Na^+, larger amounts of uranyl ions were adsorbed in $CaCl_2$ solutions. Interalyer expansion by background cations enhanced U adsorption in the interlayer region and might probably promote the reduction of U(VI) via the electron transfer from the structural ferrous iron. Thus, concentrated major cations such as Ca^{2+} in natural groundwater that comes into contact with micaceous soils and rocks might play an important role in the U migration via U interlayer adsorption, suppressing the rapid remobilization of U.

References

[1] A.F. White, A. Yee, "Aqueous oxidation-reduction kinetics associated with coupled electron-cation transfer from iron-containing silicates at 25°C," Geochim. Cosmochim. Acta 49, p. 1263-1275, 2008.

금속산화물 표면의 숙성 및 결정성이 Eu(III) 흡착에 미치는 영향

이규환, 박경균, 조혜륜, 정의창
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
nkkpark@kaeri.re.kr

1. 개요

광물표면에서 화학흡착에 관여하는 자리는 결정결함 등으로 생성된 영구 음전하자리와 양성자해리 할 수 있는 수산작용기이다. 양이온은 영구 음전하자리와 정전기적으로 상호작용하거나 양성자해리 할 수 있는 수산작용기와 표면착물을 형성하는 방법으로 흡착된다. 음이온은 수산작용기와 리간드 치환하는 방법으로 흡착된다. 따라서 양이온과 음이온의 흡착거동은 표면 수산작용기가 존재하는 금속원소 자리의 결정구조에 따라 서로 다른 거동을 보일 수 있다. 본 연구에서는 금속산화물의 결정성과 표면의 숙성이 Eu(III) 이온의 흡착에 미치는 영향을 측정하였다. Eu(III) 이온과 착물을 형성하는 피콜린산이 흡착에 미치는 영향도 함께 측정하였다.

2. 실험

표면숙성 영향을 측정하기 위해 증류수처리하지 않은 비숙성 TiO_2(anatase)와 증류수에 30일 이상 담아두었던 숙성 TiO_2을 흡착제로 사용하였으며, 결정성의 영향을 측정하기 위해 결정성(alpha)과 비결정성(Brockmann, acidic, 증류수 세척) Al_2O_3을 사용하였다. 산화물, Eu(III) 및 피콜린산 농도는 각각 10 g/L, 0.1 mM 및 0.5 mM을 유지하였고, 이온강도는 0.1 M($NaClO_4$)을 유지하였다. 실온의 아르곤 분위기에서 용액의 pH를 변화시켰다. 평형상태에서 용액 중에 존재하는 Eu(III) 및 피콜린산의 농도를 각각 ICP-AES 및 UV-Vis 측정법으로 정량하고 흡착율(= 흡착으로 제거된 농도/가해준 농도)을 계산하였다.

3. 결과 및 고찰

3.1. 금속산화물의 숙성이 흡착에 미치는 영향

피콜린산이 존재하거나 존재하지 않는 조건에서 측정한 비숙성 및 숙성 TiO_2에 대한 Eu(III) 이온의 흡착률을 pH 함수로 그림 1에 나타내었다. Eu(III) 흡착면 pH가 비숙성 및 숙성 TiO_2에 대해서 각각 3.2와 5.2에서 나타났다. 흡착율의 감소는 숙성에 의해 TiO_2 표면의 결정성이 증가한 것을 의미한다. pH가 증가할 때 비숙성 TiO_2와 나트륨을 가하지 않은 숙성 TiO_2 경우에 흡착면 pH 이상에서 급격한 흡착률 증가를 보였다. 이것은 TiO_2 표면에 pH와 무관하게 흡착하는 영구 음전하 자리와 pH에 의존하여 양성자 해리하는 자리가 함께 존재하는 것을 나타낸다. 피콜린산이 비숙성 TiO_2에서는 흡착에 영향을 주지 않았으나 숙성 TiO_2에서는 흡착면 pH 이상에서의 흡착을 감소시켰다. pH에 따른 흡착률 변화와 Eu(III)-피콜린산 화학종 변화(그림 2)를 비교하면 비숙성 TiO_2 경우에는 Eu(III)-피콜린산 착물 생성보다 흡착률이 더 낮은 pH에서 증가하기 때문이며

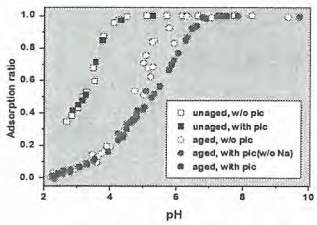


Fig. 1. Adsorption of Eu(III) on TiO_2 surface.

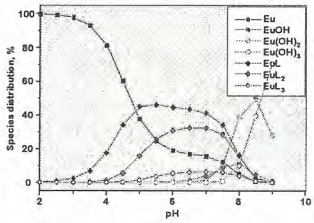


Fig. 2. Eu(III) species distribution. $[Eu(III)]_{tot}$=0.1 mM, $[picolinate]_{tot}$=0.4 mM.

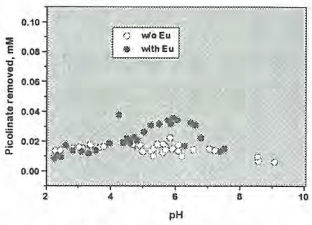


Fig. 3. Adsorption of picolinic acid on TiO_2 surface.

숙성 TiO_2 경우에는 흡착이 Eu(III)-피콜린산 착물 생성과 경쟁하기 때문이다. Eu(III) 이온이 존재할 때와 존재하지 않을 때의 숙성 TiO_2에 대한 피콜린산 흡착량의 pH 의존성을 그림 3에 나타내었다. Eu(III) 이온이 존재하면 pH 6 부근에서 피콜린산 흡착이 약간 증가하는 것을 보이고 있다. 이 결과는

피콜린산이 TiO_2 표면에서 Eu(III) 이온과 삼성분 표면착물을 형성하기는 하지만 흡착을 증진시키지는 못했음을 나타낸다.

3.2. 금속산화물의 결정성이 흡착에 미치는 영향

결정성 및 비결정성 Al_2O_3에 대하여 pH에 따른 Eu(III) 흡착률 측정 결과를 그림 4에 나타내었다. 피콜린산이 존재하지 않을 때, Eu(III)의 흡착면 pH가 결정성과 비결정성 Al_2O_3에 대해 각각 5.5와 6.7 값에서 나타나고 있다. 이것은 결정성 Al_2O_3보다 비결정성 Al_2O_3가 Eu(III)를 잘 흡착하는 모서리 Al-OH 작용기를 더 많이 가진 것을 나타낸다. 피콜린산이 비결정성 Al_2O_3에서는 흡착에 거의 영향을 미치지 못하지만 결정성 Al_2O_3에서는 흡착면 pH를 6.7에서 7.2로 증가시켰다. 이것은 흡착면 pH 부근에서 많은 Eu(III) 이온이 착물 화학종으로 존재하기 때문이다(그림 2 참조). Eu(III) 이온이 존재하거나 존재하지 않는 여러 pH 조건에서 측정한 피콜린산의 흡착률을 그림4에 나타내었다. 결정성 Al_2O_3의 경우에는 피콜린산의 흡착을 무시할 수 있으므로 수산 작용기의 치환이 어려움을 나타내며, Eu(III)의 삼성분 표면착물도 생성되지 않은 것을 나타낸다. 비결정성 Al_2O_3의 경우에는 pH 5 부근에서 최대값을 보이는 흡착이 나타났다. 표면 수산 작용기와의 음이온 교환에 의한 흡착이 크게 일어났음을 나타낸다. 흡착된 Eu(III)의 형광특성을 측정했을 때, ≡AlO-Eu-picolinate의 삼성분 표면착물에 의한 에너지 전달을 확인하였다. 그러나 그림4에서 피콜린산에 의한 흡착면 pH의 변화를 발견할 수 없으므로 삼성분 표면착물이 흡착을 증가시키지는 못했음을 알 수 있다.

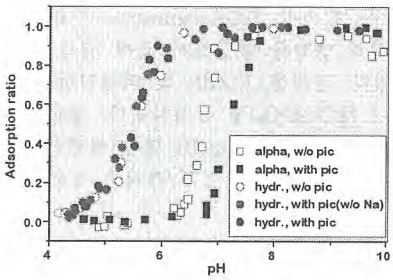


Fig. 4. Adsorption of Eu(III) on Al_2O_3 surface.

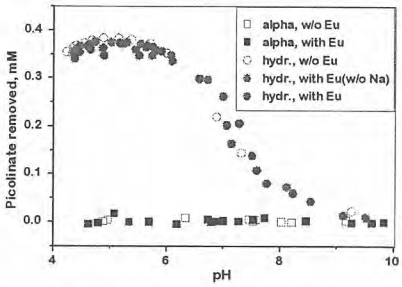


Fig. 5. Adsorption of picolinic acid on Al_2O_3 surface.

4. 결론

증류수 처리하지 않은 비숙성 TiO_2보다 증류수에서 숙성된 TiO_2가 표면의 결정성이 증가하여 Eu(III)의 흡착면 pH가 증가한다. 비결정성 Al_2O_3은 결정성 Al_2O_3보다 낮은 pH에서 Eu(III)을 흡착하기 때문에 흡착면 pH가 피콜린산의 영향을 받지 않으며 음이온 교환에 의한 피콜린산의 흡착이 나타난다. 결정성 Al_2O_3은 높은 pH에서 Eu(III)의 흡착이 증가하기 때문에 피콜린산 착물 화학종 생성과 경쟁하여 흡착면 pH가 증가하며 음이온교환에 의한 피콜린산 흡착은 나타나지 않는다.

감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발기금의 지원을 받아 수행하였습니다.
(과제번호: M20703010002-08M0301-00210).

KURT지역의 지질모델 보완

박경우, 김건영, 김경수, 고용권, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
woosbest@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성폐기물 처분 연구의 일환으로 한국원자력연구원에서는 북부 유성지역을 연구지역으로 선정하여 1997년부터 심부 지역의 지질환경 특성 규명을 위해 다양한 연구를 수행하고 있다. 먼저, 지질도폭을 활용한 문헌조사, 선구조 분석 및 지구물리탐사를 포함한 지표 지질조사를 수행하여 연구지역에 대한 예비 지질구조를 분석하였고, 연구용 심부 시추공을 굴착하여 심부 환경에 존재하는 단열대 혹은 단층을 분석하였으며, 분석된 단열대에 대한 수리지질학적 특성 및 심부 영역을 흐르는 지하수의 지화학 특성을 확인하였다. 또한, 2005년부터 연구지역에서 지하처분연구시설 (KURT (KAERI Underground Research Tunnel), 이하 KURT로 기술)을 건설하여 지질환경 연구를 수행하고 있다.

2. 본론

본 연구는 2005년 KURT 건설 과정에서의 수행된 단열조사 자료와 KURT내에 추가적으로 굴착된 장심도 시추공 자료를 이용하여, 2005년 이전에 수행된 지표 지질조사와 시추공 조사를 통해 이미 구축된 지질모델 (version 1)을 보완하기 위한 목적으로 수행되었다. 첫 번째 구축된 지질모델은 풍화대 (weathered zone), 저경사단열지역 (low-angled fracture zone), 심부 영역의 단열대 (fracture zones)와 암반 블록 영역 (bedrock)의 네 가지 요소로 구성되었다.

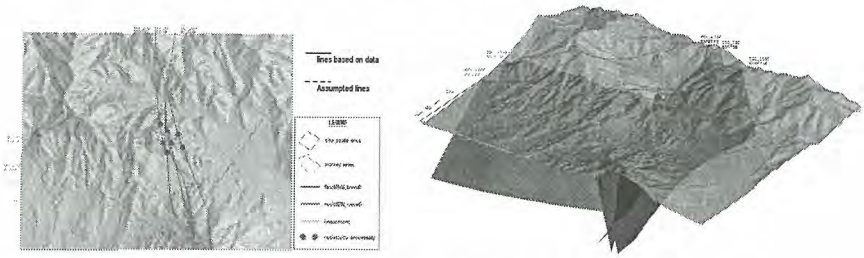


그림 1. KURT 주변 지역의 지질모델 (version 1)

그러나 모든 부지특성조사와 마찬가지로 자료가 존재하는 국한된 영역에서 조사된 결과를 활용하여 지질요소에 대한 분포를 분석하였기 때문에 자료가 존재하지 않는 지역의 지질요소를 지질모델에 정확히 입력하지 못한 한계가 있다. 본 연구를 통해 구성된 지질모델은 KURT 건설 과정에서 획득된 단열자료와 KURT내 심부 시추공 자료를 이용하여 보완되어 구축되었으므로 Version 1의 모델에 비해 더 확장된 결과를 포함하고 있다.

앞에서도 기술하였듯이 기 구축된 지질모델은 네 개의 지질요소를 포함하고 있다. 이 중 단열대는 총 7개가 도출되었는데, 5개의 남북방향의 단열대와 2개의 동서 방향의 단열대가 연구지역에 존재하고 있는 것으로 분석되었다. KURT를 건설하는 과정에서 터널 단열 조사를 통해 굴착 길이별 단열자료가 도출되었으며, 터널 건설이 완공된 후 터널 내 연구 모듈에서 500 m 깊이의 장심도 시추공이 굴착되었다. KURT내 단열조사 결과 Version 1 지질 모델에 입력된 7개의 단열대 중 KURT를 관통하는 단열대를 확인하고 단열대의 기하학적 형태를 보완/검증하였으며, 추가로 굴착된 시추공에서 단열 조사 후 단열대를 분석한 결과 총 8개의 예비 단열대를 도출할 수 있었는데, 첫 번째 지질모델 구축 과정에서 수행된 선구조 분석 및 시추공 단열 조사 결과를 종합적으로 분석한 결과 최종적으로 2개의 추가적인 단열대가 연구지역에 존재하는 것으로 분석되었다.

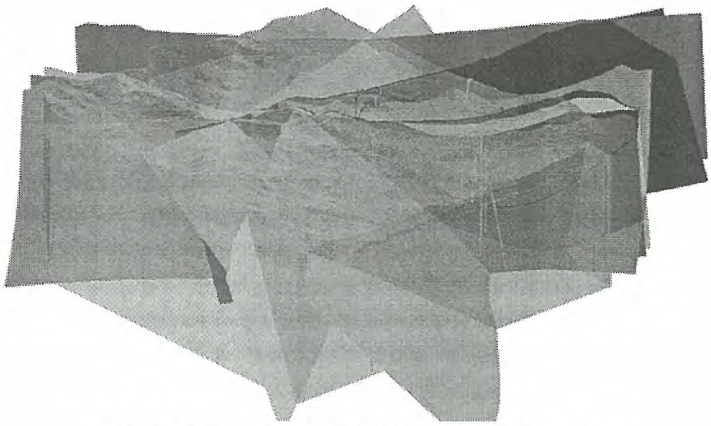


그림 2. KURT 주변 지역의 지질모델 (version 2)

3. 결론

보완된 지질모델 (version 2)은 첫 번째 구축된 지질모델의 단열대에 대한 기하학적 형태가 부분적으로 수정되었고, 잠재적으로 심부 지역의 지하수 유동에 영향을 미칠 수 있는 2개의 단열대가 추가적으로 입력되었다. 더불어, 선구조 분석에서 뚜렷이 단열대로 인지되는 하나의 단열대를 추가하여 총 10개의 단열대를 포함하고 있다. 본 단열대는 수리지질특성 조사를 통해 연구지여의 수리지질모델 구축에 이용될 것이며, 향후 추가적인 연구를 통해 지속적으로 보완될 예정이다.

Block-scale의 단열 암반에서 지하수 유동 모의 평가

고낙열, 지성훈, 고용권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
nyko@kaeri.re.kr

1. 서론

심부 암반의 지하 저장소 건설을 위한 기초 조사를 위해 광역 지하수계에 대한 모의가 이루어지면, 저장소에 의한 지하수계의 교란을 보다 면밀하게 살펴보기 위해 저장소 예정 구역 근방의 지하수계에 대한 보다 정밀한 조사와 모의, 평가가 필요하게 된다. 단열 암반의 경우 지하수 유동에 매우 큰 영향을 주는 단열대의 투수성이나 연결성을 알아보기 위해 단일 관정 혹은 여러 관정을 이용한 수리 시험이 이루어진다. 수리 시험 결과를 이용하여 단열 암반의 수리적 연결성과 지하수 유동량 등을 평가하여 지하 저장소 건설에 필요한 여러 가지 사항들을 결정하는데 이용하게 된다.

이 연구에서는 이전에 이루어진 광역 지하수 모의 결과를 이용하여, 지하 저장소의 건설로 영향을 받을 수 있는 지하매질 규모(block-scale)의 지하수계를 모의하고, 모의 영역에서 이루어진 수리 시험의 모의를 통해 확인된 대규모의 단열대 외에 지하수 유동에 영향을 주는 요소에 대한 분석을 시도하였다.

2. Block-scale에서의 지하수 유동 모의

2.1 지하수 유동 모의 규모

지하수계 모의 영역은 핀란드의 Olkiluoto 섬 중앙부이다. Olkiluoto 섬은 순상지로 선캠브리안대의 암석이 기반암으로 존재하고, 운모질 편마암이 주로 나타난다. 남동 방향의 충상(thrust) 단층과 북동 방향의 주향이동(strike-slip) 단층이 주 단열대를 형성한다. 지하저장소 건설예정지는 섬 중앙부에 있고, 지하수계 모의 영역인 500 × 500 m의 구역 안에 포함되어 있다.

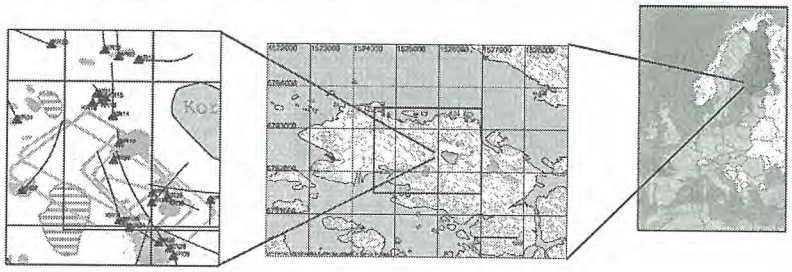


그림 1. 지하수 유동 모의 현장 (Olkiluoto 섬)

2.2 모의 격자망 구성과 불균질 수리전도도 분포

관측정의 심도별 위치와 방향을 고려하여 모의에 필요한 격자망(mesh)을 구성하였다. 관측정의 연결성을 구현하기 위해 DFE(discrete fracture element) 기법을 이용하였다(Derchowitz 등, 2000).

관측공 및 물리 탐사 등을 통해 조사된 단열대 자료를 바탕으로 불연속(discrete) 단열망을 구성하였다. 그리고 구성된 단열망을 이용해 불균질, 이방성을 갖는 수리전도도 분포를 만들어 3차원의 연속체(continuum) 격자에 입력하는 혼합(hybrid) 모형을 적용하였다.

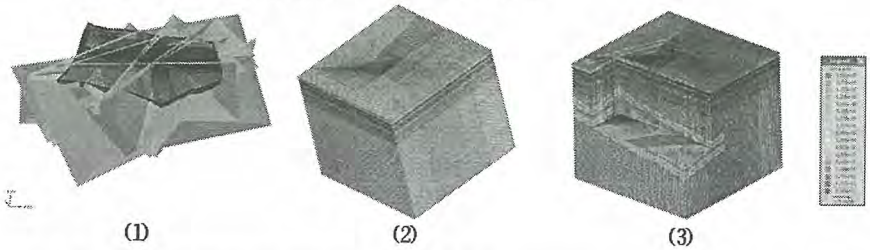
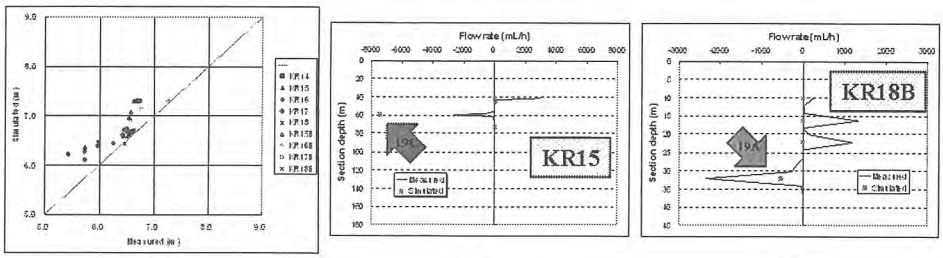


그림 2. (1)불연속 단열망과 (2)3차원 연속체 격자망, (3)수리전도도 분포가 입력된 격자망

3. 지하수 유동 모의 결과

3.1 자연 상태의 지하수 유동 모의

양수 시험 전 초기 수위에 대한 모의를 수행하였다. 모의된 지하수위는 측정된 수위보다 대체적으로 큰 값을 보였으며, 그로 인해 각 관정으로 유입되는 지하수 흐름이 우세하게 나타났다. 이는 실제보다 모의 과정에서 반영된 지하수 유동로가 훨씬 적어서 나타나는 현상으로 볼 수 있다.

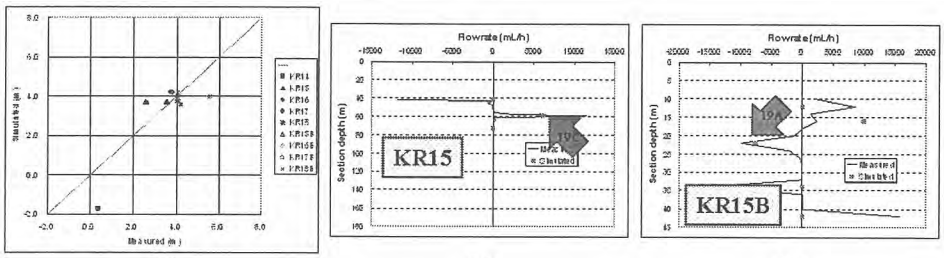


(1) (2) (3)

그림 3. (1)자연상태에서의 모의값과 관측값 비교, (2)KR15 관정과 (3)KR18B 관정에서의 지하수 유동량

3.2 KR14 관정에서의 양수시험

양수시험에 의해 나타나는 관측정에서의 수리적 반응을 모의하고 지하수위, 구간별 지하수두, 유동 유량 측정치를 이용해 보정하였다. 지하수위는 대체적으로 측정값과 일치하는 경향을 보였으나, 측정된 유동 유량과 비교해 보면 상당한 차이를 보이는 곳도 존재한다. 이는 실제 현장에 존재하는 배경단열(background fracture)을 모의 모형에서는 반영하지 않은 결과로 생각된다.



(1) (2) (3)

그림 4. (1)KR14관정에서의 양수시 모의값과 관측값 비교, (2)KR15 관정과 (3)KR15B 관정에서의 지하수 유동량

4. 결론

지하 저장소의 건설로 인해 지하수계가 영향을 받을 수 있는 규모인 block-scale에서의 지하수 유동 모의 결과를 분석해보니, 대규모의 단열대로 인해 발생하는 지하수 유동 외에 배경 단열 등으로 인한 국지적인 유동이 실제의 수리지질학적 환경에 큰 영향을 주는 것으로 나타났다. 이러한 국지적 지질구조를 지하수 모의 모형에 반영하면 실제 나타나는 수리적 반응을 보다 잘 표현해 줄 수 있는 모형을 구성할 수 있을 것으로 생각된다.

참고문헌

[1] W. Dershowitz, P. La Pointe, T. Eiben and L. Wei, "Integration of discrete feature network methods with conventional simulator approaches," SPE Reservoir Evaluation and Engineering, 3(2), pp. 405−408(2000).

[2] T. Vaittinen, H. Ahokas, E. Heikkinen, P. Hellä, J. Nummela, P. Saksa, E. Tammisto, S. Paulamäki, K. Front and A. Kärki, Bedrock model of the Olkiluoto site (version 2003/1), Posiva Working report 2003−43(2003).

벤토나이트 완충재와 균열 암반 경계에서 핵종 거동 특성

백민훈
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
mhbaik@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위 방사성폐기물 처분안전성 평가에서는 처분시스템의 공학적방벽 및 주변 암반의 천연방벽에서 유출된 핵종들의 거동을 예측하는 것이 가장 중요한 부분이라고 하겠다. 그 동안 공학적방벽과 천연방벽에서 핵종거동에 대한 연구들은 많이 수행되어져 왔으나, 방벽들의 경계에서 핵종거동에 대한 연구들은 많지 않았다. 그러나 벤토나이트 완충재로부터 지하수 침식에 의해 벤토나이트 콜로이드가 발생되고, 이렇게 발생된 콜로이드가 핵종과 결합하여 이동을 가속화시킨다는 연구 보고가 있었고, 최근에는 이와 관련된 실험실적 연구와 지하연구시설에서의 실증 연구들이 수행되고 있다[1, 2]. 따라서 본 연구에서는 벤토나이트 완충재와 균열 암반의 경계에서의 핵종 거동 특성을 고찰하고자 한다.

2. 본론

고준위 방사성폐기물의 심지층 처분을 고려하고 있는 많은 나라들에서는 처분시스템의 대표적인 공학적방벽인 완충재로 압축벤토나이트를 고려하고 있다. 최근 연구결과들은 이러한 벤토나이트 완충재와 암반의 경계에서 지하수에 의해 압축된 벤토나이트가 평윤되어 암반 균열로 침투하게 되고 팽윤된 완충재의 끝단(front)이 젤(gel)화되면서 균열을 따라 흐르는 지하수에 의해 침식되어 콜로이드성의 작은 벤토나이트 입자들은 지하수를 따라 이동할 수 있다는 연구결과들이 보고되었다[1]. 이러한 과정을 그림 1에 설명하였다. 압축된 벤토나이트 완충재로부터 지하수 침식에 의한 벤토나이트 콜로이드의 발생은 지하수 유동 속도뿐만 아니라, 지하수의 지화학적 조건에 의존한다고 보고된 바 있다[1].

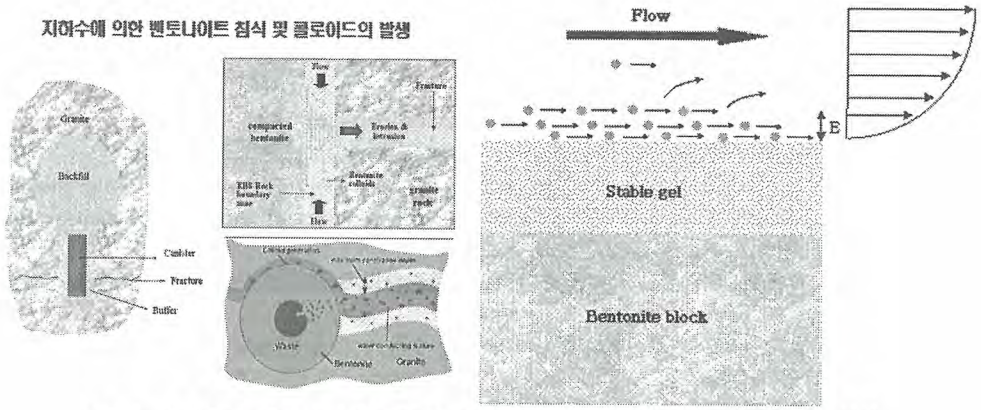


그림 1. 지하수에 의한 벤토나이트의 침식 및 콜로이드 발생과정에 도식적 설명.

완충재로부터 발생된 벤토나이트 콜로이드들의 이동성은 콜로이드적 안정성에 의존한다. 왜냐하면 불안정한 콜로이드들은 결국 회합물을 형성하여 침전되거나 여과되어 이동될 수 없기 때문이다. 벤토나이트 콜로이드의 안정성은 지하수에 의한 침식 현상이 서로 관련되어 있고, 지하수의 이온강도 및 pH 등 화학적 조건 등에 의존하게 된다. 발생된 벤토나이트 콜로이드들이 국내의 심부 화강암반 지하수 조건에서는 안정적임이 보고된 바 있다[3]. 만약 발생된 벤토나이트 콜로이드가 안정하다면, 이러한 벤토나이트 콜로이드들은 처분장으로부터 유출된 방사성 핵종들을 강하게 수착하여 지하수를 따라 이동할 것으로 예상되며, 실제로 이들 벤토나이트의 주요 핵종들에 대한 수착계수가 매우 크게 나타났다[4, 5].

최근에는 타당한 처분장 조건에서 공학적방벽과 암반 경계에서 콜로이드 발생율과 발생 메커니즘 연구, 타당한 처분장 흐름 시스템에서(즉, 매우 낮은 유량과 유속) 공학적방벽에서 발생된 콜로이드의 지

하수를 통한 이동성 평가, 공학적방벽와 암반 경계에서 방사성 핵종들의 장기 지화학거동(이동성, 광물화, 콜로이드 형성 등)에 대한 조사, 벤토나이트 콜로이드의 방사성핵종 수착에 대한 가역성 조사, 공학적방벽의 성능 개선 및 설계 최적화에 기여하는 것 등을 목표로 스위스 GTS(Grimsel Test Site)에서 CFM(Collloid Formation and Migration) 프로젝트가 2004년도부터 수행 중에 있다[2]. 그 외에도 스웨덴, 일본 등 여러 나라에서 이러한 문제에 관심을 가지고 연구를 수행하고 있다.

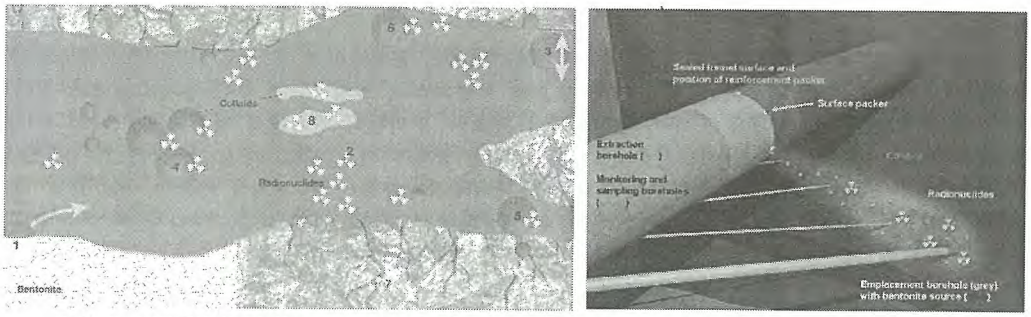


그림 2. CFM(Colloid Formation and Migration) 프로젝트의 개념(좌) 및 현장실험 개요(우).

3. 결론

최근 고준위 방사성폐기물 처분시스템의 공학적방벽과 천연방벽 경계에서 핵종거동에 대한 연구들이 수행되어져 왔다. 벤토나이트 완충재로부터 지하수 침식에 의한 벤토나이트 콜로이드의 발생과 발생된 콜로이드들의 안정성, 그리고 핵종들에 대한 수착능 등이 핵종 이동 특성을 규명하는데 중요하다. 따라서 실제 타당한 처분장 조건에서 이러한 거동 특성을 규명하고, 실증하는 것이 필요하다.

사사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

[1] M.H. Baik, W.J. Cho, P.S. Hahn, Erosion of bentonite particles at the interface of a compacted bentonite and a fractured granite, Engineering Geology, Vol. 91, p. 229 - 239, 2007.

[2] M.H. Baik, J.K. Lee, I. Blechschmidt, Introduction to the Colloid Formation and Migration(CFM) Project at the Grimsel Test Site(GTS) Phase VI, Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting Jeju, Korea, May 22, 2009, p. 251-252.

[3] 백민훈, 박종훈, 조원진, 동적광산란 방법을 이용한 칼슘벤토나이트 콜로이드의 안정성에 대한 연구, Vol. 11, p. 12~19, 2006.

[4] 백민훈, 조원진, 벤토나이트 콜로이드로의 우라늄(VI) 수착에 대한 실험적 연구, 방사성폐기물학회지, Vol. 4(3), p. 235-243, 2006.

[5] 백민훈, 이재광, 이승엽, 김승수, 침전 및 콜로이드 형성을 고려한 Eu(III)와 Th(IV)의 벤토나이트 콜로이드에 대한 수착, 방사성폐기물학회지, Vol. 6, p. 129-139, 2008.

One-dimensional GoldSim Radionuclide Transport Modeling for the Wolsong LILW Disposal Center

Sung Bok Lee , Haeryong Jung, EunYong Lee and JooWan Park
Korea Radioactive Waste Management Corporation,
1045, Daedeokdaero, Yuseong-gu, Daejon, Korea
sblee@krmc.or.kr

1. Introduction

The safety assessment was performed for the license application of the Wolsong LILW Disposal Center and demonstrated that an acceptable level of radiation protection for human health and the environment could be achieved. The endpoints of this assessment need to be met with the Korean regulatory requirements[1] on individual effective dose and the associated risk to members of criteria groups. Radionuclide concentrations at the geosphere-biosphere interface (GBI) should be included in the Safety Analysis Report (SAR)[2]. In there, the safety assessment calculations for scenarios were made by using MASCOT[3]. In this study, one-dimensional radionuclide transport modeling was performed by using GoldSim[4] which was developed by GoldSim Technology Group and the assessment results were compared with those using MASCOT.

2. Scenarios

Two reference (BS-1 and BS-2), two alternative (ES-1 and ES-2) and three human intrusion (HS-1, HS-2 and HS-3) scenarios were developed in the SAR. Among those, four scenarios were revealed in detail in this study.

a. BS-1 Reference Scenario

In BS-1 scenario, the degradation of the engineered concrete barrier is assumed. The groundwater in the bedrock infiltrates into the disposal silo. After the groundwater comes into contact with disposed waste packages, radionuclide dissolution and/or leaching processes commence. Radionuclides released from the waste matrix migrate into the near-field through the disposal container, backfills and the engineered concrete material via diffusion and/or advection processes.

b. ES-1 Alternative Scenario

The ES-1 scenario considers the premature failure of the engineered concrete barrier due to natural and artificial events. The early release of radionuclides from the near-field into the geosphere is considered.

c. ES-2 Alternative Scenario

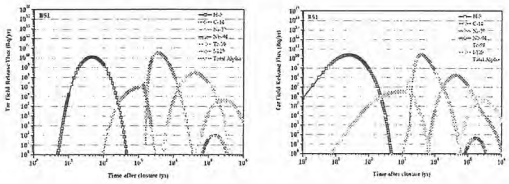
The ES-2 scenario considers the normal release in the near-field like the BS-1 reference scenario. Further considerations include the acceleration of radionuclide transport due to the formation of preferential flow path in the far-field.

d. HS-3 Human Intrusion Scenario

Drilling activity intended to develop the well for water source is considered in the HS-3 human intrusion scenario. The HS-3 does not assume that the well directly intrude into the disposal silo. Radionuclides released from the disposal silo are assumed to be extracted to the surface through the well.

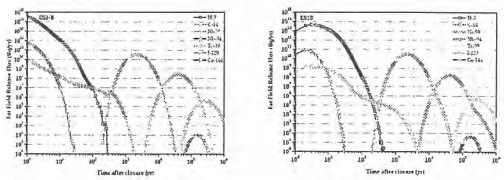
3. Comparison of the far-field release rate using MASCOT

The safety assessment modeling consists of groundwater modeling, radionuclide transport modeling and biosphere modeling. The results of GoldSim calculation for the four scenarios are compared with those using MASCOT. The far-field release rates (Bq/yr) at the GBI are shown in Figures 1-4. For comparison, the results obtained by using MASCOT are also shown in Figures 1-4. The GoldSim results are in good agreement with MASCOT results for all the major radionuclides. The comparison of the far-field peak of release rate between MASCOT and GoldSim is presented in Table 1. The overall peaks of release rates are comparable, and the differences are less than approximately an order of magnitude. Given the differences in the conceptual model in GoldSim and MASCOT the two analyses are in good agreement.



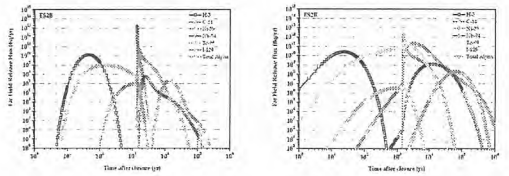
(a) MASCOT (b) GoldSim

Fig. 1. BS-1 MASCOT and GoldSim far-field release rate [Bq/yr]



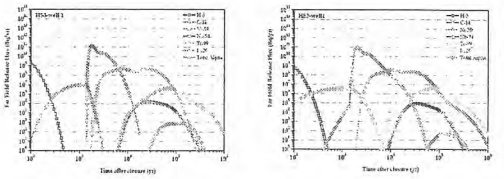
(a) MASCOT (b) GoldSim

Fig. 2. ES-1 MASCOT and GoldSim far-field release rate [Bq/yr]



(a) MASCOT (b) GoldSim

Fig. 3. ES-2 MASCOT and GoldSim far-field release rate [Bq/yr]



(a) MASCOT (b) GoldSim

Fig. 4. HS-3 MASCOT and GoldSim far-field release rate [Bq/yr]

Table 1. The comparison of the far-field peak release rate between MASCOT and GoldSim

Scenario	Nuclide	MASCOT		GoldSim	
		Far-Field Release Rate Peak time (yr)	Far-Field Release Rate (Bq/yr)	Far-Field Release Rate Peak time (yr)	Far-Field Release Rate (Bq/yr)
BS-1	C-14	3,600	3.08E+10	3,700	2.49E+10
ES-1	H-3	1	3.48E+14	3	4.54E+13
ES-2	C-14	1,402	1.65E+13	1,600	5.65E+11
HS-3	C-14	1,780	1.34E+11	2,000	9.48E+10

4. Conclusion

In this study, four scenarios defined for the Wolsong LILW Disposal Center have been evaluated using GoldSim, and the results are compared the MASCOT results. The two results agree reasonably well, although the MASCOT results are slightly higher than those of GoldSim scenarios. During and after the construction phase of the Wolsong LILW Disposal Center, the safety assessment needs to be developed further based on new findings from the geological analysis, improved engineering of the barrier system, and new knowledge of waste characteristics.

References

1. MEST Notice 08-63, "Radiological Protection criteria for long-time safety on LILW Disposal", Ministry of Education and Science, (2008).
2. KRMC, "The Safety Analysis Report for the Wolsong LILW Disposal Center", (2008).
3. Sinclair, J.E. and Agg, P.J., "MASCOT and MOP Programs for Probabilistic Safety Assessment PART A: Overview, NSS/R336 AEA-D&R-0476 PART A", AEA Technology, Harwell, (1994).
4. GoldSim Technology Group LLC, "GoldSim Probabilistic Simulation Environment User's Guide", (2009).

단열의 경사에 의한 수리학적 특성 연구

이진용, 김경수, 박경우, 김재학, 한운우*
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
*대전대학교, 대전광역시 동구 용운동 96-3
jinyong@kaeri.re.kr

1. 서론

강우에 의한 지하수 함양과 함양지로부터 배출지로까지의 지하수 이동은 상부 충적층을 구성하고 있는 토양의 수리전도도 및 토양층 하부 영역에 대한 수리특성과 토양층 하부 영역에서 지하수가 대수층을 통해 이동할 수 있는 유동력을 제공하는 수리경사와 관련이 있다. 이러한 수리전도도 및 수리경사를 산출하기 위해 관측용 시추공을 통하여 지하수의 관측과 시추공을 이용한 현장 수리시험을 이용하게 된다. 결정질암반 내 지하수유동체계는 불규칙하고 복잡한 분포특성을 갖는 소수의 투수성 단열에 의하여 지배되므로, 투수성 구조의 기하학적인 분포특성과 이의 수리특성을 정확히 파악하는 것은 매우 중요하다. 본 논문에서는 이러한 단열의 특성 가운데 단열의 경사에 의한 수리특성을 순간충격시험을 수행하여 비교해 보았다.

2. 본론

한국원자력연구원내 심부지질환경 조사의 일환으로 굴착된 심부 시추공 (YS-03, 심도 300m)에서 시추 코아 조사, 시추공 상부의 텔레뷰어 조사 결과를 이용하여 시추공 상부 토양층 및 풍화대와 단열의 방향성 및 경사를 예측하고(그림1), 시추공에서 관측되는 단열에 대하여 시추공 초음파주사검층 결과 관찰되는 단위 길이당 단열의 개수에 근거하여 단열대를 구분하였다(그림2).

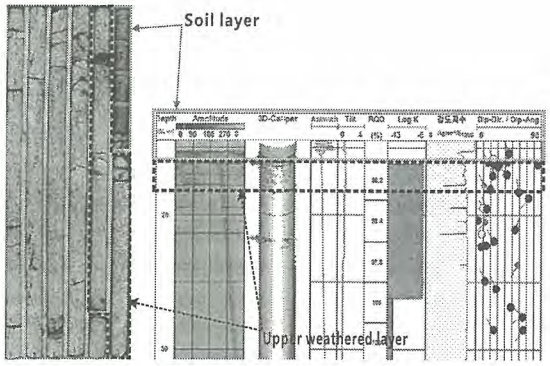


그림 1. 시추공 코아분석 및 텔레뷰어 검층

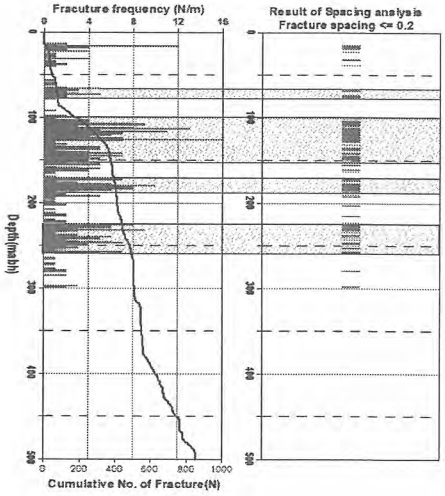
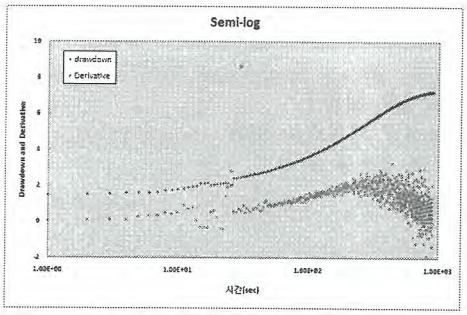
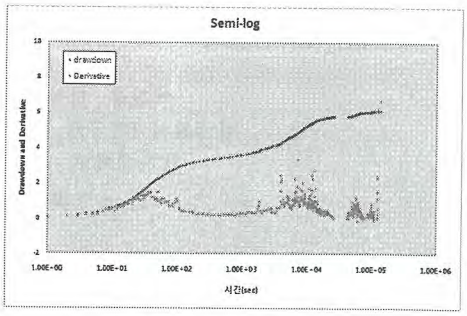


그림 2. 실험 시추공의 도출된 단열대

구분된 상부의 저경사 단열대와 심부 단열대에 단일패커와 이중패커를 이용하여 구간을 분리시키고 분리된 구간에 물을 주입시켜 수두가 회복되는 과정을 자동수위측정기를 통해 기록을 하여 순간충격시험을 수행하였다. 순간충격시험을 통해 도출된 수위회복자료를 Cooper et al.(1967)가 제시한 해석방법을 이용하여 수리전도도를 도출하였고, 회복곡선을 통해 저경사단열대(66m~74.1m)와 심부단열대(179.7m~185.6m)의 도함수 그래프를 도시하여 대수층의 특정한 흐름패턴을 비교하였다(그림3).



저경사단열대의 도함수 곡선



심부단열대의 도함수 곡선

그림 3. 수두회복에 대한 도함수 곡선

도함수곡선 도시 결과 수평방향의 흐름특성이 크고 수직방향의 흐름이 작은 저경사 단열대에서 나타나는 도함수 곡선을 분석한 결과, YS-03 시추공에서 확인되는 저경사 단열대는 수리지질학적으로 일정 수두경계 (constant head boundary)를 갖는 것으로 분석되며, 수위 회복이 빠르게 진행되어 IARF 구간을 확인할 수 없었다. 또한, 수위강하에 대해 민감하게 반응하여 실험 후기에 있어 도함수가 진동하는 특징을 보였다(그림3). 심부 단열대에서는 실험 후기에 도함수곡선에 peak를 확인할 수 있어, 이중 공극 모형의 대수층으로 분석되며 초기에 단열을 통한 수위회복과 후기에 대수층으로부터 연결되어진 공급원에서의 보상작용을 통한 회복으로 peak가 나타낸 것으로 판단된다. 또한, 2차원 무한 방사상 흐름인 IARF구간을 100~5000sec로 확인할 수 있었다.

3. 결론

결정질암반 내 지하수유동체계는 불규칙하고 복잡한 분포특성을 갖는 소수의 투수성 단열에 의하여 지배되므로, 투수성 구조의 기하학적인 분포특성과 이의 수리특성을 정확히 파악하는 것은 매우 중요하다. 실험을 통해 얻게 된 수리경사와 수리전도도는 각 단열대의 방향성 및 심도, 국지적으로 분포하는 투수성 구조의 영향 및 단열의 특성을 정확히 파악하고 반영하여 수리전도도를 제안하는 것이 타당한 것으로 분석되었다.

감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구기반확충사업-연구시설/장비구축운영분야 지원 (과제번호: 2009-0083259)으로 수행되었으며, 원자력연구개발 중장기계획사업과제인 KURT 시설지원을 받았음을 밝히며 이에 감사드립니다.

제3분과

방사성폐기물 처분 및 부지특성 (Poster)

빈 면

지하처분연구시설(KURT) 주변 지역에 대한 단열 시스템 연구

박경우, 지성훈, 류지훈, 김재학, 이대형
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
woosbest@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성 폐기물의 지층 처분을 위해 대상 지역에 대한 천부지하 환경 뿐만 아니라 심부 환경에 대한 지질학적 데이타베이스가 구축되어야 하며, 지질학적 데이타베이스는 지질 특성, 수리지질특성, 지화학 특성, 암반역학 특성에 대한 자료를 포함한다. 지질환경에 대한 분야별 자료체계가 구축되면 이를 이용하여 3차원 모델링을 수행하고 대상 지역에 대한 특성을 분석하여 예측하는 과정을 거친다. 이러한 일련의 과정 중 지질특성자료를 이용하여 지질모델을 구축하는 과정이 가장 기본이 되며, 지질모델에 근거하여 수리지질모델, 지화학모델, 암반역학모델을 구축할 수 있다. 지질모델을 구축하기 위해서는 지표에 근거한 조사와 시추공 및 터널에서 수행된 조사 결과를 종합 분석해야 하며, 구축된 지질모델은 수리지질, 지화학 자료에 의해 보완되는 과정이 필수적이다. 본 연구에서는 고준위폐기물처분연구 지역을 대상으로 지질모델을 구축을 목적으로 터널 굴착 과정에서 수행된 터널 단열조사 결과를 종합 분석하였다.

2. 본론

고준위폐기물처분연구를 위해 2006년 한국원자력연구원내에 지하처분연구시설 (KAERI Underground Research Tunnel)을 건설하였으며, 터널 굴착 중 Tunnel face mapping 방법을 이용하여 총 537개의 단열을 조사하였다. 조사된 단열 자료를 이용하여 단열 시스템의 특성을 분석하기 위해 KURT의 전체 단열에 대한 방향성을 스테레오망에 투영한 결과 남북, 동서, 북서 방향의 고경사 단열이 단열군을 형성하며 존재하는 것으로 분석된다.

KURT의 단열대를 규명하기 위해 빈도 분석 및 공간 분석의 통계적인 방법을 이용하였다.

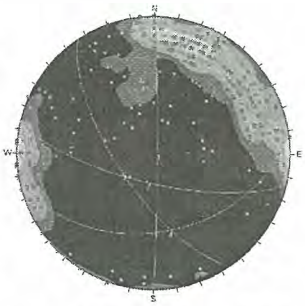


그림 1. KURT의 전체단열에 대한 방향성

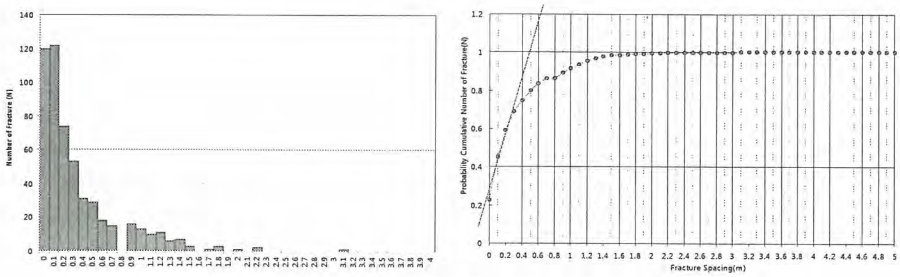
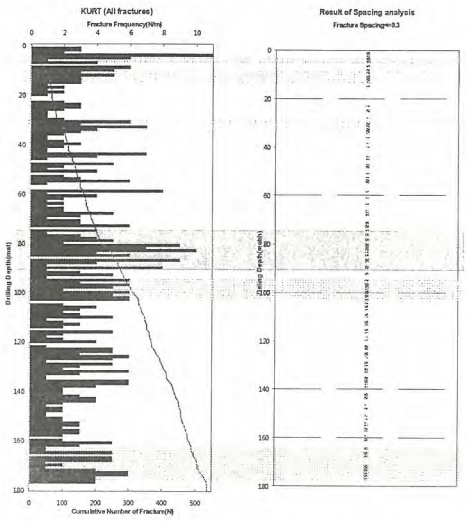
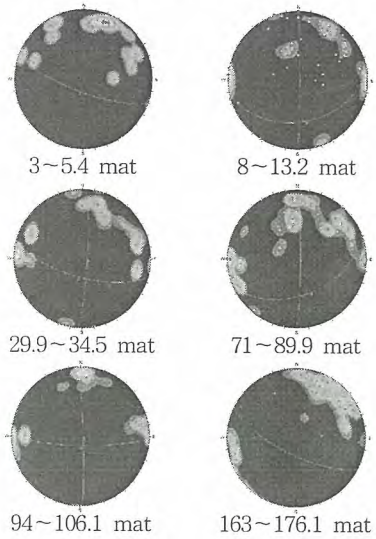


그림 2. KURT의 전체단열에 대한 공간 분석 결과

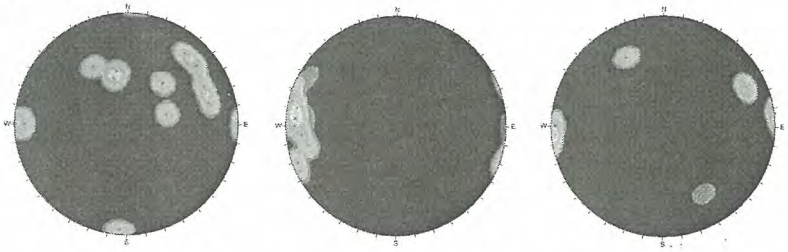
단열에 대한 공간분석 결과 KURT에 존재하는 단열의 Spacing은 대수정규분포를 이루고 있으며, 0.3m의 공간을 기준으로 누적분포곡선의 기울기가 현저히 변하는 것을 확인할 수 있어, 미터당 3~4개 이상의 단열이 존재할 경우 단열대로 구분할 수 있음을 확인하였다 (그림 2). 공간분석 결과의 기준을 적용하여 KURT의 단열대를 분석한 결과 총 6개의 단열대가 존재하는 것으로 분석된다.

(mat : meter along tunnel)





각 단열군에서 Seepage fracture, Dyke, Fault zone을 구분하여 스테레오망에 투영한 결과, seepage fracture는 일정한 방향성 및 경사를 확인할 수 없었으며, Dyke와 Fault zone은 남북방향의 고경사를 갖는 것으로 도시된다. 즉, KURT의 단열시스템은 남북방향의 주요 단열군과 동서, 북서 방향의 배경단열이 분포하고 있는 것으로 분석된다.



(Seepage fracture) (Dyke) (Fault zone)

3. 결론

KURT의 건설 과정에서 수행한 단열조사 결과를 이용하여 KURT내 단열시스템에 대한 연구를 수행하였다. 본 연구를 통해 분석된 단열 시스템은 지표 지질조사 및 시추공 단열 분석자료를 종합하여 고준위폐기물처분 연구 지역인 지하처분연구시설 주변의 최종 지질모델 구축에 활용될 것이다.

KURT 내 심부 시추공을 이용한 수리지질 특성연구

조중호, 김경수, 류지훈, 고낙열, 한운우*
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045번지
*대전대학교, 대전광역시 동구 용운동 96-3
jungho_82@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위 폐기물 처분 연구를 위한 한국원자력연구원 내 지하처분 연구시설이 2006년도에 건설되었으며 좌측 모듈에 심부 관측공(DB-01)을 굴착하였다. 본 연구는 심부 관측공의 물리검층 및 시추코아 분석 결과를 이용하여 8개의 단열대를 구성하였으며, 도출된 단열대에서 현장 수리시험을 수행하였다. 이를 통해 KURT 지역의 결정질 암반에 분포하는 단열대의 수리특성을 규명하고자 하였다.

2. 본론

KURT내에 굴착된 심부 관측공(DB-01)의 단열들을 조사하기 위하여 시추공(DB-01)에 대한 물리검층(BHTV, BIPS, SPS검층, 음파검층, 밀도검층, 전기비저항검층)을 통해 예비 단열대를 추정하였으며 시추코아 로깅 및 포토와 비교 분석하여 각 단열대의 특성에 따라 8개의 최종 단열대를 구성하였다.(표1)

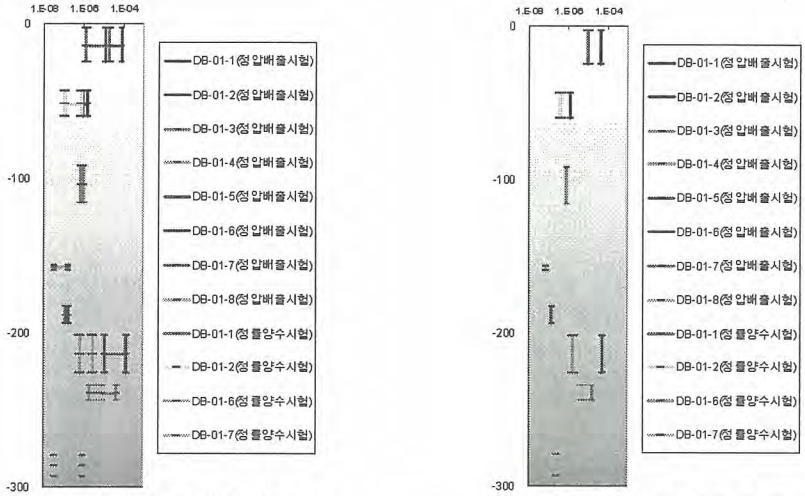
표 1. 심부 시추공 조사를 통해 구분된 단열대

단열대	From	To	Description
DB-01-1	3	25	Fracture zone
DB-01-2	43.5	59.5	Fracture zone
DB-01-3	92	116	Fracture zone
DB-01-4	156	159	Fault (N8W/82SW)
DB-01-5	183	194	Fracture zone (conductive or not)
DB-01-6	201.5	226	Fault (Low angle)
DB-01-7	234	244	Fracture zone
DB-01-8	279	293	Fracture zone

구성된 각 단열대에 대한 수리특성을 도출하기 위해 더블패커시스템을 이용하여 정압배출시험(constant head withdrawal test) 및 수위회복시험을 연속적으로 수행하였다. 또한 고투수성이라 판단되는 4구간은 정률양수시험(constant flow withdrawal test) 및 수위회복시험을 다시 수행하여 도출된 투수량 계수를 서로 비교 분석 하였다.(표2)

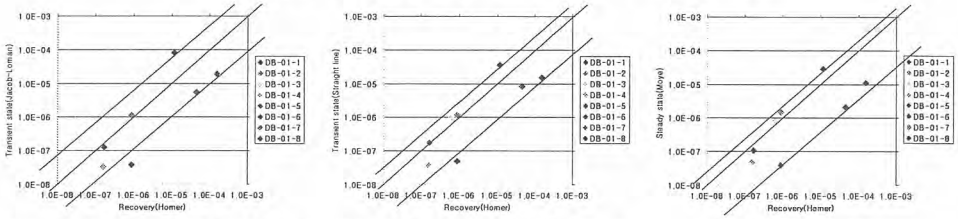
표 2. 구성된 단열대의 정압배출시험과 수위 회복시험 결과 비교 (m^2/s)

단열대	정압배출시험				정률양수시험	
	Transient state		Steady state	수위회복시험	Steady state	수위회복시험
	Jacob-Lohman	Straight line	Moye	Horner plot	Theis	Horner plot
DB-01-1	8.158E-05	3.595E-05	2.792E-05	1.157E-05	1.696E-05	1.194E-06
DB-01-2	1.144E-06	1.128E-06	1.504E-06	8.848E-07	6.807E-07	1.061E-07
DB-01-3	6.940E-07	9.686E-07	8.169E-07	6.250E-07	-	-
DB-01-4	3.359E-08	3.754E-08	5.061E-08	1.586E-07	-	-
DB-01-5	1.276E-07	1.768E-07	1.108E-07	1.662E-07	-	-
DB-01-6	1.888E-05	1.515E-05	1.092E-05	1.519E-04	2.738E-06	6.147E-07
DB-01-7	5.430E-06	8.485E-06	2.120E-06	2.137E-05	6.979E-06	2.524E-06
DB-01-8	3.770E-08	5.026E-08	3.901E-08	8.769E-07	-	-



(a). 투수량 계수 범위 비교 (b). 평균 투수량 계수 비교

그림 1. 정압배출시험과 정률양수시험의 투수량 계수 비교



(a). Jacob-Lohman VS Horner (b). Straight-line VS Horner (c). Moye VS Horner

그림 2. 정압배출시험과 수위회복시험 투수량 계수 비교

정률양수시험과 연속적으로 수행한 수위회복시험은 정률양수시험보다 모두 투수량 계수가 낮게 나왔고 정률양수시험 투수량 계수는 정압배출시험 투수량 계수보다 낮게 나오는 경향을 보였다. 이는 시추공이 지하처분시설에 위치하여 자분정의 특성을 가지기 때문에 충분한 양수가 이루어지지 않아서 일어난 결과라 판단된다. (그림1).

또한 DB-01의 1,2,3 구간의 상부인 경우 수위회복시험 투수량 계수보다 정압배출시험의 다른 투수량 계수가 높게 나오는 경향이 있었고 중간과 하부 구간은 낮게 나오는 경향을 보였다.(그림2)

3. 결론

지하처분시설에 굴착된 심부 관측공(DB-01)의 물리검층과 코아로깅 및 포토를 분석하여 지하 500m에 대한 단열대를 8개를 도출하였고 단열대별로 현장시험인 정압배출시험과 정률양수시험 및 수위회복시험 수행하여 투수량 계수를 비교하였다.

상부 3구간의 단열대들은 수위회복시험보다 정압배출시험의 투수량 계수가 상부일수록 높게 나오는 경향을 보였으며 정압배출시험 보다 정률양수시험의 투수량 계수가 낮게 나오는 경향도 보였다.

각 단열대별로 수리시험과 분석을 더 수행할 예정이며 향후 1km까지 연장 굴착될 심부시추공에서 보다 심도있는 결정질 암반의 단열대 수리특성 연구를 시행할 예정이다.

감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구기반확충사업-연구시설/장비구축운영분야 지원 (과제번호: 2009-0083259)으로 수행되었으며, 원자력연구개발 중장기계획사업과제인 KURT 시설지원을 받았음을 밝히며 이에 감사드립니다.

FFRC 기법을 이용한 암석물성 평가 및 Acoustic Wave 전파특성 분석

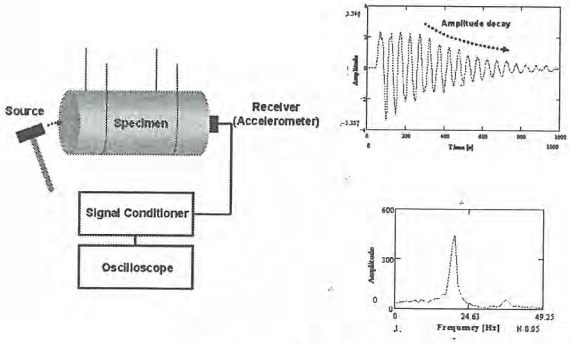
김진섭, 김규원, 권상기, 조원진, 조계춘
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
kverity@kaeri.re.kr

1. 서론

음향방출(Acoustic Emission)은 재료내부의 미시적인 변형이나 파괴에 의해 발생되는 탄성 응력파(elastic stress wave)로 정의된다. 응향방출법은 초음파 신호를 재료 내부에 직접 입사시키고 결함 또는 재료 내의 불균일 조직 등에서 되돌아오는 수신파를 검출하는 능동적인 초음파 시험과는 다르게 재료 내부의 변형, 결함성장, 파괴 등에 의해 발생되는 탄성파를 수신하여 재료 내부의 동적거동을 파악하고 결함특성 및 상태를 평가하는 수동적인 비파괴 검사방법이다. 방사성폐기물 처분장과 같이 구조물의 높은 안전성이 요구되는 시설의 경우 정확한 정적인 거동해석 기술과 더불어 장시간의 운영에 따른 성능저하 등을 동적으로 모니터링할 수 있는 기술의 확보가 중요하다. 최근에는 스웨덴의 SKB를 중심으로 고준위방사성폐기물 처분공에 적용하여 발파 및 굴착에 의한 균열발생 양상과 수치해석 결과의 검증을 위해 적용한 바 있다. 본 연구에서는 원자력연구원 내 지하처분연구시설(KURT)을 대상으로 암반손상대에서의 응력파 3D 위치표정 및 구조물 life prediction 산정을 위한 선행연구의 일환으로 탄성파의 전파특성을 통한 암석물성 평가와 도달 시간차를 이용한 비절리 암석 내에서의 AE 위치탐지를 수행하였다.

2. FFRC 기법을 이용한 암석물성 평가

암반 내에서의 음파 전파특성을 살펴보기 위하여 KURT 암석시료를 이용하여 FFRC(Free Free Resonance Column) 테스트를 수행하여 동탄성계수, 전단탄성계수, 음파의 Vp, Vs 그리고 damping ratio를 각각 구하였다(그림. 1). 탄성파 속도 V_{rod}, V_P, V_S와 탄성계수 E, M, G 사이의 관계는 다음과 같다.



$$V_{rod} = \sqrt{\frac{E}{\rho}}$$

$$V_P = \sqrt{\frac{(1-\nu)}{(1+\nu)(1-2\nu)}\frac{E}{\rho}} = \sqrt{\frac{M}{\rho}}$$

$$V_S = \sqrt{\frac{1}{2(1+\nu)}\frac{E}{\rho}} = \sqrt{\frac{G}{\rho}}$$

그림 1. FFRC 실험방법 및 대표적인 데이터 분석결과

Rod wave velocity로 부터 포아송 비를 고려하여 산정한 P-wave velocity가 3600~4800 m/s 사이의 결과를 얻었다. 이는 일반적인 화강암(density: 2,750kg/m³)에서의 P파 전파속도가 5500~6100 m/s임을 고려할 때 상대적으로 작은 값에 해당한다. 이는 KURT 암석의 단위중량이 평균 2650kg/m³으로 비교값 보다 작으며, 시료가 암반손상대 영역에서 채취한 암석이기 때문인 것으로 판단된다.

표 1. FFRC 시험을 통한 KURT 암석의 동적물성 측정

Rod wave velocity [V_{rod},m/s]	Elastic modulus [E,Gpa]	Density [ρ,kg/m³]	P-wave velocity [V_p,m/s]	Constrain tmodulus [M,Gpa]	Shear modulus [G,Gpa]	S-wave velocity [V_s,m/s]	Damping ratio
4000	42.70	2669.0	4785	61.11	16.18	2462	0.008
4008	42.89	2670.2	4795	61.38	16.25	2467	0.015
3531	32.36	2595.5	4224	46.31	12.26	2173	0.018
3340	29.68	2660.6	3995	42.47	11.24	2056	0.010
3132	25.78	2628.4	3747	36.90	9.77	1928	0.014

3. AE 센서를 이용한 비절리 암석의 위치표정

여러 개의 AE 센서를 설치한 경우에는 각 센서의 AE 신호 도달 시간차에 의하여 균열발생 위치를 추정할 수 있으며, 수신된 AE 신호의 파형해석을 통하여 균열의 특성과 정도에 대한 정보를 파악함으로써 소성변형과 균열성장 등의 동적과정을 검출하는데 유용하다. AE DAQ 시스템을 통해 획득된 자료를 이용하여 각 센서위치에서의 도달 시간차를 측정하기 위해 그림. 3과 같은 프로그램을 작성하였다.

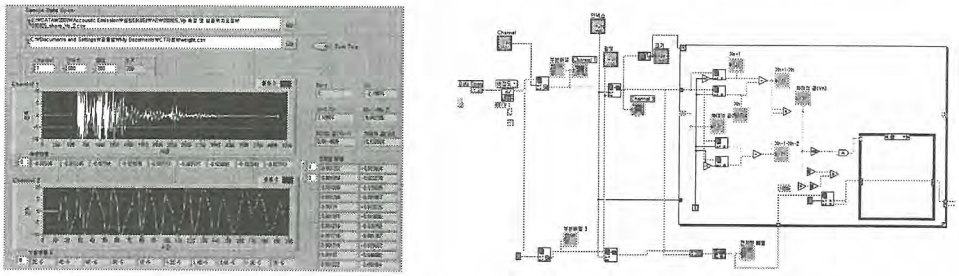


그림 2. 도달시간차 산정을 위한 AE 데이터 처리 소프트웨어(LabView 8.5)

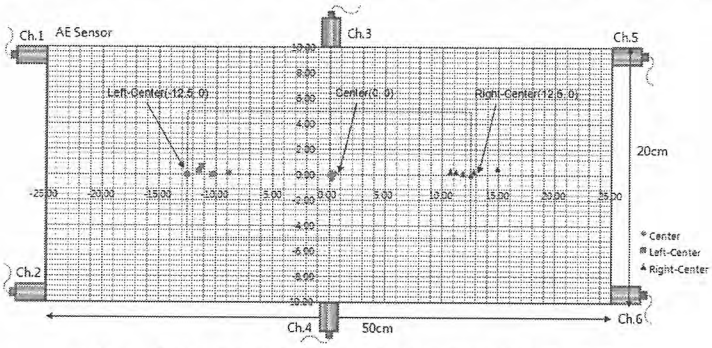


그림 3. 암석 내에서의 AE 설치위치 및 위치표정 결과

좌우 대칭인 중심점(0,0)에서의 위치 표정값 최대오차는 5mm이었으며 이는 중심에서 멀어질 수록 점차 증가하는 경향을 나타내었다(최대오차 28%). 특히 암석 시료의 가장자리 부근의 위치표정 시 오차는 더욱 증가하였으며, 이는 시료의 boundary condition에 따른 탄성파의 산란 그리고 탄성 반무한체가 아닌 얇은 판상구조로 인한 표면파(Rayleigh wave)의 간섭 등으로 도달 시간차를 산정하는데 오차가 발생한 것으로 판단된다. 향후 도달 시간차의 효율적인 산정을 위해 소프트웨어 개선이 필요하며 추가적인 lab 실험이 수행되어야 한다. 암석의 동적물성 자료는 관련 수치해석 모델에 이용될 데이터이며, 추후 절리 암반을 통한 탄성파의 전파특성 및 암반의 지하수 포화시 damping 그리고 thermal loading에 의한 응력파 전파 등에 대해 연구가 수행될 예정이다.

사 사

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국과학재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

가열 및 포화에 따른 공학적방벽시스템 내 압력분포 변화

조원진, 이재완, 권상기
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045, 305-600
wjcho@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위폐기물 처분장은 지하 수백 미터 깊이에 있는 심부 지층에 건설된 여러 개의 처분동굴들과 이를 연결하는 터널로 구성된다. 현재 제안되고 있는 고준위폐기물 처분장의 설계개념에 따르면, 처분동굴 바닥에 수직으로 처분공을 굴착하고, 그 속에 방사성폐기물을 밀봉한 처분용기를 넣은 후 처분용기와 처분공의 암반 벽 사이의 공간은 완충재(buffer material)로 충전시킨다. 처분동굴 내의 처분공들이 모두 폐기물로 채워지면, 처분동굴과 연결터널들은 뒷채움재(backfill material)로 채운 후 폐쇄한다. 고준위폐기물 처분장이 폐쇄된 후, 처분된 고준위폐기물로부터 발생되는 붕괴열에 의해 완충재의 온도가 상승하며, 주위 암반으로부터 지하수가 처분장 내로 침투함에 따라 완충재의 포화가 일어난다. 완충재가 지하수로 포화되면, 완충재의 팽윤 현상이 발생되며, 이로 인해 공학적방벽시스템 전반의 압력이 증가하게 된다. 이와 같이 공학적방벽시스템 내에서는 붕괴열에 의한 온도 상승, 지하수에 의한 완충재의 포화 및 이로 인한 압력 상승이 동시에 일어나며, 이 열-수리-역학적 복합거동(coupled thermal, hydraulic and mechanical behavior)은 고준위폐기물처분장의 설계 및 장기 성능평가에 중요한 영향을 미친다. 이 연구에서는 고준위폐기물처분장 공학적방벽시스템에서 일어나는 붕괴열과 지하수 포화에 따른 완충재 내의 압력 분포 변화를 해석하였다.

2. 실험 및 해석

공학적방벽시스템에서 일어나는 열-수리-역학적 거동을 규명하기 위해 한국원자력연구원에서는 공학적 규모 실증실험 시설인 KENTEX를 설치하고, 열-수리-역학적 거동 실증 실험을 수행하였다. KENTEX는 한국형 고준위폐기물처분장의 공학적방벽시스템을 1/3로 축소한 것이다. KENTEX는 고준위폐폐기물을 모사한 원통형 히터와 이를 둘러 싼 벤토나이트 블록 완충재로 이루어진 원통형 본체, 지하수 공급시스템, 각종 계측 및 데이터 로깅 시스템, 제어시스템으로 구성되어 있다. 수직 원통형 탄소강 압력용기인 본체는 고준위폐기물처분장에서 처분터널 바닥에 굴착된 처분공을 모사한 것으로 내경과 높이는 각각 0.75 m와 1.36 m이다 (그림 1). 원통형 본체의 측면 벽에는 지하수 공급탱크로부터 지하수를 벤토나이트 완충재로 공급하기 위한 24개의 노즐이 설치되어 있다. 지하수 공급탱크에서 노즐을 통해 공급되는 지하수의 압력은 5기압이다. 본체 내에 설치된 벤토나이트 블록의 건조밀도는 1.5 Mg/m^3이고, 고준위폐기물 처분용기를 모사한 원통형 히터와 벤토나이트 완충재 계면에서의 온도는 90℃로 유지시켰다.

KENTEX의 공학적방벽시스템에서 히터의 가열과 본체 측면 벽으로부터 공급되는 지하수에 의한 완충재의 포화에 따른 완충재 내의 압력분포는 TOUGH2 컴퓨터코드[1]를 이용하여 분석하였다. TOUGH2 컴퓨터코드는 불포화 매질에서 다상, 다성분 유체 혼합물의 다차원 유체 및 열의 흐름을 모사할 수 있는 다목적 수치모사 코드이다. 이 코드에서 KENTEX의 상세 구조는 반경 방향으로 대칭인 2차원 메쉬로 모델링되었으며, 이것은 원통형 탄소강 압력용기 본체 내에서 벤토나이트 완충재 블록에 의해 둘러싸여 있는 원통형 히터를 모사한 것이다. 벤토나이트의 팽윤압을 계산하기 위해 서브루틴 SWELL을 개발하여, TOUGH2 컴퓨터 코드에 추가하였다. 이 서브루틴에서 팽윤압은 다음과 같은 식에 의해 물의 포텐셜 헤드 함수 $S(\Theta_1)$에 비례한다고 가정하였다.

$$S(\Theta_1) = \int_{\theta_0}^{\theta_1} \frac{dh}{d\theta} d\theta$$

여기서 h는 물의 포텐셜 헤드 (potential head), Θ는 체적함수비(volumetric water content)이다.

벤토나이트 완충재의 열, 수리 및 역학적 특성은 실험실 실험에서 측정하였으며, 벤토나이트-물 retention 관계[2]도 실험 데이터로부터 구하였다. 이러한 완충재의 특성들은 TOUGH2 컴퓨터 코드의 입력 자료로 사용되었다.

KENTEX에서 측정된 압력 분포와 TOUGH2로부터 계산된 전압력(total pressure)의 대표적 비교 결과를 그림 2에 나타내었다. 이 비교는 KENTEX에서 본체의 바닥에서 높이가 0.68 m인 지점에서 측정된 압력 데이터에 대한 것이다. 측정된 전압력은 히터에 가까운 부분에서는 계산된 값보다 낮았지만, 히터에서 멀리 떨어져 본체의 외벽에 가까운 부분에서는 계산 값보다 높게 나타났다. 그러나 전체적으로는 측정된 전압력과 TOUGH2에 의해 계산된 값은 차이가 크지 않았으며, 상당히 잘 일치하였다. 이러한 결과는 TOUGH2가 KENTEX 내에서 가열과 지하수 포화에 따라 일어나는 시간에 따른 압력 분포 변화를 잘 모사할 수 있음을 보여 준다.

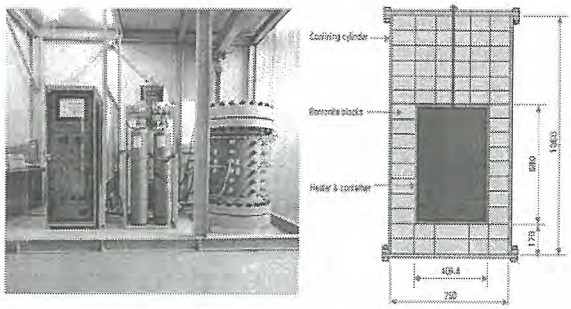


그림 1. KENTEX의 전경 및 본체 단면도

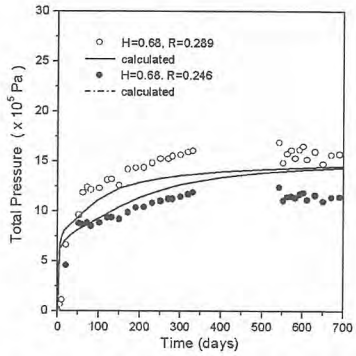


그림 2. 측정결과와 계산결과의 비교

3. 결론

고준위폐기물처분장 공학적방벽시스템을 모사한 공학적 규모 실증실험 장치인 KENTEX에서 일어나는 온도 상승, 지하수에 의한 완충재의 포화 및 이로 인한 압력 변화를 TOUGH2 컴퓨터 코드에 의해 해석하였다. 실험에서 측정된 전압력은 TOUGH2에 의해 계산된 값과 차이가 크지 않고 상당히 잘 일치하여, TOUGH2가 고준위폐기물처분장 공학적방벽시스템에서의 시간에 따른 압력 변화를 해석하는데 유용하다는 것이 입증되었다.

참고문헌

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

[2] Y. Mualem, "A new model for predicting the hydraulic conductivity of unsaturated porous media," Water Resour. Res., 12, 513 (1976).

근계영역 열역학적 거동 평가를 위한 KURT 현장 히터 시험

권상기, 김진섭, 조원진
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
kwonsk@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위폐기물에서 발생하는 방사성 붕괴열은 장기저장 시설 및 처분 시설의 열,수리,역학적, 화학적 안전성 및 안정성에 영향을 주기 때문에 시설의 설계 및 안전성 평가에서 중요한 인자이다. 본 연구에서는 암반에서의 열역학적 거동을 평가하고 모델링 기법의 검증에 활용할 자료를 획득하기 위해 시추공 히터시험을 실시하고 있다(Fig.1). KURT 연구모듈 벽면의 비교적 양호한 암반에 직경 11cm 이며 길이는 3.2m의 히터공을 천공하고 히터공 주변에 5m 길이의 15개의 관측공을 설치하여 히터가 설치된 구간의 2m 주변까지 측정이 가능하도록 하였다(Fig.2). 온도센서는 수직과 수평 양방향으로 0.3m, 0.6m, 0.9m 떨어진 지점에 수평으로 설치하였으며 응력센서는 히터공에서 약 50cm 지점에 설치하였다. 2007년 12월 시추공 히터시험이 본격 가동되었으며 2009년 10월 현재 히터온도 90°C 로 유지시키면서 암반 내 열-역학적 변화에 대한 관찰 및 분석이 실시되고 있다.

2. 암반 물성 평가

시험구간에서 회수된 암석코아를 이용하여 암석의 열역학적 물성이 측정되었다. 히터시험 구간에서의 암석 물성값은 표 1과 같다. 또한 시험 구간 주변에 절리 조사를 통해 시험 구간 주변에는 70도 이상의 고경사 절리가 대부분을 차지하고 있음을 알 수 있었다.

표 1. 히터시험 구간 암석 물성

		Mean	Min	Max
Specific gravity		2.65	2.55	2.74
E(10^5 kg/m^3)		5.62	2.88	10.1
Poisson's ratio		0.2	0.14	0.35
UCS (kg/m^2)		932	350	1580
Porosity (%)		0.747	0.07	1.87
P velocity (m/sec)		4666	3270	5950
S velocity (m/sec)		2449	1980	2880
Tensile strength (kg/m^2)		105	70	140
Thermal conductivity(w/m°C)		2.9(dry) 3.1(wet)	2.1 2.4	3.5 3.8
T.Exp. coeff (microstrain/°C)	20-50°C	6.77	2.03	10.36
	50-100°C	8.45	3.83	12.1
	100-150°C	9.98	5.94	14.5

Fig.1. KURT 현장 히터시험

Fig.2. 히터시험을 위한 시추공

3. 현장히터 시험

현장 히터시험에서는 히터 가열에 따른 암반온도 변화, 터널 벽면온도 변화, 대기 온도 및 습도 변화, 변위, 응력 변화가 자동 또는 수동으로 측정되고 있다(Fig.3). 계절에 따라 유입되는 공기 온도의 차이가 남으로써 터널 벽면에서의 온도도 계절에 따라 차이를 보이지만 터널 막장 부에서는 터널벽면의 연간 평균온도가 14°C 내외에서 비교적 일정하게 나타났다(Fig.4). 측정된 데이터는 암반의 열역학적 거동 평가를 위한 3차원 해석 결과와 비교되며 이를 통해 암반의 규모에 따른 열역학적 물성, 손상대 및 절리의 영향, 환기시스템이 암반의 열적 거동에 미치는 영향 등에 대한 평가에 활용될 예정이다.

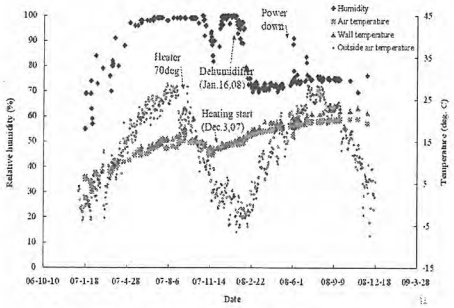


Fig. 3. 히터시험 측정 결과

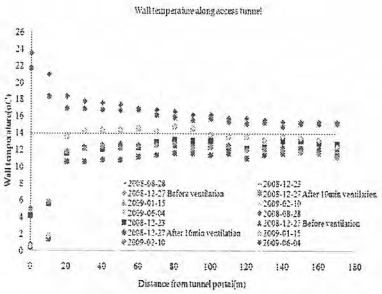


Fig.4. 암반 벽면 온도 변화

4. 결론

방사성 붕괴열이 지하처분장 근계영역의 열-수리-역학적 거동에 미치는 영향을 평가하기 위해 KURT 우측 연구모듈에서 현장 히터시험이 실시되고 있다. 본 연구에서는 시험 구간의 암석 물성과 불연속면의 분포 및 특성을 파악하였다. 측정된 암반 물성을 이용한 컴퓨터 시뮬레이션 결과와 현장시험을 통해 얻어진 결과에 대한 비교 분석되었다. 이를 통해 시추공 히터시험은 암반 내에 존재하는 절리와 환기시스템이 암반에서의 열역학적 거동에 큰 영향을 미침을 알 수 있었다. 향후 비정상 과열조건에서의 암반 열역학적 거동 및 환기시스템 변화에 따른 영향을 평가할 계획으로 있다. 본 현장 히터시험은 국내 최초의 현장 열-역학적 거동 평가시험으로써, 향후 암반에서의 열-역학적 거동에 대한 이해가 필수적인 사용후핵연료 중간저장, 고방열 폐기물의 장기저장, 지열개발, 이산화탄소 지중격리, 유류지하비축과 같은 지하공간 개발을 위한 연구에 활용될 수 있을 것이다.

탄성파를 이용한 암반손상대 평가법 개발을 위한 실내실험

정주환, 양형식, 최병희*, 송원경*, 조철현**
전남대학교, 광주광역시 북구 용봉로 333
*한국지질자원연구원, 대전광역시 유성구 과학로 92
**지하정보기술(주), 서울특별시 금천구 가산동 481-10 벽산디지털밸리II 321
coswin33@nate.com

1. 서론

굴착에 의해 필연적으로 발생하는 갱도주벽의 암반손상대(Excavation Damaged Zone, EDZ)는 암반의 수리적, 역학적 특성을 변화시켜 지하구조물의 안정성에 영향을 미칠 수 있기 때문에 이에 대한 정량적인 평가는 매우 중요하다. 이러한 암반손상대를 평가하기 위해 실험실 실험, 투수시험, 물리검층, 전자탐사, 보어홀 카메라를 이용한 방법(Sato et al., 2000 ; Cai et al, 2005 ; 장수호 외, 2000)등이 적용되었으나 보다 경제적이고 정량적인 평가법을 개발하는 것이 필요하다.

따라서, 본 연구에서는 탄성파를 이용한 암반손상대 평가방법 개발을 위해 실내 모델실험을 실시하여 이에 대한 평가가능성을 검증하였다.

2. 본론

지하 암반구조물의 갱도주벽의 손상대로 가정되는 구간에 얇은 두께(5mm)의 아크릴 블록들을 겹쳐가며 탄성파속도를 측정하고, 손상대 이후 무결암으로 가정되는 구간에 두께가 다른 블록들을 교체하면서 속도를 측정하여 손상대로 가정되는 부근에서의 탄성파 속도변화를 파악하고자 하였다(그림 1). 본 실험을 위해서 일본 OYO 사의 트랜스듀서(S Wave : 100kHz, P wave : 200kHz)를 이용하여 탄성파를 송수신하였으며, 오실로스코프(Lecory, Wave Surfer 44Ws)를 이용하여 파형을 획득하고 분석하였다.

본 실험을 통한 이상적인 결과를 살펴보면, 그림2에 제시된 바와 같이 손상대로 가정되는 구간까지는 블록이 겹쳐질수록 인공균열이 증가하여 탄성파속도가 점점 감소하며, 손상대 이후 무결암으로 가정되는 구간에서는 블록의 두께를 증가시키면서 교체할수록 탄성파속도가 증가하면서 무결한 단일 아크릴 블록의 원래 탄성파속도(V_{max})에 수렴한다고 할 수 있다. 이상적인 실험 결과와 비교하여 실제 실험결과를 살펴보면, 그림 3에 나타난 바와 같이 탄성파 주시곡선에서는 P파와 S파 성분 모두 손상대로 가정되는 부근에서의 변화양상을 정확히 파악하는 것은 다소 무리가 있다. 반면, 탄성파 속도 그래프(그림 4)에서는 그림 2의 이상적인 결과와 같이 P파와 S파 성분 모두 손상대로 가정되는 부분의 인공균열 증가에 따라 속도가 감소하였으며, 무결암으로 가정되는 부분이 증가할수록 속도가 증가했다. 조합시료의 총길이가 200mm를 넘을 경우 탄성파의 신호가 약해 파형을 분석하기가 어려워 단일 아크릴 블록의 원래 속도에 수렴하는 경향을 파악하기는 어려웠다. 또한, P파 성분에 비해 S파의 속도 변화양상이 더욱 명확하게 나타나고 있음을 알 수 있다. 따라서, 실제 현장에서는 S파를 발생시키고 분석하기 어렵다는 다소 어렵다는 단점이 있지만, 이를 해결한다면 S파를 이용하여 손상대를 평가하는 것이 보다 정확할 것으로 판단된다.

3. 결론

본 연구에서는 탄성파 전파 특성을 대한 이용한 암반손상대 평가방법 개발을 위해 실내 모델실험을 실시하여 평가방법에 대한 가능성을 검증하였다. 탄성파 주시곡선에서는 P파와 S파 모두 손상대로 가정되는 구간에서의 변화양상을 파악하기 어렵지만, 탄성파속도는 손상대로 가정되는 구간에서 속도가 감소함을 확인할 수 있었다. 특히, S파의 경우 변화양상이 더욱 명확하게 나타났으며, 이는 P파 속도 보다 S파 속도가 재료의 성질을 잘 반영한다고 할 수 있다. 따라서, 현장의 암반손상대 파악을 위해서는 S파를 이용하는 것이 보다 정확할 것으로 판단된다.

표 1. 실험순서

실험순서	개별블록 높이(mm)											조합시료 높이 (mm)	
1	5	5	5									15	손상영역
2	5	5	5	5								20	
3	5	5	5	5	5							25	
4	5	5	5	5	5	5						30	
5	5	5	5	5	5	5	5					35	
6	5	5	5	5	5	5	5	5				40	
7	5	5	5	5	5	5	5	5	5			45	
8	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5		50	
9	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	10	60	무결영역
10	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	20	70	
11	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	25	75	
12	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	30	80	
13	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	40	90	
14	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	50	100	
15	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	60	110	
16	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	70	120	
17	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	80	130	
18	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	100	150	
19	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	110	160	
20	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	120	170	
21	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	130	180	
22	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	140	190	
23	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	150	200	

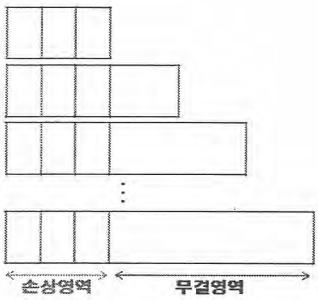


그림 1. 실내실험 모식도

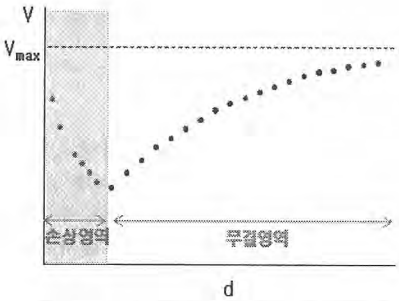


그림 2. 이론해(ideal result) 그래프

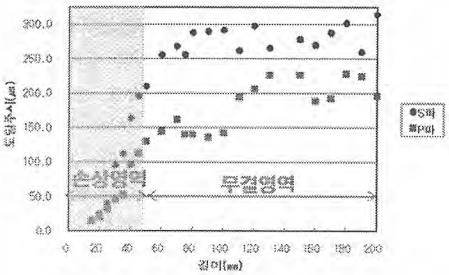


그림 3. 성분별 탄성파 도달주시

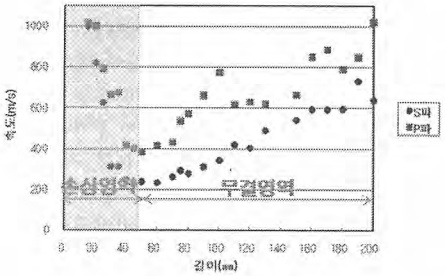


그림 4. 성분별 탄성파 속도

사사

본 연구는 지식경제부 기본사업인 '지하 복공식 에너지저장시스템 개발' 과제의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

1. 장수호, 신일재, 최용근, 이정인, "발파에 의한 터널 주변 암반의 손상영역 평가에 관한 연구", 한국지반공학회논문집, 19.5, 211-221 (2000)
2. Cai, M., "Assessment of excavation damaged zone using a micromechanics model", Tunnelling and Underground Space Technology, 20.4, pp. 301-310 (2005)
3. Sato, T., T. Kikuchi and K. Sugihara, "In-situ experiments on and excavation disturbed zone induced by mechanical excavation in Neogene sedimentary rock at Tomo mine, central Japan", Engineering Geology, 56, 97-108 (2000)

암반 절리의 거칠기와 절리 간극 크기 변화에 대한 그라우트 주입압 변화에 대한 수치해석적 연구

전기환, 류동우*, 김형목*, 박의섭*, 송재준
서울대학교, 서울특별시 관악구 신림동
*한국지질자원연구원, 대전광역시 유성구 가정동
york49@snu.ac.kr

1. 서론

그라우트의 주입은 절리군이 많이 포함된 암반의 강도를 강화시키거나, 지하수의 흐름을 차단하기 위한 목적으로 수행된다. 그라우트 주입 시에 쓰이는 cement paste는 Bingham 유체로서, 고유의 흐름 특성을 가진다. 이 연구에서는 전산유체역학 코드인 FLUENT를 이용한 수치해석을 통해, Bingham 유체로서의 그라우트의 유동을 모사해 보았으며, 그라우트 물질의 유동이 일어나는 암반 내 절리의 특성(간극 크기와 절리의 거칠기)이 그라우트의 주입에 어떠한 영향을 주는지 연구하였다.

2. FLUENT 이용한 그라우트 유동의 해석

2.1 Cement paste의 속도 profile

그라우트 주입 시에 사용되는 cement paste는 뉴턴 유체와는 달리, 항복응력의 물성을 가진다. 주입압에 의해 유체에 발생한 전단력이 이 항복응력보다 작은 부분에서는 strain rate 이 0의 값을 가지며, 속도 profile은 이 영역에서 plug의 형상을 가진다. FLUENT에서는 이러한 Bingham 유체의 유동 모사를 위해서 Herschel-Belkley 모델을 적용할 수 있다. 일단 FLUENT가 제공하는 Herschel-Belkley 모델이 그라우트 물질의 유동을 잘 모사할 수 있는지, 1992년 Hässler et al.에 의해 제안된 Bingham 유체의 유동 equation과 비교해 보았다. 왼쪽의 equation 1 ~ 4에 cement paste의 물성으로 항복응력을 1.3 Pa, 점성을 0.12 Pa · s을 대입하였으며, 그라우트 주입이 일어나는 채널의 형상은 길이 1 m, 간극 크기를 0.6 mm로, 주입압은 1 MPa의 값을 주었다. 이때 속도 profile 중 plug 부분에서의 최대 속도는 0.37 m/sec의 값을 가졌으며 이는 동일한 물성, 동일한 채널 형상과 주입압을 적용하여 FLUENT 해석을 했을 때의 속도 분포와 거의 일치하는 것을 알 수 있었다.

$$equation.1 \quad \frac{d\tau(z)}{dz} = -\frac{dP}{dx}, \quad Z = -\frac{\tau_0}{\frac{dP}{dx}}$$

$$equation.2 \quad -\frac{dP}{dx}\cdot Z - \mu_B \cdot \frac{dv}{dx} = -z\cdot\frac{dP}{dx}$$

$$equation.3 \quad v(z < Z) = v_{max} = \frac{1}{\mu_B}\frac{dP}{dx}\left(Z\frac{b}{2} - \frac{1}{2}Z^2 - \frac{b^2}{8}\right)$$

$$equation.4 \quad v(z \geq Z) = \frac{1}{\mu_B}\frac{dP}{dx}\left(\frac{1}{2}Z^2 - Zz + Z\frac{b}{2} - \frac{b^2}{8}\right)$$

2.2 3D 주입모드 해석과 실험실 test 결과 비교를 통한 FLUENT 해석의 신뢰도 검증

FLUENT 해석을 통해서 얻어진 결과의 신뢰도를 위해서 실제 실험실에서 행해진 실험(Håkansson, 1987)과 비교검증해 보았다. 1200×1000×15mm의 크기를 지니는 두 개의 plexiglass 판 사이에, 1×5mm의 크기를 가지는 채널들로 주입압에 따라서 유동이 일어날 수 있는 network를 구성하였다. 똑같은 크기의 메쉬를 FLUENT 전처리 프로그램인 GAMBIT을 이용하여 구성한 다음, 같은 물성과 경계조건을 대입하여 수치해석 하였다. 결과는 그림 1과 같다.(왼쪽: 수치해석 결과, 오른쪽: 실험실 test 결과)

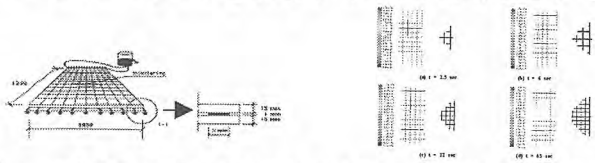


그림 1. 그라우트 주입의 수치해석과 실험실 test 결과의 비교검증

2.3 암반 절리 거칠기와 간극 크기 변화에 대한 그라우트 주입압의 변화

암반 절리의 거칠기 정도는 1979년 Tze & Cruden이 제안한 $Z_2 = [\frac{1}{M(Dx)^2}\sum_{i=1}^{M}(y_{i+1} - y_i)^2]^{\frac{1}{2}}$ 식에 의해서 정량화 될 수 있으며, 다음의 식 $JRC = 24.58 + 35.41 logZ_2$ 에 의해서 절리 거칠기 계수(JRC)와 연관지을 수 있다. 이 연구에서는 JRC 값이 2,3,6,8,10,12,14,16,18,20 인 경우에 대해 평균 간극 크기가 0.3, 0.6, 0.9

mm 인 절리를 발생시켰으며, inlet boundary에 3L/min의 그라우트를 주입할 때 요구되는 주입압의 크기를 수치해석을 통해서 알아보았다.

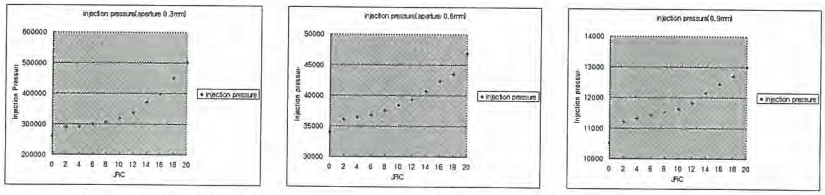


그림 2. 절리 거칠기와 간극 크기 변화에 대한 그라우트 주입압의 변화

해석 결과는 절리 간극 크기가 가장 작은 경우인 0.3 mm 인 경우, 절리 거칠기를 고려하지 않은 경우와 절리 거칠기 계수 JRC 값이 20인 경우의 주입압의 차이가 간극 크기가 0.6, 0.9 mm 인 경우보다 눈에 띄게 큰 것으로 나타났다. 절리 간극 크기가 0.3 mm 인 경우 절리면의 거칠기를 최고로 고려한 경우가 그렇지 않은 경우보다 분당 3 L 의 그라우트를 주입할 때 요구되는 주입압이 90 % 정도 더 큰 것으로 나타났다. 절리 간극 크기가 0.6 mm 인 경우에는 같은 상황에서 38 %, 절리 간극 크기가 0.9 mm 인 경우에는 23 % 의 주입압 증가를 나타내는 것으로 해석되었다.

3. 결론

본 연구에서는 비뉴어튼 유체인 Bingham 유체의 특성을 가지는 그라우트 물질의 유동 특성을 파악하기 위해 전산유체역학 코드인 FLUENT를 이용한 전산모델링을 수행하였다. FLUENT에서 제공하고 있는 Herschel-Belkley 모델과 이론식(Hässler et al.,1992)으로부터 얻은 각 속도 profile을 비교·검토하였으며, 적용 모델이 이론식과 잘 일치함을 확인하였다. 또한, 주입 모드의 타당성을 검증하기 위해 실험실 실험(Håkansson, 1987) 결과와 비교 검증한 결과, 각 주입 경과 시간에서의 그라우트 주입액의 확산이 거의 유사하게 이루어졌음을 확인하였다. 마이크로 채널의 성격을 가지는 암반 내 절리에서의 그라우트 유동은 절리의 거칠기와 간극 크기에 영향을 받으며, 이를 정량화하기 위해 다양한 거칠기와 간극을 가지는 절리에 대해 수치모델링을 수행하였다. 그 결과 절리의 간극이 작을수록 절리 거칠기 인자가 절리 내부를 통과하는 그라우트의 유동에 보다 많은 영향을 미치는 것으로 나타났다. 절리 간극과 절리 거칠기의 정보로부터 합리적인 차수 목적의 그라우팅 설계에 활용할 수 있다.

4. 참고문헌

1. Shinji Kobayashi, Real Time Grouting Control Method, Development and application using Äspö HRL data, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co., October 2008, Pages 11-14.
2. Lars Hässler, Ulf Håkansson, Håkan Stille, Computer-simulated flow of grouts in jointed rock, Tunnelling and Underground Space Technology, Volume 7, Issue 4, October 1992, Pages 441-446.
3. FLUENT User's guide, Ansys corporation.
4. Tahsin Engin, Umit Dogruer, Cahit Evrensel, Effect of wall roughness on laminar flow of Bingham plastic fluids through microtubes, Journal of Fluids Engineering, Volume 126, Issue 5, Technical briefs, September 2004, Pages 880-883.
5. Pekka Sarkka, P. Eloranta, International Society for Rock Mechanics, Rock mechanics: a challenge for society : proceedings of the ISRM Regional Symposium Eurock 2001, Espoo, Finland, 4-7 June 2001, Pages 217-222.
6. Kambiz Nazridoust, Goodarz Ahmadi, Duane H. Smith, A new friction factor correlation for laminar, single-phase flows through rock fractures, Journal of Hydrology, Volume 329, Issues 1-2, September 2006, Pages 315-328.
7. R.Tse, D. M. Cruden, Estimating joins roughness coefficients, Int. J. Rock Mech. Min. Sci. & Geomech. Abstr. Vol. 16, Pages 303-307.

5. 사사

본 연구는 건설교통부 산하 한국건설교통기술평가원의 해저시설물 차폐기술개발 연구단의 지원을 받아 수행하였습니다.

High pH 및 Low pH grout의 탄성계수 및 탄성파 속도 분석

김규원, 김진섭, 조원진
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1
romyykim@gmail.com

1. 서론

고준위 폐기물의 심지층 처분을 위해 처분장의 내구성을 고려하여 시멘트 물질의 사용이 불가피한 상황이다. 하지만 이러한 시멘트 물질의 사용은 높은 pH (>12.5)로 인하여 초염기성 상태를 유발하기 때문에 완충재 역할을 하는 벤토나이트나 주변 암반의 물리·화학적인 거동에 지대한 영향을 미친다. 이와 같이 시멘트를 사용함에 있어 pH의 영향을 높이 고려해야 하는 상황에서 Low pH 시멘트의 중요성은 더욱 부각되고 있다. 이러한 시멘트 물질은 또한 최소 10만년 이상의 초장기 노출을 목표로 하기 때문에 내구성 측면에 대한 상당 기간의 실증이 필요하다. 건설 재료를 평가하기 위해 많은 요소들이 고려되어야 하지만 그 중 stiffness, 즉 탄성계수는 빼놓을 수 없는 중요한 인자이다. 또한 이러한 탄성계수들과 깊은 관계를 가지는 것이 탄성파 속도이다. 본 연구에서는 FFRC (Free Free Resonant Column) 실험을 통하여 High pH (보통) grout와 Low pH grout의 탄성파 속도를 구하고, 건조시켰을 때와 포화되어있을 때에 따른 변화를 관찰함으로써, 시멘트 내에서 공극률과 공극내의 시스템 그리고 배합의 차이가 탄성파 속도에 어떠한 영향을 미치는지 알아보는 것이 목적이다.

2. 실험방법 및 결과

2.1 실험 setup 및 방법

시편의 배합은 표 1 과 같이 실행하였다. Low pH 시편의 경우 시멘트 이외에 실리카 퓸을 추가하는데 이는 콘크리트의 유동화적 특성을 변화시켜 블리딩과 재료분리를 감소시키고 또한 시멘트의 양을 상대적으로 줄임으로써 pH를 낮추는 장점까지 가지고 있기 때문이다. 실험의 순서는 다음과 같다. 직경 50mm, 높이 100mm인 시편을 제작하여 실에 매달아 양 끝단을 free-free 조건으로 만든 후에 한 끝단엔 작은 망치로 반대쪽 끝단에서 가해진 신호를 감지할 수 있는 가속도계를 부착한다. Time domain 신호를 오실로스코프로 수신한 후, FFT(Fast Fourier Transform)을 이용하여 frequency domain 신호로 변환한다. 이 때 peak 인 frequency를 first mode resonant frequency라 그러며 이를 first mode의 wavelength 즉 시편의 높이의 2배 (왕복거리)와 곱해주면 V_{rod}를 구할 수 있다. V_{rod}를 구하면 식 1, 2, 3을 사용하여 V_P, V_S, E, M, G 등을 구할 수 있다. 탄성파 속도 V_{rod}, V_P, V_S와 탄성계수 E, M, G 사이의 관계는 다음과 같이 정리 할 수 있다 [1].

$$V_{rod} = \sqrt{\frac{E}{\rho}}$$

식1. Vrod 와 E

$$V_P = \sqrt{\frac{(1-\nu)}{(1+\nu)(1-2\nu)}\frac{E}{\rho}} = \sqrt{\frac{M}{\rho}}$$

식 2. V_P와 E, M

$$V_S = \sqrt{\frac{1}{2(1+\nu)}\frac{E}{\rho}} = \sqrt{\frac{G}{\rho}}$$

식 3. V_S와 E, G

여기서, V_{rod}: Rod wave velocity, V_P: P-wave velocity, V_S: S-wave velocity, E: Young's modulus, M: Constraint Modulus, G, Shear modulus, ρ: density 그리고 υ: Poisson's ratio 이다.

표1. 그라우트 시편 배합비율 [2] (단위: kg/m^3)

	High pH	Low pH 1	Low pH 2
물(초유동화제 포함)	716	789	709
시멘트 (쌍용 마이셈 8000)	882	328	455
실리카 퓸 (Microsilica 940U)	0	226	313
초유동화제 (PNS ROADCON-SP)	7	8	12
Water-Binder ratio	0.81	1.02	0.92

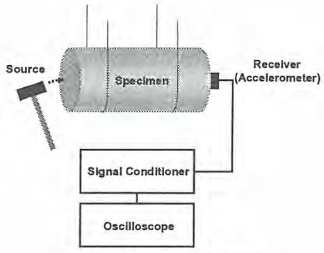


그림 1. Test setup

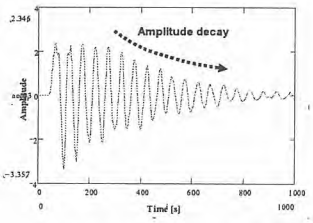


그림 2. Time domain 신호

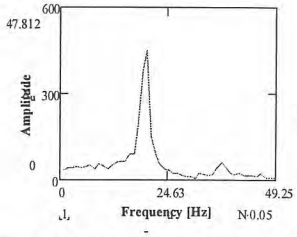


그림 3. Frequency domain 신호

2.2 실험 결과 및 고찰

실험을 통해 그림 4와 표2와 같은 결과를 얻을 수 있었다. HP 시편의 탄성파 속도는 LP 시편의 탄성파 속도보다 월등히 높은 수치를 보인다. 이는 탄성파가 입자, 물, 공기로 구성된 시스템 내에서 주로 입자 사이로 전파되기 때문에, 공극률이 작을수록 탄성파 속도는 더 크게 나타나기 때문이다. 또한 배합시 LP 시편의 경우 실리카 퓸의 첨가 없이 오로지 시멘트로만 배합이 이루어지기 때문에 건조밀도가 높아지고 그로인해 강도증가가 발생하여 탄성파 속도가 높아지는 것이다. 포화된 상태에서의 탄성파 속도와 공극률은 HP, LP2 그리고 LP1 순이다. 하지만 건조시킨 후에 탄성파 속도는 HP, LP1, LP2 순으로 나타났다. 이는 건조를 시키면서 LP2 시편에서 건조수축이 일어나면서 표면과 내부에 미세 균열들이 많이 발생하기 때문이다. 실험결과를 보면 건조된 상태에서의 탄성파 속도가 포화 되었을 때랑 비교했을 때 훨씬 작은 값을 보임을 알 수 있다. 이는 탄성파는 주로 입자 사이로 전파되지만, 입자가 아닌 부분 (공극) 내에서는 탄성파의 전파가 공기가 아니라 물을 통해 주로 이루어지기 때문이다. 따라서 공극 내에 물이 더 많을수록 탄성파 속도는 증가한다.

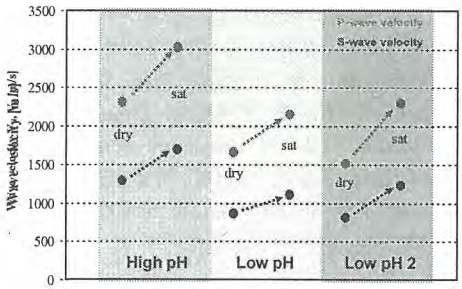


그림 4. FFRC 실험 결과

	Sat. HP	Dry HP	Sat LP1	Dry LP1	Sat. LP2	Dry LP2
V_{rod} [m/s]	2707.3	2064	1793.3	1387.3	1975.6	1303.8
E [GPa]	11.93	6.73	4.43	2.27	5.8	2.38
V_P [m/s]	3026.4	2307.2	2145.2	1659.6	2292.2	1512.7
V_S [m/s]	1698.7	1295.1	1103.7	853.4	1225.2	808.6
M [GPa]	14.9	8.43	6.3	3.3	7.8	3.2
G [GPa]	4.67	2.63	1.63	0.87	2.22	0.92
Damping ratio	0.023	0.027	0.023	0.044	0.025	0.053
Poisson's ratio, ν	0.27		0.32		0.3	
porosity	0.03		0.13		0.064	

표 2. FFRC 실험 결과

3. 결론

본 연구에서는 HP와 LP 그라우트의 탄성파속도와 탄성계수들을 각각 FFRC 실험을 통하여 산출해 내었고, 탄성파 속도가 배합비율, 포화도와 공극 내의 system에 따라서 어떻게 변하는지 알아보았다. 일련의 실험을 통하여 HP 그라우트에서 탄성파속도, 탄성계수가 월등히 높고, 공극률이 낮게 나오는 것을 알 수 있었다. 또한 LP1 과 LP2 시편을 나누어 비교하였으며, LP2 시편에서의 탄성파 속도가 포화도에 따라서 더욱 많이 차이나는 것을 알 수 있었다.

참고문헌

[1] Cha and Cho, Compression wave velocity of cylindrical rock specimens: Engineering modulus interpretation, JJAP, Vol. 46, No. &B, pp. 4497-4499, (2007)

[2] Orantie and Kuosa, Durability 2007 Injection grout investigations: Background description, (2008).

Drucker-Prager 모델을 이용한 압축벤토나이트의 일축압축특성 분석

임진규, 이재완, 조원진
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
jolee@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위폐기물처분장에서 완충재는 처분장 주위 암반으로부터 지하수의 유입을 차단하고, 폐기물로부터 지하수를 통해 유출되는 핵종 이동을 저지하며, 외부의 충격이나 역학적 변화로부터 처분용기를 보호하는 역할을 한다. 우리나라 고준위폐기물 기준처분시스템 (Korean Reference Disposal System)에서는 완충재 물질로 압축벤토나이트의 사용을 고려하고 있다. 이와 관련하여, 처분장 완충재의 역학적 거동 이해 및 설계 계산을 위해서는 압축벤토나이트의 압축특성 분석이 필요하다. 본 연구에서는 ABAQUS코드를 이용하여 Drucker- Prager (D-P)모델에 근거한 압축벤토나이트의 일축압축특성을 분석하고, D-P 모델 인자의 민감도 분석을 수행하였다.

2. Drucker-Prager모델 및 분석모형

Drucker-Prager모델은 일반적으로 Mohr-Coulomb 모델과 함께 압축압력의존적 항복을 보이는 흙이나 암과 같은 마찰재료들에 주로 사용되고 있는 모델로 인장항복강도보다 압축항복강도가 훨씬 크고 다입자 혼합체에 적용이 유리한 탄소성 모델이다. 압축벤토나이트의 건조밀도 1.6g/cm^3, 함습율 15%인 시료를 대상으로 하였다. 분석에 사용된 물성값은 일축압축시험 및 삼축압축시험으로 결정한 것으로, 탄성계수(E)는 471.81Mpa, 포아송비(υ)는 0.2, 점착력(c)은 0.73Mpa, 내부마찰각(φ)은 36° 이었다. 분석모형은 직경 5.4cm, 높이 10.8cm의 원통형으로 그림 1과 같다.

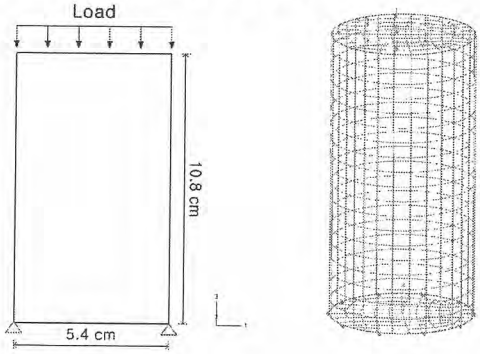


그림 1. 분석 모델

3. 해석 및 결론

압축벤토나이트의 일축압축특성은 하중변화에 따른 거동분석과 D-P 모델 인자의 민감도 분석으로 수행되었으며, 이를 위해 ABAQUS를 이용하여 분석모델의 수치해석을 실시하였다. 거동분석에서 입력한 하중은 분석모델의 상단부에 하중제어로 최대하중 2Mpa, 3Mpa, 5Mpa 까지 진행하였으며 하단부는 고정시켰다.

분석결과 (그림2 - 그림3), 최대하중에 따라 2MPa에서 0.423%, 3MPa에서 0.832%, 5MPa에서 1.089%의 변위가 발생하였고, 응력분포는 최대하중이 증가함에 따라 모델의 외벽쪽과 하단부에 응력집중이 발생하였다. 또한 그림 3을 통해 2MPa의 하중에서는 탄성변형만이 발생하였고, 3MPa의 하중을 가하자 항복점이 나타나고 소성변형이 발생하였으며, 5MPa의 하중상태에서는 소성변형이 증가하였다.

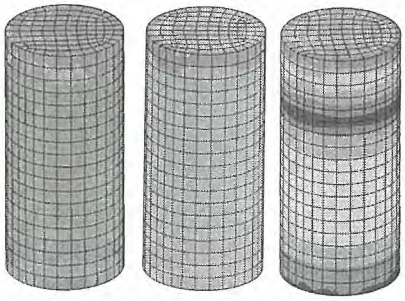


그림 2. 각 하중 별 응력 분포

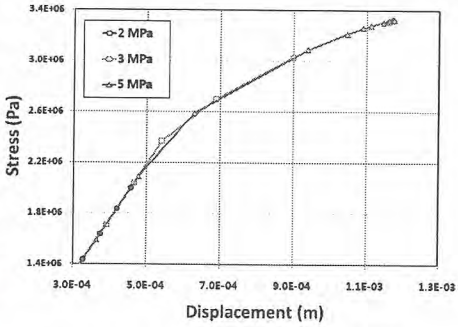


그림 3. 하중별 응력-변위 그래프

D-P 모델의 인자의 민감도 분석은 D-P 모델의 인자 중에서 K와 ψ인자의 값을 변화 시키면서 실시하였다. K는 삼축압축항복응력과 삼축인장항복응력의 비(Flow stress ratio)로서 항복면에 대한 중간 주응력의 값의 의존을 결정하는 인자이고, ψ는 팽창각(Dilation Angle)으로 소성경화(Hardening) 상태에서의 모델의 거동에 영향을 주는 인자이다.

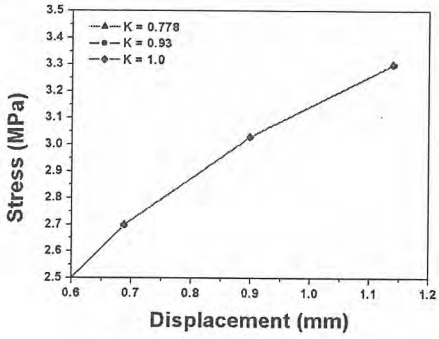


그림 4. K인자의 민감도

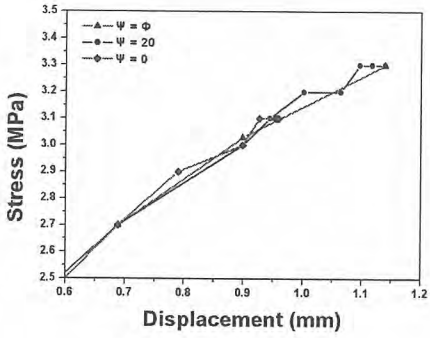


그림 5. ψ인자의 민감도

분석결과 (그림4 - 그림5) K값은 0.778, 0.93, 1.0으로 변화시켰음에도 불구하고 응력-변위거동에 거의 영향을 주지 않았으나, ψ값은 Φ°, 20°, 0°로 변화시킴에 따라 일정이상의 높은 응력단계에서 응력-변위 거동과 모델해석에 영향을 미치는 것을 확인할 수 있었다.

과열조건(over-heating condition)에서의 완충재 블록 열-수리-역학적 거동

이제완, 조원진
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
jolee@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원은 고준위폐기물 처분기술개발의 연구결과로서 한국형기준처분시스템 (Korean Reference disposal System)을 제안한 바 있으며, 완충재 블록의 열-수리-역학적 거동 실증을 위해 엔지니어링 규모의 KENTEX 실험을 수행해 오고 있다. KENTEX 실험은 2006년부터 2008년까지 1단계 정상가열조건 (normal heating condition, 90℃)에서의 실험을 수행하였고, 현재는 2단계 과열조건 (120℃)에서의 실험이 수행되고 있는데, 본 논문에서는 과열조건에 대한 완충재 블록의 열-수리-역학적 거동을 소개하고자 한다.

2. KENTEX 실증실험

KENTEX 실험장치는 KRS 공학적방벽시스템의 1/3 크기로 설계.제작된 엔지니어링 규모의 장치이다. 압력실린더, 가열시스템, 완충재블록, 수화시스템, 센서/기기, 히터제어시스템/데이터수집시스템, 프레임구조물 등의 하드웨어와 실험장치를 모니터링 및 제어하고 또한 센서로부터 나오는 신호를 계측하고 수집.분석하는 운영프로그램으로 구성된다 (Fig. 1). 총 176개의 블록이 채워진 압력실린더 내 완충재 블록의 건조밀도는 1.5 Mg/m^3, 초기 수분함량은 13 %이였다. 지하수는 KURT (KAERI Underground Research Tunnel) 심부지하수를 사용하였으며, 5기압으로 가압하여 압력용기 실린더의 둘레면으로 공급되게 하였으며, 실린더의 상부와 하부방향으로는 공급되지 않도록 하였다. 히터의 제어는 programmable logic circuit 방식으로 수행하였으며, 완충재블록과 히터 경계면에서의 온도는 정상가열조건에서의 실험이 종료된 시점에 히터에 공급되는 전력을 더 높여 120℃를 유지하게 하였다.

3. 실험결과 및 결론

과열조건에서의 KENTEX실험이 진행되는 동안, 히터 전력 (electric power)은 약 360 W로 공급되었고, 완충재 블록과 히터 경계면에서의 온도는 120±2℃로 유지 되었다. 실험장치가 설치된 실험실의 온도는 25℃로 유지되었다. 그리고 압력용기로 공급되는 지하수의 압력은 5기압으로 일정하게 유지되었다.

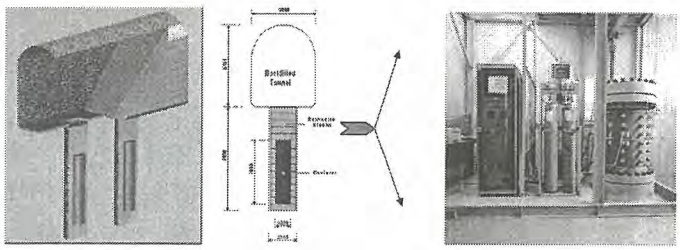
완충재블록의 열적 특성 (Fig. 2(a))으로, 히터와 완충재블록 경계면에서의 온도를 90 ℃에서 120 ℃로 올리는 데에는 1.5일정도 소요되었다. 과열조건에서 열전대 (thermocouple)로부터 수집된 완충재블록 내 온도는 정상가열조건 실험에서와 같이 히터의 전력에 민감하였지만, 비교적 안정적이고 균일성 (uniformity)을 보였다. 시간에 따른 온도변이는 모든 측정지점에서 비슷한 패턴을 보였으며, 120 ℃로 가열한 후 얼마 지나지 않아 거의 일정한 값을 유지하였다. 측정온도는 히터에 가까울수록 높고 멀어질수록 낮은 값을 보였으며, 반경방향의 경우 안쪽이 바깥쪽보다 높은 온도분포를 보였다. 축 방향으로는 가운데가 가장 높고 그 다음 아래쪽, 위쪽 순의 온도분포를 보였다. 압력용기의 축방향과 수직인 벤토나이트블록의 단면에서 동일한 반경에 위치한 센서에서의 온도 값은 거의 차이가 없었고 대칭성 (axis-symmetry)을 보였다.

완충재블록의 수리특성 (Fig. 2(b))은 높이 0.34 m, 반경 0.246 m에 위치한 습도센서로부터 수집된 상대습도 (relative humidity) 데이터를 바탕으로 조사되었다. 과열조건에서 얻은 진 상대습도는 온도 상승에 상관없이 정상가열조건 때와 같이 거의 100%에 가까운 포화상태의 값을 보였다. 벤토나이트의 건조밀도가 1.5, 공극율 0.46 임을 감안하면, 벤토나이트 블록의 수분함량은 거의 32 %에 가까운 값을 가질 것으로 예상되었다. 그림 2(b)의 상대습도 변이곡선의 중간에서 상대습도 값이 비정상적으로 변하는 부분이 있는데, 이것은 전기적 노이즈에 의해 발생된 것으로 판단된다.

완충재블록의 역학적 특성 (Fig. 2(c))으로, 과열조건에서 측정한 압력값(total pressure)은 비교적 안정적이고 균일성을 보였으며, 히터-완충재블록 경계면에서의 온도를 90 ℃에서 120 ℃로 올렸을 때, 압력값은 온도를 올릴 동안은 증가하다가, 온도가 120 ℃에 도달한 이후에는 얼마동안 감소하다가 거의 일정한 값을 보였다. 정상가열조건에서의 측정값과 비교했을 때, 온도 증가에 따른 완충재블록과 지하수의

열팽창으로 인해 약간 증가하는 하였으나 두드러진 변화는 보이지 않았다. 과열조건 실험 동안 완충재블록 내 각 압력센서로부터 측정된 압력값은 정상가열조건에서의 것과 비슷한 분포를 보였으며, 이것은 온도 증가가 벤토나이트블록의 팽윤압에 미치는 영향이 크지 않기 때문으로 판단된다.

본 실증실험의 운전경험과 이 실험에서 얻어진 과열조건에서의 완충재블록 열-수리-역학적 거동 실험데이터는 향후 KURT에서 수행될 현장시험과 KRS 공학적방벽시스템의 설계에 기초자료로 활용 될 것이다.



(a) (b)

Fig. 1. KRS의 공학적방벽시스템 개념도(a) 및 KENTEX실험장치(b).

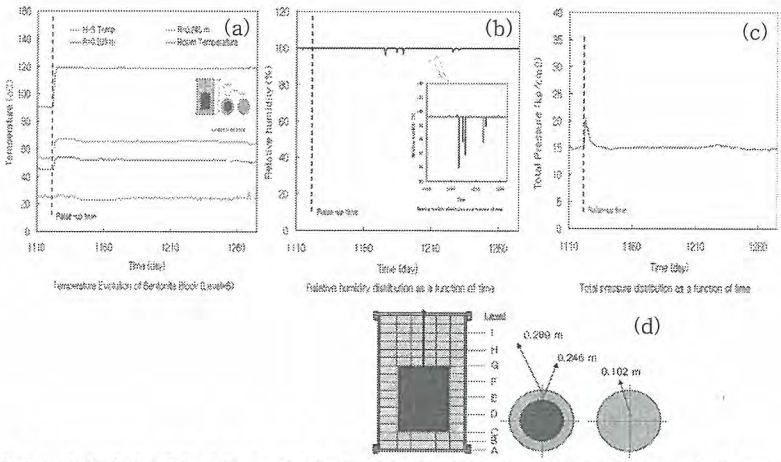


Fig. 2. 과열조건에서의 완충재블록 열-수리-역학적 거동: (a) 온도분포, (b) 상대습도 분포, (c) 압력분포, (d) 측정센서 위치.

국산 벤토나이트 완충재의 팽윤압 측정

이지현*, 이민수, 최희주, 최종원
*과학기술연합대학원대학교(UST), 대전광역시 유성구 과학로 113번지
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
ezhyeon@kaeri.re.kr

Ⅰ. 서론

고준위폐기물처분장에서 완충재는 지하 처분공과 처분용기 사이의 공극을 최소화하고, 주위 암반의 균열을 메워, 지하수나 핵종의 이동을 억제하는 역할을 한다. 완충재가 밀봉역할을 제대로 하기 위해서는 팽윤능이 커야하지만, 다른 한편으로는 처분용기와 주위 암반에 과도한 부하를 주지 않도록 팽윤압이 적정하게 유지되어야한다. 본 연구에서는 국내 고준위처분장의 완충재로 고려되고 있는 경주산 국산 벤토나이트의 팽윤압을 측정하고, 그 특성을 관찰하였다.

Ⅱ. 실험

1. 팽윤 원리

벤토나이트는 몬트모릴로나이트(montmorillonite)를 주 구성성분으로 하고 석영(quartz), 장석(feldspar), 불석(zeolite), 탄산염(carbonate), 철산화물(iron oxide), 유기물(organic matter) 등을 부구성광물로 하는 점토이다. 물과의 접촉 시 벤토나이트의 팽윤특성은 몬트모릴로나이트에 의해 결정된다. 몬트모릴로나이트(montmorillonite)는 스멕타이트(smectite)를 그룹명으로 하는 점토광물로서, 2개의 SiO_2 사면체 엽상면 사이에 알루미늄(또는 철, 마그네슘)을 갖는 $Al(OH)_2$ 팔면체 엽상면이 끼인 단위입자들이 집적된 형태로 존재한다.

벤토나이트의 중간층에서 발생하는 전하의 불균형으로 인하여 벤토나이트 각층의 모서리는 양성(+), 표면은 음성(-)이 존재하는 양극성이 띄게 되며, 이 양극성으로 인하여 물분자를 끌어당겨 흡착하게 되며 이 물분자는 다시 더욱더 많은 물분자를 끌어당기게 되어 벤토나이트 층간의 공간으로 물분자가 흡착, 판구조로 되어 있는 벤토나이트 구조가 하우스 구조로 변화하게 되어 부피가 증가한다.[1]

2. 재료 및 물질

벤토나이트는 우리나라 경주 지방에서 산출된 벤토나이트 원광을 건조, 분쇄한 다음 200 메쉬 ASTM 망체를 통과시킨 분말을 압축하여 사용하였다. 벤토나이트의 팽윤특성 규명을 위해 실험에 사용된 물은 증류수(distilled and deionized water)였다.

3. 실험 장치

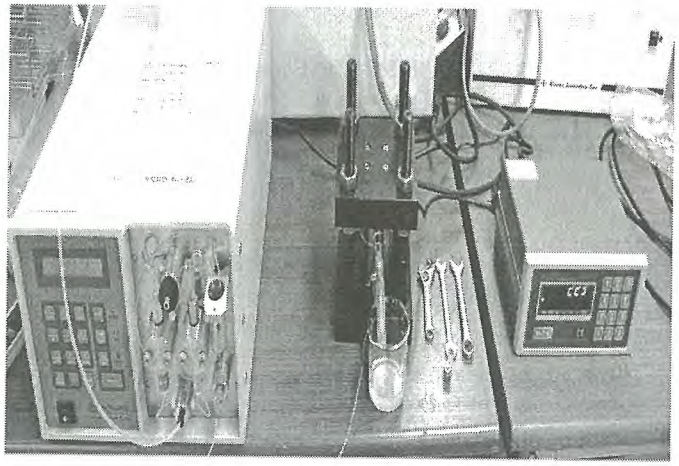


그림 1. 팽윤압 측정 장치

팽윤압 측정에 사용되는 실험 장치는 크게 팽윤장치, 수공급 펌프, 팽윤압 출력장치로 구성된다. 또한 온도 조건의 변화를 위해 팽윤장치를 온도 조절이 가능한 항온챔버 내에 설치하였다.

팽윤장치는 압축벤토나이트를 내부식성 티타늄 금속용기에 넣고 물을 공급하여 팽윤하도록 하였으며, 팽윤된 벤토나이트가 외부로 나가지 못하도록 티타늄 필터를 상하면에 장착하였다. 벤토나이트 팽윤에 의해 형성된 팽윤압은 상단에 설치된 Load cell에서 감지된다. 수공급 펌프는 고압용 HPLC 펌프로서 팽윤장치 밑면의 수로를 통해 100psi의 수압으로 물을 공급한다. Load cell에서 감지된 압력은 팽윤압 출력장치를 통해 수동으로 읽는다. 사용된 시편은 직경 30㎜, 높이 10㎜ 압축 블락 2개로서 팽윤장치 내부 부피에 대해서 1.6g/㎤의 건조밀도를 가지도록 삽입하였다. 한편 나열된 팽윤압 측정 장치 사진을 그림 1에 나타내었다.

4. 결과

그림 2는 상온에서 압축 시료의 시간에 따른 팽윤압 변화를 나타낸 것이다. 이 그림에서 보는 바와 같이 압축시료의 팽윤압은 물과 접촉한지 얼마 지나지 않아 급격히 증가하며 피크를 보이다가 일정 시간이 경과한 뒤로는 거의 일정한 값에 도달하였다.

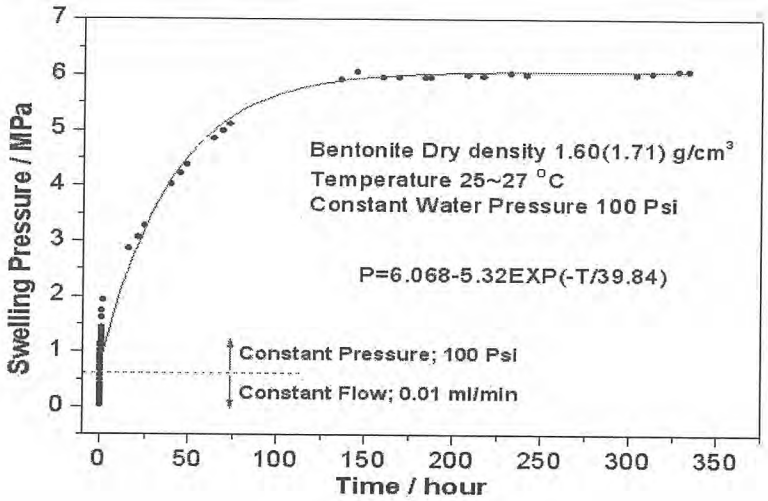


그림 2. 시간에 따른 팽윤압 변화

Ⅲ. 결론

경주산 국내 벤토나이트가 물과 접촉하여 상온에서 6MPa의 충분히 높은 벤토나이트의 팽윤압이 작용하는 것을 실험으로 알 수 있었다. 이러한 벤토나이트의 팽윤 특성이 상온 외에 온도 변화에 따라 그 특성이 어떻게 변화하는 지에 대해 평가한다면, 앞으로 고준위폐기물처분장 개념 설계에 유용하게 활용될 수 있을 것이다.

참고문헌

1. Hideo Komine,. "Simplified evaluation for swelling characteristics of bentonites", Engineering Geology 71 (2004) 265-279

환원방법에 의한 Birnessite의 합성 및 흡착 특성

강광철, 김승수, 백민훈
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
kckang@kaeri.kr

1. 서론

처분장에 처분된 방사성폐기물은 그 독성이 매우 낮아질 때까지 장기간 인간 생태계로부터 격리되어야만 한다. 그러나 지하수의 유입으로 처분장 안에 들어있던 여러 가지 핵종들이 지하수와 화학적 평형을 이루게 되어 일부의 화학종들이 유출될 수도 있다. 이를 방지하기 위하여 핵종의 이동을 지연시키기 위한 연구가 세계적으로 진행되고 있는데, 본 연구에서는 최근 새롭게 대두되고 있는 흡착능이 뛰어난 물질로 알려진 birnessite를 이용하여 우라늄과 코발트 흡착능을 측정함으로서, 향후 방사성처분장의 완충재 첨가제로서 사용가능성을 타진하고자 하였다.

2. 실험 및 결과

본 연구에서 사용한 birnessite들은 염산에 의한 망간의 환원방법으로 제조하였으며, 기존의 다른 방법으로 제조한 birnessite와 비교하였다 (**Fig. 1**). 제조된 각각의 birnessite는 77K에서 상대압력(p/p_o)에 따른 질소의 흡탈착을 측정하여 흡착등온선을 구하였다. 그 결과를 IUPAC 기준에 따라 분류하면 가역적 Type Ⅲ 등온선을 나타내었다. 이 흡착선의 특징은 등온선이 오목한 형태를 취하고 있으며 다분자층 흡착의 한 형태로서 일반적이지는 않으며, 흡착제와 흡착물질 사이의 인력이 흡착에 중요한 역할을 하는 형태이다. Birnessite에 의한 우라늄 및 코발트의 흡착실험은 농도가 100 mg/L이 되도록 용액을 각각 조제하였다. 이 용액들에 고체와 액체 비율이 1:100이 되도록 birnessite를 각각 넣고, 상온에서 교반하면서 7일동안 반응시켰다. 그 후 반응전후의 우라늄 및 코발트 농도를 ICP-AES(inductively coupled plasma-atomic emission spectroscopy)로 분석하여 흡착량 및 분배계수를 구하였다. 제조한 birnessite들 중 K-birnessite의 흡착능이 가장 크게 나타났는데 (**Fig. 2**), 이 birnessite의 분배계수 측정값이 우라늄의 경우 13,800 mL/g, 코발트의 경우 4,800 mL/g으로 나타났다.

3. 결론

환원방법으로 birnessite들을 합성하여 질소 흡착특성을 확인하였으며, 이들을 이용하여 우라늄과 코발트의 흡착 실험을 실시하였다. 그 결과, K-birnessite의 분배계수가 다른 형태의 birnessite에 비해 높게 나타났으며, 우라늄이 코발트에 비해 약 2.5 배 크게 흡착하였다.

참고 문헌

1. 최종원외, ''고준위폐기물 처분기술개발" 한국원자력연구원, KAERI/PR-2765/2006
2. 강광철,외, "합성 방법에 따른 Birnessite의 요오드 흡착특성" 2009 한국방사성폐기물학회 춘계학술대회 논문요약집.
3. 강광철외, "Synthesis and characterization of K-birnessite" The 9th Asian conference on analytical sciences.
4. Mckenzie, R. M. *Mineralogical. Magazine.* **1971**, 38, 493.
5. IUPAC *Pure. Appl. Chem.* **1985**, 57, 603.
6. Feng, X. H.; W. F.; Liu, F.; Wang, J. B.; Ruan, H. D. *Chem. Mater.* **2004**, 16 ,4330.

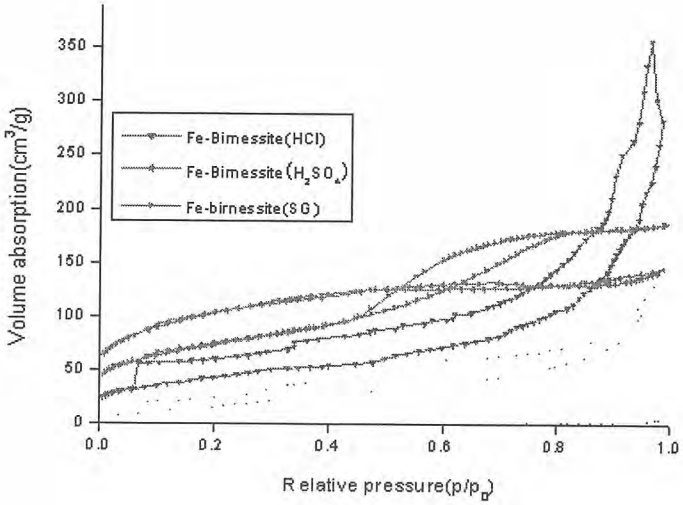


Fig. 1. Adsorption-desorption isotherm curves of nitrogen on the Fe-birnessite.

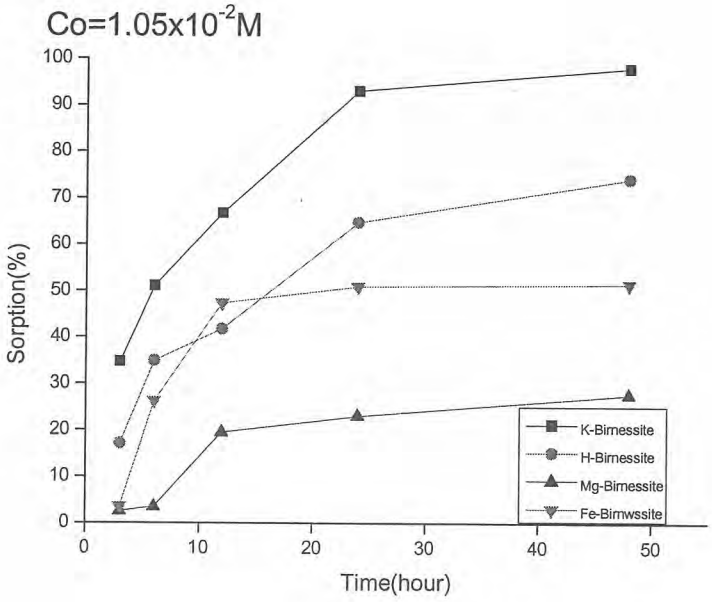


Fig. 2. Sorption of cobalt on the birnessites as a function of reaction time.

Mn-Montmorillonite를 이용한 지하수 내 방사성 핵종의 제거: 칼럼 실험

이남경, 박연진, 권미경*, 신원식, 최상준
경북대학교, 대구광역시 북구 산격동 1370번지
*한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1번지
lnkyung@knu.ac.kr

1. 서론

자연적으로 발생되어진 방사성 핵종에 의한 지하수의 오염 사례가 국내외에서 보고되고 있으며, 가까운 장래에 있을 원자력 발전시설의 해체를 통한 지하수의 방사성 오염 및 방사성 폐기물의 저장 용량 포화 상태로 인해 발생할 수 있는 방사성 폐기물로 인한 지하수오염 방지기술 개발이 시급한 실정이다. 따라서 본 연구에서는 지하수 오염원으로서의 방사성 핵종(Co, Sr, Cs)을 처리할 수 있는 최적의 투수성 반응벽체(PRB, permeable reactive barrier) 충진 물질을 선정하고, 개발된 충진 물질을 이용하여 현장 모사 실험인 칼럼 실험을 통하여 방사성 핵종으로 오염된 지하수의 처리 기술을 개발하는 것을 목표로 하였다.

2. 실험방법 및 결과

본 연구에서는 칼럼을 이용하여 연속식 조건에서의 Mn-PILC(Mn-Montmorillonite Pillared Clay)을 모래와 1:3의 비율로 혼합하여 칼럼에 채운 후 실험을 진행하였다. 망간 산화물을 이용한 Montmorillonite의 개질에는 $MnCl_2$와 NaOH가 사용되었다[1,2]. 칼럼에 주입된 방사성 핵종 용액은 자연 상태와 유사한 모의 지하수와 pH 6으로 고정하기 위해 0.05M MES buffer(2-[morpholino]ethanesilfonic acid)를 혼합하여 주입하였다. 단일성분 방사성 핵종 흡착 칼럼실험에서 각 방사성 핵종용액의 농도는 Co 0.5mM, Sr 0.5mM, Cs 0.5mM로, 다성분 방사성 핵종 칼럼실험에서 코발트, 스트론튬, 세슘이 동시에 함유된 용액의 농도는 각 1mM로 제조하였다. 제조된 유입수는 일정한 유량(0.1mL/min)으로 정량펌프를 이용하여 상향(upflow)으로 칼럼에 주입하였고, 배출되는 유출수는 0.2㎛ membrane filter(Watman, Cellulose Nitrate Membrane Filter, ∅=0.25㎜)를 이용하여 여과한 후 ICP-OES(PerkinElmer Co. Optima 2100DV, USA)를 이용하여 방사성 핵종의 농도를 분석하였다. 각 방사성 핵종의 파과곡선(breakthrough curve) 실험결과와 칼럼 내 방사성 핵종의 전달현상을 설명하기 위해 CXTFIT 모델을 적용하였다. CXTFIT 모델 내 포함된 이동계수, 확산계수 등의 매개변수들을 추정하기 위해 단일 방사성 핵종의 흡착과 다성분 방사성 핵종의 흡착 실험의 데이터를 이용하였다. CXTFIT 모델의 이론 계산치는 비선형 최적화 방법으로 single-region과 two-region 모델로 curve fitting한 결과를 함께 나타내었다[3].

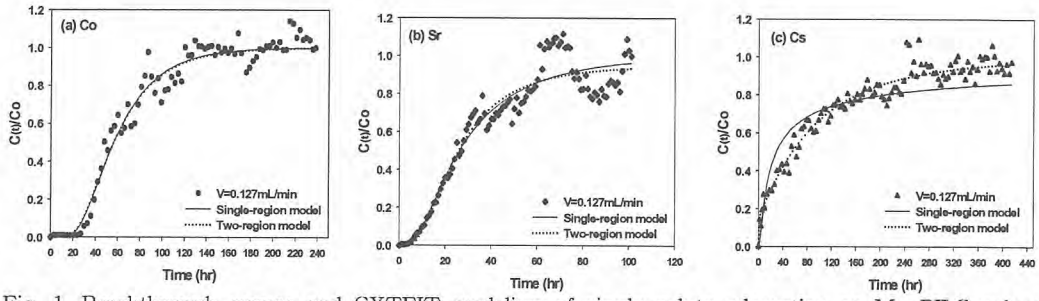


Fig. 1. Breakthrough curves and CXTFIT modeling of single-solute adsorption on Mn-PILC column (a) cobalt, (b) strontium and (c) cesium

단일성분 방사성 핵종에 대한 Mn-PILC 충진 칼럼실험(Fig. 1)에서 코발트, 스트론튬과 세슘의 파과시간($C_{(t)}/C_0$=0.05)은 각 30시간, 7시간, 1시간으로 나타났다. 각 핵종의 50%의 제거에는 66시간, 28시간, 54시간이 소요되었다. 코발트는 소모점($C_{(t)}/C_0$=1)이 5.3일, 스트론튬은 2.5일, 세슘은 10일에 이른 이후 초기농도와 유사하게 계속 유출되었다. 코발트, 스트론튬, 세슘 모두 실험결과와 single-region, two-region

모델로 curve fitting한 결과가 서로 잘 일치 하였다(R^2>0.82).

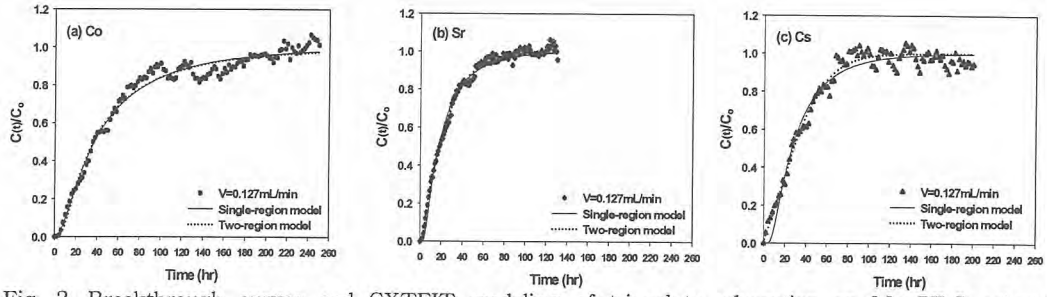


Fig. 2. Breakthrough curves and CXTFIT modeling of tri-solute adsorption on Mn-PILC column (a) cobalt, (b) strontium and (c) cesium

다성분 방사성 핵종에 대한 Mn-PILC 충진 칼럼실험에서 코발트와 스트론튬의 경우 파과시간은 각 7시간, 3시간, 2시간으로 나타났으며 각 36시간, 19시간, 26시간까지 50%의 제거율을 유지하였다. 코발트는 소모점이 9.1일, 스트론튬은 3.7일, 세슘은 3.25일에 이른 이후 초기농도와 유사하게 계속 유출되었다. 코발트, 스트론튬, 세슘 모두 실험결과와 single-region, two-region 모델로 curve fitting한 결과가 서로 잘 일치 하였다(R^2>0.96).

3. 결론

단일성분 방사성 핵종 제거 칼럼 실험에서는 스트론튬, 코발트, 세슘 순으로 포화되었다. 다성분 방사성핵종 제거 칼럼 실험에서는 스트론튬, 세슘, 코발트 순으로 포화되었다. 단일성분 방사성 핵종 제거 실험에서는 용액의 농도를 0.5mM로 제조하여 수행 한 것에 비해 다성분 방사성 핵종 용액은 1mM의 농도로 제조하여 더 빠른 시간에 파과점에 도달 했다. 따라서 본 연구를 통해 방사성 핵종으로 오염된 지하수 처리에 Mn-PILC를 적용 하는 것이 적합하다고 판단된다.

4. 참고문헌

[1] Khraisheh, M. A. M., Al-degs, Y. S., Mcminn, W. A. M., Remediation of wastewater containing heavy metals using raw and modified diatomite, Chem. Eng. J., 99(2), 177-184, 2004.

[2] Al-degs, Y., Khraisheh, M. A. M. and Tutunji, M. F., Sorption of lead ions on diatomite and manganese oxides modified diatomite, Wat. Res., 35(15), 3724-3728, 2001.

[3] N. Toride, F. J. Leij, and M. Th. van Genuchten, The CXTFIT Code(version 2.1) for Estimating Transport Parameters from Laboratory or Field Tracer Experiments, Research Report No. 137, 1995

사사

본 연구는 한국연구재단(교육과학기술부)의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다 (과제번호: M20709005401-07B0900-40110).

KURT 지하수 내 혐기성 미생물의 배양 기술 및 응용

오종민, 이승엽, 백민훈
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
ohjm@kaeri.re.kr

1. 서론

지구상에 생명체가 처음 존재하기 시작한 후부터 현재에 이르기까지 미생물은 가장 많은 생물량(biomass)을 차지하였고 지구화학적 원소 순환에 있어 결정적인 영향을 미치는 것으로 여겨지고 있다. 또한 미생물에 의한 광물 용해/형성 작용은 지표하부에서 발생하는 다양한 탄소, 질소, 인 및 황 등의 순환과정에 영향을 미치고, 원소의 광역적, 국지적 거동을 조절하며, 광물을 형성시키고 금속이온을 농집시켜 이차광물을 형성함으로서 대규모 금속광상 형성에 직접적인 원인을 제공하고 있으며 유독성 중금속 또는 유기화합물의 독성이나 이동도를 감소시킬 수 있다. 본 연구에서는 고준위 폐기물 지하처분 연구시설인 KURT (Kaeri Underground Research Tunnel) 지하수 내의 혐기성 미생물의 배양 기술 및 응용에 대해 알아보고자한다.

2. 지하수의 채취

KURT 지하수 내 존재하는 미생물을 배양하기 위하여 대전 한국원자력연구원 내부에 위치한 방사성 폐기물 처분 연구를 위한 지하연구시설(KURT)내 약 80 m 아래 지하에서 지하수 시료를 채취하였다. 채취 즉시 혐기성 상태를 유지하기 위하여 Head Space없이 고무마개(Lubber Stopper)로 Serum Bottle을 밀봉한 후 실험실로 옮겼다.

3. 미생물 성장배지와 배양

미생물은 배양액의 조성을 다르게 하여 철환원 미생물과 황산염환원 미생물로 나누어 배양하였다. 철환원 미생물을 배양하기 위한 성장배지의 제조방법은 다음과 같다 (Phelps et al., 1989). 2 ℓ 삼각플라스크에 증류수 1 ℓ를 넣고 삼각플라스크를 가열식 자력교반기 (Hot plate & magnetic stirrer)에 올려놓은 다음 stir bar를 돌리면서 Table 1의 시약을 넣어주었다. 시약을 다 넣고 가열을 하여 화학약품을 완전히 용해시켰다. 다음으로 성장배지의 온도가 다시 내려갈 때까지 질소로 퍼징 (purging)을 하였다. 이는 혐기성 상태를 만들어 주기 위함이다. 성장배지를 100 ㎖씩 나누어 담기위해 125 ㎖ serum bottle을 질소로 퍼징하여 미리 혐기성상태를 만들어 준 뒤 성장배지 100 ㎖씩을 넣고 산소가 들어가지 않게 밀착해서 마개를 닫았다. 마지막으로 멸균 테잎을 붙이고 압열멸균기를 이용하여 121℃, 100kPa에서 15분간 멸균처리를 하였다. 황산염환원 미생물을 배양하기 위한 성장배지의 제조방법은 다음과 같다. Serum bottle과 해수를 멸균 시켜 Table 2의 시약을 넣고 질소 퍼징을 30분 해준다. 30분이 지나면 Iron Sulfate 5 mM 과 Bicarbonate 5 mM을 첨가하고 1분 후 질소퍼징을 마치고 마개를 닫는다. 이러한 과정을 통해 만든 미생물 성장배지에 지하수 시료를 약 3 ml를 채취하여 Clean Bench에서 접종시켜 Incubator에서 30℃로 배양하면 미생물을 배양시킬 수 있다. 배양 전과 배양 후의 모습은 Fig. 1.에 나타내었다.

Table 1. Components of media for metal reducing bacteria

Component	g(mℓ)/ℓ
$NaHCO_3$	2.5
$CaCl_2 \cdot 2H_2O$	0.08
NH_4Cl	1.0
$MgCl_2 \cdot 6H_2O$	0.2
NaCl	10
HEPEs (30 mM)	7.2
Yeast Extract (Difco)	0.5
Trace mineral (x10)	10
Vitamins (x10)	1

Table 2. Components of media for sulfate reducing bacteria

Component	g(mℓ)/ℓ
Vitamins (x10)	1
Trace mineral (x10)	10
Resazurin	0.1
Ammonium chloride	0.1 M
Sodium phosphate	0.1 M
Sodium thiosulfate	0.1 M
Sodium sulfite	0.1 M

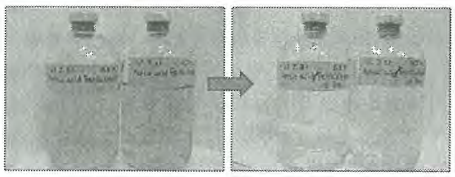


Fig. 1. Reduction of Fe(III)-citrate by metal reducing bacteria enriched from KURT groundwater

4. 결론

이러한 미생물 배양 기술을 이용하여 경주 방폐장이나 향후 건설 될 고준위 방폐장의 장기적인 안전성에 미치는 혐기성미생물-지하매질-핵종원소 간의 상호작용 연구를 통하여 국내 처분시설과 관련된 토착 미생물의 영향에 대한 연구가 가능하다.

관통 확산법에 의한 Ag_2O 첨가 압축 벤토나이트의 요오드 이온 확산 특성 관찰

임성팔, 이지현, 이처경*, 이민수, 최희주, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
*한동대학교, 경상북도 포항시 북구 흥해읍 남송리 3
nspyim@kaeri.re.kr

Ⅰ. 서론

최근 벤토나이트에 Ag_2O를 첨가하면 요오드 이온의 흡착 특성이 증가한다는 사실이 보고된 바 있으며[1], 본 연구에 앞선 선행 연구를 통하여 탈염수 조건에서 Ag_2O 첨가 압축 벤토나이트는 요오드 이온의 초기 누출을 지연시키는 효과가 있음을 확인한 바 있다.[2] 본 연구에서는 관통 확산법을 사용하여 탈염수 뿐만 아니라 0.1M NaCl 수용액에서 Ag_2O 첨가 압축 벤토나이트의 요오드 이온 통과 시간 지연 효과와 확산 이동 특성을 관찰하였다.

Ⅱ. 실험

1. 관통 확산법

압축 벤토나이트에서 요오드 이온의 이동을 측정하기 위하여 D.W. Oscarson 등이[3] 제안한 관통 확산법을 이용하였다. 관통 확산법에서 점토층 한 면은 일정 농도의 대상 이온을 함유하는 용액을 접촉시키고, 다른 한 면은 대상 이온을 함유하지 않은 용액을 접촉시키면 대상 이온은 농도가 높은 용액에서 점토층 내부로 이동하는 초기 과도기를 거쳐 일정한 통과 속도로 다른 면의 이온을 함유하지 않은 용액으로 이동하게 된다.

관통 확산법에 의하면 정상상태에서의 유효확산계수 D_e는 다음 식으로 표현된다.

$$\frac{dQ}{Adt} = -D_e\left(\frac{C_o}{L}\right) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (1)$$

여기서 Q는 확산에 의해 벤토나이트 층을 통과한 요오드 이온의 양이며, t는 시간, A는 벤토나이트 층 표면의 단면적, C_o는 요오드 이온의 농도, L은 벤토나이트층의 두께이다. 위 식을 이용하여 시간-누적 통과량 그래프에서 얻어지는 직선과 x축과의 교점(Q/A=0)에서의 지연 시간 t_e를 구할 수 있으며, 또한 직선의 기울기로부터 유효확산계수 D_e를 구할 수 있다. 아울러 다음 식으로부터 겉보기 확산 계수 D_a도 계산할 수 있다.

$$D_a = L^2/6t_e \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2)$$

2. 재료 및 물질

벤토나이트는 우리나라 경주 지방에서 산출된 벤토나이트 원광을 건조, 분쇄한 다음 200 메쉬 ASTM 망체를 통과시킨 분말을 사용하였다. 요오드 이온을 함유하는 확산 용액은 탈염수 또는 이온 강도 0.1M NaCl 수용액에 NaI(순도 99%)를 용해하여 사용하였다. 확산 셀을 통과한 수집액의 요오드 이온 농도는 선택 이온전극을 사용하여 측정하였다.

3. 실험 장치

관통 확산법에 사용되는 실험 장치는 크게 확산 셀, 지지대, 용액 공급조, 용액 수집조 등 네 부분으로 나누어진다. 확산 실험을 진행 중인 장치 사진을 그림 1에 나타내었다.

4. 결과

확산 용액으로 요오드 이온을 함유한 탈염수 및 0.1M NaCl 용액을 사용하였을 때 압축 벤토나이트의 밀도를 각각 1.41g/㎤, 1.6g/㎤로 하여 실험한 결과로부터 Ag_2O 첨가량에 따른 지연 시간(t_e), 유효확산계수(D_e), 겉보기 확산계수(D_a) 등을 구하여 표 1에 나타내었다.

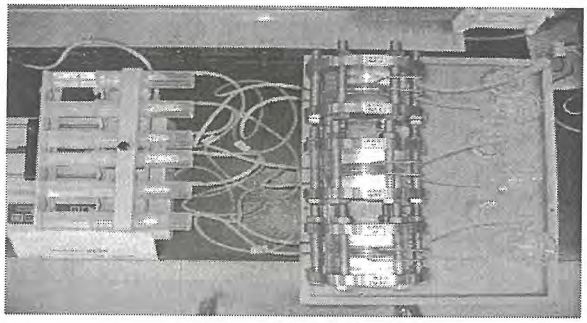


그림 1. 확산 실험 장치

표 1. Ag_2O 첨가에 따른 요오드 이온 확산 특성 비교

확산용액	밀도 (g/㎤)	Ag_2O (wt/wt%)	지연 시간, t_e (day)	유효 확산계수, D_e (㎡/s)	겉보기 확산계수, D_a (㎡/s)
탈염수 (이온강도 0.0008M)	1.41	무첨가	0.4	2.7×10^{12}	2.2×10^{10}
		0.0064	12.0	3.1×10^{-12}	7.9×10^{-11}
		0.0128	60.4	1.4×10^{12}	1.6×10^{12}
		0.0468	220.3	3.3×10^{-13}	4.3×10^{-13}
0.1M NaCl 용액 (이온강도 0.1M)	1.41	무첨가	1.6	1.7×10^{11}	5.8×10^{11}
		0.01	9.1	3.3×10^{-11}	1.0×10^{-11}
	1.60	무첨가	1.3	8.7×10^{-12}	7.0×10^{-11}
		0.0064	11.5	4.9×10^{-12}	8.3×10^{-12}
		0.0128	23.6	3.7×10^{-12}	4.3×10^{-12}

Ⅲ. 결론

압축 벤토나이트에서 요오드 이온은 확산에 의하여 이동됨을 확인할 수 있었다. 확산 용액에 관계없이 Ag_2O 첨가 압축 벤토나이트는 Ag_2O를 첨가하지 않은 압축 벤토나이트에 비하여 요오드 이온의 통과 시간이 느리게 나타났다. 또한 Ag_2O 첨가에 따른 지연 시간의 증가 효과는 확산 용액이 요오드 이온을 함유한 탈염수일 때가 0.1M NaCl 용액일 때보다 더 크게 관찰되었다. 본 연구에서 관찰한 결과를 바탕으로 더욱 정밀한 실험을 통하여 압축 벤토나이트에 대한 Ag_2O의 첨가 효과를 정량적으로 평가한다면 앞으로 각종 방사성 폐기물 처분과 관련한 Ag_2O 첨가 압축 벤토나이트의 효용성을 크게 증대시킬 수 있을 것이다.

참고문헌

1. Kim S.S., Chun K.S., Choi J.W., Kim S.K., Cho W.J., "The effect of container materials and buffer additives on decreasing the iodide concentration in a disposal vault for spent nuclear fuel," J. of Environmental Science and Health Part A, 41, 39-43 (2007)
2. 임성팔, 이지현, 이처경, 최종원, 최희주, "Ag_2O가 첨가된 압축 벤토나이트의 요오드 이동 특성," 한국폐기물학회 2008년도 추계학술연구발표회 논문집, 217-219 (2008)
3. Oscarson D.W., Hume H.B., Sawasky N.G., Cheung S.C.H., "Diffusion of iodide in compacted bentonite," Soil Sci. Coc. Am. J., 56, 1400-1406 (1992)

국내외 지하연구시설을 이용한 용질 및 콜로이드 이동 실험

이재광, 이태엽, 오종민, 백민훈
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
jklee1@kaeri.re.kr

1. 서 론

현재까지 우리나라는 고준위 방사성폐기물을 심부 암반층에 처분하는 것을 주된 처분개념으로 고려하고 있다. 심부 지하암반층에 방사성폐기물을 처분할 경우 수천년 또는 수만년 이상의 오랜 시간이 경과하면, 폐기물에 포함되어 있는 핵종이 지하환경으로 유출될 것이다. 심부 지하환경에서 유출된 핵종은 암반 단열의 지하수 흐름을 따라 이동하면서 이류, 분산, 확산 등의 이동과정과 수착, 침전, 암반확산 등의 지연과정 및 콜로이드 형성 등의 다양한 기작에 영향을 받으며 복잡하게 거동한다.[1] 따라서, 암반 단열에서 핵종의 이동 및 지연 현상에 대한 이해는 고준위 방사성폐기물 처분의 장기 안전성 확보 측면에서 중요하게 다루어져야 할 과제이다.[3]

그동안 국내에서 핵종이동 및 지연현상을 규명하기 위하여 실험실 규모의 다양한 연구가 수행되어져 왔다. 그러나, 현장규모의 실제 환경과 동일한 조건에 대한 정보를 얻기 어려웠다.[2] 우리나라는 현장규모의 실험을 위하여 지난 2006년도에 한국원자력연구원 부지 내 지하연구시설 (KURT, KAERI Underground Research Tunnel)을 건설하여, 현재 다양한 방사성폐기물 처분 관련 현장연구가 진행 중이다. 국내에서는 방사성물질을 사용할 수 없는 제약점이 있으며, 이를 극복하기 위하여 해외 지하연구시설을 활용한 연구를 수행중이다. 본 연구에서는 국내외 지하연구시설에서 용질 및 콜로이드 이동 실험의 추진 현황을 소개하고자 한다.

2. 국내 지하연구시설을 이용한 연구추진 현황

시험용 시험공 확보 및 지층현황 파악을 위하여 유압형 회전수세식 시추기를 이용하여 직경 76mm의 시험공을 시추하였다. 우측연구모듈에 2개의 시험공을, 그리고, 막장부에 3개의 시험공을 시추하였으며 시추과정에서 수압시험을 병행하여 지하수 유동 가능성을 평가하였으며 깊이에 따른 단열면의 압력변화 및 유량측정을 수행하였다. 수압시험은 이중패커 수압시험 장비를 이용하였다. 시험공 시추는 1차 시추에 2개(YH1, YH2)의 시험공을 그리고, 2차에 3개(YH3, YH3-1, YH3-2)의 시험공을 시추하였다. 1차 시추과정에서 병행한 수압시험 결과 암반단열 유동 지하수가 관찰되지 않았으나, 2차 시추에서 지하수 유동 가능성을 확인하였다. 시험공 시추과정에서 수행한 수리시험결과를 토대로 지하수 유동이 확인된 시험공 즉, YH3, YH3-1, 그리고, YH3-2 시험공을 대상으로 BIPS(Borehole Image Processing System(BIPS)을 이용하여 기반암 및 단열 특성을 파악하였다. YH3-1과 YH3-2는 YH3에 비하여 단열이 비교적 잘 발달되었으며, 특히, YH3-1 시험공의 깊이 7~9.5 m 구간과 YH3-2 시험공의 깊이 8.5~10.5 m 구간에서 간극 2~4 mm의 잘 발달된 파쇄 단열이 확인되었다. BIPS 결과 분석을 통하여 YH3-1과 YH3-2의 단열면이 상호 연관성이 있음을 확인하였고 이 두 시험공을 대상으로 현장용질이동 실험을 위하여 대상 단열과 시험구간을 선정하기 위하여 이중패커 시스템을 이용한 순간 수위변화시험을 수행하였다. 순간수위 변화시험 결과 YH3-1 시험공의 깊이 9.32 m의 단열과 YH3-2 시험공의 깊이 9.86, 10.08 m의 단열이 상호 연결된 것으로 확인되었다. YH3-1과 YH3-2 시험공 단열면에 대한 수리시험 결과를 Fig. 1에 나타내었고, 수리특성을 Table 1에 요약하여 나타내었다.

3. 해외 지하연구시설을 이용한 연구추진 현황

2008년부터 한국원자력연구원은 현장 실험기술 및 관련자료 습득을 위하여 스위스의 화강암반 지하연구시설인 Grimsel Test Site(GTS)의 Colloid Formation and Migration(CFM) 프로젝트에 참여중이다. KURT에서의 용질이동 실험이 암반단열에서 핵종의 이동현상에 대한 규명을 주목적으로 하고 있는 반면, CFM은 현장에서 콜로이드의 형성 및 핵종이동에 대한 영향 등을 규명하는 것을 주요 목적으로 하고 있다. CFM I 단계 프로젝트는 2004년부터 2007년까지 수행되었으며, 주로 현장실험 대상 부지 선정, 이동 모델링 및 관련 실험실 규모 실험, 그리고, 해당 부지 특성 조사 등으로 이루어졌다. 한편, 2008년부터 시작된 CFM II 단계는 이동모델의 검증, 추적자 주입 및 모니터링, 그리고, 콜로이드 이동 실험 종

료 후, 현장 시료 채취와 이를 분석하기 위한 실험실 규모의 실험으로 구성되어 있으며, 현재 추적자 주입을 위한 터널패커 설치를 비롯하여 핵종주입 및 회수 장비 설치 등의 사전 준비작업을 수행중이다. CFM 프로젝트의 일환으로 한국원자력연구원은 벤토나이트 콜로이드의 발생과 이동, 핵종 수착 특성에 대한 실험실 규모의 자체 실험을 수행중에 있다.

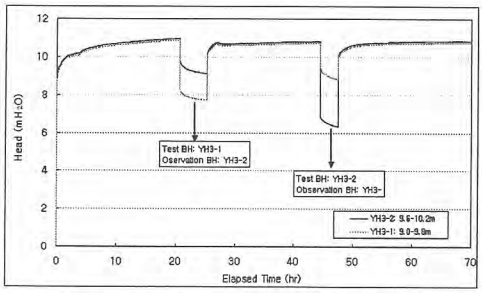


Fig. 1. Results of hydraulic test for YH3-1 and YH3-2

Table 1. Hydraulic Properties of YH3-1 and YH3-2

Borehole	Test Section (m)	Depth (m)	Transmissivity (m^2/sec)	Hydraulic Conductivity (m/sec)
YH3-1	9.0~9.6	9.32	1.46×10^{-5}	1.17×10^{-5}
YH3-2	9.6~10.2	9.86, 10.08	4.9×10^{-6}	2.7×10^{-6}

4. 결론

KURT에서 수행예정인 방사성폐기물 처분안전성에 대한 현장 규모의 실험인 현장 용질이동 실험을 위하여 시험공을 시추하였으며, 시추공의 수리특성 및 단열 특성 평가 등을 수행하였다. 총 5개의 시험공을 시추하였고, 시추과정에 지하수 유동을 확인하기 위하여 수압시험을 병행하였다. 한편 지하수 유동이 확인된 시험공에 대하여 BIPS 분석을 수행하여 단열 특성을 확인하였다. 또한, 용질이동 실험 대상 단열면을 선정하고 대상 단열의 기초 수리 특성자료를 구축하기 위하여 수리시험을 수행하였다. 또한 해외지하시험시설인 GTS에서 CFM 국제공동연구에 참여하여 현장 실험기술 및 관련 자료를 습득하였으며, 국내에서 사용할 수 없는 방사성물질을 이용한 현장규모의 이동 실험에 참여하고 있다.

본 연구를 통하여 방사성폐기물 처분 안전성에 필요한 용질의 이동 및 지연 특성과 이에 관련한 정략적 분석자료를 확보할 수 있을 것으로 기대되며, 국제공동연구의 결과와의 비교를 통한 용질 및 콜로이드의 이동과 지연현상에 대한 메커니즘을 규명할 수 있을 것으로 기대한다.

감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 중장기 연구개발사업의 일환으로 수행되었음.

참고문헌

[1] R.A. Freeze, J.A. Cherry, "Groundwater", Prentice-Hall, Inc., (1979)
[2] 조원진 외, "처분시스템거동실증연구", KAERI/RR-2781/2006한국원자력연구원 (2007)
[3] A. Möri et al., "The CRR final project report series I", NTB 03-01, Nagra, Switzerland (2004)

사용후핵연료 및 파이로공정 발생 고준위폐기물 복합 처분시스템 개념

이종열, 정종태, 조동건, 국동학, 이민수, 최희주
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
njylee@kaeri.re.kr

1. 서 론

우리나라에서 상업용으로 운영 중인 원자력발전소는 4개 부지에 가압경수로형(PWR)과 가압 중수로형(PHWR:CANDU) 2가지 종류로 이들 발전소로부터 생산하는 전력은 전체의 40 % 정도를 차지한다. 원자력발전소에서 전기를 생산하고 난 후에는 다양한 종류의 방사성폐기물이 발생되며, 사용후핵연료의 관리는 지속적인 원자력발전에 의한 에너지 공급을 위하여 매우 중요한 요소이다. 사용후핵연료 관리는 국가정책에 따라 사용후핵연료를 적절하게 처리하는 과정을 거쳐 유용한 물질을 회수하여 재활용하는 순환주기 관리와 사용후핵연료를 직접 처분하는 비순환주기 관리로 구분한다. PWR 사용후핵연료는 농축 우라늄을 사용하는 핵연료로 적절한 처리공정으로부터 재활용 가능물질을 회수하는 재순환주기에 대한 고려가 가능하지만, 천연 우라늄을 그대로 사용하는 CANDU 사용후핵연료는 재활용 가능성이 낮아 직접처분하는 것을 고려하고 있다. 따라서, 본 연구에서는 현재 우리나라에서 개발하고 있는 PWR 사용후핵연료에 대한 핵비확산성 건식 재활용기술인 파이로 공정으로부터 발생하는 다양한 폐기물과 CANDU 사용후핵연료 및 연구로에서 발생하는 사용후핵연료를 처분하는 것을 고려한 복합처분시스템 개념을 설정하였다.

2. 복합폐기물 처분시스템

2.1 처분대상 폐기물 종류 및 특성

가. 사용후핵연료

직접 처분대상 사용후핵연료는 월성부지에서 운영중인 CANDU형 원자력발전소에서 발생하는 사용후핵연료와 연구로인 하나로에서 발생하는 사용후핵연료이며, 처분을 위한 기준사용후핵연료에 대한 특성은 표 1과 같다.

표 1. 처분대상 사용후핵연료 종류 및 특성

구 분	연소도	번들 무게	번들당 U	비고
CANDU 사용후핵연료	100 GWD/MtU	. 36 봉-19.6 kg . 18 봉-12.7 kg	. 36 봉-2.193 kg . 18 봉-1.257 kg	- 30 년 냉각 기준
HANARO 사용후핵연료	8,100 MWD/MtU	19.0 kg		

나. 파이로공정 발생 폐기물

10 tU의 PWR 사용후핵연료를 파이로 처리를 하면, 표 2에 나타낸 5 가지 종류 폐기물이 발생할 것으로 예상된다. 이들 폐기물 중 세라믹 폐기물(Monazite)은 고발열성 고준위폐기물로서 심지층처분이 요구되며, 나머지 폐기물은 그 특성에 맞춘 장기관리가 필요하다.

표 2. 파이로공정 발생 폐기물 종류 및 특성

항 목	Long-Lived Waste			Interim decay Waste	
	Metal	Monazite (LiCl + KCl)	Filter (Off-Gas)	SAP (LiCl)	Fly ash (Off-Gas)
Key Nuclides	U, TRU	RE, TRU	I, Tc	Sr, Cs	Cs
Mass (kg)	3,136.4	664.9	455.5	2,845.7	318.7
Heat density(W/L)	-	1.59	0.0002	2.16	27.97

2.2 복합폐기물 처분개념

직접 처분대상 사용후핵연료인 CANDU 및 하나로 사용후핵연료와 파이로공정으로부터 발생하는 TRU 포함 폐기물과 금속폐기물 처분은 폐기물 특성에 따라 처분심도를 달리하여 처분하는 동굴처분 시스템개념을 설정하였다. 복합폐기물 처분시스템을 위한 폐기물 발생원 및 종류는 그림 1에 나타내었으며, 처분대상 폐기물에 대한 처분개념은 표 3과 그림 2에 나타낸 바와 같다.

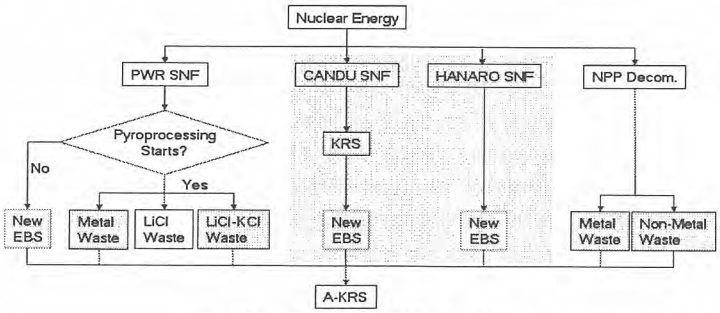


그림1. 폐기물 발생원 및 종류

표 3. 파이로공정 발생폐기물 종류 및 처분방안

폐기물 종류	처분방안		비 고
	방 법	심도(m)	
금속(Metal) 폐기물	초고압 압축 후 콘크리트 처분용기에 포장하여 동굴처분	200	
세라믹고화(Monazite) 고준위 폐기물	방사능/열발생 특성 및 구조적 건전성/내부식성을 고려하여 설계한 처분용기에 포장하여 심지층 처분	500	

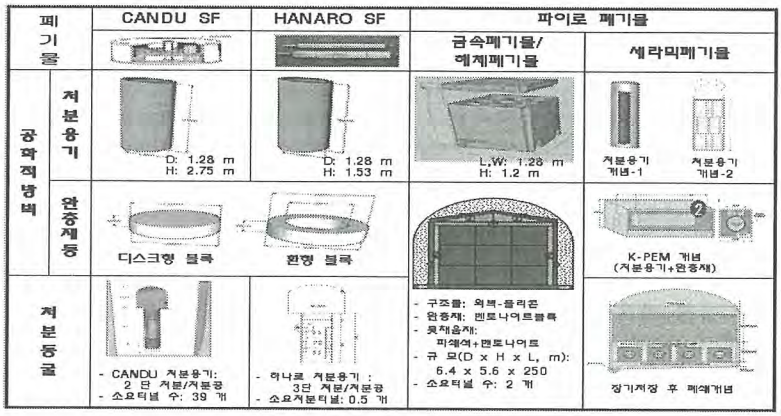


그림 2. 폐기물 종류별 처분개념

3. 결 론

본 연구에서는 CANDU 사용후핵연료와 HANARO 사용후핵연료 직접 처분을 위하여 처분용기를 설계하고, 개선된 파이로 공정 폐기물 특성을 재분석하여, 금속폐기물과 정련폐기물을 대상으로 처분용기를 설계하였다. 또한, 각 폐기물 특성에 맞춘 복합폐기물 처분시스템을 위한 처분 단위 모듈 설계 등 예비 개념설계를 수행하였다.

향후 처분시스템 개념을 보다 구체화하여 처분터널, 처분공, 완충재에 대한 전체 시스템설계가 필요하며, 이는 PWR형 사용후핵연료 재활용공정에서 발생하는 폐기물에 대한 처분시스템과 함께 복합폐기물 처분시스템을 개발하는데 있어 참고자료로 활용할 예정이다.

장반감기 고준위폐기물 복합 처분방식 개발

최희주, 이종열, 이민수, 조동건, 국동학, 정종태
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
hjchoi@kaeri.re.kr

1. 서론

지구촌이 마주하고 있는 화석에너지 고갈과 지구 온난화를 동시에 해결할 수 있는 에너지원으로서 지속적인 원자력 이용과 관련된 최대 이슈는 사용후핵연료를 포함한 고준위폐기물 처분에 관한 것이다. 고준위폐기물 처분관 관련된 해외의 현황으로는 현재 핀란드가 처분장 건설에 착수하였으며, 미국은 인허가 서류가 제출되어 검토 중이며, 스웨덴은 2009년에 최종 처분부지가 확정되어 처분사업이 진행 중이다. 또한 부지 조사를 마친 프랑스도 조만간 최종 부지 발표가 예상되고 있으며, 일본의 경우 관련 법안이 정비되어 후보부지를 공모하고 있는 중이다. 이와 같이 원자력 이용이 비교적 활발한 국가들의 경우 최종 처분방안을 준비하며, 지속적인 원자력 이용에 대비하고 있다.

국내에서는 사용후핵연료 부피 감축과 핵연료 물질 재활용을 동시에 해결하기 위한 방안으로서 새로운 핵주기에 대한 연구 개발이 진행 중이며, 이와 관련하여 지난 254차 원자력위원회에서는 미래원자력 시스템의 개발을 승인하였다. 사용후핵연료를 파이로 공정을 통해 처리하게 되면, 처분대상 고준위폐기물 부피 및 질량, 방사능 등은 감소하게 되나, 매우 다양하고 특성이 충분히 파악되지 않은 장반감기 고준위폐기물이 발생하게 된다. 따라서 새로이 발생된 폐기물 특성을 파악하고, 이에 따른 처분용기, 완충재와 같은 공학적방벽의 설계가 요구된다.

본 논문에서는 한국원자력연구원의 지하처분연구시설로부터 생산된 다양한 암반 물성을 바탕으로 선진핵연료 주기로부터 예상되는 고준위폐기물뿐만 아니라 국내에서 발생되는 모든 장반감기 고준위폐기물(CANDU 사용후핵연료 포함)을 처분할 수 있는 복합 처분시스템의 개념설계를 수행하였다. 설계 목표 중의 하나인 처분밀도 향상에 초점을 두어 연구결과를 나타내었다.

2. 복합 처분시스템 개념

국내 원자력의 이용에서 예상되는 장반감기 고준위폐기물은 CANDU 사용후핵연료, 하나로 사용후핵연료, PWR 사용후핵연료 혹은 이를 파이로 공정을 통해 재활용할 경우 예상되는 금속폐기물과 세라믹 폐기물, 원전 해체로부터 예상되는 해체폐기물이다. 고준위폐기물 처분시스템을 설계하기 위해서는 고준위폐기물에 포함되어 있는 방사성 물질들의 특성을 분석하는 것이 필요하다. 사용후핵연료 특성 분석은 일반적으로 ORIGEN 계열의 프로그램을 이용하여 비교적 수월하게 수행되고 있으나, 현재 개발중인 파이로 공정으로부터의 폐기물 특성과 원전 해체로부터 예상되는 폐기물 특성 분석은 간단하지 않아 별도의 프로그램을 개발하여 수행하였다. 처분장 설계는 그림 1에 나타낸 바와 같이 KURT(KAERI Underground Research Tunnel) 암반 자료를 특성화하고, 이를 바탕으로 파이로 공정 폐기물 특성을 분석하고, 처분용기, 완충재, 처분터널 등을 설계하고, 설계 결과에 대해 성능평가, 안전성평가 등의 수행을 통해 이루어졌다.

CANDU 사용후핵연료는 처분밀도와 회수성 향상을 위하여 CANDU 사용후핵연료 60개를 담고 있는 바스켓을 4개 넣을 수 있는 처분용기 개념을 도출하였고, 이를 바탕으로 처분공에 2개의 용기를 처분함으로써 처분공당 CANDU 사용후핵연료 420개(기존 297개[1])를 처분할 수 있도록 하였다. 2가지 종류의 하나로 사용후핵연료는 모두 처분용기 1개에 60개 번들(36봉/번들)을 넣고, 처분공에는 하나로 사용후핵연료 처분용기 3단 적재를 하도록 설계하였다. 그림 2에는 이와 같이 처분용기를 결정할 경우 예상되는 처분터널 등을 요약한 것이다. 파이로 공정 분석에 따르면 장반감기 고준위폐기물로 분류되는 폐기물은 그림 2에 나타난 바와 같이 2가지이다. 주로 핵연료봉 피복재로부터 발생하는 금속폐기물의 경우 열이 거의 발생하지 않으나 장반감기 핵종들을 포함하고 있다. 이들 폐기물은 압축하여 저장용기에 넣고 그림 2에 나타난 바와 같은 형태의 처분용기에 9개씩 넣어 처분터널에 처분한다. 지하수와 처분용기의 접촉을 억제하기 위하여 폴리머 콘크리트 재질의 구조물과 벤토나이트 완충재를 이용하여 차수한다. 원전 해체로부터 발생되는 금속폐기물도 동일한 방법으로 처분할 예정이다. 파이로 공정의 전해, 정련 공정으로부터 발생되는 세라믹폐기물은 열 발생이 높을 뿐만 아니라 장반감기 핵종들도 포함

하고 있어, 처분터널에 일정기간 보관하며 붕괴열이 낮아지면, KPEM(KAERI Prefabricated Engineered Module)에 넣어 그림 2에 주어진 바와 같이 처분하도록 하였다.

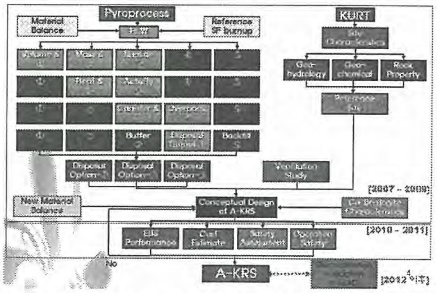


그림 1. 처분시스템 개발 절차.

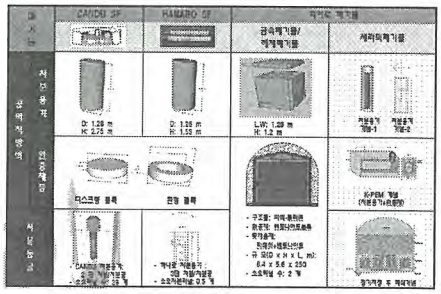


그림 2. 복합 처분 방식.

3. 결론

국내에서 예상되는 다양한 종류의 고준위폐기물-CANDU 사용후핵연료, 하나로 사용후핵연료, 파이로 공정 폐기물(금속폐기물, 세라믹폐기물)에 대한 특성 분석과 KURT 주변 암반 특성을 기반으로 복합 처분시스템을 개념설계하였다.

감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행하였습니다.

참고문헌

1. Jongyoul Lee et al., Concept of a Korean Reference Disposal System for Spent Fuels, J of Nuclear Science and Technology, Vol. 44, pp 1565 (2007).

PEACER 핵변환로에서 생성되는 폐기물의 중·저준위 처분 타당성 검토를 위한 처분장 성능평가 코드 예비 분석

김성엽, 이건재
KAIST, 대전시 유성구 과학로 335
beerun@kaist.ac.kr

1. 서론

P&T (Partitioning & Transmutation) 기술을 기반으로 한 핵변환로인 PEACER (Proliferation-resistant, Environment-friendly, Accident-tolerant, Continuable, and Economical Reactor)로부터 생성되는 폐기물의 중·저준위 처분 타당성 검토를 위해서는 예상되는 설계 및 시나리오를 바탕으로 한 중·저준위 방사성 폐기물 처분장 성능평가가 필수적이다. 성능평가에는 컴퓨터 전산모사 방법이 사용되고 적합한 성능평가 전산코드 선정을 위한 예비 분석이 필요하다.

2. 성능평가 전산코드 선정을 위한 예비 분석

연구 목적과 진행 과정에 적합한 성능평가 코드 중 하나로 Goldsim이 고려되었다. Goldsim은 처분장 성능평가에 있어 많은 장점을 지니고 있다고 판단되었다. 그러한 장점을 자유성 및 유연성, 사용자 친화성, 대중성, 쌍방향성의 항목으로 정리하였다.

가. 자유성 및 유연성

Goldsim은 사용자의 목적에 적합한 다양한 요소(element)들을 갖추고 있고 이 요소들을 배치하고 상호 연결하여 모델링하는 방식을 취하고 있다. 따라서 대략적인 틀을 갖추고 입력자료를 입력하는 코드와 비교하여 높은 자유성을 지니고 있다. 자유성을 지니고 있는 만큼 사용자의 요구에 유연하게 응하는 모델링이 가능하며 모델링의 완성도에 따라 신뢰도를 높일 수 있다. 그리고 Radionuclide Transport (RT) 모듈, Financial 모듈 등 다양한 종류의 모듈을 갖추고 있어 사용자의 목적에 맞게 코드를 활용할 수 있다. 모듈을 활용하여 다양한 분야에서의 전산모사가 가능하다는 점은 Goldsim 코드 자체의 유연성을 입증한다 할 수 있겠다. 또한 Goldsim은 여러 가지 단위와 그 단위들 간의 변환계수 데이터베이스를 확보하고 있어 단위 변환이 용이하며 필요한 단위를 만들어 사용할 수도 있다. Excel sheet 등과의 연계가 가능하다는 점에서도 Goldsim의 유연성을 확인할 수 있다. 그리고 Top-Down 모델링에 적합한 코드이기 때문에 정확하고 다양한 입력자료를 확보하지 못한 상황에서도 목적을 향한 모델링을 유연하게 시작할 수 있다.

나. 사용자 친화성

Goldsim은 뛰어난 GUI(Graphic User Interface)를 갖추고 있으므로 모델링에서 뿐 아니라 프레젠테이션에서도 장점을 보인다. 코드 내부의 요소들을 외부의 사진 및 그림과 조화시킬 수 있어 보기 쉽고 이해하기 쉬운 모델링이 가능하다. 뿐만 아니라 상세하고 친절한 매뉴얼이 제공되어 높은 사용자 친화성을 지니고 있다고 평가할 수 있다.

다. 대중성

Goldsim은 자유성과 유연성을 바탕으로 다양한 분야에서 활용되고 있으며, 처분장 성능 평가 분야 역시 많은 곳에서 Goldsim을 사용하고 있다. 대표적인 예로 해외에서는 미국의 유카산 프로젝트, 국내에서는 경주 중·저준위 방사성 폐기물 처분장의 안전성 평가에 사용된 바 있다. Goldsim은 기존 성능평가 코드의 단점들을 상당수 보완하였고, 기 상술한 바와 같이 유연한 코드이기에 사용이 늘어나고 있는 추세이며 처분장 성능평가 분야에서는 대중적인 코드로 발돋움 하리라 평가된다.

라. 쌍방향성

적절한 모델링과 함께 Goldsim Dashboard를 활용하면 조건을 바꿔가며 결과를 얻는 과정을 시각적으로 편리하게 제작할 수 있다. 이는 처분장 성능평가의 민감도 분석 시 활용될 수 있는 장점이 된다. PEACER 폐기물의 경우 Decontamination Factor (DF)와 폐기물의 부피, 드럼 수 및 고화체 등을 변화시키면 성능 평가 결과가 변하게 되고 이러한 결과를 다시 DF 값과 부피 및 고화체 등에 Feed-back하여 반영하여야 하는데 이 과정에서 이러한 Goldsim의 쌍방향성을 활용할 수 있으리라 판단된다.

3. 결론

PEACER 핵변환로로부터 생성되는 폐기물의 중·저준위 처분 타당성 검토를 위한 폐기물 처분장 성능 평가 전산코드 선정을 위한 예비 분석에서 Goldsim은 자유성 및 유연성, 사용자 친화성, 대중성, 쌍방향성의 장점을 갖추고 있다고 판단되었다.

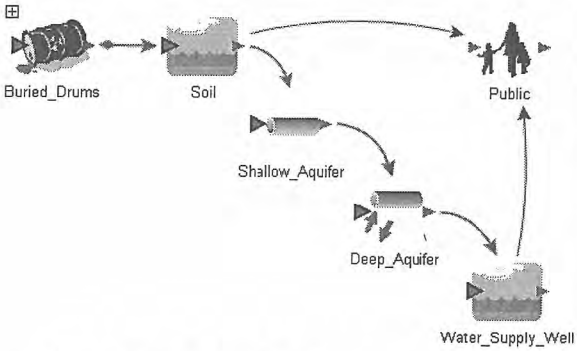


그림 1. Goldsim RT 모듈의 Graphic User Interface

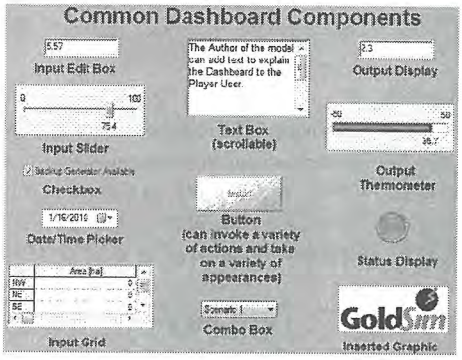


그림 2. Goldsim Dashbord의 Components

참고문헌

[1] Goldsim Technology Group, "User's Guide Goldsim" Version 10.0, Goldsim (2009)
[2] Goldsim Technology Group, "User's Guide Goldsim Contaminant Transport Module" Version 5.0, Goldsim (2009)

사사

본 연구는 지식경제부의 에너지자원인력양성 사업의 일환으로 수행되었음.

CANDU 사용후핵연료 처분시스템의 방사선량 평가

국동학, 조동건, 정종태, 이민수, 이종열, 최희주
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
syskook@kaeri.re.kr

1. 서론

향후 처리 방안이 유동적인 경수로 사용후핵연료와는 달리, 중수로 사용후핵연료(CANDU)는 천연농축도를 사용하는 관계로 사용후핵연료 재활용 가능성이 적어 직접 처분해야 하는 상황이다. 또한, 중수로 사용후핵연료는 국내 사용후핵연료 발생량의 절반 이상을 차지하므로 직접 처분해야하는 부피 및 면적이 상당 수에 이를 것으로 예상된다. 이에 따라 최근 중수로 사용후핵연료의 열적, 방사선적 특징을 파악하고 효율적인 처분 방식을 연구함으로써 처분의 효율을 높이는 연구가 수행되었다. 따라서 새롭게 제안된 중수로 사용후핵연료 처분 용기 및 처분 시스템에 대하여 각 위치에 대한 방사선량을 MCNP를 사용하여 계산함으로써 본 시스템의 방사선 안전성을 평가하는 작업이 필요하게 되었다.

2. 본론

2.1 기준 사용후핵연료

평가의 기준 조건으로는 37 핵연료봉 타입, 초기 농축도 0.711wt%, 비출력 23.668 MW/MtU, 연소도 8,100 MWd/MtU, 냉각기간 30년으로 설정하였으며, 중수로 사용후핵연료의 기초적인 정보를 ORIGEN-ARP를 통하여 구하였다. 기준 연소도는 2006년말 기준 전체 중수로핵연료가 갖는 평균연소도에 1σ(표준편차) 값을 더한 값을 사용하였으며, 발전소 비출력 역시 평균적인 값을 사용하였다.

2.2 처분시스템 구성 요소

CANDU 사용후핵연료가 처분되는 처분시스템의 주요 항목으로는 사용후핵연료를 포함하고 있는 캐니스터와 캐니스터 주변을 감싸고 있는 완충재, 그리고 그 바깥 공간의 암반, 그리고 처분공 위에 처분터널 등으로 구성되어 있다. 캐니스터는 주철과 저온분사구리코팅으로 이루어져 있으며 사용후핵연료 60개 번들을 담을 수 있는 바스켓 4단을 적재하게 된다. 완충재는 경주 벤토나이트(칼슘 벤토나이트)를 고려하였으며 기타 암반은 화강암으로 설정하였다.

2.3 MCNP 모델

① Fuel Bundle

CANDU 번들은 총 37개의 연료봉으로 구성되어 있으며, 각 연료봉의 외곽부분은 Zircaloy-4 피복관으로 둘러쌓여 있으며, 번들의 외곽부분도 역시 Zircaloy-4 재질로 구성되어 있고, 한 번들 내에 37개 연료봉의 위치를 모두 계산하여 전체 연료봉을 모사하였다.

② Basket

CANDU 번들을 60개까지 담을 수 있는 바스켓을 그림 1과 같이 모델링하여 실질적인 선원항의 영향을 분석하고자 하였다.

③ Canister

그림 2는 캐니스터를 MCNP로 모델링한 그림을 나타내고 있으며 캐니스터의 쇼울더 부분을 포함하여 최외곽에는 구리코팅 두께를 모사하였고, 그 내부에는 주철을 모사하였으며, 다시 그 안에는 4개의 바스켓이 적재되어 있는 모습을 모사하였다. 예비 Tally를 수행해 본 결과 캐니스터의 상하부에서 주철의 두께가 측면에 비해 두꺼운 관계로 감마선에 대한 측정이 잘 되지 않아서, 상하부에 대한 Geometric Splitting and Russian Roulette(variance technique)을 수행하기 위하여 이 부분만 여러 셀로 구분하여 계산하였다.

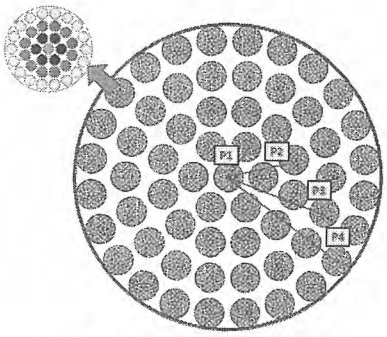


그림 1. 바스켓 내의 번들 모델링

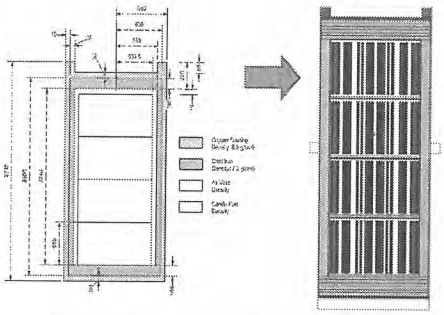


그림 2. CANDU 캐니스터 MCNP 모델링

2.4 선량 평가

CANDU 사용후핵연료 시스템의 방사선량 평가를 위해서 캐니스터의 상부, 측면 그리고 처분 터널에 대한MCNP Tally를 수행하였다. Flux-to-Dose Conversion Factor는 ICRP-21 값을 사용하였다. 감마선에 대한 선량평가는 캐니스터 상부에서는 0.0185 rem/hr, 측면에서는 3.61 rem/hr 값을 얻었으며, 이는 측면에 비해 캐니스터의 상하부 부분이 거의 2배에 가까운 두께를 가지고 있고, 또한 핵연료 번들이 정치된 방향이 축방향이기 때문에, 상부에서의 방사선량이 상대적으로 낮은 값을 나타낸 것으로 판단된다. 중성자에 대한 선량평가는 캐니스터 상부에서는 0.0217 rem/hr, 측면에서는 0.0618 rem/hr 값을 얻었다. 계산된 각각의 방사선량 선량을 합치면 상부에서는 0.04 rem/hr, 측면에서는 3.67 rem/hr 값을 갖게 된다. 현재 국내의 피폭관리에 관한 방사선작업 종사자의 기준을 5년을 대상으로 평균 연간 20 mSv로 생각할 수 있으며, 본 평가의 결과를 이 기준에 맞추어 본다면 방사선 작업 종사자는 일년에 단 한 번 CANDU 사용후핵연료 캐니스터의 측면 부분에서 약 30분 이하의 작업만이 가능하다는 결론을 유추해 볼 수 있다. 처분시스템의 터널 공간에서의 방사선량은 전무한 것으로 계산되었다. 이는 캐니스터를 둘러싸고 있는 벤토나이트 완충재가 두꺼운 차폐재 역할을 하고, 상부 방향의 선량이 매우 낮기 때문인 것으로 판단된다.

3. 결론

CANDU 사용후핵연료의 처분시스템에 대한 방사선량 평가를 통하여 캐니스터의 표면에서의 방사선량 정도를 계산 할 수 있었으며, 향후 처분용기 이송 장비의 차폐 두께 설정 등 보다 자세한 처분시스템의 설계에 기초자료로서 활용될 것으로 기대된다. 또한 처분 터널에서의 방사선량은 극미한 값을 나타내었기 때문에 처분 완료 후 처분터널내에서는 방사선에 대한 안전성이 매우 높은 것으로 결론지을 수 있다.

방사성폐기물 처분시설의 폐쇄후 환경모니터링 및 감시에 관한 해외기술동향

김건영, 고용권, 박경우, 장용수, 최종원, 정해룡*
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
*한국방사성폐기물관리공단, 대전광역시 유성구 덕진동 150
kimgy@kaeri.re.kr

1. 서론

중저준위 방사성폐기물의 처분은 20세기 중반부터 시작되었다. 최초의 방사성폐기물처분은 병원이나 실험실 등에서 발생된 폐기물을 대상으로 하였으며, 1950년대에 원자력의 도입으로 방사성폐기물의 양은 급속히 증가되었다. 이 후 원전해체물을 포함한 원전에서 발생하는 폐기물의 증가는 원자력발전을 하는 많은 국가들에서 폐기물처분시설 및 관련기술의 개발을 촉진하게 되었다. 중저준위 처분시설의 디자인은 지난 반세기동안 개발되었고, 초기의 추가적인 방벽이 없는 지표상의 트랜치방법은 사라지고 현재는 극저준위 폐기물을 대상으로 하는 차단층을 보유한 트렌치 디자인과 중저준위 폐기물을 대상으로 하는 공학적방벽 시스템을 갖춘 천층시설이나 다양한 심도에 폐기물을 처분하는 지층처분 디자인이 국제적으로 채택되고 있다. 이런 폐기물처분시설의 개발과정들은 과거 처분시설을 운영하고, 이들을 체계적으로 모니터링하는 과정들로부터 습득된 내용들이 기반이 되어, 환경적인 요소와 시설 운영측면 모두 고려되어 개발되어 왔다. 따라서 처분시설에 대한 감시가 시설이 폐쇄된 이후나 운영 종료 이후에도 지속되어져야 하며 이에 대한 효과적인 지속 프로그램이 전체 처분시설관련 사이클의 일부가 되어야 한다는 것에 대한 국제적인 공감대가 형성되어져 왔다. 본 논문에서는 방사성폐기물 처분시설의 폐쇄후 환경모니터링 및 감시에 관한 해외기술동향을 IAEA 안전기준과 프랑스 Center de la Manche 처분장을 중심으로 소개하고자 한다.

2. 본론

처분시설의 폐쇄후 처분장에서 수행된 지속적인 프로그램과 규제들은 해당 시설들의 안전성을 향상시키며, 이러한 규제들은 모니터링, 감시, 조사 등과 같이 능동적일 수도 있고 부지 사용규제, 기록 보존 등과 같이 수동적일 수도 있다. 결과적으로 이들 모두가 적절하게 조화를 이루어야 하며 이러한 내용들이 구체적으로 법제화 되어야 한다. 방사성폐기물 처분시설의 폐쇄후 규제 프로그램은 규제기관에 의해서 승인되고 감독되어져야 할 필요가 있으며, 동시에 관련 이해관계자들은 폐쇄된 시설 운영과 이들의 환경영향에 대하여 문제점들을 제기할 것이다. 따라서 이와 관련한 정보의 공개 내지는 교환 시스템 또한 필요하다. 이상과 같은 배경에 의해 현재 우리나라에서 건설중인 월성 중저준위폐기물 처분시설과 관련하여, 기존 처분장 폐쇄후 감시를 수행한 바 있는 해외 국가들의 경험으로부터 정보를 얻고 처분시설의 폐쇄후 감시, 모니터링, 유지 수단들에 대한 계획 및 수행 기술현황분석이 매우 시급한 실정이다.

방사성폐기물 처분시설의 폐쇄후 환경모니터링 및 감시에 관한 IAEA 안전기준

IAEA 안전기준의 수직적인 체계는 하부로부터 Guides(지침)-Requirements(요건)-Fundamentals(원칙)으로 구성된다. 여기에는 부지평가, 방사성폐기물 관리, 제염해체 등의 주제별 분야와 원자력발전소, 원전, 폐기물 처리시설 및 처분시설 등의 시설과 기능에 대한 두 가지 분류가 있다. 이 중 처분시설의 모니터링 및 감시에 관한 내용은 Commission on Safety Standards (CSS)의 Waste Safety Standards Committee (WASSC)에서 담당한다. IAEA에서 권고하는 안전기준은 IAEA 회원국에만 국한되는 것이 아니라 앞으로 원자력발전 및 처분관련 사업을 하고자 하는 국가, 특히 개발도상국들에게 기준이 될 수 있으며, 관련 사업에 대한 상세 리뷰나 관련 법안 마련 등의 기초가 될 수 있다.

IAEA의 정의에 의하면 모니터링(monitoring)이란 폐기물 처분시스템을 구성하는 요소들의 거동 평가, 혹은 공공과 환경에 대한 폐기물 처분 시스템 및 이의 운영에 의한 영향 평가에 도움이 되는 환경적, 공학적, 방사선적 파라메터들의 연속적 혹은 주기적인 관찰 및 측정을 의미한다. 감시(surveillance)는 수동적인 안전 방벽을 보존하고 보호하는 건전성 평가를 위한 폐기물 관리 시설의 물리적인 조사(inspection)이다. IAEA의 요건(requirement)은 10년 주기로 리뷰되며, 지침(guide)의 경우는 5년 주기로 리뷰된다. 이는 IAEA의 웹사이트를 통하여 공개되어 작성중인 문서(draft)나 이미 출판된 문서에 대한

리뷰도 가능하다. 이와 관련하여 2009년도 IAEA의 방사성폐기물 처분을 위한 안전기준 문서들의 체계를 Fig. 1에 나타내었다. 이 중, 방사성폐기물 처분에 관한 안전 요건인 DS354 문서에서는 처분시설 감시에 대한 내용으로써 Requirement 10: Surveillance and control of passive safety features, Requirement 21: Monitoring programmes at a disposal facility, Requirement 26: Existing disposal facilities의 주제가 포함되어 있다. 특히 방사성폐기물 처분시설의 모니터링 및 감시에 대한 안전 지침 문서인 DS357은 IAEA에서 마련중인 새로운 안전 지침으로써 모니터링이 부지특성조사에서부터 폐쇄까지의 처분시설 lifecycle을 망라할 수 있는 다양한 목적들을 다루고 있으며 과거에 지어진 시설에 대한 논의도 다루고 있다. 따라서 DS357문서의 범위는 매우 광범위하며 모든 유형의 처분시설에 적용할 수 있다. DS357문서에 취합된 IAEA의 관련문서들은 Safety Report Series No 27 (2002), Safety Report Series No 35 (2004), IAEA-TECDOC 1208 (2001) 등이다.

프랑스 ANDRA Centre de Stockage de la Manche (CSM)의 모니터링 사례

1969년에 프랑스 원자력위원회(CEA)로부터 INFRATOME으로 폐기물의 관리가 넘어오면서 1969년 10월에 프랑스 최초의 중저준위 천층처분장인 CSM의 운영이 시작되었다. CSM의 운영개요는 Fig 2에 나타내었다. CSM은 1969년 단순 트랜치 형태의 처분에서 시작하여 계속적으로 처분방식을 개발하여 콘크리트 트렌치(1969)-지상처분시설(1971)-암벽구조 처분시설(1985)-다중방벽지상처분시설(1988)-폐쇄(1994)의 수순을 밟아 현재의 폐쇄후 모니터일 단계에 이르렀다. 초기에는 강수를 포함한 지표수가 강으로 직접 흘러들어가는 방식이었으며, 이 때문에 1976년 삼중수소가 환경으로 유출되는 사고가 발생하여 지표수 및 지하수 관리 시스템을 갖추었고, 지하 모니터링 터널이 세워지고 침출수를 포집할 수 있는 하관수로가 1982년에 설치되었다. 1991년과 1997년 사이에 최종 처분장 덮개가 설치되었고, 이후 폐쇄후 모니터링 단계로 운영되고 있다. 폐쇄후 모니터링 단계는 최초 5년동안의 매우 엄격한 모니터링 시기, 다소 엄격한 2차 모니터링 시기, 매우 제한된 모니터링만 수행하는 시기의 세부분으로 나뉘어 진다. 또한 폐쇄후 감시를 위한 특별 모니터링위원회(CSCSM)가 1996년 12월에 설립되어 폐쇄후 모니터링에 대한 권고 및 관련 리뷰 문서들을 발간하였다. 결론적으로 CSM은 주변환경에 매우 낮은 영향을 주는 시설로 운영되고 있으며, 특히 처분장 덮개시설의 지속적인 개발과 유지가 이루어지고 있고, 지하수에서의 삼중수소 모니터링이 중점적으로 수행되고 있다.

3. 결론

우리나라의 경우 현재 경주에 중저준위 처분장이 건설중에 있으며, 부지선정을 위한 부지조사와 건설중의 부지감시 계획이 진행되고 있다. 또한 처분장 운영중 및 폐쇄후 부지감시 계획 또한 운영중의 부지감시 계획에 근거하여 수행되도록 계획되어 있다. 그러나 현재 처분장을 운영중이거나 폐쇄후 감시 시스템을 수행하고 있는 국가들의 사례를 통하여 보다 세부적으로 내용을 정리해야 할 필요가 있으며, 특히 과거 처분장 운영시의 문제점 및 경미한 핵종누출사고를 일부 겪은 프랑스, 러시아 등의 사례를 통하여 단순한 방사성 환경감시 및 비방사성 환경감시 이외에, 국내 중저준위처분장이 지층처분임을 감안하여 자연방벽 및 공학적 방벽의 모니터링 체계를 추가, 강화해야 할 것으로 판단된다.

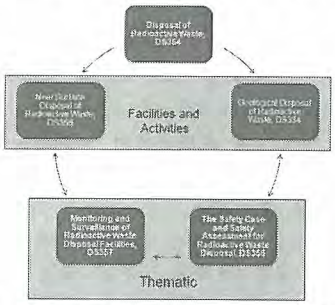


Fig. 1. IAEA 2009 safety standards for disposal of radioactive waste

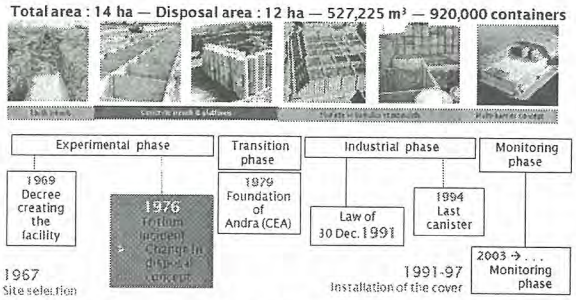


Fig. 2. Milestones in the evolution of the facility and time schedule of Center de la Manche in France

GoldSim 전산코드를 활용한 핵종누출 모델링

최광순, 박정수, 이병식
한국전력기술(주), 경기도 용인시 기흥구 마북동 360-9번지
kschoi@kopec.co.kr

1. 서론

GoldSim 전산코드는 미국 DOE, 일본 JNC, 스페인 ENRESA의 기금으로 개발되어 미국 DOE에서 사용후핵연료 처분부지(Yucca Mountain) 인허가에 사용된 이래 방사성폐기물 관리분야에서 광범위하게 사용되고 있는 전산코드이다. GoldSim 전산코드는 객체지향 프로그램으로 방사성폐기물 처분시설의 안전성 평가를 수행하기 위한 Element를 제공하고 있으며, 다양한 핵종 누출 현상을 GUI(Graphic User Interface) 환경을 기반으로 한 Source Term Element의 입력창을 활용하여 손쉽게 모델링이 가능하다. 또한 사용자가 원하는 결과 데이터를 설정하여 실시간으로 확인이 가능하다는 장점이 있다. 이에 따라 본 논문에서는 GoldSim 전산코드 내의 Source Term Element를 사용하여 처분시설내의 방사성핵종 누출 모델을 구현한 후 추후 국내외 처분시설 안전성 평가에서의 활용 가능성을 파악하였다.

2. 본론

방사성폐기물 처분시설에서의 지하수계를 통한 핵종이동 예측을 통해 안전성 평가를 수행할 때 방사성핵종 누출률은 중요한 변수이며, 폐기물 드럼 내 방사성물질이 지하수에 용해되어 누출되는 현상을 모사하기 위해 폐기물 드럼내의 폐기물 유형별 누출 형태에 따라 폐기물 고화체에 대한 폐기물별 핵종 누출모델을 적용한다.

폐기물 고화체 내의 착화합물은 공학적방벽의 흡착능력을 감쇄시켜 방사성핵종의 유동성을 증가시킬 수 있다. 주요 착화합물로는 셀룰로스 분해화합물 및 EDTA와 같은 제염화학제 등이 있으며 국내 폐기물 고화체의 착화합물은 주로 EDTA이다. 이와 같은 착화합물을 함유하는 폐기물에는 제염화학제를 제거할 때 사용하는 제염지나 셀룰로스 분해화합물 등의 잡고체폐기물이 있다. 이러한 착화합물의 영향을 반영하여 잡고체폐기물 내 방사성핵종은 지하수와 접촉시 전량 순간적으로 누출되지만, 잡고체폐기물과 지하수 사이에 흡착평형(Equilibrium Partitioning)이 존재한다고 가정하는 분배계수 제어 표면유출 모델(Kd-controlled Surface Rinse Model)을 사용한다. 이 모델은 1단계 경주 처분시설에서 사용된 MASCOT 전산코드의 용해도제한 선원항 모델(SLST; Solubility Limited Source Term)과 대응된다. 1단계 경주 처분시설에서는 농축폐액 및 폐필터와 같은 폐기물의 경우에는 보수적으로 SLST 모델을 적용하였으며, 건조된 폐수지에 대해서는 각 핵종의 선속(Flux)은 현재 남아 있는 재고량에 비례한다고 가정한 단순침출 모델(Simple Leaching Model)을 적용하였다. 단순침출 모델에서는 방사성핵종들이 처분시설 전체에 균일하게 분포되어 있으며 지하수에 용해되어 유출된다고 가정한다. GoldSim 전산코드를 활용한 SLST 모델과 단순침출 모델 구현 절차는 다음과 같다.

가. 핵종 및 핵종 재고량 입력

본 논문에서 구현한 가상 모델에서는 처분 시설내의 핵종 특성을 입력하기 위한 전용 Element인 Species Element를 사용하여 1단계 경주 처분시설과 마찬가지로 14개의 대상핵종을 입력하였으며, 핵종 재고량은 경주 처분시설 중 1번 사일로의 데이터를 사용하였다.

나. 폐기물 드럼 설정

가상 모델에서는 핵종누출모델만을 다루기 때문에 콘크리트 방벽을 비롯한 드럼용기 방벽의 지연 효과는 무시하였으며, 이에 따라 한(1)개의 가상 폐기물 드럼에 14개의 대상핵종이 존재하는 것으로 가정하였다.

다. 핵종 누출 모델 설정

GoldSim 전산코드의 Source Term Element 내의 Source Inventory 입력창에서 핵종 누출 형태를 설정할 수 있다. 드럼 내의 고화체 여부("Bound in Matrix")를 해제할 경우 폐기물 고화체내의 방사성핵종 총 재고량이 지하수와 접촉시 순간적으로 누출되는 SLST 모델에 해당되고, 선택할 경우 방사성 핵종은 고화체의 degradation 진행에 따라 점차적으로 누출되는 단순 침출 모델에 해당된다. 또한 단순 침출 모델에서 고화체의 fractional degradation rate를 입력한다면 시간에 따라 일정 분율만큼 누출되는

지수단순침출모델 구현이 가능하고, 수명기간을 입력한다면 수명기간에 걸쳐 핵종이 일정하게 누출되는 선형단순침출모델 구현이 가능하다. 그림 1~3은 3가지 핵종 누출 모델의 Inventory 입력창이다.

그림 1. SLST모델

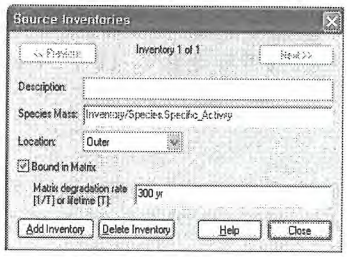


그림 2. 선형단순침출모델

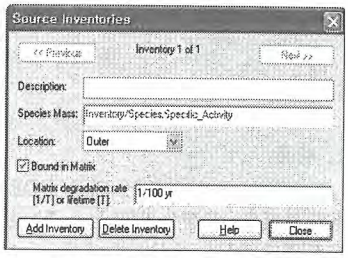


그림 3. 지수단순침출모델

라. 결과 분석

가상 모델의 시뮬레이션 기간은 1,000년, 시간간격은 1년으로 설정하였다. 그림 4~6은 시간별 폐기물 드럼 내의 핵종 재고량을 나타낸다. 그림 4. SLST 모델에서는 시뮬레이션 직후 모든 핵종이 바로 누출됨을 알 수 있고, 그림 5. 선형단순침출모델에서는 고화체의 degradation time인 300년에 걸쳐 핵종이 일정한 비율로 누출됨을 알 수 있다. 마지막으로 그림 6. 지수단순침출모델에서는 연간 남아있는 핵종 재고량 중 고화체의 fractional degradation rate인 1/100만큼 누출되며, 이로 인해 폐기물 드럼 내에 존재하는 핵종 재고량은 지수함수의 그래프를 보임을 알 수 있다.

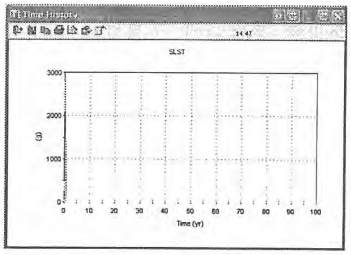


그림 4. SLST모델

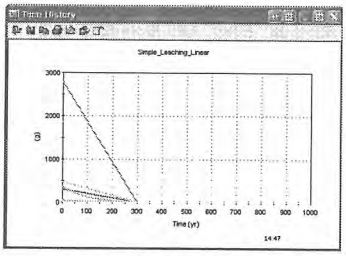


그림 5. 선형단순침출모델

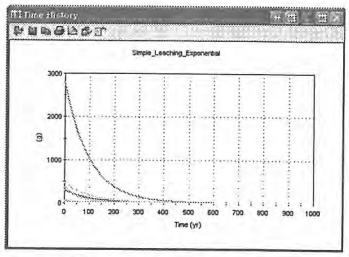


그림 6. 지수단순침출모델

3. 결론

GoldSim 전산코드의 Source Term Element를 활용하여 3가지 핵종 누출 모델인 SLST모델, 선형단순침출모델, 지수단순침출 모델을 구현하였다. 이와 같은 핵종 누출 모델은 MASCOT 전산코드로도 구현이 가능하다. 그러나 객체 지향적이고 GUI(Graphic User Interface) 환경 기반인 GoldSim 전산코드를 활용할 경우 보다 편리하게 모델 구현이 가능하며 사용자가 확인하고자 하는 결과물을 손쉽게 설정하여 확인이 가능하므로, 향후 국내외 처분시설에 대한 안전성평가에 활용한다면 효과적인 업무 수행이 가능할 것으로 기대된다.

참고문헌

1. GoldSim 홈페이지(http://www.goldsim.com)
2. Sinclair, J.E. and Agg, P.J (1994) : MASCOT and MOP Programs for Probabilistic Safety Assessment PART A: Overview, NSSS/R336 AEA-D&R-0476 PART A

A Biosphere Assessment for Alternative Scenario Cases

Youn-Myoung Lee, Yongsoo Hwang
Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Deokjin, Yuseong, Daejeon 305-600
ymlee@kaeri.kr

1. Introduction

During the last few years through a series of safety assessment studies, many assessment programs to evaluate the nuclide release behavior from the near- and far-field of repository system as well as biosphere assessment have been developed by utilizing AMBER[1] and GoldSim[2].[3-5] The objectives of this study are twofold; 1) to demonstrate an in-depth stand-alone biosphere assessment tool implemented as a GoldSim template program, by which the dose exposure to humans being due to the radioactive waste repository system can be evaluated, completely exclusive of geosphere modeling for safety assessment of such repository system, and 2) to show its practicality and sensitivity in accordance with several modeling assumptions and relevant scenarios through some illustrations for dose evaluations. Accordingly the final goal of this study is to construct a dose assessment model developed with the aid of GoldSim, by which the dose to the individuals due to long-term nuclide release from the repository system can be predicted and evaluated for licensing purposes. This could finally be linked as a biospheric part to the total safety assessment program necessary for showing the performance of the repository and the safety of the repository as well. Among a few other possibilities, in Korea, a repository system might be typically expected to be located in or at least pretty near a coastal area and situated in the geological medium dominated by such a crystalline rock as granite, covered by typical layers of a groundwater flowing aquifer, unsaturated vadose, and surface soils in the mountain areas, several kilometers off the coast, which seems a reasonable scenario in view of the Korean socio-geographical situation. In such a case, fresh water bodies such as water running rivers, lakes, shallow or even deep wells and near marine water as well as soil sediments beneath such water bodies could be principal geosphere-biosphere interfaces (GBIs), over which nuclides are released from the geosphere and get ready for spreading out into the biosphere. And also throughout the major part of repository area, there could exist terrestrial vegetation through irrigations from various sources of surface fresh waters as well as fishing activities both on the rivers and in the sea areas. Through the current study, with a GoldSim biosphere assessment program that has been developed and then successfully transplanted into a GoldSim TSPA (Total System Performance Assessment) program for the safety assessment of a high and low- and intermediate-level radioactive waste repositories, two illustrative cases are investigated.

2. Illustration

For illustrative purposes, two cases are investigated regarding the hypothetical biosphere environmental system: Two different drinking water scenarios have been calculated and compared with each other and an alternative case scenario by which a new Farming exposure group (called *alternative* exposure group) who are assumed to be exposed to whole exposure pathway available unlike conventional farming exposure group (see Fig. 1*left*) who are exposed only to the limited exposure pathways where they live is separately evaluated and then compared to the conventional exposure case.

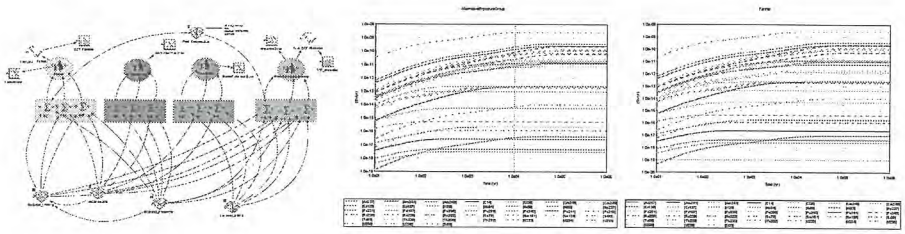


Fig. 1. A GoldSim module with an exposure pathway for the alternative exposure group (*left*) and behaviors of the dose exposure rates to: The alternative exposure group (*center*); conventional farming exposure group (*right*)

Fig. 1*center* shows the case of the dose exposure for the alternative exposure group who are exposed to all the possible exposure pathways including not only the farming scenario but also to the additional river and marine exposure scenarios which revealed similar exposure values for almost all the nuclides when compared with the case for other conventional farming exposure group, as shown in Fig. 1*right*, who are exposed to the exposure pathway limited to the farming scenario. The peak dose rates were compared with each other are also shown in Fig. 2 (*left*). Fig. 2 (*right*) shows the plots for two different drinking water scenarios in which the case of water drinking from the well generally gives higher dose rates for almost all the nuclides than in the case of drinking water from the river.

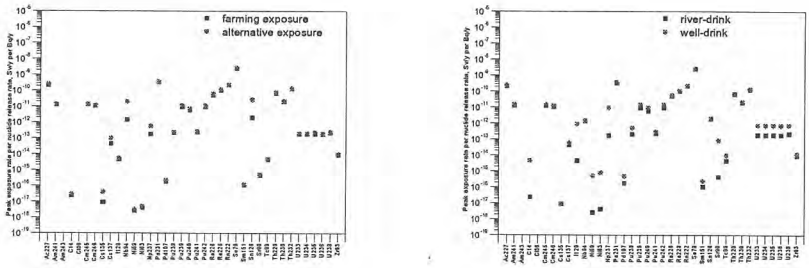


Fig. 2. Peak farming exposure rates with the river water drinking scenario due to nuclide release compared to the alternative exposure group (*left*); and to the well water drinking scenario (*right*)

Therefore, it is concluded, from the result of two illustrated cases that the alternative exposure group seems to be exposed to a higher dose exposure rate, especially when they take drinking water from the well, not the river.

References

1. AMBER 4.4 Reference Guide, Enviros, U.K., 2002.
2. GoldSim, User's Guide, Version 4, GoldSim Technology Group, 2006.
3. Youn-Myoung Lee et al., *Progress in Nuclear Energy*, 51, 746-759, 2009.
4. Youn-Myoung Lee et al., Trans. of the Korean Radioactive Waste Society Spring Meeting, Gyeongju, June 18-19, 2009.
5. Youn-Myoung Lee et al., Trans. Korean Nuclear Society Spring Meeting, Jeju, May 21-22, 2009.

GoldSim을 이용한 Concrete 열화 평가방법

이성호
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
shlee10@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성폐기물 처분장 건설 및 운영에 따른 안전성 여부는 해당 지역주민은 물론 모든 국민의 관심사이다. 미래 수십만 년 혹은 수백만 년 이후 처분 안전성이 보장될 수 있을 것인지 여부는 현재 안전성 평가에 의해 판단되고 있다. 처분장에 대한 안전성 평가는 기존에는 MASCOT를 이용하여 수행하여 왔으며 최근에는 GoldSim을 이용한 평가체제로 전환되고 있다. 미국 유카마운틴 처분장 인허가에 활용된 GoldSim은 User-friendly & Graphic Interface의 장점을 가진 코드이며, 본문에서는 MASCOT로는 평가할 수 없었던 콘크리트 열화를 GoldSim으로 평가하는 방법을 제시하고 중·저준위처분시설 일부에 적용할 경우 방사선 영향은 어떠한 형태로 나타나는지 확인하고자 하였다.

2. 본론

2.1. 기본 평가모델 개발

평가를 위하여 GoldSim으로 개발된 기본 평가모델은 Silo 1개를 대상으로 하고 있으며, 처분된 폐기물의 방사성 핵종들이 고화체-처분용기-분쇄석-Silo 콘크리트-천연방벽을 경유하여 바다로 유출되어 생태계로 전이되는 BS1 시나리오를 기반으로 설계되었다. 기본 모델은 기존의 국내 중·저준위처분시설의 안전성 평가에 사용하였던 데이터(핵종재고량, 반감기, 분배계수, 확산속도, 인공방벽 두께, 천연방벽 거리, 인공방벽에서의 유속, 천연방벽에서의 유속 등)를 최대한 활용할 수 있도록 설계되었다. 다만, 이번 모델에서는 열화시점을 전후한 천연방벽에서의 지하수 유속 변화를 고려하지 않았으며, 전알파는 우라늄 값을 사용하였다.

2.2. 열화시점을 전후한 단계적 변화

처분장 콘크리트 열화시점은 통상 1400년으로 간주하고 있으며, 열화과정을 거치면서 콘크리트의 공극율, 밀도, 분배계수 등이 변화하는 것으로 알려져 있다. 열화시점을 전후한 단계적 변화는 열화시점인 1400년을 전후하여 콘크리트 공극율, 밀도, 분배계수 등이 급작스럽게 바뀌는 평가방법을 의미한다. 이러한 방법은 결과적으로 1400년을 전후하여 콘크리트가 급작스럽게 열화하는 것을 의미하며 기존에 사용된 평가방법과 유사하다. 열화시점을 전후한 단계적 변화를 적용한 데이터는 표 1과 같다.

표 1. 열화를 전후한 단계적 변화에 사용된 데이타

항목	열화 전	열화 후
콘크리트 공극율	0.15	0.3
콘크리트 밀도	2300	1890
핵종별 분배계수	열화 전 콘크리트-지하수간 핵종 분배계수	열화 후 콘크리트-지하수간 핵종 분배계수

2.3. 열화시점까지 선형적 변화

처분 후 1400년이 되면 순식간에 콘크리트의 열화가 일어남을 의미하는 단계적 변화보다는 처분 후 콘크리트가 점차적으로 열화하기 시작하여 1400년이 되면 완전히 열화하는 것을 묘사하는 선형적 열화를 고려하는 것이 보다 타당할 것으로 판단된다. 이러한 선형적인 열화에 적용된 데이터는 표 2와 같다.

표 2. 선형적인 열화에 적용된 데이터

항목	열화 구간	열화 후
콘크리트 공극율	0.15 + 0.15 x Time(yr) / 1400(yr)	0.3
콘크리트 밀도	2300 - 410 x Time(yr) / 1400(yr)	1890
핵종별 분배계수	열화 전 Kd + (열화 후 Kd-열화전 Kd) x Time(yr) / 1400(yr)	열화 후 콘크리트-지하수간 핵종 분배계수

3. 평가 결과

처분 후 1400년이 되면 순식간에 콘크리트의 열화를 묘사한 열화시점을 전후한 단계적 변화의 결과로 그림 1 및 처분 후 콘크리트가 점차적으로 열화하기 시작하여 1400년이 되면 완전히 열화하는 것을 묘사하는 선형적 변화결과로 그림 2와 같은 평가결과를 얻을 수 있었다.

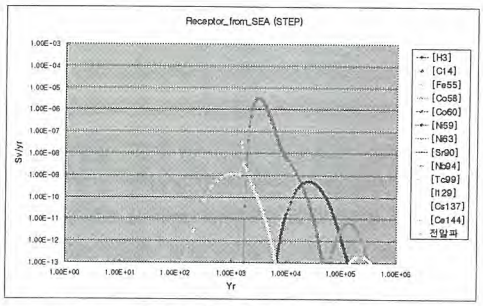


그림 1. 열화시점에서의 단계적 평가결과

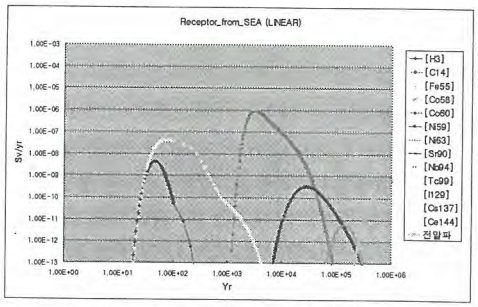


그림 2. 열화기간의 선형적 평가결과

4. 결론

콘크리트 열화시점을 전후한 단계적 변화개념 및 열화시점까지 선형적 변화개념을 활용하기 위하여 GoldSim으로 기본 평가모델을 개발하여 각각의 개념에 따른 입력방법을 적용한 결과는 다음과 같다.

먼저, 최대 피크치는 단계적 변화에서 2960년에서 3.22E-06 Sv/yr 및 선형적 변화3120년에서 9.2464e-07 Sv/yr로 나타나며, 둘째, 단계적 평가의 I-129 핵종의 피크치는 1400년에서의 열화를 고려한 입력인자의 급격한 변화로 나타난 것으로 판단된다. 마지막으로 단계적 평가에서 H-3 핵종이 나타나지 않는 것은 Near field에 적용된 열화 전 지하수 이동속도 및 반감기가 주 영향을 미쳤을 것으로 판단된다.

이러한 평가 결과를 거시적인 관점에서 볼 때, 단계적 평가방법의 경우 I-129의 피크치를 전후하여 급격한 변화를 볼 수 있으며, 처분장 전체에 대한 안전성 평가 시 Total dose의 피크치에 영향을 미칠 수도 있다. 단계적 평가방법의 이러한 단점은 선형적 평가방법으로 해결할 수 있으며, 개념상으로도 보다 현실적인 대안이 될 수 있다. 다만 콘크리트 열화는 점진적으로 진행되는 것으로 간주되지만 어떠한 패턴으로 진행되는지에 대한 보다 명확한 데이터를 확보하는 것이 안전성 평가의 정확도를 높이는데 기여할 것이다.

국내 중·저준위 방사성폐기물 처분시설의 인간침입 평가 발전방향 고찰

정해용, 서은진, 박진용, 정찬우
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19번지
hyjung@kins.re.kr

방사성폐기물 처분시설은 폐쇄후 먼 미래까지 방사성폐기물을 인간으로부터 격리해야 하며, 이를 확인하기 위한 안전성평가는 필수적이다. 특히, 먼 미래에 처분시설의 존재 사실을 인지하지 못한 부주의한 인간활동으로 인해 처분시설이 영향을 받는 것은 안전성평가에서 중요하게 고려되어야 하는 부분으로 인간침입의 측면에서 평가된다. 현재 동굴 방식으로 1단계 처분시설(10만 드럼 규모)이 건설되고 있는 경주방폐장은 향후 80만드럼 규모까지 확장될 예정인 바, 향후 처분시설의 안전성평가를 위해 인간침입 평가의 발전방향을 고찰한다.

처분시설 안전성평가에서의 인간침입 평가

현행 원자력법령에서는 중·저준위방사성폐기물 처분시설에 관한 방사선위해방지 기준을 교육과학기술부고시 제2008-63호에 규정하고 있으며, 인간침입에 대해서는 동 고시 제11조(인간침입에 대한 방호)에 "처분시설의 제도적 관리기간 이후 인감침입에 따른 방사선영향은 일반인에 대한 선량한도 이하로 제한되어야 하며 합리적으로 가능한 한 낮추도록 설계되어야 한다."라고 기술하고 있다. 국내 중·저준위방사성폐기물 처분시설의 폐쇄후 성능목표는 크게 세 가지 범주로 구분되어 있는데, 첫 번째는 일반적으로 처분시설이 시간에 따라 진행되는 진화(evolution)과정을 거치면서 겪게 되는 정상적인 자연현상에 의한 것과 두 번째는 인적오류나 비정상적 자연사건(예, 지진)처럼 예상하기 어려운 현상으로 인한 것이며, 마지막으로 처분시설 제도적 관리 기간 이후 인간침입에 의한 것이다. 인간침입에 대해서는 앞선 두 가지와는 다르게 성능목표치라는 용어 대신 방사선방호 측면의 기준이 사용되고 있는데, 이는 처분시설에 대한 인간침입 행위 자체가 처분시설의 여러 방벽(공학적 방벽, 천연방벽)을 우회하는 우연한 사건으로써 처분시설에 처분된 방사성폐기물이 인간 생활권에 이르게 되는 일반적인 두 가지 경로(자연현상, 인위적 사건)와는 차별된 평가 및 기준이 필요함을 의미한다. 즉, 인간침입의 함축적 의미를 고려할 때 인간침입은 방사선 방호 최적화의 일부로서 설정되는 방벽들의 일부 또는 전부를 배제하게 되므로 방호 최적화의 범주에서 고려하는 것은 부적절하지만, 처분시설의 인간침입의 경우에도 그 결말을 제한하거나 침입의 가능성을 낮추기 위해 합리적인 노력을 기울여야 한다.

일반적인 인간침입의 평가

일반적으로 처분시설의 폐쇄후 안전성평가는 IAEA ISAM 방법론이 널리 사용되고 있는데, 인간침입에 대한 평가도 안전성평가의 일부분으로써 상기 방법론의 절차 및 방법에 의해 수행된다. 경주처분시설의 경우에도 이 방법론이 적용되어 인간침입을 포함한 안전성평가가 수행되고 검증되었다. 일반적인 처분시설 안전성평가에서와 마찬가지로 인간침입평가에서 가장 중요한 평가의 시작단계는 처분시설의 특성을 파악하고 FEP (Features, Events and Processes) 목록 분석을 통한 시나리오를 설정하여 평가 모델을 만드는 것이다. 이러한 단계를 거쳐 필요한 데이터를 수집·확보하여 적용하고 계산하여 부합성을 입증하는 일련의 단계를 거치게 된다. 그러나, 이러한 일련의 평가과정을 진행하기 위해서는 먼저 인간침입이 발생할 수 있는 처분시설 폐쇄후의 먼 미래에 대한 합리적이고 객관적으로 타당한 예측이 필요하다. 즉, 인간침입은 앞서 언급한 바와 같이 방사선방호 최적화의 일부로서 설정되는 방벽들의 일부 또는 전부를 우회하여 방사선원에 접근하는 행위로써 시나리오의 설정과 그 발생 가능성이 굉장히 주관적이다. 먼 미래에 대한 합리적이고 객관적 타당성의 예측을 하고 평가의 불확실성을 줄이기 위해서는 처분부지 인근에서 현재 이뤄지고 있는 인간활동을 기초로 하여 평가하는 것이 중요하다.

인간침입 평가의 발전을 위한 고려사항

우리나라의 경우 처분시설에 대한 안전성평가에 대한 연구는 상당히 오랜 기간 동안 이루어져 왔으며, 특히 경주방폐장 안전성평가를 통해 기존에 연구되었던 안전성평가 전략, 방법론, 평가도구 등이 구체적으로 구현되었다. 그러나, 오랜 기간동안 수행되어 왔던 연구과제로서의 처분시설 안전성평가가 실제 처분시설의 안전성평가에 구현되는 과정에서는 여러 가지 개선점을 나타냈으며, 이러한 점들은 향후 국내 처분시설의 추가 개발을 위해서 더욱 개선·발전되어야 할 것으로 생각된다. 특히, 안전성평가 중에서도 불확실성이 가장 크다고 볼 수 있는 인간침입의 경우에는 더욱 많은 노력이 필요할 것으로 판단되는 바, 이에 인간침입 평가를 발전시키기 위한 몇 가지 고려사항들을 살펴보고자 한다.

① 시나리오의 객관적 타당성 증진 : IAEA ISAM 방법론을 사용하여 시나리오를 설정함에 있어서 가장 기본적인 부분은 객관적 타당성을 바탕으로 미래의 인간활동을 예측하여 FEP 목록을 분석하는 것이다. 처분시설 인근의 인간활동을 적절히 분석하고 이를 바탕으로 미래의 활동을 예측할 필요가 있으며, 우리나라의 일반적 사회발달 및 환경변화 등을 충분히 고려해서 시나리오 설정을 위한 기본 자료를 구축하는 것이 필요하다. 일반적으로 인간침입 평가에서는 폐쇄후 제도적 관리기간이 종료된 이후에 지하광물 탐사나 지하자원개발을 위한 시추활동을 가장 대표적인 시나리오로 설정하는데, 이러한 일반적인 시나리오 설정이 과연 국내 처분시설의 주변환경이나 생활방식 등에 타당한지에 대한 고려가 필요하고, 추가적 우리나라 처분시설의 환경인자 등을 고려한 객관적 타당성을 가진 시나리오가 설정될 수 있는 지에 대한 연구도 필요한 것으로 보인다.

② 결정집단(Critical group) 또는 대표인(represenstative person)의 구체화 : 처분시설 안전성평가에서는 안전기준과의 비교를 위해 결정집단 또는 대표인을 설정하여 평가의 대상으로 삼아야 하며, 결정집단이나 대표인은 임의의 시간에 그 처분시설에 영향을 미칠 수 있는 사건들의 분석에 기초하여 설정되어야 한다. 인간침입 평가를 위한 결정집단이나 대표인은 해당 사건이 발생하는 시점에서 영향을 받을 수 있는 처분시설 주변의 인간집단을 양식화된 방법을 통해 균질성과 대표성을 가지도록 구체적으로 설정되어야 한다. 또한, 결정집단이나 대표인에 대한 선량평가를 위해서 현재의 생태계를 기반으로 미래 생태계에 대한 체계적인 모델링이 필요하다. 기후변화 등과 같은 주요 환경변화에 대한 연구를 바탕으로 생태계 모델링을 구체화·다양화 할 필요가 있다.

③ 입력변수 자료의 특성화 및 체계화 : 인간침입 평가에 대해서는 사용되는 입력 데이터들이 부지 특성을 반영하도록 하고 이것들을 전체적으로 체계화해서 관리하는 것이 필요하다. 이는 안전성평가에 사용되는 입력 데이터 전반에 해당되는 것이라고도 할 수 있겠으나, 특히나 불확실성이 큰 인간침입에 대해서는 더욱 그러하다.

④ 평가 전산코드의 고도화 : 외국의 사례를 살펴보면, 처분시설 안전성평가를 위한 종합성능평가(TSPA)용 전산코드들이 일반화 되어 있으며 널리 사용 중이다. 우리나라의 경우에도 경주방폐장 안전성평가에서는 다양한 외국의 전산코드들이 사용되었다. 하지만, 인간침입 평가를 위해서는 비교적 간단하고 단순한 코드가 사용되었는데, 향후 처분시설 안전성평가 특히 인간침입 평가의 신뢰도를 높이기 위한 다양한 방식의 평가를 위해서는 평가용 전산코드를 선정하고 운용하는 데에도 많은 노력이 필요할 것으로 판단된다.

⑤ 확률론적 평가방법의 도입 : 인간침입 평가에서는 특정 시기에 인간 활동으로 인한 처분시설에 대한 침입이 발생하고 이로 인한 방사선학적 영향을 결정론적 방법론에 의해 평가하는 것이 일반적이다. 하지만, 미래의 사건은 예측하기 힘들며 특히 우물이용시나리오와 같이 평가 관점에 따라 결정론적 평가와 확률론적 평가의 논란이 있는 경우에는 확률론적 평가 방법을 통해 결정론적 평가 결과를 보완하는 것도 인간침입 평가 결과의 신뢰성을 제고하는 데 좋은 방안이 될 수 있을 것으로 생각된다. 따라서, 인간침입 사건에 대한 확률론적 평가 가능성 및 구체적 적용 방안에 대한 검토가 필요할 것이다.

⑥ 기준치(1mSv/yr) 적용 : 현행 인간침입에 대한 기준은 연간 1mSv로 이것은 방사선학적으로 개입(intervention)이 정당성을 갖는 하한(10mSv/yr)의 분율(1/10)을 고려하여 설정된 것으로 인간침입의 기준으로는 외국에 비해 상대적으로 보수적인 값이다. 이러한 기준치를 적용할 때 가장 중요한 것은 과도한 억측을 바탕으로한 시나리오를 배제하고 합리적이고 보편타당한 시나리오를 바탕으로 평가하여 그 결과의 부합성을 판단하는 방식으로 접근해야 하는 것이다.

맺음말

처분시설 안전성평가는 처분시설 폐쇄후 먼 미래에서의 인간에 대한 영향을 평가하는 것으로 필연적으로 큰 불확실성을 내포하고 있다. 특히, 인간활동으로 인해 처분시설이 영향을 받게 되는 인간침입에 대해서는 미래 사건에 대한 예측의 불확실성이 크기 때문에 평가가 더욱 어렵다고 할 수 있다. 우리나라의 경우 처분시설 개발의 역사가 그리 오래지 않기 때문에 인간침입 평가에 대한 기술력의 축적이 더욱 필요한 상황이다. 본 연구에서는 향후 인간침입 평가를 좀 더 발전시키기 위한 여러 가지 사항들을 고찰해 보았다. 우리나라 처분시설의 주변 환경이나 생활 방식 등을 고려해서 시나리오를 설정하고 평가에 사용되는 데이터를 체계적으로 수집·관리하며, 좀 더 향상된 전산코드를 사용함으로 해서 인간침입 평가의 불확실성을 저감하고 평가결과의 신뢰성을 제고할 수 있을 것이다. 이러한 사항들이 일반적인 처분시설 안전성평가 전반에도 적용될 수 있지만, 특히 인간침입 평가에서는 그 중요성이 클 것으로 생각하며, 향후 처분시설의 지속적인 개발을 위해서는 안전성평가 전반에 걸친 노력을 통해 Safety Case를 견고히 구축하는 것이 필요하다.

방사성폐기물 자체처분 관련 제도 및 적용 사례 고찰

이관희, 정재학, 송민철, 이윤근
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 34
khlee@kins.re.kr

1. 서론

방사성폐기물의 자체처분이란 방사선학적 위해도가 미미한 처분제한치 미만의 방사성폐기물을 원자력관계사업자가 소각, 매립 또는 재활용 등의 방법으로 처분하는 개념을 말한다. 특정한 방사선원(Source) 또는 행위(Practice)와 관련된 방사선학적 영향이 사소하거나 또는 이에 대한 규제 관리가 거의 불가능한 경우 이를 규제 대상에서 제외하는 개념은 규제면제, 규제해제 또는 규제배제라는 용어로 표현되고 있다. 규제해제는 국내의 관계법령에서는 자체처분이라는 용어로 통용되고 있다. 규제배제(Exclusion)란 방사선원 또는 행위에 대한 규제 관리가 현실적으로 거의 불가능하여 이를 규제하지 않는 경우이며, 우주선(Cosmic Rays) 및 체내에 존재하는 K-40 등이 그 대표적인 사례이다. 한편 규제면제 및 규제해제는 방사선원 또는 행위와 관련된 방사선학적 영향이 미미하여 이를 규제대상에서 제외한다는 점에서 서로 유사한 개념이다. 그러나 규제면제는 신규 선원 및 행위를 처음부터 규제 대상에서 제외하는 것이며, 규제해제는 기존에 규제 대상이던 선원 및 행위를 규제 대상에서 제외하는 것 이라는 점에서 차이가 있다.

이 논문에서는 원자력발전소 및 핵연료주기시설 등(방사성동위원소 이용기관 제외)에서 발생한 방사성폐기물의 자체처분계획서 심사경험을 토대로 방사성폐기물 자체처분 관련 제도 및 국내 현황을 고찰하였다.

2. 자체처분 관련 법령 및 규제체계

가. 관련 법령

원자력법 제84조 제2항에서 폐기시설 등 건설운영자가 아닌 자는 교육과학기술부령이 정하는 종류 및 수량의 방사성폐기물을 땅속에 천층처분 또는 심층처분 등의 방법으로 처분할 수 없다고 규정하고 있으며, 동조 제3항에서는 제2항의 규정에 의한 방사성폐기물 외의 방사성폐기물의 처분은 대통령령이 정하는 방법 및 절차에 적합하도록 하여야 한다고 규정하고 있다. 또한, 원자력법시행령 제228조의2에서는 핵종별 농도가 교육과학기술부장관이 정하는 값 미만인 방사성폐기물을 소각·매립 또는 재활용 등의 방법으로 처분할 수 있다고 규정하고 있다. 원자력법시행규칙 제86조에서는 자체처분을 허용할 수 있는 연간 선량기준(개인 : 10 μSv, 집단 : 1 man·Sv)을 규정하고 있으며, 시행규칙 제87조는 자체처분 신고와 관련된 내용을 규정하고 있다.

또한, 교육과학기술부고시 제2008-64호(방사성폐기물의 자체처분에 관한 규정 고시)는 방사성폐기물의 처분제한치와 처분제한치 미만의 방사성폐기물의 자체처분절차 및 방법 등에 관한 세부사항을 규정하고 있다.

나. 자체처분 관련 규제체계

지금까지 처분제한치 미만의 방사성폐기물 자체처분에 관한 인허가 업무는 원자력법 제111조(권한의 위탁) 및 원자력법시행령 제323조(위탁할 수 있는 업무) 등에 따라서 교육과학기술부 위탁업무의 일환으로 한국원자력안전기술원에서 자체처분계획서 접수 및 검토 업무를 수행하고 있다.

3. 국내 자체처분 현황

가. 일반 현황

1994년 한전원자력연료(주)에서 발생한 NaF 폐기물에 대한 자체처분이 처음 시행된 이후, 1995년부터 원전에서 발생한 방사성폐기물의 자체처분이 시행되었다. 그 후 관련 법령의 정비를 통하여 2000년부터 본격적으로 자체처분이 시행되었으며, 최근에는 자체처분 대상 폐기물 종류 및 수량이 증가하고 있는 추세이다.

주요 자체처분대상 폐기물에는 토양, 폐콘크리트, 철재류, 활성탄, 폐수지, 폐유 등이 있으며, 목재 및 종이류 등도 일부 자체처분 되고 있다. 자체처분 방법을 살펴보면, 철재류는 대부분 재활용되고 있으

며, 토양, 폐수지, 활성탄, 콘크리트 등은 매립장에 매립하고 있다. 폐유, 폐수지, 종이 등은 폐기물 처리 시설로 허가를 받은 소각시설에서 소각하고 있다.

나. 최근 5년간 자체처분 현황

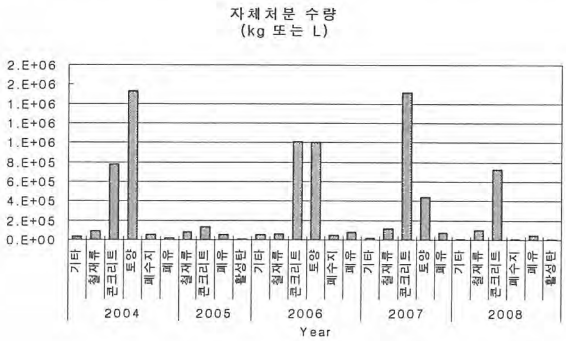
표 1은 최근 5년간(2004~2008년) 기관별 자체처분 계획서 신청건수를 보여주고 있다. 발전용원자로 사업자인 한국수력원자력(주)는 철재류, 폐수지, 활성탄, 콘크리트 등 다양한 종류의 폐기물에 대하여 자체처분을 시행하고 있으며, 신청건수가 다른 기관에 비하여 많다. 한전원자력연료(주)는 연평균 3~4회 정도 금속물과 콘크리트 폐기물에 대한 자체처분을 꾸준히 시행하고 있으며, 한국원자력연구원은 연구로 1,2호기 해체과정에서 발생한 콘크리트 등에 대하여 자체처분을 시행한바 있다.

표 1. 최근 5년간 자체처분 계획서 신청 건수

구 분	연도별 자체처분 계획서 신청 건수					
	2004	2005	2006	2007	2008	합계
한국수력원자력(주)	9	11	13	11	12	56
한전원자력연료(주)	2	3	5	4	3	17
한국원자력연구원	1	0	1	2	1	5
합계	12	14	19	17	16	78

(주) 1건의 계획서에 2종류 이상의 폐기물에 대한 자체처분 계획이 포함된 것은 1건으로 계산하였음.

그림 1과 그림 2는 2004년부터 2008년까지 폐기물 종류별 자체처분 수량을 보여주고 있다. 콘크리트 폐기물의 자체처분 양(52%)이 전체의 절반 이상을 차지하고 있으며, 토양이 그 다음으로 많은 양(38%)을 차지하고 있다. 철재류는 전체 자체처분양의 약 5% 정도이다.



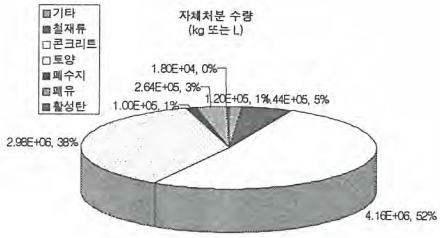


그림 1. 폐기물 종류 및 연도별 자체처분 수량　　그림 2. 최근 5년간 폐기물 종류별 자체처분 수량

참고문헌

1. 한국원자력안전기술원, 원전 및 핵주기시설 발생 방사성폐기물 자체처분 규제지침 개발, KINS/RR-658, 2009.
2. 한국원자력안전기술원, 방사성폐기물 규제해제 요건 개발, KINS/RR-144, 2002.

플라스틱 자체처분을 위한 피폭방사선량평가

주광태, 김서열, 유석준, 유보종, 주성균, 안상준
고려공업검사(주), 서울광역시 용산구 서계동224-21
gtjoo@chol.com

1. 서론

현재 국내 원자력시설 등에서 발생한 처분제한치 미만의 방사성폐기물을 교육과학기술부 고시 2008-64호 "방사성폐기물의 자체처분에 관한 규정"의 절차에 따라 제반업무를 수행하고 있다.
본 논문에서는 한국원자력연구원에서 발생된 처분제한치 미만의 방사성폐기물 종류 중 플라스틱 폐기물의 자체처분을 위한 절차를 수립하였다. 자체처분 수립을 위한 검토사항으로는 규제 해제 농도의 적용방안, 대표시료의 입증방안, 난검출성 핵종의 평가방안, 자체처분대상 폐기물의 관리방안 이며 이를 토대로 자체처분대상 폐기물 관리, 자체처분대상 방사선(능) 측정, 소각감용비 평가방안, 소각 및 소각재 매립의 주민선량평가, 인허가 심사서류 신청, 최종 매립 처분까지의 과정을 수행하였다.

2. 평가 방법

평가 대상은 원자력연구원 하나로 비상 냉각수 저장설비의 저장조 탱크이며 자체처분 대상 폐기물의 재질은 PE(polyethylene)으로 만들어진 저장조로 방사선(능) 측정 등 처리 및 처분의 용이성을 위하여 1 m × 1 m 의 크기로 구획을 짓고 각각의 구획 부위별로 표면오염도를 측정하였다.
자체처분대상 시료채집 방법은 다음과 같다. 저장조 탱크(PE)의 표면오염도 측정 후 각 탱크의 구획 부위별로 절단 작업을 수행하였다. 가로×세로 각 1m 크기로 절단된 저장조 탱크(PE) 200kg당 시료를 전동톱(직소)를 이용하여 생성되는 chip을 1리터 회수하였으며 chip의 크기는 약 2 mm 이내이다. chip을 시료병에 채울 때 빈공간이 잘 채워지도록 채움 작업을 행하여 1000cc의 시료를 준비하고 시료 전처리 과정으로 채취한 시료는 핵종의 휘발을 방지하기 위하여 500 ℃이하의 온도에서 회화 하였다. 회화한 회분은 혼합산을 사용하여 시료를 용액화 하였으며 회화와 산처리 방법으로 용액화한 채취 시료를 감마계측기에 넣어 일정시간 동안 계측하여 방사능량을 측정하였다. 교정용 핵종 혼합용액 표준선원 밀도와 회화 및 산처리 방법으로 용핵화 한 계측시료의 밀도는 1 g/㎤ 로 동일하게 하였다. 회화 및 산처리 방법으로 용액화한 계측시료의 geometry는 일반용액 시료를 측정하는 것과 동일하며 교정용 핵종 혼합용액 표준선원의 geometry와 측정용기가 일치하도록 유지하여 핵종의 방사능량 측정을 수행하였다.

표1. RESRAD(Ver6.3) 프로그램, KINS/GR-199에 제시된 농축산물의 전이계수값

핵 종	RESRAD (Ver 6.3)	KINS/GR-199	적용전이계수	단 위
Co-60	• Plant : 0.08 • Meat : 0.02 • Milk : 0.002 • Fish : 300 • Crustacea : 200	• Plant : 0.019 • Meat : 0.005 • Milk : 0.0017 • Fish : 100 • Crustacea : 2000	• Plant : 0.08 • Meat : 0.02 • Milk : 0.002 • Fish : 300 • Crustacea : 2000	• Plant : (Bq/kg-weight)/(Bq/kg-soil) • Meat : (pCi/kg)/(pCi/d) • Milk : (pCi/kg)/(pCi/d) • Fish : (pCi/kg)/(pCi/L) • Crustacea : (pCi/kg)/(pCi/L)
Cs-137	• Plant : 0.04 • Meat : 0.03 • Milk : 0.008 • Fish : 2000 • Crustacea : 100	• Plant : 0.026 • Meat : 0.26 • Milk : 0.0083 • Fish : 30 • Crustacea : 20	• Plant : 0.026 • Meat : 0.26 • Milk : 0.0083 • Fish : 2000 • Crustacea : 100	

플라스틱 소각 및 매립에 따른 피폭방사선량 평가는 ENDOS(KAERI) 및 RESRAD(Ver6.3) 전산 코드를 적용하였다. 소각에 따른 주민선량 평가는 방사능 분석결과 처분제한치 미만인 저장조 탱크(PE)

2,000 kg의 소각처리 시 방사능 유출물의 대기방출에 의한 개인 최대 피폭방사선량을 평가 하였다. 입력 자료로는 감마핵종분석결과 검출 하한치 이하이므로 각 시료분석결과 중 대표핵종인 Co-60 및 Cs-137의 검출하한치를 이용하여 총방사능량을 계산하였다. 소각 시설에 대한 대기확산인자는 KINS/AR-756에 제시된 풍하방향에서 피폭지점까지의 거리 및 대기확산인자를 적용하였으며 매립에 따른 주민선량 평가는 저장조 탱크(PE) 소각 후 발생되는 소각재를 위탁처리업체의 매립장에 매립시 예상되는 개인 최대피폭선량 및 집단피폭선량을 평가하였다. 입력 자료로는 내부피폭(호흡 및 섭취) 선량환산인자는 최대피폭연령군을 고려하기 위하여 ICRP-72 에 제시된 선량환산인자의 2배를 적용하고 적용 핵종의 전이계수은 " 표1의 RESRAD(Ver6.3) 프로그램과 KINS/GR-199에 제시된 농축산물의 전이계수값 " 중 보수적인 값을 적용하였다. 소각재 농축현상에 따른 방사능 평가에서는 소각조건으로 자체처분대상 저장조 탱크(PE)와 일반폐기물의 혼합소각을 전제로 혼합비율은 자체처분대상 저장조 탱크(PE) : 일반폐기물 = 1 : 2(질량비)를 적용하고 자체처분 심사 시 폐기물 소각 감용비 사례의 종이류, 비닐, 면류에 대한 감용비 50을 적용하였다. 아래 표2에서 살펴보면 저장조 탱크(PE)와 일반폐기물의 혼합소각으로 소각재의 잔류방사능 농도는 1/3로 감소함을 보여주고 있다.

표2. 소각재의방사능농도

핵종별 방사능농도 (Bq/g)		감용비적용 후 방사능농도(Bq/g)	소각시 잔류방사능비율	혼합소각재 잔류방사능농도(Bq/g)
Co-60	1.385E-03	6.925E-02	1	2.308E-02
Cs-137	6.950E-04	3.475E-02	1	1.158E-02

3. 결과

플라스틱 자체처분 소각과 매립에 대한 피폭선량 평가결과를 살펴보면 소각에 의한 개인 선량한도인 10 μSv/yr의 0.003%에 불과하며 매립에 대한 개인선량한도 평가는 0.1%로 충분히 만족되는 것으로 평가되었고 집단선량평가에 대한 결과는 집단선량 평가기준인 1man-Sv/hr에 0.003%로 충분이 만족되는 것으로 평가되었다.

4. 결론

한국원자력연구원 하나로 비상 냉각수 저장조탱크(PE)의 자체처분 처리물량은 2Ton이며 방사성폐기물 드럼으로 처리될 수 있었던 처분 제한치 미만의 방사성폐기물을 면밀한 계획을 수립하여 아래 그림1의 과정에 의해 자체처분신고 및 처리함으로서 향후 유사 작업에 좋은 사례로 활용할 수 있을 것이다.

그림1. 플라스틱 자체처분 처리과정

본 논문의 PE 자체처분은 한국원자력연구원의 연구과제 일환으로 정부기금을 지원받아 수행되었음.

Site Selection of the Finnish Repository for Spent Nuclear Fuel

Reijo Riekkola, Anssi Auvinen
Consulting Engineers Saanio & Riekkola Oy, Laulukuja4,00420Helsinki, FINLAND
KOPEC, MorningPlazabuilding 351-1, gugal-dong, giheung-gu, yongin-si, gyeonggi-do, 446-593,KOREA
Reijo.Riekkola@sroy.fi

1. Nuclear waste management in Finland

The Finnish nuclear power plants have been in operation for more than 25 years. Two BWR units are operated at Olkiluoto (2 x 860 MWe) by Teollisuuden Voima Oy (TVO), and two PWR units at Loviisa (2 x 488 MWe) by Fortum Power and Heat Oy (Fortum). One PWR unit (1600 MWe) is under construction at Olkiluoto.

According to the Nuclear Energy Act, all nuclear waste generated in Finland must be handled, stored and permanently disposed of in Finland. The two nuclear power companies, TVO and Fortum, are responsible for the safe management of the waste and for all associated expenses. TVO and Fortum established a joint company, Posiva Oy, in 1995 to implement the disposal programme for spent fuel, whilst other nuclear wastes are handled and disposed of by the power companies themselves.

2. Overall schedule

Preparations for nuclear waste management were commenced in Finland already in the 1970s when the power plants were still under construction. In 1983, the Government confirmed a target schedule for spent fuel management, in which the construction of the final disposal facility was scheduled for the 2010s and the start of final disposal for 2020.

Potential sites for the disposal of spent fuel were screened in the 1980s, followed by detailed site investigations in the 1990s and an environmental impact assessment in late 1990s. In 1999, Posiva submitted an application for a Decision-in-Principle to choose Olkiluoto as the site of the final disposal facility. The Government issued a DiP in favour of the project in December 2000, and the Parliament ratified the decision in May 2001 [1].

Pursuant to the DiP the repository would be located in crystalline bedrock at Olkiluoto and disposal would be based on the KBS-3 concept. According to the target schedule, Posiva shall submit an application for the construction licence in 2012. This constitutes a major milestone for research and technology development activities in Posiva at present. [2]

3. Site selection

Studies to evaluate the suitability of the Finnish bedrock for the final disposal of spent fuel began in the late 1970s. The first site characterisation programme for a Finnish repository for spent nuclear fuel was introduced in 1982, implying a countrywide survey of the principal geologic features of Finland. The research proceeded in steps following the objectives of the Government's decision of 1983.

In 1985, about 100 candidate areas were selected for site investigations (Fig. 1). Field investigations, aiming at selection of the repository site, were started in 1987 on five of these sites. Deep drillings to a depth of 1000 m were a vital part of the field investigations. In 1993 Eurajoki, Äänekoski and Kuhmo were shortlisted for detailed investigations, but the final number of candidate sites was actually four after the decision to start investigations also on Loviisa NPP site.

The final site selection was based on the scientific material accumulated from site characterisation and evaluation during 15 years as well as on the Environmental Impact Assessment (EIA) conducted during

1997-1999. A safety assessment on long-term safety was produced to support the EIA and to enable site-specific evaluation of long-term safety. The main outcome of this work was that regulatory requirements on long-term safety could be met on all the sites with considerable safety margins. An assessment of the operational safety of the disposal facility as well as an assessment of the transportation safety produced similar conclusions. [3]

As none of the sites was clearly superior or inferior in terms of safety aspects, other criteria proved to be more important. Social impact and the infrastructure of the sites were highlighted in the final selection. The infrastructure of Olkiluoto was shown to provide the best support to the disposal facility. Finally, most of the spent fuel will be accumulated at the Olkiluoto power plant. As an outcome of these studies, Posiva proposed Olkiluoto as the site for the spent fuel repository in 1999.

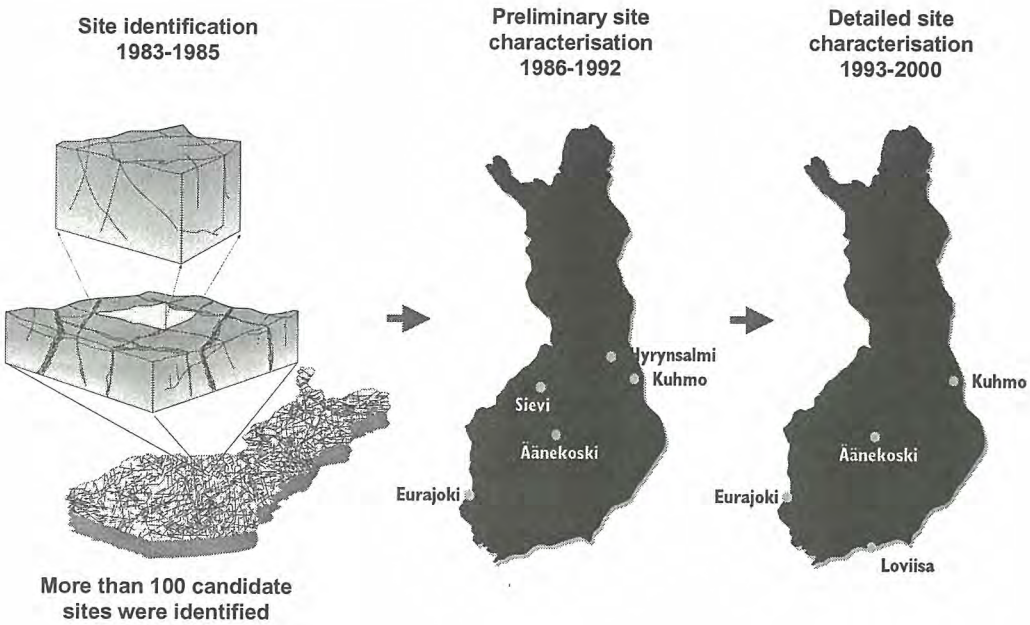


Fig. 1. Site selection research programme 1983-2000.

REFERENCES

[1] Riekkola, R and Auvinen, A. Successful Site Selection of the Finnish Repository for Spent Nuclear Fuel. Int. Symp. on Radiation Safety Management 2009 ISRSM. November 4-6, 2009 Daejon, Republic of Korea.

[2] Patrakka, E. Towards Implementation of Spent Nuclear Fuel Management in Finland. 20th World Energy Congress. Rome. 2007.

[3] Äikäs. T. Halfway to the Finnish. Nuclear Engineering International. 27 July 2009.

[4] Palonen, E. Site selection. Short status report. ANDRA-SKB-Posiva-Nagra Workshop on Repository Architecture and Access Facilities. September 21-23. 2009. Paris.

제4분과

사용후핵연료 및 핵연료주기 (Oral)

빈 면

사용후핵연료 집합체 구조물의 방사화 특성 분석

박창제, 강권호, 나상호, 양재환, 주윤정, 이정원
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
cjpark@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료는 전처리 공정에서 절단 및 해체, 탈피복, 분말화 등 일련의 공정을 거쳐 파이로공정의 전해환원 공정으로 넘어가게 된다. 이때 발생하는 집합체 구조물은 대부분이 금속이며 이러한 금속 폐기물 처리에 대해서는 주로 표면 제염후 용융 등의 공정으로 처리하게 된다.[1] 집합체 골격 구조재는 주로 탄소강으로 이루어져 있으며 노심 내 중성자에 의한 방사화로 감마 방출 핵종인 코발트 등을 함유하게 된다. 집합체 구조재를 효율적으로 처리하기 위해 본 논문에서는 우선 방사화 특성 분석을 수행하였다. 냉각에 따른 방사능, 붕괴열을 집합체 골격체의 성분별로 계산을 수행하였으며 기준 핵연료집합체는 PLUS-7을 선정하였다. 기준 핵연료의 농축도는 4.5 wt%이며, 연소도는 55 GWD/tU이고 10년 냉각된 상태이다. 이러한 기준 핵연료의 연소계산은 ORIGEN-S[2] 로 수행하였으며 장전된 노심의 라이브러리는 17X17 type을 선정하였다. 또한 붕괴계산 시 중성자 및 감마 에너지 라이브러리는 각각 44ENDF5 와 18SCALE 을 이용하였다.

2. 계산방법 및 결과 고찰

핵연료집합체의 무게는 대략 640 kg 정도이며 그중 구조 골격체의 무게는 약 45 kg 정도 차지한다. 골격체의 부품에 따라 Inconel718, SS304, Zirlo, Zircaloy-4 등으로 구성되어 있다. 골격체의 구성별 무게 및 특성은 표 1에 나타내었다. 소량의 Zircaloy-4의 경우 봉마개에 이용되는데 피복재와 같은 재질로 본 연구에서는 제외하였다. 주로 Zirlo와 SS304가 핵연료집합체의 각각 41%, 39%로 대부분을 차지하고 있음을 알 수 있다. 방사화 특성 분석을 위하여 재질별로 같은 함량을 가정하였으며 핵연료 1톤 기준으로 각각 30 kg으로 가정하였다. 표 2는 재질별로 방사능과 붕괴열 및 감마선 세기를 나타내고 있다. 상대적으로 Fe을 많이 함유하고 있는 SS304와 Inconel718,의 경우 Fe59가 중성자를 포획하여 Co60으로 변환되어 강한 감마선을 방출하고 또한 붕괴열도 유사한 경향으로 방출하고 있다. Inconel718, SS304 및 Zirlo의 순으로 8.53E+03 Ci, 2.41E+03 Ci, 4.25E+01 Ci 의 방사능 세기를 보이며 방사능의 주요 핵종은 Co60과 Fe55, Ni63 임을 확인하였다. 붕괴열 및 감마세기도 유사한 경향으로 나타났다. 그림 1은 골격체 종류에 따른 감마 스펙트럼을 보여주고 있다.

표 1. 핵연료집합체 골격체의 함량 및 특성

	Main components	Weight(kg)	Density (g/cm^3)	Melting temperature (℃)	Major composition (wt%)
Zirlo	Outer guide tube and post, Center guide tube, Sleeve	19.1	6.5	~2,000	Zr:97.8 Sn:1.0 Nb:1.0
SS304	Inner extension, Flow plate, Bottom nozzle assembly	18.4	8.0	1,260	Fe:68.8 Cr:19.0 Ni:8.9
Inconel718	Hold down spring, Strap, Washer	6.7	8.3	1,400	Ni:52.0 Cr:20.0 Fe:18.0

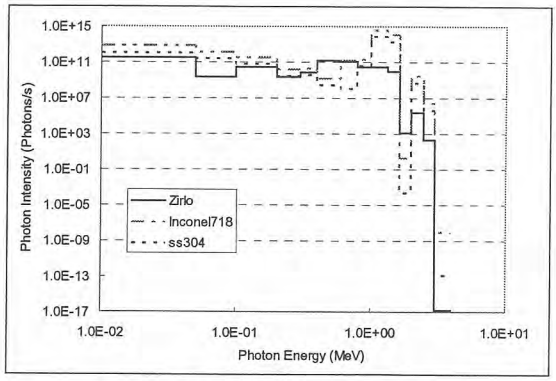


그림 1. 골격체의 감마 스펙트럼 비교
(조건: 4.5 wt%, 55 GWD/tU, 10 yr cooling, 30kg)

표 2. 핵연료집합체 골격체의 방사능 특성

	Isotopes	Activity (Ci)	Isotopes	Decay heat (W)	Gamma intensity (photons/s)
Zirlo	Sb125	9.51E+00	Sb125	3.01E-02	7.33E+11
	Nb93m	2.49E+01	Co60	8.40E-03	
	Sn119m	2.10E-01	Nb94	8.80E-03	
	Total	4.25E+01	Total	5.40E-02	
SS-304	Co60	1.17E+03	Co60	1.80E+01	8.91E+13
	Fe55	1.01E+03	Fe55	3.44E-02	
	Ni63	2.20E+02	Ni63	2.24E-02	
	Total	2.41E+03	Total	1.81E+01	
Inconel-718	Co60	6.82E+03	Co60	1.05E+02	5.20E+14
	Ni63	1.28E+03	Ni63	1.31E-01	
	Fe55	2.70E+02	Nb94	4.88E-02	
	Total	8.53E+03	Total	1.05E+02	

3. 결론

SCALE5 코드를 이용하여 핵연료집합체의 구조재에 대한 재료 종류별 방사화 특성분석을 수행하였다. Inconel718의 경우 상대적으로 높은 방사화 특성을 보였으며 Zirlo의 경우 낮은 방사화 특성을 보였다. 추후 이러한 구조재에 대한 방사화 특성 자료를 바탕으로 구조재 처리 및 수송, 저장에 있어 세부적인 방안을 연구할 예정이다. 나아가 폐기물 준위를 고려한 공정 물질 처리 방안을 구축하여 효율적인 사용후핵연료 관리를 할 수 있을 것으로 기대된다.

References

[1] M.E. Shhlienger, J.M. Buckentin, B.K. Damkroger, Melt Processing of Radioactive Waste: a Technical Overview, SAND-97-0811C, 1997.

[2] I.G. Gauld, O.W. Hermann, R.M. Westfall, ORIGEN-S: SCALE System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Associated Radiation Source Terms, ORNL/TM-2005/39, 2005.

사용후핵연료 안전성 예측을 위한 피복관 재료열화 거동 평가

김현길, 김일현, 정양일, 박상윤, 박정용, 정용환
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
hgkim@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료의 안전한 관리는 원자력에 대한 대국민 수용성을 증대시키고 차후 사용후핵연료의 재활용 측면에서도 매우 중요하다. 건식저장중인 사용후 핵연료의 손상은 핵연료의 연소도 및 수조저장기간과 상관성이 있는데, 경제성 향상을 위해 핵연료를 고연소도 연소후에 수조저장시설의 포화로 인하여 충분한 냉각이 진행되지 않은 상태에서 건식저장하면 핵연료의 안전성을 보장하기 어려울 것이다. 핵연료의 손상의 대부분은 피복관의 손상에 기인되는데, 고연소도 운전에 의한 피복관의 조사손상, 크립변형, 산화막 두께 증가 및 수소흡수는 피복관의 건전성을 크게 저하시키는 주요인이다. 따라서 피복관의 손상에 미치는 요인에 대한 연구가 필요하지만 조사 피복관을 이용한 직접적인 평가는 물적, 시간적 제약이 따르게 된다. 본 연구에서는 조사 피복관을 모사하여 수소장입, 크립변형된 피복관 소재에 대한 기계적 성능을 평가함으로써 사용후핵연료의 안전성 예측을 위한 기초연구를 수행하였다.

2. 시험방법 및 결과

사용후핵연료에 피복관 대한 기계적 성능평가는 조사 피복관을 이용하여야 하지만 조사재 시편의 취급 및 시간적 물적 제한으로 인하여 시험 수행에 제약이 따르며, 수소 또는 크립변형 등 독립적인 변수에 대한 영향 분석이 어렵다. 따라서 본 연구에서는 표 1과 같이 표준시편(ZN)과 수소농도(ZH1, ZH2)와 크립변형량(ZC1, ZC2)을 독립변수로 한 고연소도 모사 피복관의 시편을 준비하여 기계적 건전성을 평가하였다. 사용후핵연료 피복관의 손상은 반경방향 응력으로 인하여 파손되기 때문에 링인장 시험을 통하여 피복관의 반경방향 연신율과 강도를 측정하였다.

표 1. 고연소도 모사 피복관의 합금 조성, 수소농도 및 크립변형량

피복관 조성	ID	수소농도(ppm)	크립변형량(%)
Zr-1Nb-1Sn-0.1Fe	ZN	6	0
	ZH1	512	0
	ZH2	1659	0
	ZC1	40	2.6
	ZC2	120	7.0

수소장입은 150 mm 길이의 피복관에 대하여 기상법으로 목표 수소량을 잡입하여 균질한 수소화물이 형성되도록 400℃에서 시효 열처리를 수행하였다. 수소장입 및 시효열처리 중에 피복관의 원주방향으로 응력을 인가하지 않아 수화물이 원주방향으로 생성되도록 하였다. 피복관의 크립시험은 150 mm 길이의 피복관에 150 MPa의 원주방향 응력이 인가되도록 내압을 가한 후 350 ℃에서 시험하여 변형량이 각각 2.6% 및 7%가 되도록 하였다 [1]. 인가응력은 식 (1)을 이용하여 계산하였다.

$$\sigma_\Theta = PD_m/2w \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots \qquad (1)$$

여기서, σ_Θ는 hoop stress(MPa), P는 internal pressure(MPa), D_m은 mid-wall thickness of cladding in diameter(mm) 그리고 w는 thickness of cladding(mm)이다. 크립시험 중 시험온도에서 산화반응이 진행됨에 따라 수소가 피복관 내부로 유입되어 초기 10 ppm 이하의 수소량이 크립시험 시간이 증가되면 증가되었다.

링인장 시험은 수소가 장입되고 크립시험이 완료된 피복관을 2mm 길이로 절단하여 Instron-3366 모델로 0.1 mm/mim의 속도로 상온에서 수행하였다. 그림 1은 각각의 시편에 대한 링인장 시험 결과로 최대인장강도와 연신율이 시편조건에 따라 크게 달라지는 것을 볼 수 있다. 표준시편 대비 수소농도의 증가에 따라 연신율은 감소되는 것으로 나타났고, 크립변형량이 증가됨에 따라 연신율이 달라지는 것이

확인되었다. 수소량의 증가와 원주방향에서 반경방향으로 수화물이 생성되면 피복관의 연신율을 감소시킨다는 보고 [2]는 있지만, 크립변형량에 의한 연신율 감소는 보고된바 없다. 본 시험결과에 의하면 1659 ppm까지 장입된 수소에 의해 원주방향으로 수소화물이 형성된 것 보다는 7%의 크립변형이 피복관의 연신율을 크게 더욱 감소시키는 것으로 분석되었다.

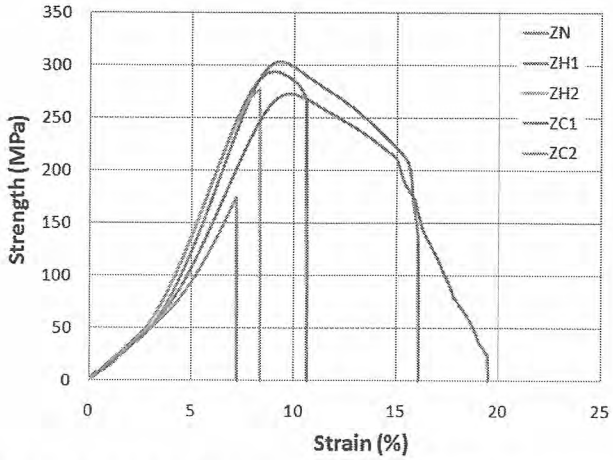


그림 1. 고연소도 모사 수소농도 및 크립변형량에 따른 Zr-1Nb-1Sn-0.1Fe 피복관의 링인장 특성

감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

[1] H.G. Kim, B.K. Choi, Y.H. Jeong, Effect of alloying elements on creep behavior of zirconium alloy for fuel cladding, J. Kor. Inst. Met. & Mater, 45 (2007) 500-505.

[2] A. Racine, M. Bornert, D. Caldemaison, C.C. Sainte, C. Cappelaere, Experimental investigation of strain, damage and failure of hydrided Zircaloy-4 with various hydride orientations, Proc. 18th SMiRT 18-C04-6, Beijing, China, August 7-12, 2005

Swing free Control of silo-crane for UNLOADING Radioactive waste containers

Jisup Yoon, William Singhose*
Advanced Fuel Cycle System Eng. Division, Korea Atomic Energy Research Institute, Daejeon, Korea
*George W. Woodruff School of Mechanical Eng. Georgia Institute of Technology, Atlanta, GA30332

1. INTRODUCTION

The natural sway of crane payloads is detrimental to safe and efficient operation. Most crane control research has focused on oscillation induced by motion of the overhead trolley that perpendicular to the vertical suspension cables. Little consideration has been given to bouncing oscillation in the hoist direction and pitching oscillation with respect to mass center of the payload. These dynamic effects arise in cases when the suspension cables are very long and the suspended payload weight is very heavy, even a cable made of thick steel wire must be considered as a flexible spring. This flexibility causes a bouncing oscillation in the hoist direction. Furthermore, if the payload is bulky withlarge dimensions and if the mass center of the payload is not located on the center line of hoist cables (unbalanced), then this bouncing motion results in an additional pitching motion of the payload. These motions cause difficulty in accurate positioning during unloading operations. One such example can be found in nuclear waste storage facilities, where radiological waste containers are regularly stacked in tight matrix formations inside silos, requiring positioning accuracy less than 1 cm. This paper presents a result of applying ZV input shaper which is designed to suppress payload oscillations of bouncing and pitching[1]. Theoretical models are used to develop and evaluate the input-shaping control algorithm.

2. CRANE HOIST DYNAMICS

Figure 1 shows a schematic representation of a crane suspending a payload that has unbalanced mass distribution. The payload is hoisted by applying a hoisting force, F_L, to the cables. Two cables with same spring constant k support the mass, M, below the trolley. The vertical displacement (ΔL) of the center of the gravity is measured from the equilibrium position in the absence of any motions when the suspension cable length is $L = L_0$. The hoist dynamics is given as:

$$\Delta\ddot{L} + \omega_L^2 \Delta L - \omega_L^2 \delta\theta = g - \frac{F_L}{M}, \quad \ddot{\theta} + \omega_\theta^2 (1 + \frac{\delta^2}{D^2})\theta - \omega_\theta^2 \frac{\delta \Delta L}{D^2} = 0 \quad \text{where } \omega_L = \sqrt{2k/M} \text{ and } \omega_\theta = \sqrt{2kD^2/J} \quad (1)$$

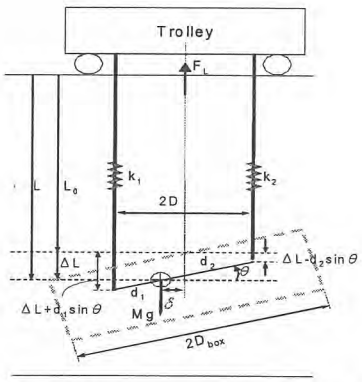


Figure 1. Crane payload with unbalanced mass distribution.

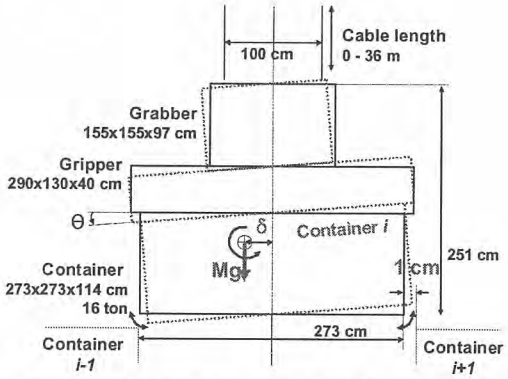


Figure 2. Pitching motion generated by mass center deviation

3. PROBLEM DEFINITION

Figure 2 shows the pitching motion of the radiologicalwaste container which is to be unloaded in the space between two other containers. The container is packed with 16 drums inside. Each drum contains various radiological wastes including metal, liquid, epoxy, filters, etc. Thus, the weight of the drums depends heavily on the type of waste contents. The typical weight of solid waste drums is in the range of 270±150 kg [15]. Some drums are compacted and repackaged into new drums to reduce the volume of the waste. Also, some drums are filled with concrete to shield high radiation. These repackaged drums typically weigh in the range of 400±100 kg [2].

Because the container is packed with drums of differentweight, the mass center of the container will not be located on the center axis of the two suspension cables. Assuming the above range of drum weights and an

empty container weight of approximately 8,000 kg, the maximum deviations of mass center (δ_{max}) from the center axis are 16 cm and 7 cm for a solid waste container and repackaged waste container, respectively. Note that this value is very small compared with the width of the container (273 cm). However, this small deviation causes a pitching motion of the container as mentioned previously. This pitching motion makes it difficult for the crane operators to accurately unload the payload. In this application, with positioning accuracy of 1 cm, the tolerable level of peak-to-peak amplitude of pitching angle, θ, must be less than 0.2°.

4. INPUT-SHAPING CONTROL

The crane hoist dynamics given by equation (1) has two-mode frequencies, pitching and bouncing frequencies. These frequencies can be derived as:

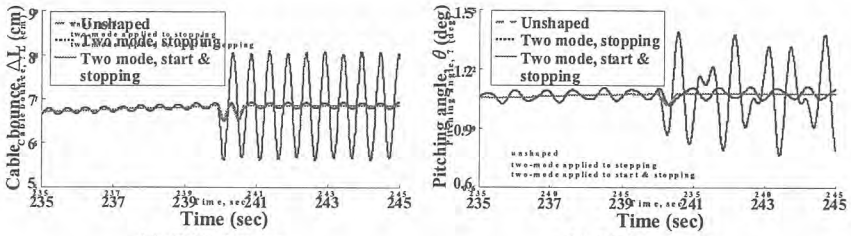
$$(\omega_{p,b})^2 = \frac{\left[\left(\omega_L{}^2 + \omega_{\theta d}{}^2\right) \mp \sqrt{\left(\omega_L{}^2 + \omega_{\theta d}{}^2\right)^2 - 4\omega_L{}^2\omega_\theta{}^2}\right]}{2} \quad \text{where } \omega_{\theta d} = \omega_\theta\sqrt{1+(\delta/D)^2} \tag{2}$$

Using Equation (2), a Two-mode Zero Vibration (ZV) input-shaper[3] formed by convolving two single-mode ZV shapers for the bouncing and pitching frequencies is given as:

$$\begin{bmatrix} A_i \\ t_i \end{bmatrix}_{at\ starting} = \begin{bmatrix} 0.250 & 0.250 & 0.250 & 0.250 \\ 0 & 0.043 & 0.068 & 0.111 \end{bmatrix} \qquad \begin{bmatrix} A_i \\ t_i \end{bmatrix}_{at\ stopping} = \begin{bmatrix} 0.250 & 0.250 & 0.250 & 0.250 \\ 0 & 0.259 & 0.410 & 0.669 \end{bmatrix} \tag{3}$$

Figure 3 shows the responses with two-mode ZV shaping. The dotted lines represent the response when the two-mode ZV shaper is applied only during the stopping motion. As shown in the figure, residual oscillation of the pitchingmotions is reduced to only 0.07 °, well below the tolerable level. The residual oscillation of the bouncing and pitching motion is greatly reduced when comparedto that of the unshaped bouncing response(dashed line). However, small oscillations still remain. These oscillations are generated by forces that occurduring the start of the lowering motion. Because a two-mode input-shaper was applied only at the stopping motion of the hoist, only the oscillations generated by the stopping decelerationwere removed.

To remove these oscillations, two-mode input-shapers are applied to both the start and stopping motions of the hoist. The solid lines represent these responses. As shown in the figure, the bouncing and pitching oscillations are virtually eliminated during the travel and the residual oscillation is eliminated.



(a) Cable bounce (b) Pitching angle

Figure 3. Comparison of unshaped and two-mode ZV shaped responses($\delta / D = 0.14$).

5. CONCLUSION

When a crane payload is bulky and heavy and/or the hoist travel is far, the suspension cable of the hoist must be regarded as a flexible spring. This causes a bouncing motion. Ifthe payload has unbalanced weight distribution, then the bouncing motion causes a pitching motion of the payload. Ultimately, these motions make it difficult for the crane operators to accurately unload the payload. In this paper, input shaping was shown to significantly reduce the bouncing and pitching motions of a payload when it is hoisted. It was shown that two-mode input-shapers should be designed for the frequencies at both the start and stopping motions of the hoist.

6. REFERENCES

[1] Yoon, J.S., Singhose, W., "Dynamics and Control of Crane Payloads that Bounce and Pitch during Hoisting," Proceedings of the ASME 2009 International Design Engineering Technical Conferences, pp.1-10. San Diego, California.

[2] Kim, J.K., 2009, Design of Silo Crane for Radioactive Wastes Storage Facility, Hyosung C&P, Design Report HSCP-NM-001.

[3] Singhose, W., Kim, D., and Kenison, M., 2008, "Input Shaping Control of Double-Pendulum Bridge Crane Oscillations," ASME J. Dynamic Systems, Measurement, and Control, Vol. 130, pp. 1-7.

고온 용융염 내 HOPG 표면에 란탄족 및 우라늄의 전착반응

배상은, 박용준, 조영환, 민슬기, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1
sebae@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 파이로 공정 기술의 성공을 위해서는 용융염내 존재하는 악틴족 및 란탄족 화학종에 대한 전기화학적 특성 조사가 필수적으로 요구되며, 현재 한국원자력연구원을 중심으로 다양한 용융염 매질, 온도, 대상 핵물질 원소에 대해서 전기화학적 전위 측정, 확산계수 측정 및 산화환원 반응에 대한 연구가 진행되고 있다. 파이로 공정의 용융염은 고온의 염화물 환경이기 때문에 백금과 같은 귀금속뿐만 아니라 거의 모든 금속이 안정적이지 못하고 산화물로 녹아나기 때문에 전극 소재의 선정에 어려움이 있다. 유리질 탄소나 흑연 전극과 같은 탄소 계 소재는 고온 용융염에서 상대적으로 안정적인 것으로 알려져 있으며 현재 우라늄 전해 석출 전극 물질로써 주목 받고 있다. 하지만 이 흑연 전극 또한, 리튬 원소가 흑연 전극 내부로 침투(intercalation)하여 리튬 환원 반응이 금속전극보다 훨씬 양의 전위에서 일어나, 용융염 내 전극의 전위창이 줄어드는 단점을 가지고 있다. 이 리튬의 침투 반응은 Ag|AgCl 기준전극 대비 -1.3 V에서 일어나기 시작하는데 이 전위는 악틴족 및 란탄족 이온들의 전해 석출 반응 전위보다 양의 전위이기 때문에 흑연 전극의 작업전극으로 사용을 제한하고 있다.

Fig. 1은 HOPG 표면의 원자현미경 (STM) 그림이다. Fig. 1(a)는 수백 나노미터 크기의 테라스와 몇 개의 단원자 계단을 보여주고 있으며 Fig. 1(b)는 Fig. 1(a)의 테라스 위를 원자 수준까지 확대하여 얻은 원자 사진이다. 원자간 간격이 0.246 nm 로서 알려진 값과 잘 일치하고 있다. 이 연구에서는 이러한 이상적인 표면을 갖는 흑연 전극인 HOPG 표면을 작업전극으로 사용하여 용융염 내 흑연전극 내 리튬의 환원 침투 반응과 악틴족 및 란탄족 양이온의 전해 석출 반응을 조사하였다.

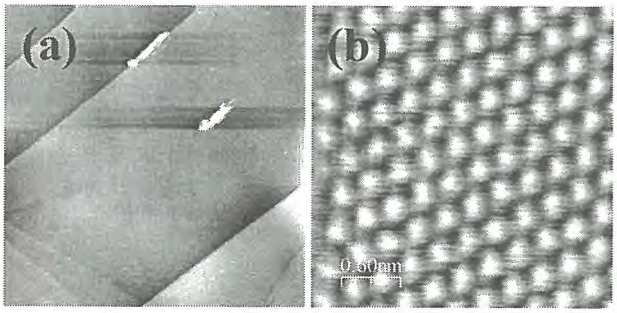


Fig. 1. EC-STM images of HOPG. (a) 1 mm × 1 mm and (b) 3 nm × 3 nm

2. 실험 및 결과

본 연구에서는 LiCl-KCl 공융염을 500 ℃에서 녹인 후 우라늄 또는 가돌리늄을 첨가하고 1.0 mol%의 AgCl을 함유한 LiCl-KCl 공융염이 담긴 파이렉스 유리관을 기준전극으로, 텅스텐을 상대전극으로, 유리질 탄소 또는 HOPG를 작업전극으로 사용하여 전기화학적 삼전극 셀을 구성하였다. 전압전류 조절기는 Gamry 사의 Reference 600을 사용하였으며 모든 실험은 산소와 습기가 1 ppm 이하로 유지되는 글로브 박스에서 수행하였다.

Fig. 2는 UCl_3를 LiCl-KCl 공융염 용액에 녹여 유리질 탄소(a)와 HOPG(b)를 작업전극으로 사용하여 측정한 순환전압전류곡선이다. 피크 C_1은 우라늄 3가 이온이 우라늄 금속으로 환원되어 전착되는 전류이며 이의 상대 산화전류는 A_1으로서 약 -1.35 V에서 그 피크를 나타내고 있다. 피크 C_2와 A_2 또한 쌍 산화환원 전류이며 U(III)이온이 환원되어 U(I)와 염소 음이온의 화합물의 형성하여 전극 위에 Langmuir 막을 형성한다고 알려져 있다. 피크 A_3 및 C_3는 우라늄 3가와 4가 양이온의 산화환원 쌍전류로써 보고된 결과와 잘 일치한다.

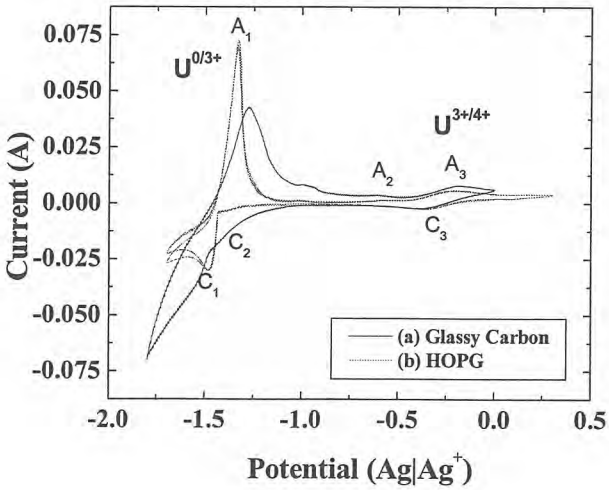


Fig. 2. Cyclic voltammograms obtained from glassy carbon and HOPG surfaces in LiCl-KCl melt with UCl_3 at 450 ℃.

유리질 탄소전극과 HOPG 전극으로 얻은 순환전압전류곡선을 비교해보면 우라늄 +3가와 +4가의 산화환원반응인 A_3와 C_3는 거의 일치함을 보여주고 있다. 하지만 우라늄 +3가의 0가로의 환원반응, 즉 전해석출 반응에서 기인한 피크 A_1과 C_1은 전혀 다른 전류결과를 보여주고 있다. 유리질 탄소의 경우 알려진 것과 같이 약 -1.2 V에서 리튬 양이온의 침투환원반응에 기인한 전류가 시작하고 약 -1.5 V 영역에서 환원 전류가 다시 증가함을 보여주고 있다. 이는 리튬 이온의 침투환원전류에 우라늄의 환원반응이 더하여 두 개의 반응이 섞여있음을 뜻하며 우라늄 양이온 환원반응에 기인한 전류를 구별하기가 쉽지 않다. 하지만 HOPG의 경우 리튬의 침투환원반응이 전혀 보이지 않으며 -1.45 V 영역에서 우라늄 양이온의 환원전류만을 나타내고 있으며 이 전류반응은 텅스텐 전극과 같은 금속 전극에서 얻은 전류와 일치한다. 또한 석출된 우라늄의 산화해리 반응의 피크 또한 날카롭고 보다 음의 전위에서 나타내고 있다. 이는 유리질 탄소 전극의 경우 리튬 침투환원반응에 의해 우라늄의 전해 석출 반응이 방해가 되지만 HOPG 표면에서는 그 리튬의 방해 반응 없이 우라늄만이 흑연전극에 석출됨을 의미한다.

3. 결론

본 연구에서는 고온 용융염 내의 U, Pu, Np와 같은 악틴족 원소 및 란탄족 원소의 의 전기화학적 측정을 위해 안정한 작업전극으로써 HOPG 전극을 도입하여 몇가지 악틴족 및 란탄족 원소의 전기화학적 반응을 조사하였다. HOPG 전극에서는 일반적인 흑연이나 유리질 표면보다 리튬 양이온의 침투환원반응이 훨씬 음의 전위에서 일어나 고온 용융염 내 흑연 전극의 전위창을 확장할 수 있었으며 이를 이용하여 리튬 침투환원 반응의 방해 없이 우라늄을 전해 석출할 수 있었다. 또한 HOPG 전극에서 일어나는 리튬의 침투환원반응과 일반적인 흑연전극 표면에서 리튬환원반응보다 훨씬 음의 전위에서 일어나기 때문에 전해석출이이 불가능하다고 알려진 란탄족 원소를 흑연의 한 종류인 HOPG 전극에서 전해석출한 결과를 보고하고자 한다.

참고문헌

1. Y. I. Chang, Nucl. Technol., **88**, 129 (1989).
2. P. Masset, D. Bottomley, R. Konings, R. Malmbeck, A. Rodrigues, J. Serp, and J.-P. Glatz, *J. Electrochem. Soc.*, 152, A1109 (2005).
3. J. H. Lee, Y. H. Kang, S. C. Hwang, J. B. Shim, E. H. Kim, and S. W. Park, *Nucl. Technol.*, 162, 135 (2008).

우라늄산화물의 전해환원 특성 연구-Bench Scale Test

정상문, 신호섭, 최은영, 홍순석, 허진목
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
smjeong@kaeri.re.kr

1. 서론

최근 PWR 산화물 사용후핵연료의 효율적 관리 및 재활용을 위해 고온 건식공정 (pyroprocessing) 기술에 대한 연구가 활발히 수행되고 있다. 고온 건식공정은 핵비확산성, 경제성 및 환경친화성 측면에서 유리한 공정으로 알려져 있으며, 특히 차세대 원자로의 연료를 공급하기 위한 금속핵연료 주기와의 연계성에서 매우 큰 장점이 있다.

산화물 사용후핵연료 고온건식 공정에서 전해환원 공정의 역할은 산화물 핵연료를 금속으로 전환시켜 후속공정인 전해정련에 금속연료를 제공하는 것이다. 현재 개발되고 있는 전해환원 공정은 LiCl 용융염 계에서 전기화학적으로 금속산화물을 금속으로 환원시키는 기술에 기반하고 있다. 전해환원 공정의 환원전극에 충진된 산화물핵연료는 다음과 같은 반응에 의해 금속으로 전환되며, 산화전극에서는 산소이온의 산화에 의해 산소기체가 발생한다.

환원전극 : M_xO_y (metal oxide) + $2ye^-$ → xM (metal) + yO^{2-}
산화전극 : yO^2 → $y/2O_2(g)$ + 2ye

한국원자력연구원의 전해환원 공정은 과거 다공성 마그네시아 바스켓을 환원전극 바스켓으로 사용하였다. 마그네시아 바스켓은 몇 가지 장점에도 불구하고 핵물질 취급과 관련하여 중요한 항목 중의 하나인 기계적 강도의 취약성 및 전해정련과의 연계성이 미흡하였다. 따라서 본 연구에서는 마그네시아 바스켓을 금속 바스켓으로 대체하였으며 이에 따른 우라늄산화물의 전해환원 반응 특성에 대해 고찰하였다.

2. 실험 및 결과

용융염 매질로 사용되는 LiCl의 흡습성이 매우 크기 때문에 전해환원 반응시스템은 고순도 아르곤 글로브박스에 설치되어 수분과의 접촉을 철저히 배제하였다. 본 전해환원 시스템은 1 wt%의 Li_2O가 용해된 LiCl 용융염 매질, Stainless steel 환원전극 바스켓, 백금 산화전극, Li-Pb 기준전극으로 구성되어 있다. 그림 1은 글로브박스에 설치된 반응시스템을 보여주고 있다.

본 전해환원 반응시스템에서 환원 및 산화반응 특성을 관찰하기 위해 cyclic voltammetry 기법을 이용하였으며, 우라늄산화물의 전해환원은 constant voltage electrolysis 방법을 이용하였다. 본 반응이 종료된 후 환원된 시료는 XRD, SEM 및 TGA와 같은 분석기기를 이용하여 특성분석을 수행하였다.

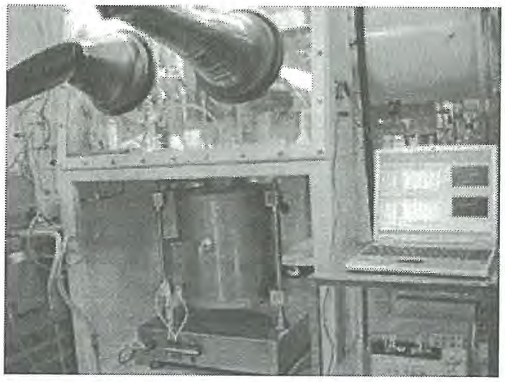


Fig. 1. Experimental setup for the molten salt electrolysis

그림 2는 전해환원 된 우라늄산화물 (U_3O_8 분말)의 환원전극 바스켓 내 형상을 보여주는 그림이다. 그림에서 알 수 있듯이 회색으로 보이는 금속우라늄이 초기에 바스켓 외벽과 내부 current collect 주위부터 생성되어 산화물분말 내부쪽으로 진행됨을 알 수 있다. 최종적으로 우라늄산화물은 금속으로 모두 전환되어 모든 분말상이 회색을 띄고 있다. 환원된 금속분말에서 염을 제거하기 위해 물에서 세척 후 SEM 분석결과 금속분말이 서로 엉겨붙어 있는 형상 (agglomeration)을 보여주고 있다. 본 연구에서는 열중량분석 및 XRD 분석결과 우라늄산화물의 전해환원이 성공적으로 진행되었음을 확인하였다.

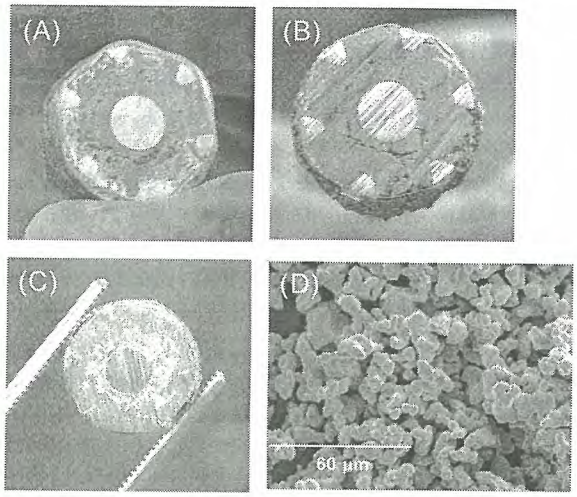


Fig. 2. Photographs of the cross-section of the cathode basket with different supplied charges; (A) 50 %, (B) 100 % and (C) 150 % of the theoretical charges. (D) SEM image of the reduced metallic uranium powder

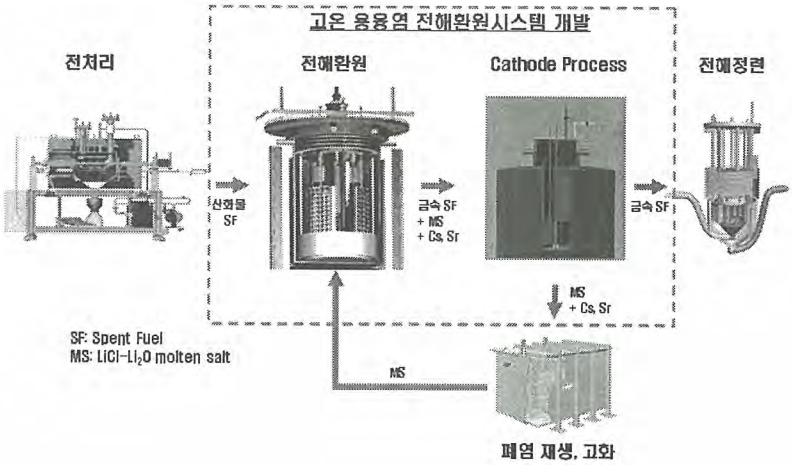
사 사

본 연구는 원자력 중장기연구개발사업의 일환으로 교육과학부의 지원을 받아 수행되었습니다.

산화물 사용후핵연료의 금속전환을 위한 고온 용융염 전해환원 기술 개발

허진목, 강대승, 정명수, 홍순석, 이상훈, 유민아, 이한수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
jmhur@kaeri.re.kr

'미래 원자력시스템개발 장기추진계획'에 따른 '친환경 고속로 순환핵연료주기 시스템' 개발에서는 경수로 사용후핵연료를 파이로 건식처리를 거쳐 고속로에서 고독성의 방사성 핵종을 연소시키고 유용자원은 재활용하여 사용후핵연료의 처분량을 극소화시키고, 새로운 핵연료를 생산, 재순환하고자 하는데, 경수로(산화물연료)와 고속로(금속연료) 핵연료주기는 산화물 사용후핵연료 금속전환기술에 의하여 연결된다. 산화물 사용후핵연료의 금속전환기술은 기존의 리튬 환원기술에서 신개념의 전해환원 기술로 대체되고 있으며, 한국원자력연구원은 미국 ANL, INL, 일본 CRIEPI와 함께 전해환원 분야의 기술발전을 선도하고 있다. 고온 용융염 전해환원 공정은 650 ℃, LiCl-Li_2O 용융염을 전해질로 사용하며, 전해반응의 진행과 함께, 전해 셀의 환원전극 바스켓에 담긴 산화물 사용후핵연료로부터 산소 이온이 빠져 나와 산화전극에서 산소기체로 빠져 나가, 금속 사용후핵연료가 환원전극 바스켓에 남게 되며, 이 금속 사용후핵연료는 전해정련 공정의 원료로 사용된다. 또한 고온 용융염 전해환원 공정에서는 고방열 핵종인 세슘과 스트론튬이 용융염에 용해되어 사용후핵연료로부터 분리됨으로써 사용후핵연료의 체적, 열 부하 및 방사선 준위를 감소시킨다. 미국 ANL과 일본 CRIEPI는 전해환원 공정의 용량증대 연구를 위하여 ~1 kgHM/batch 규모로 Cold Test를 수행 중이며, 한국원자력연구원은 한-미 I-NERI 국제공동연구의 일환으로 미국 INL 핫셀에서 ~50 gHM/batch 규모로 전해환원 실증시험을 수행하여 공정 타당성을 검증한 바 있다.



2011년까지, 'PWR 사용후핵연료 금속전환을 위한 공학규모 Mock-up 전해환원 공정장치 개발 및 성능평가'를 달성하기 위하여, 한국원자력연구원에서는 2007년에서 2009년의 연구기간 동안에 공학규모 Mock-up 전해환원 공정장치 설계, Lab-scale(20 kgHM/batch) 전해환원시스템 성능평가, 전해환원시스템 공정개선 및 최적화 恰腎瑙, 반응공학 및 물리·화학적 자료 생산을 수행하였다. 현재는 20 kgU/batch 규모의 (Cold) 전해환원시스템 운전을 통한 핵심 恰腎용량증대 연구를 수행하고 있으며, 전해환원 효율 증대를 위한 환원전극 바스켓 구조腎瑙† 堀탓원료 산화물 형상에 따른 전해조건 최적화, 대형 전해환원 셀의 원격 취급/운전/보수를 위한 장치설계, 전후공정(전처리, 전해정련堀탓폐염 재생·고화)과의 연계성 강화에 연구의 초점을 두고 있다.

$LiLuO_2$ 화합물의 제조 및 결정구조 분석

박양순, 하영경, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
nyspark@kaeri.re.kr

1. 서론

산화물핵연료의 리튬환원공정에서 희토류 원소의 산화물에 대한 생성자유에너지(ΔG_f)가 리튬산화물의 생성자유에너지보다 작기 때문에 희토류 산화물은 환원되지 않고 리튬산화물과 상호 반응하여 복합 산화물($LiREO_2$)을 형성하는 것으로 보고된바 있다[1]. 이때 핵연료 금속의 회수에 영향을 미칠 수 있는 희토류의 복합 산화물이 생성되기 위해서는 Li_2O가 임계농도 이상이어야 한다는 결과도 보고되었다[2]. 그런데 $LiLuO_2$ 화합물의 경우, 결정상에 대한 정확한 자료가 알려져 있지 않아 생성된 화합물이 $LiLuO_2$ 화합물일 것으로 추측하였다.

본 연구에서는 Li_2O와 Lu_2O_3 시약을 혼합하고 고온에서 가열하여 $LiLuO_2$ 화합물을 제조한 후, X-선 회절패턴을 측정하여 이전의 리튬환원공정 실험생성물이 $LiLuO_2$ 화합물임을 확인하고자 하였다. 또한, 제조한 $LiLuO_2$ 화합물의 결정구조를 분석하고자 하였다.

2. 실험

$LiLuO_2$ 화합물을 제조하기 위하여 Li_2O (99.5%, Alfa Aesar) 시약과 Lu_2O_3 (99.99%, Aldrich) 시약을 몰(mole) 비율 1:1, 2:1로 각각 균일하게 혼합하고 전기로에 넣어 1100℃에서 약 1시간동안 가열하였다.

생성된 화합물을 갈아서 고운 분말로 만든 후, X-선 회절기(모델 D5000, SIEMENS)로 회절패턴을 측정하였다. 측정 시 X-선 빔(CuKα) 발생기의 전류는 40 mA(40 kV)로 조절하였고, Ni 필름을 사용하 CuKβ 선을 제거하였으며, 검출슬릿은 0.1 mm 폭을 사용하였다. 간격별 측정시간은 1 sec. / 0.02° 로 조절하였다.

3. 결과 및 고찰

그림 1에 보이는 회절패턴은 Li_2O 시약과 Lu_2O_3 시약을 몰비 2:1로 혼합하여 1100℃에서 약 1시간동안 가열하여 얻은 생성물에 대한 측정결과이다. 이때 몰비를 $2Li_2O$: $1Lu_2O_3$ 로 혼합한 이유는 1:1 로 혼합하였을 때 $LiLuO_2$ 패턴뿐만 아니라 반응하지 않고 남아있는 과량의 Lu_2O_3 화합물에 대한 패턴이 검출되었기 때문이다. Lu_2O_3 화합물 전체를 반응시키기 위해 Li_2O 화합물을 과량 혼합하여 가열한 결과, $LiLuO_2$ 화합물에 대한 X-선 회절패턴만 얻어졌다. 이때 혼합시료를 담았던 백금용기와 덮개에 부식흔적이 있는 것으로 보아 가열하는 중에 Li_2O 화합물이 휘발되었거나 백금용기와 반응한 것으로 판단된다. 실험에서 얻은 $LiLuO_2$ 패턴은 리튬환원공정 실험에서 얻은 패턴[2]과 일치하였으므로 리튬환원공정 실험에서 얻은 생성물이 $LiLuO_2$ 화합물임을 확인할 수 있었다.

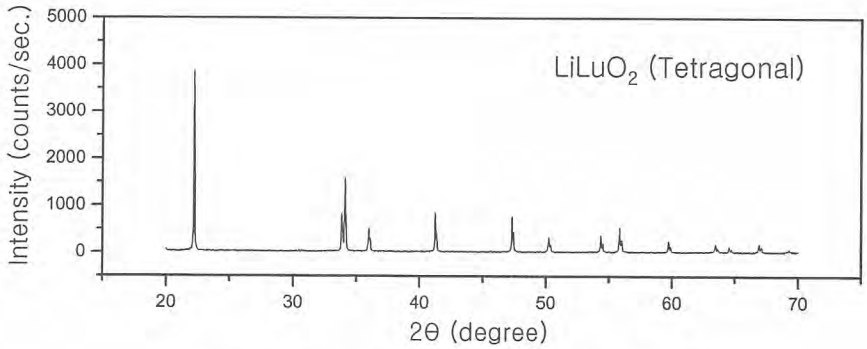


그림 1. $LiLuO_2$ 화합물에 대한 X-선 회절 스펙트럼

본 연구에서 생성한 $LiLuO_2$ 화합물의 X-선회절 패턴은 이미 알려져 있는 $LiYbO_2$ 패턴과 매우 유사한 경향을 보이므로 $LiYbO_2$ 결정구조로부터 유도한 결과, 같은 body-centered tetragonal 격자구조를 갖는 것을 확인하였다.

4. 결론

리튬환원공정 실험에서 얻은 화합물이 $LiLuO_2$ 임을 확인하고 결정구조에 대한 정보를 얻기 위하여 Li_2O 시약과 Lu_2O_3 시약을 혼합하고 1100℃에서 1시간 동안 가열하여 $LiLuO_2$ 화합물을 제조한 후 X-선 회절분석을 수행하였다. 생성된 화합물의 회절패턴이 리튬환원공정 실험에서 얻은 화합물의 회절패턴과 일치하였으며, 패턴분석을 통해 body-centered tetragonal 격자구조를 갖는 것을 확인하였다.

참고문헌

1. J.P. Ackerman and C.C. McPheeters (1995): Advanced waste forms from spent nuclear fuel. CONF-950919-11.
2. S.C. Oh, S.B. Park, S.S. Kim, J.B. Do, and S.W. Park (2003): A study on the reaction characteristics of rare earth oxides with lithium oxide in LiCl molten salt. Proceeding of the korean radioactive waste society. Vol. 1, No. 2, November.

사용후핵연료 전해정련공정의 물질수지

김정국, 황성찬, 박성빈, 강영호, 장연우, 박기민, 이한수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
jungkim@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료에는 우라늄(Uranium; U)이나 플루토늄(Plutonium; Pu) 같은 유용한 성분이 많이 남아 있어 에너지 자원으로서 재활용하기 위한 다양한 처리기술들을 개발하여 왔다. 현재 한국원자력연구원에서 개발 중인 사용후핵연료 파이로프로세싱기술은 피복관 제거 및 분말화하는 전처리공정, 산화물 핵연료를 금속으로 전환하는 전해환원공정, 환원된 금속체에서 U과 초우란(TRansUranic; TRU) 원소 및 희토류(Rare-Earth; RE) 원소를 회수하는 전해정련 및 전해제련 공정, 그리고 전체 파이로프로세싱 공정에서 발생되는 여러 종류의 방사성폐기물을 안정화시키는 폐기물처리공정 등으로 구성되어 있다.

이들 여러 가지 공정중 전해정련은 사용후핵연료의 약 94wt%정도를 차지하는 우라늄을 처리한다는 관점에서 전체 파이로공정의 생산성을 결정짓는 중요한 공정으로, 전해정련반응, 염증류, U-잉곳주조 및 UCl_3 제조 등의 단위 공정으로 구성되어 있다.

2. 본론

현재 한국원자력연구원은 10tU/yr규모의 공학규모 파이로 일관공정 cold 시험시설 (PyRoprocess integrated Inactive DEmonstration facility; PRIDE)을 구축하여 이를 통한 사용후핵연료의 파이로 재활용기술을 개발하고 있다. 아울러 연구개발이 진행됨에 따라 같은 규모의 사용후핵연료를 사용하는 것을 가정한 물질수지를 작성 중에 있다. 물질수지 계산에 기준으로 삼고 있는 사용후핵연료는 영광 원자력발전소 3-6호기와 울진 원자력발전소 3-6호기에서 사용 중인 16x16 한국표준형핵연료다발(Korea standard fuel assembly; KSFA)로 ^{235}U-농축도 4.5 wt%, 연소도 55,000 MWd/tU, 10년 냉각된 것[1,2]으로, ORIGEN Code[3]를 이용하여 얻은 핵종들의 농도를 기초 자료로 사용하였다. 이들 기초 자료를 이용하여 전처리 및 전해환원 공정을 통해 금속으로 전환된 금속전환체가 전해정련 공정에 유입되는 것을 가정하여 물질수지를 산정하였다. 전해정련 공정을 구성하는 단위공정에서의 계산은 현재까지 이루어진 실험을 통해 얻은 결과와 직접 다룰 수 없는 초우란원소 (TRansUranics)의 경우 외국의 문헌 등을 통해 얻은 결과를 적용하였으며, 그 계산 결과를 Fig.1에 보였다.

3. 주요 결과 및 고찰

전해환원을 거친 사용후핵연료 금속전환체 약 9.986 ton이 전해정련 공정으로 유입될 경우, Batch 당 250kg의 LiCl-KCl 용융염을 전해질로 사용하는 전해정련 반응기에서 10 campaign (20 batch/campaign) 운전하여 U을 회수하는 것을 가정하였다. 전해정련 공정을 통해 총 9.231 ton의 U이 회수되며 이중에는 약 140 ppm정도의 TRU가 함유되는 것으로 계산되었다. 또한, 40 kg정도의 U을 포함한 약 350 kg 정도의 TRU 및 희토류(Rare Earth; RE)가 포함된 용융염이 전해제련 공정으로 보내지며, 약 64 kg 정도의 귀금속 (Noble Metal; NM)이 금속폐기물 처리공정으로 보내진다. 회수된 U의 일부가 전해정련 반응에 필요한 UCl_3를 제조하는 데에 쓰이고, 전해정련 반응기에서 생성된 산화우라늄이 다시 전해환원 공정으로 되돌려진다.

참고문헌

[1] 조동건, 윤석균, 최희주, 최종원, 고원일, "파이로공정 시설 개념설계를 위한 기준 사용후핵연료 선정", 한국방사성폐기물 학회지, 6(3), pp. 225-232 (2008).

[2] 고원일, 조동건, "파이로 기준핵연료 분석," 파이로 리딩그룹회의 발표자료, 한국원자력연구원 (2008).

[3] "ORIGEN 2.1-Isotope Generation and Depletion Code Matrix Exponential Method," Radiation Safety Internation Computational Center, Oak Ridge National Laboratory (1999).

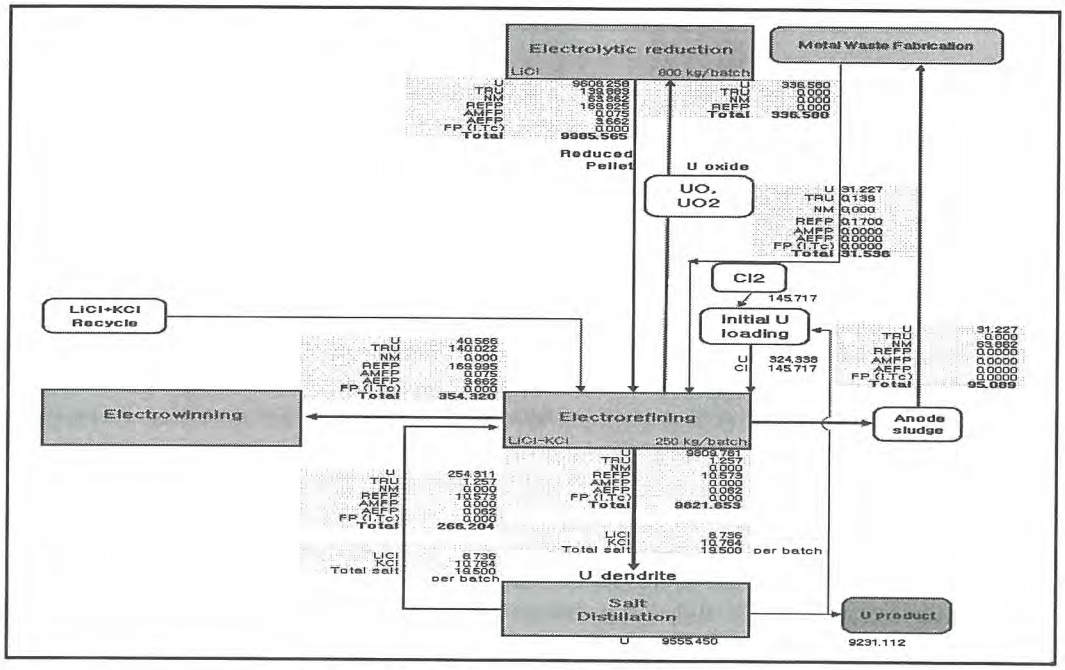


Fig. 1. Material balance for electrorefining process

휘발성 산화공정에 의한 우라늄산화물의 입도제어

이재원, 신진명, 박근일, 박장진, 이정원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
njwlee@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 전처리공정인 휘발성 산화공정에서는 파이로 공정의 부하 저감을 위해 희발성 및 준휘발성 핵분열생성물의 휘발제거와 동시에 전해환원공정의 처리효율 증대를 위한 원료입자의 입도제어 관점에서 연구가 수행되고 있다. 전해환원공정의 처리효율을 증대시키기 위한 원료입자 조건으로는 전해질의 침투가 용이한 다공성 구조, 충전율을 높일 수 있는 형태, 그리고 mm 단위 정도의 크기가 요구되고 있다. 그리고 전해환원중에 결정입자들이 분리되어 전해질을 오염시키지 않는 구조, 환원체에 전해물이 부착되어 동반이송을 감소시키는 형태가 요구되고 있다. 따라서 본 연구에서는 SIMFUEL을 이용하여 고정형 및 회전형 휘발성 산화장치에 따른 입도제어 가능성을 실험을 통해 분석하였다.

2. 실험

분말입도제어 실험에는 연소도 60 GWd/tU의 SIMFUEL 소결체를 제조하여 사용하였다. 고정형 알루미나 관형로를 이용한 입도제어 실험에서는 500℃ 및 700℃에서 3시간동안 2단계 산화처리를 한 후에 1200℃의 알곤분위기하에서 3시간동안 열처리를 하여 생성된 입자의 특성을 분석하였다. 회전형 휘발성 산화장치(그림 1)를 이용한 실험은 기계적 탈피복 및 산화 탈피복 공정을 고려하여 2차례 수행하였다. 기계적 탈피복 공정을 고려한 1차 시험에서는 SIMFUEL 소결체를 산화장치에 충전한 후에 회전속도를 3 rpm으로 하여 500℃ 및 700℃에서 3시간동안 2단계 산화처리를 하고, 회전속도를 1 rpm으로 내린 다음에 1100℃의 알곤분위기에서 3시간동안 열처리를 하였다. 산화 탈피복 공정을 고려한 2차 시험에서는 우선 연소도 60 GWd/tU 소결체를 500℃에서 산화분말로 만든 후에 산화장치에 충전하였다. 그 다음에 산화장치 회전속도를 3 rpm으로 하여 700℃에서 3시간동안 산화처리를 하고, 연속하여 1100℃의 알곤분위기에서 3시간동안 열처리를 하여 생성된 입자의 특성분석을 하였다.

3. 결과 및 토의

고정형로에서 열처리에 의해 생성된 입자들은 표면이 거칠고 불규칙적인 형상을 보였으며(그림 2), 이는 충전밀도를 저하시키는 요인이 된다. 그림 3은 ASTM B214방법에 따라서 체가름을 하여 누적입도 분포를 나타낸 것으로 전해환원용 바스켓으로 45 ㎛ 체망을 사용할 경우에 44%는 전해환원공정에 이용될 수 없다. 1 mm이상의 입자는 27%로 매우 낮았다.

회전형로에서는 그래뉼 형태의 입자가 얻어지며, 1차 및 2차시험에서 생성된 입자의 최대직경(diameter of outer embracing circle)은 각각 9 mm 및 22 mm였다(그림 4). 그래뉼의 형상은 주로 타원형의 계란모양으로 회전속도가 증가함에 따라서 구형도가 낮아지는데 이는 U_3O_8 분말의 유동성을 높이기 위해 산화장치 내벽에 축방향으로 설치된 리프팅 플라이트와의 충돌에 의한 것으로 여겨진다. 2차 시험에서 얻은 U_3O_8 그래뉼 입자를 고정형로에서 4%H_2-Ar분위기에서 환원처리를 하여 UO_2 그래뉼 입자를 제조하였다. UO_2 및 2차 시험에서 얻은 U_3O_8 그래뉼 입자를 절단하여 SEM 관찰결과에 의하면 큰 기공(void) 및 균열이 없었으며(그림 5), 다공성 구조를 가졌으나 소결에 의해 결정입자들이 연속적으로 결합하여 잘 성장되었음을 알 수 있었다(그림 6). 벌크밀도 및 겉보기 기공율을 수침법(ASTM C830)으로 측정한 결과에 의하면 UO_2 그래뉼 입자의 경우에는 2.69 g/cm^3 및 65%였으며, U_3O_8 그래뉼 입자는 3.10 g/cm^3 및 69%였다. 위와 같은 실험조건에서 생성되는 그래뉼 입자는 다공성이 매우 높음을 알 수 있었다.

사 사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

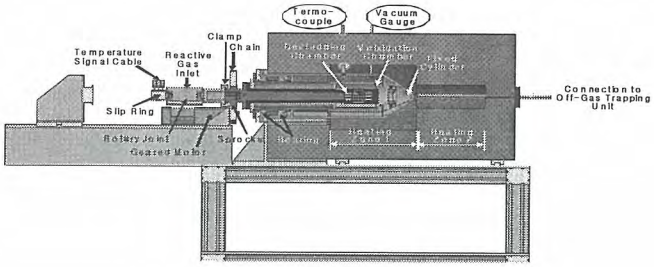


그림 1. 회전형 휘발성 산화장치

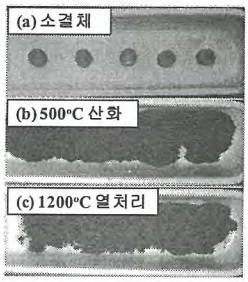


그림 2. 물리적 외형 변화

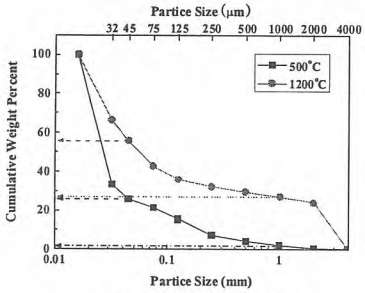


그림 3. 누적입도분포

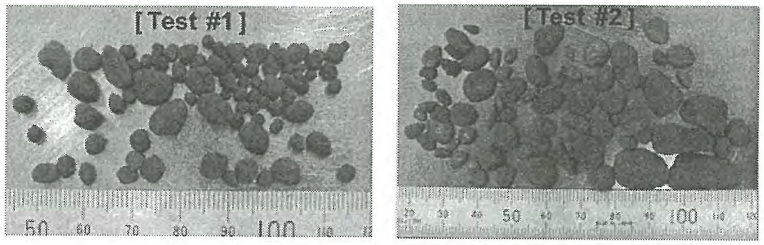


그림 4. 그래뉼 입자 형상

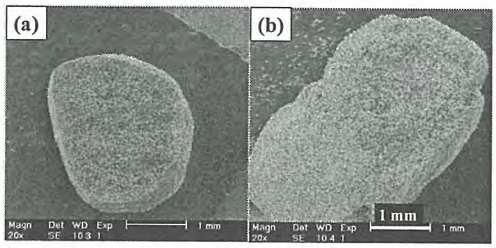


그림 5. 그래뉼 입자 절단면 구조: (a) U_3O_8, (b) UO_2

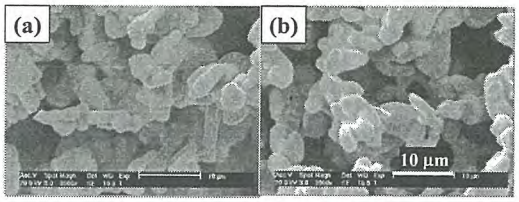


그림 6. 그래뉼 입자 미세구조: (a) U_3O_8, (b) UO_2

빈 면

제4분과

사용후핵연료 및 핵연료주기 (Poster)

빈 면

PRIDE 시설의 안전조치 시스템 설계

송대용, 안성규, 정정환, 신희성, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

dysong@kaeri.re.kr

1. 서론

공학규모 파이로 일관공정 cold 시험시설인 PRIDE(PyRoprocess Integrated inactive DEmonstration facility) 시설은 사용후핵연료를 사용하는 공학규모 파이로 실증시설인 ESPF(Engineering Scale Pyroprocess Facility)와 동일한 규모의 시험시설로서 ESPF 시설의 건설에 앞서 필수 설계 자료의 생산 및 설계 최적화를 위하여 건설하는 시설이다. 공정관점에서는 사용하는 핵물질, 즉 사용후핵연료 대신에 천연우라늄(Natural Uranium, NU)을 사용하는 것이 ESPF 시설과 다를 뿐이지만, 핵물질 안전조치 관점에서는 사용후핵연료를 사용하지 않기 때문에 ESPF 시설과 같은 강화된 안전조치가 요구되지는 않는다. 그러나 PRIDE 시설은 핵물질(NU)을 취급하는 시설이기 때문에 기본적인 핵물질 안전조치는 반드시 이행해야 하며, 나아가 ESPF 시설의 모든 기능(단위공정, 공정간 연계성, 원격취급성 및 안전조치성 등)의 기술성을 검증하기 위한 시설이므로 안전조치 시스템도 이러한 점을 고려하여 설계할 필요가 있다.

본 연구에서는 PRIDE 시설의 공정 특성과 핵물질 흐름 등을 분석하여 핵물질 계량관리를 위한 주요 측정지점을 설정하고, 이를 바탕으로 PRIDE 시설의 안전조치 시스템을 설계하였다.

2. PRIDE 시설의 안전조치 시스템 설계

PRIDE 시설은 3층 건물로서 방사선 관리구역과 일반 관리구역으로 구획되어 있으며, 주요 공정장치의 대부분은 2층의 아르곤 셀 내에 설치되고, 공기분위기에서 가동되는 일부 공정장치와 우라늄 잉곳 및 폐기물 저장고, 아르곤 시스템, 전기설비 및 기타 부대설비 등은 1층에 설치하도록 설계되어 있다.

본 연구에서는 이러한 시설 특성을 고려하여 PRIDE 시설의 안전조치 시스템을 설계하였다. 핵물질 계량관리 목적을 위해 이용되는 물질수지구역(Material Balance Area, MBA)은 PRIDE 시설 전체를 1개의 MBA로 설정하였다. 물질수지구역 내에서 핵물질의 흐름 및 재고를 결정하기 위한 주요 측정지점(Key Measurement Point, KMP)은 유동 주요 측정지점(Flow Key Measurement Point, FKMP) 3개, 재고 주요측정지점(Inventory Key Measurement Point, IKMP) 8개로 설정하였다.

PRIDE 시설은 천연우라늄을 사용하는 시설이기 때문에 각 단위공정에서의 핵물질 계량은 주로 저울을 이용하여 측정하게 된다. 그러나 PRIDE 시설이 천연우라늄을 사용하는 시설이지만, ESPF 시설의 안전조치성을 판단하는 test bed 역할을 할 수 있도록 ESPF 시설에서 주요 계량장비로 사용될 수 있는 감마선 검출기와 능동형 중성자 계수기가 결합된 통합 비파괴 측정(Non-Destructive Assay, NDA) 시스템도 PRIDE 시설의 안전조치 장비로 활용할 계획이다. 이에 따라, 동 장비는 시설 내에 핵물질이 반입/반출되는 지점(1층)에 배치하고, 핵물질의 중량을 측정하기 위한 저울은 2층 아르곤 셀과, 1층의 공정장비가 위치하는 셀과 우라늄 잉곳 및 폐기물 저장고에 각각 배치하였다.

핵물질 거동 감시 및 공정을 모니터링하기 위하여 시설 내의 핵물질 주요 이동 경로 및 아르곤 셀 내에 카메라를 배치하고, 주요 공정장치에는 입력되는 전류와 전압과 같은 전기적인 신호와 온도 등을 모니터링 할 수 있는 장치(센서)들을 배치하였다. 또한, 파이로 공정 연구의 투명성을 제고하기 위하여, 핵물질 계량 장비 및 공정 모니터링 장비들로부터 획득한 신호를 통합하여 PRIDE 시설의 공정 상황을 실시간으로 파악할 수 있도록 안전조치 시스템을 설계하였다.

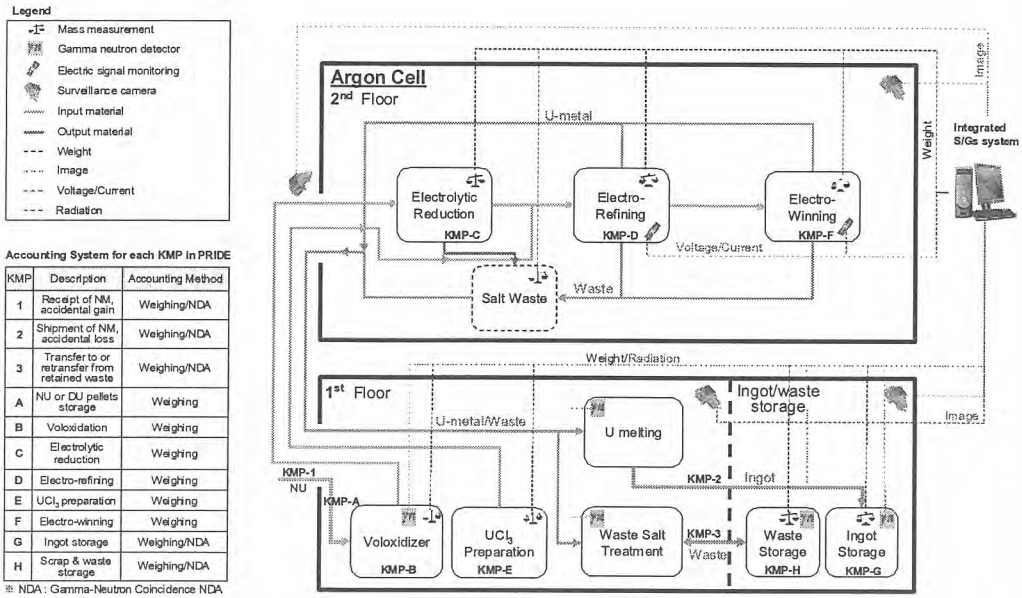
PRIDE 시설의 안전조치 시스템 개념 설계도는 그림 1과 같다.

3. 결론

본 연구에서는 PRIDE 시설의 안전조치 시스템을 설계하였다. 본 연구 결과는 PRIDE 시설의 안전조치 시스템 구축 시 기본 자료로 활용될 것이며, 차기 연구에서는 시스템 상세설계를 수행하고, 시스템을 구축할 계획이다.

사 사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었다.



Accounting System for each KMP in PRIDE

KMP	Description	Accounting Method
1	Receipt of NM, accidental gain	Weighing/NDA
2	Shipment of NM, accidental loss	Weighing/NDA
3	Transfer to or retransfer from retained waste	Weighing/NDA
A	NU or DU pellets storage	Weighing
B	Voloxidation	Weighing
C	Electrolytic reduction	Weighing
D	Electro-refining	Weighing
E	UCl_3 preparation	Weighing
F	Electro-winning	Weighing
G	Ingot storage	Weighing/NDA
H	Scrap & waste storage	Weighing/NDA

※ NDA : Gamma-Neutron Coincidence NDA

Fig. 1. PRIDE Safeguards System Design(Draft).

EPMA를 이용한 사용후 PWR 핵연료 PCI 영역 분석

정양홍, 유병옥, 백승제, 안상복, 류우석
Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Ducjin-dong, Yuseong-gu, Daejeon 305-353, Korea
nyhjung@kaeri.re.kr

1. 요약

가압 경수로에서 53,000 MWd/tU으로 연소된 사용후 핵연료의 PCI 영역에 대해 방사선 차폐형 성분분석기기(Shielded EPMA)를 사용하여 반경방향에 대한 성분분포를 분석하였다. PCI 영역에서 산화층의 두께는 13um이었으며, 핵분열생성물의 침투 두께는 시료에서 약 10 um 이내로 나타났다. 이 두께에 침투된 핵종의 총 농도는 1~2 wt%로 관찰되었다. 주요핵종은 Cs 0.5~0.7 wt%, Mo 0.2~0.3 wt%, Pd, Ru, Nd, Ce등이 0.1~0.2 wt%로 관찰되었다.

2. 시험 결과

사용후핵연료봉의 폐 피복관(Hull)에는 핵연료 용해과정에서 미 용해된 핵연료 잔재가 묻어 나오게 되는데, 이 양은 원래 핵연료의 약 0.1% 정도인 것으로 알려져 있다[1]. 또한 이 hull에는 우라늄이나 플루토늄 외에도 피복관 원료 금속중에 포함되어 있는 원소의 방사화로 생성되는 방사화 생성물 및 핵분열 생성물 등이 다량 포함되어 있어 고준위방사성 폐기물로 분류되고 있다. 그림 1은 PCI 시험시편의 광학사진으로, 중앙부위에 전자빔이 입사된 영역에 대해 시험을 수행하였다. Hull 내부에 존재하는 산화층의 두께를 측정하기 위하여 산소포텐셜을 측정하여 나타내었다. 그림 2에서 Zr과 산소의 포텐샬이 같은 지점의 거리는 15 um로 확인되었다. Restani[2]등은 SIMS를 사용하여 hull 내부 표면 상태를 분석하였는데, 핵분열생성물 중 가장 가벼운 원소인 Sr이 recoil등의 현상으로 표면으로부터 가장 깊은 곳(약 12um)까지 침투하며, Cs은 약 10 um까지 침투된다고 확인하였다. 본 시험에서 EPMA를 사용하여 hull 내부로 침투한 핵분열생성물의 분포를 그림 3와 4에 나타내었다. 그림 3는 PCI 영역 50 um 거리를 정량 분석한 결과로서 산화층의 두께가 시험지점 17-30까지 약 13 um였고, 시험지점 32에서 50까지의 fuel영역에 대한 정량시험 결과 65.697 at% O, 33.913 at% U의 평균값을 나타내었다. 그림 4은 cladding에서 PCI 영역으로 25um 거리에 대해 핵분열 생성물의 분포를 정량분석한 시험 결과로서, Cladding 내부로 침투된 핵분열생성물의 침투깊이는 Restani등이 확인한 10 um정도임을 알 수 있었다.

지르코늄은 고온에서 산소, 질소 등과 같은 기체 원소와 쉽게 반응하며, 고온의 냉각수에서도 부식이 잘 일어난다. 특히 내식성이 미치는 질소의 영향이 커서 함유량이 0.02% 이상이면 내식성의 저하가 심하게 일어난다. 지르코늄은 내식성과 강도개량을 위해 Sn, Ni, Cr, Fe등 여러 합금 원소를 첨가한다. 합금원소 중 Sn의 첨가량이 증가하면 Zr_4Sn의 석출물을 만들며 Fe, Cr, Ni은 소량이 첨가되어도 금속간 화합물로 석출되므로 석출경화를 일으킨다. 그림 5와 6은 그림 1의 중앙시험 부위에 대해 Sn, Fe에 대한 Image Mapping한 결과로 산화층의 분포 및 PCI 영역의 상태를 보여주고 있다. 그림 5에서 Sn의 Image Mapping한 결과로 산화층 끝단 부위에 Sn의 농도가 부분적으로 높게 나타남을 알 수 있다. 이는 Sn의 양이 증가하면 Zr_4Sn의 금속간 화합물로 석출되었기 때문으로 사료된다. 그림 6은 Fe, Cr, Ni의 원소 중 대표적인 Fe에 대한 그림으로서 수 um 크기의 석출상을 나타내고 있으며, 그림 7은 첨가량이 증가하면 내식성을 약화시키는 불순물 원소 중 N에 대한 시험 결과로서 비교적 균질한 분포를 나태내고 있음을 알 수 있다.

3. 결론

53,000 MWd/t-U 연소한 경수로 핵연료의 PCI 영역에 대하여 EPMA를 이용하여 분석을 실시하였다. 피복관의 산화층 두께는 13 m 이었으며 지르코늄은 내식성과 강도개량을 위해 첨가한 Sn의 농도는 산화층 끝단 부위에 부분적으로 높게 나타남을 알 수 있었다.

또한 Cladding에서 PCI 영역으로 25um 거리에 대해 핵분열 생성물의 분포를 정량 분석한 시험 결과 cladding 내부로 침투된 핵분열생성물의 침투깊이는 Restani등이 확인한 10 um 정도임을 확인하였다.

4. 참고자료

[1] I. L. Jenkins and R. F. Taylor, "Treatment of stainless steel and zircaloy cladding hulls", Pacific Northwest laboratory, Richland, Washington, PNL-2985(1979).

[2] R. Restani et. al., "Characterization of PWR cladding hulls from commercial reprocessing " NAGRA Technical report 92-13(1992).

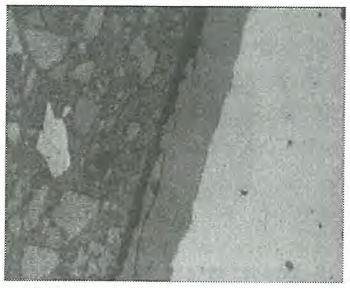


그림 1. PCI영역의 광학사진

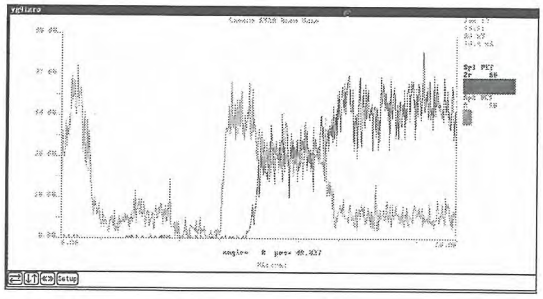


그림 2. PCI 영역의 Zr, O 분포도

그림 3. O Image Map

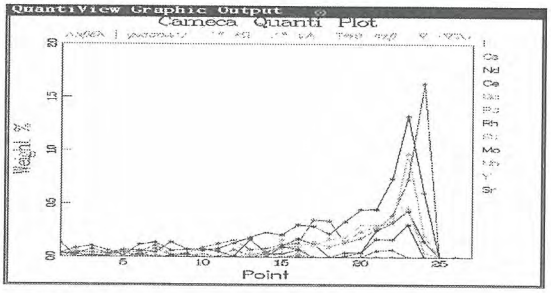


그림 4. PCI 영역의 핵분열생성물분포

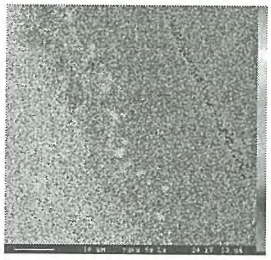


그림 5. Sn Image Map

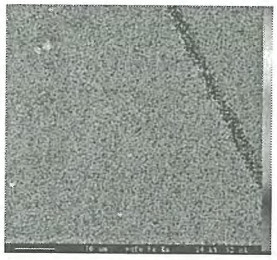


그림 6. Fe Image Map

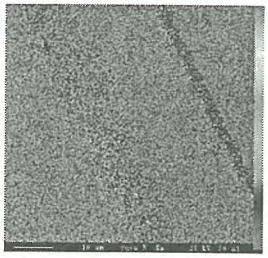


그림 7. N Image Map

PRIDE 시설의 기본설계

정원명, 유길성, 조일제, 이은표, 홍동희, 구정회, 이원경, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045 (덕진동 150-1)
wmchoung@kaeri.re.kr

현재 연구개발 중인 파이로공정은 차세대 핵연료주기공정으로서 사용후핵연료의 공정처리 과정에서 환경에 대한 부하저감, 안전성 제고, 유용한 자원의 재활용, 핵확산저항성, 경제성 등의 관점에서 기존 핵연료주기 공정에 비해 혁신적인 기대를 갖고 개발 중에 있는 공정이다. 국내에서 개발되고 있는 파이로공정의 실용화를 위한 공학규모의 실증에 앞서 개발된 각 단위공정들을 연계한 일관공정(Integrated Pyroprocess)의 공정간 연계성과 원격운전 및 유지보수의 효율성, 시설 운영에 따른 안전성 등을 확인하기 위하여 공정에서 요구되는 불활성 분위기의 대형 모의셀과 부대설비들을 갖춘 시설을 확보하여 천연우라늄 또는 감손우라늄을 사용하여 Cold Test를 수행하기로 하였다. 이에 따라 파이로 일관공정 시험시설인 PRIDE 시설(PRIDE : PyRoprocess Integrated DEmonstration facility)의 건설을 계획하고, 가능한 소요 비용을 최소화하기 위하여 현재 제염해체 중에 있는 변환시설을 개조하여 활용하기로 하였다. 본 기본설계 연구에서는 변환시설을 파이로 종합공정 시험시설로 개조하기 위하여 확정된 파이로 종합공정의 공정기능 및 공정특성을 고려하여 공정요건을 표 1에 표기된 내용과 같이 확정하였으며, 이를 기준으로 효율적인 공정운전과 시설운영을 고려하여 그림 1과 같이 배치설계를 수행하였다.

표 1. 파이로 단위공정별 요건

단위공정	공정 Step	전열기 용량 (220 V / 3상)	냉각수 유량	배관 Size (유속)	장치 위치 (분위기)
Voloxidation	펠렛 분말화	130 kW	5 l/min	1/2 inch (0.42 m/s)	1중 (Air 분위기)
Electrolytic Reduction	전해환원	120 kW	10 l/min	1/2 inch (0.83 m/s)	2중 모의셀 (Ar 분위기)
	Cathode Consolidation	100 kW	10 l/min	1/2 inch (0.83 m/s)	2중 모의셀 (Ar 분위기)
Electro-Refining	전해정련	150 kW	-	-	2중 모의셀 (Ar 분위기)
	Salt Distillation	120 kW	-	-	2중 모의셀 (Ar 분위기)
	U Melting	200 kW (440 V / 3상)	-	1 inch	1중 (Air 분위기)
Electro-Winning	전해제련	60 kW	10 l/min	1/2 inch (0.83 m/s)	2중 모의셀 (Ar 분위기)
	Cd Distillation	90 kW	15 l/min	3/4 inch (0.64 m/s)	2중 모의셀 (Ar 분위기)
	Draw Down	60 kW	10 l/min	1/2 inch (0.83 m/s)	2중 모의셀 (Ar 분위기)
Salt Waste Treatment	LiCl Purification	120 kW	20 l/min	3/4 inch (0.93 m/s)	2중 모의셀 (Ar 분위기)
	LiCl-KCl Purification	100 kW	20x2 l/min	3/4 inch (0.93 m/s)	2중 모의셀 (Ar 분위기)
	Salt Waste Form Fabrication	120 kW	-	-	1중 (Air 분위기)

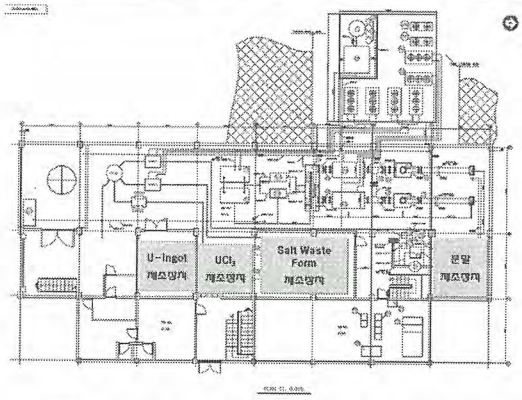


그림 1. 1층 공정장치 및 부대설비 배치도

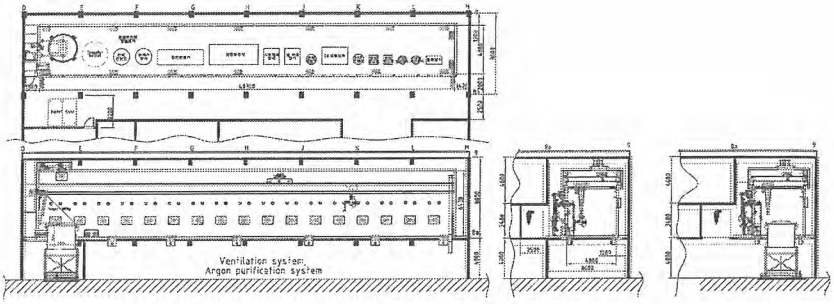


그림 2. 2층 모의셀 및 공정장치 배치도

그리고 아르곤 가스 공급계통(계통도 그림 3 참조), 환기계통, 냉각수 공급계통(그림 4 참조), 전원 공급계통, 압축공기 공급계통 등 부대시설 분야별 계통 구성 및 용량 산정 등 기본설계를 수행하여 PRIDE 시설의 시공을 위한 상세설계를 위한 기본 자료로 활용하였다.

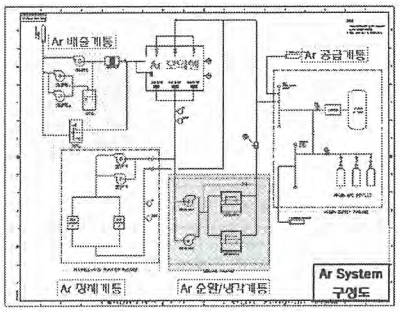


그림 3. Ar 가스 공급시스템 계통도

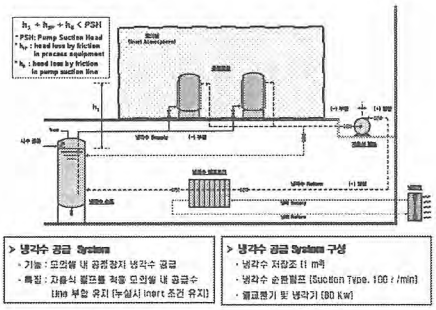


그림 4. 냉각수 공급시스템 계통도

공학규모 전해제련 장치의 설계를 위한 열전달 해석

윤달성*, 백승우, 김시형, 김광락, 권상운, 심준보, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
*UST(University of Science and Technology)
yds0127@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력을 이용한 발전량이 증가함에 따라 사용 후 핵연료가 계속적으로 누적되고 있으며, 이 사용후핵연료의 처리, 처분 문제가 현안으로 등장하고 있다. 따라서 누적된 사용 후 핵연료의 부하를 감소시킬 목적으로 최근 Pyroprocessing 공정이 개발되었으며, 여러 국가에서 활발히 연구 되고있다. Pyroprocessing 공정 중 전해제련 공정에서는 순수한 우라늄을 회수한 후 용융염 내의 TRU원소 및 악티나이드계 원소를 동시에 회수하기 때문에 핵 확산 저항성의 관점에서 중요한 공정으로 인식되고 있다. 한국원자력연구원(KAERI)에서는 우라늄과 초 우라늄 군을 액체 카드뮴음극을 이용하여 동시에 회수 하는 전해 제련 연구를 실험실 규모로 진행 중이다. 본 연구에서는 공학규모 전해제련 장치의 설계를 위하여 실험실 규모 전해제련 장치의 열전달 해석을 수행하여 그 타당성을 판단하고, 공학규모 장치의 크기와 구조에 따른 열 분포 특성을 연구하였다. 전해 실험을 수행하기 위해서는 용융염 내부의 온도분포가 일정해야 하며, 카드뮴의 증발을 줄이고 장치의 덮개에서 원활하게 전극과 교반기 등을 사용하기 위해서는 상부 덮개 부분의 아르곤 가스의 온도가 낮아야 한다. 따라서 장치 내부의 가열부와 냉각부의 크기와 상부 냉각 판의 구조 등을 변수로 설정하여 내부의 용융염과 Ar가스의 온도분포를 규명하는데 중점을 두었다. 상용전산코드인 Ansys CFX 유동해석 프로그램을 이용하여 본 연구를 수행 하였다.

2. 실험 및 결과

실제 실험실 규모의 전해제련 장치는 Fig.1에 나타난 바와 같이 장치의 총 높이 370mm, 직경 210mm의 원통형이며, 바닥 면 전체와 아래로 부터 300mm 높이에서 가열을 하며, 그 위로 50mm 높이만큼 냉각한다. 냉각부와 같은 높이에 직경 150mm의 냉각 판이 설치되었으며, 용융염은 직경과 높이가 150mm로 각각 설정되었다. 본 연구에서는 Ar과 용융염은 실제 물성 치와 동일하게 적용되었으며, 장치 내 온도분포의 해석결과 Fig.2와 같이 시뮬레이션의 경우 용융염 위쪽의 Ar 온도가 조금 높은 경향이 있었지만, 전체적인 온도 분포의 경향성은 실제 장치와 일치하는 것으로 생각 된다.

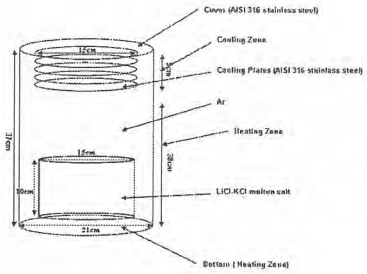


Fig.1. lab-scale 전해제련장치

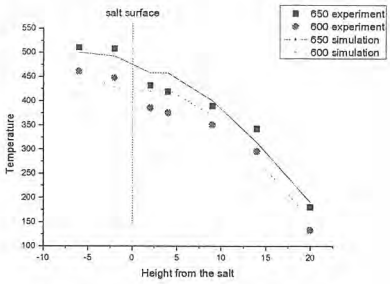


Fig.2. lab-scale 전해제련장치

공학규모 전해제련장치의 기본설계는 용융염의 양 50 kg (D : 400mm H: 250mm)을 기준으로 하며, Table 1과 같이 각 시뮬레이션의 운전변수를 가열부와 냉각부의 길이 및 냉각판의 개수와 직경 등으로 설정하였으며, Table 2에 각 운전변수에 따른 열전달 해석의 결과를 나타내었다. 가열부를 600℃로 가열하였을 경우 가열부의 길이가 용융염 높이의 2.5배 이상(620 mm)일 때 용융염의 평균온도가 500℃이상

으로 유지되었으며 용융염 내의 온도구배도 5℃이하였다. 냉각부의 길이는 길어질수록 상부 덮개 아래의 Ar온도를 낮게 유지 할 수 있었지만, 용융염의 높이의 0.5배 이상(120mm)이 되면 용융염의 평균온도가 500℃이하로 하강하며 온도 편차도 10℃이상이 된다. 냉각판은 5개 이상 냉각부 영역에 설치되었을 경우 상부 덮개 아래의 Ar 온도를 200℃이하로 낮게 유지 할 수 있었다. 직경 410 mm 이상의 냉각판을 사용하여야 Ar온도를 200℃이하로 유지 하였으며, 용융염 내부의 온도 편차도 줄어들었다. 따라서 여러 개의 직경이 큰 냉각판이 냉각부와 가열부를 효율적으로 차단하여 Ar의 온도구배를 최소화 할 수 있을 것으로 사료된다.

Table 1. 각 시뮬레이션의 운전변수

	SET H-1	SET H-2	SET H-3	SET H-3
가열부 길이	370 mm	500 mm	620 mm	750 mm
	냉각부 길이 : 120 mm 냉각판 개수 : 6 (D : 420mm)			
	SET C-1	SET C-2	SET C-3	SET C-4
냉각부 길이	50 mm	100 mm	120 mm	150 mm
	가열부 길이 : 620 mm 냉각판 개수 : 6 (D : 420 mm)			
	SET P-1	SET P-2	SET P-3	SET P-4
냉각판 개수	0	1	3	6
	가열부 길이 : 620 mm, 냉각부 길이 : 120 mm 냉각판 직경 : 420mm			
	SET PD-1	SET PD-2	SET PD-3	SET PD-4
냉각판 직경	420 mm	410 mm	400 mm	390 mm
	가열부 길이 : 620 mm, 냉각부 길이 : 120mm 냉각판 개수 : 6			

Table 2. Ar, 용융염 온도분포 해석 결과

	Salt Temp (℃).	At Temp. under cover (℃)	Transtion of the Temp. in the salt(℃)
SET H-1	440	125	14
SET H-2	485	127	10
SET H-3	503	125	7
SET H-4	520	120	5
SET C-1	556	199	6
SET C-2	526	154	6
SET C-3	503	125	7
SET C-4	495	127	18
SET P-1	479	335	18
SET P-2	498	247	12
SET P-3	503	183	8
SET P-4	503	125	6
SET PD-1	514	100	6
SET PD-2	503	125	7
SET PD-3	499	227	13
SET PD-4	494	247	13

3. 결론

본 연구에서는 공학규모의 액체음극 전해제련 장치의 설계를 위하여 장치의 크기와 구조에 따른 열분포 해석을 CFX 상용코드를 이용하여 정량적으로 수행하였다. 용융염 50 kg 기준의 공학규모 전해제련 장치에서는 가열부의 길이를 620 mm 이상으로 설정해야 하고 냉각부의 길이는 120 mm 이하로 설계하여야 용융염의 온도를 500℃이상으로 유지 할 수 있으며 용융염 내부의 온도 편차도 최대한으로 줄일 수 있음을 알 수 있었다. 이를 바탕으로 장치를 설계할 경우 전체 높이는 750mm 가 되며, 공학규모장치를 운전하는데 제한을 받지 않는 규모이다. 또한 5개 이상의 냉각 판을 설치하면 아르곤 가스가 냉각부와 잘 접촉하여 장치 상부의 아르곤 온도를 200℃ 이하로 유지할 수 있음을 확인할 수 있었다. 냉각판의 길이 또한 Ar의 온도와 용융염의 온도 분포에 영향을 미치므로 그 크기를 잘 조정해야 한다. 본 장치에서는 410mm 이상의 냉각판이 설치 될 경우 용융염의 온도가 일정하게 유지되는 것을 기대 할 수 있었다. 본 연구에서 얻어진 자료를 통하여 장치 내부의 아르곤과 용융염의 온도 분포의 특성을 예상할 수 있어 공학규모의 전해제련 장치의 설계에 직접적으로 적용 될 수 있을 것으로 생각된다.

사 사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

세라믹 재료와 U 반응성에 대한 열역학적 분석 및 Y_2O_3 코팅 도가니 제작

이성호, 조춘호, 이윤상, 이한수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
shlee6@kaeri.re.kr

1. 서 론

전해정련공정에서 회수되는 우라늄 전착물을 염증류시킨 후 U의 재활용 및 중간 저장을 위해, 잉곳주조 공정에서 U 잉곳을 제조한다. 고온에서의 열 안전성 때문에 잉곳주조용 용해 도가니(melting crucible)로 일반적으로 흑연 도가니를 많이 사용한다. 그러나, U 용해 주조시 흑연도가니를 사용할 경우 용융 상태의 U과의 강한 반응성으로 인해 U 잉곳주조 용해용 도가니는 고온 용융 상태에서 U 및 UCl_3과 반응성이 없는 다공성 세라믹 재질로 코팅하던지, 또는 용해 U과 반응성이 적은 세라믹 재료를 사용하여야 한다. 본 연구에서는 일반적으로 코팅 재질로 많이 사용되는 6개의 다공성 세라믹 도가니 재료들과 U 및 UCl_3 과의 반응성 여부를 열역학적으로 분석하기위하여, 열역학 분석 S/W인, "HSC"를 이용하여 각 반응식에서 온도에 따른 ΔG (Gibb's Free Energy) 값을 계산하였다. 또한 여러 가지 코팅 방법중 비교적 코팅 후 코팅 박막의 내구성이 우수한 플라즈마 용사코팅 방법에 의해 Y_2O_3 코팅 가능성을 기술 검토하였고, 150μm-250 μm 두께의 Y_2O_3를 균질하게 코팅시킨 Lab-scale 잉곳주조용 용해 도가니를 제작하였다.

2. HSC 열역학적 분석 SW를 이용한 U 및 UCl_3 반응성에 대한 열역학적 분석

세라믹 도가니들과 U 및 UCl_3과의 반응성을 열역학적으로 평가하기위하여 열역학 분석 S/W인 HSC를 이용하여 온도에 따른 ΔG 값을 계산하였다. 대상 세라믹 재질은 Al_2O_3, ZrO_2등 6가지 종류의 세라믹 재질을 고려하였고, U과의 세라믹 재질들의 반응성 평가를 위한 반응식은 다음과 같다.

$$Al_2O_3 + 1.5U = 1.5UO_2 + 2Al \quad (1)$$
$$ZrO_2 + U = UO_2 + Zr \quad (2)$$
$$2MgO + U = UO_2 + 2Mg \quad (3)$$
$$2CaO + U = UO_2 + 2Ca \quad (4)$$
$$Y_2O_3 + 1.5U = 1.5\ UO2 + 2Y \quad (5)$$
$$ZrO_2 + Y_2O_3 + 2.5U = Zr + 2Y + 2.5UO_2 \quad (6)$$

또한, 세라믹 재료들과 UCl_3와의 반응에 대해 반응 온도에 따른 ΔG 값의 계산을 위한 반응식은 다음과 같다.

$$3CaO + 2UCl_3 = 3CaCl_2 + UO_2 + UO \quad (1)$$
$$3MgO + 2UCl_3 = 3MgCl_2 + UO_2 + UO \quad (2)$$
$$Y_2O_3 + 2UCl_3 = 2YCl_3 + UO_2 + UO \quad (3)$$
$$ZrO_2 + UCl_3 = ZrCl_3 + UO_2 \quad (4)$$
$$ZrO_2 + Y_2O_3 + 3UCl_3 = ZrCl_3 + 2YCl_3 + 2UO_2 + UO \quad (5)$$

그림 1에 나타낸 U과 세라믹 재질들의 반응성 평가를 위해 온도에 따른 ΔG 값 분석 결과에서와 같이, Al_2O_3 및 ZrO_2는 700~1100℃ 온도 범위에서 U과 반응성이 있었으나 ZrO_2는 1200℃ 이상에서는 U와의 반응성이 없었다. 그러나 그 외의 세라믹 재료들은 반응성이 없는 것으로 조사되어졌다.

그림 2의 UCl_3 반응성에 대한 열역학적 분석결과에서와 같이 CaO 및 MgO는 U과 반응하지 않지만, UCl_3 와 반응함으로 적절하지 못함을 알수 있었다. Yttria 및 YSZ(Yttria Stabilized Zirconia)는 UCl_3 와의 반응성이 없음이 열역학적 분석결과 입증되었다.

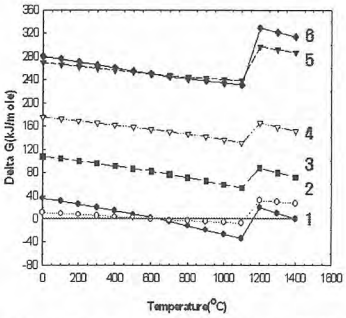


그림 1. U 반응성에 대한 열역학적 분석결과

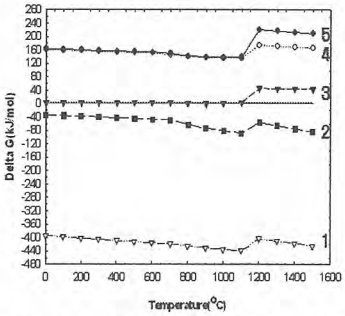


그림 2. UCl_3 반응성에 대한 열역학적 분석결과

3. 플라즈마 용사코팅법에 의한 잉곳주조용 Y_2O_3 코팅 도가니 제작

플라즈마 용사법은 역극성 아크 (Non-Transfered Arc)에 의해 불활성 가스로부터 생성되는 플라즈마흐름 (속도: 마하 2, 중심온도: 16,500 °C)에 피막재료를 투입하고, 순간적으로 용융시켜 완전 용융된 분말 용사재를 고속으로 분사 밀착시켜 피막을 형성시키는 코팅 방법으로, 비교적 다른 코팅방업에 비해 코팅 방박의 탈리가 적고 내구성이 우수한 코팅 방법이다.

잉곳주조장치내에서 전해정련공정에서 음극에 전착된 dendrite 형태의 우라늄 전착물을 염증류 공정에서 염을 제거시킨 후 잉곳주조공정에서 U 잉곳을 주조하게된다. 그림 3에 나타낸 lab-scale 잉곳주조용 흑연도가니는 용융상태에서 우라늄과의 강한 반응성으로 인해 다공성 세라믹 재료로 코팅하여 사용한다. 본연구에서는 플라즈마 용사코팅 방법에 의해 Y_2O_3 코팅 가능성을 기술 검토하였고, 플라즈마 용사코팅법에 의해 그림 4에서와 같이150μm-250 μm 두께의 Y_2O_3를 균질하게 코팅시킨 U 잉곳주조를 위한 용해 도가니를 제작하였다.

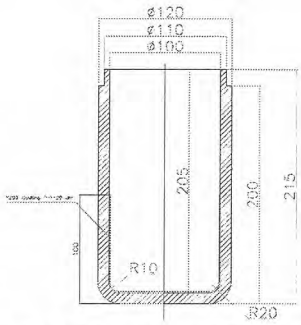


그림 3. lab-scale 흑연도가니의 dimension

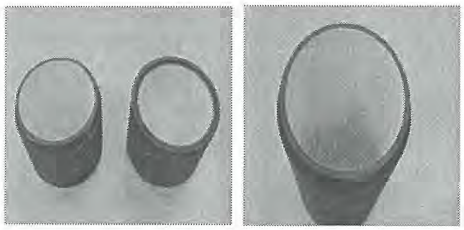


그림 4. 제작된 Y_2O_3 코팅 흑연도가니

4. 결론

열역학 분석 SW인 HSC를 이용하여 반응 온도에 따른 ΔG 값을 계산함으로 세라믹 도가니들과 U 및 UCl_3과의 반응성 여부를 조사/분석하였다. 분석결과 Yttria 및 YSZ는 U와의 반응성이 없음이 입증되었고, 최적 코팅 세라믹 재질로 Yttria를 선정하였다. 또한 플라즈마 용사코팅법에 의해 150μm-250 μm 두께의 Y_2O_3를 균질하게 코팅시킨 Lab-scale U 잉곳주조용 용해 도가니를 성공적으로 제작하였고,U 잉곳제조를 위한 도가니 코팅 기초기술을 확립하였다.

건식재가공 핵연료다발 제조장비 개발(II)

김수성, 이도연, 박근일, 이정원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045, 305-353
sskim7@kaeri.re.kr

1. 서론

본 연구는 핫셀 내에서 건식재가공 연료다발의 제조장비 개발이 필요하며, 원자로 내에서 연료 연소 시 다발제품의 안전성과 연료의 성능 향상을 고려할 때 반드시 중요하다. 또한 모듈식 제조장비는 핫셀 내에서 연료다발을 제조하는데 사용되며, 여기서 다발제조는 end cap용접된 연료봉을 조립치구에 고정한 다음 원격으로 상단용접 헤드부로 이송하고 연료봉이 장착된 조립치구 A면을 장착한 후 상단용접이 이루어지고, 마지막 공정인 하단 end plate를 장착한 후 180°회전하여 B면의 하단용접이 수행된다.[1] 이와 같이 모든 제조 과정이 핫셀 내에서 원격작업이 이루어지기 때문에 원격조정기로 취급이 용이하도록 특수구조를 가진 제조장비의 설계가 필요하다. 이와 같이 다발 조립 및 용접의 중요성으로 인하여 원자력 분야의 연료가공 관련 새로운 장치설계에 대하여 많은 연구가 수행되고 있으며, 앞으로도 이 분야의 지속적인 연구는 계속 될 것이다. 따라서 본 연구에서는 다발 제조장비의 하단부 설계에 필요한 기본설계 자료를 제공하며, 실제로 핫셀 내에서 원격 운용 시 manipulator를 이용한 작업변수를 선정하여 모사시험을 수행하였고, 이에 따른 mock-up 장치 설치 전에 상세 설계의 미흡조건을 분석하였다.

2. 제조장비 하단부의 설계 및 분석

Fig. 1은 다발 제조장비 하단부의 기본설계 구성을 보여주며, 기존의 멀티핀 집합체 연구용[2]으로 개발된 용접기에 비해 조작과 크기 면에서 간결하게 설계되었고, 특히 핫셀 내에서 다발조립 및 원격운용이 개선되어 모듈화 개념으로 설계되었다. Fig. 2는 하단부 part별 원격 운용성을 위한 설계항목을 점검하기 위한 일람표를 보여주고 있다. 다발 회전부는 Fig. 3과 같이 상단용접 후 하단용접을 하기 위해서 다발을 180° 회전하도록 설계되었으며, 기존의 장치와는 일체형에서 분리형으로 변경되었다. 회전부의 글리퍼는 공압 실린더에 의한 클램프 기구장치를 설계하여 180° 회전하도록 구동되고 글리퍼에 의해 다발을 고정하여 회전시켜주는 장치이다. 여기서 전체 장치에서 볼 때 상단용접 후 다발 회전부로 이송하기 위해 conveyor roller 장치의 설계가 필요하였다. Fig. 4의 연료봉 조립부는 37개의 봉단용접된 연료봉이 설계도면에 규정된 순서에 의해 원격으로 수동 조작되도록 설계되었다. 이때 연료봉들을 일정한 형태로 정렬시킨 다음 상단에 접합판을 정확한 위치에 삽입하기 위해서 특수 설계된 조립치구(assembling jig)를 사용해야 한다. Fig. 4와 같이 연료봉 조립부는 전체 장치의 일체형에서 별도로 분리하여 메인 프레임에 쉽게 분리 및 조립될 수 있도록 설계되었다. 이것은 연료봉 조립 시 작업자 간의 거리를 가깝게 하기 위하여 핫셀 윈도우 앞으로 이동할 수 있도록 고안되었다. 또한 연료봉 조립부는 각 연료봉을 조립치구에 정확히 삽입하기 위하여 육안으로 작업할 수 있도록 경사각을 주는 장치와 메인 프레임으로 이송하게 하는 transfer conveyor 장치로 구성된다.

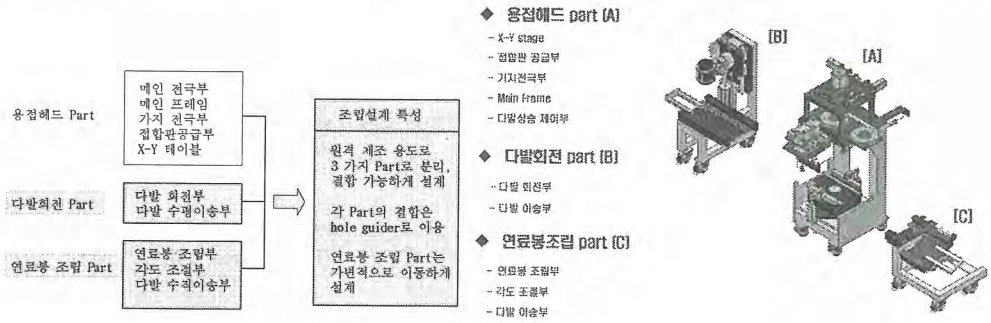


Fig. 1. 다발 제조장비의 하단부 설계 구성

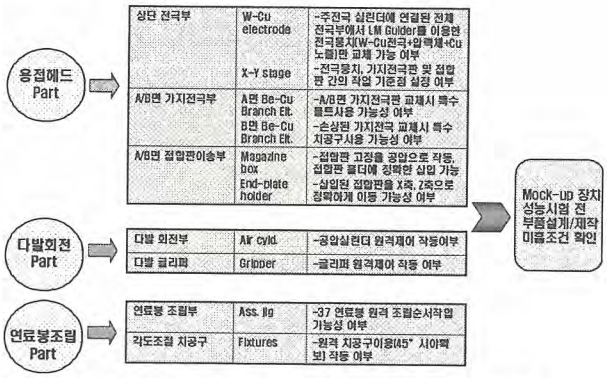


Fig. 2. 원격 운용성을 위한 하단부 설계 점검표

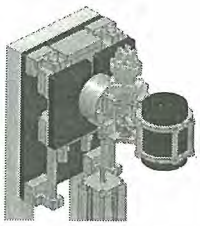


Fig. 3. 다발 회전부 및 글리퍼 모형도

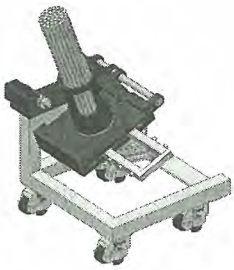


Fig. 4. 연료봉 조립부의 모형도

3. Pro-E 이용한 모사시험 및 분석

모듈식 다발 제조장비의 모델링 설계는 PTC사의 Pro/E Wildfire 3.0 프로그램을 이용하여 3차원 형상화 작업을 진행하였으며, 전체적으로 3차원 형상을 구성하여 조립장치의 분해 및 조립 구조형상을 분석하였다. 핵심 Sub assembly인 다발 회전부, 다발 글리퍼 및 연료봉 조립장치의 조립 과정, 교체 방법 및 모사시험을 통하여 핫셀 내에서의 원격작업을 위한 기술적인 사항을 사전에 검증하고 문제점 분석을 통하여 운전 형태와 제조공정 순서에 따른 부분 요소 그리고 상세설계 분석 등을 검토할 수 있었다.

4. 결론

본 연구는 건식재가공 연료다발을 위한 기본적인 모듈 설계와 하단부 제조장비의 모의시험을 통하여 원격 작업과정 그리고 Pro-E 을 이용한 모의동작으로 상세하게 여러 공정순서 및 운전 조작 등이 수행되었다. 금년 하반기에는 핫셀 내에서 원격 제조장비의 제작 시 유효한 설계 자료가 제시될 것으로 판단된다.

사 사

본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발사업에서 건식재가공산화물전환체기술개발과제의 일환으로 수행되었음.

참고문헌

[1] Trunt P.T., 1983, "CANDU Fuel Performance," Power Reactor Experience, AECL-MISE-250-3 rev.1

[2] GE Canada Nuclear Products, 1995, "Bundle Assembly Welder Manual," KNFC Equipment Data Book, April.

Criticality Evaluation of Model UO_2 Fuel Concerning Voloxidation Process

Fanxing Gao, Won Il Ko, Chang Je Park
Korea Atomic Energy Research Institute, 1045, Daedeok-daero, Yuseoung-gu, Daejeon, 305-353, Korea
nwiko@kaeri.re.kr

1. Introduction

Criticality safety evaluation is of great importance in the design of voloxidation apparatus, the result of which determines the size of the apparatus as well as the capacity. However, there are fewer studies reported on the criticality evaluation of the voloxidation process. Based on the fundamental principles of the performance of criticality evaluation and assessment of methods used by other criticality evaluations concerning several related facilities such as transport container of nuclear fuel [1], the packaging of spent nuclear fuels [2], the spent fuel storage pool [3], the criticality evaluation of voloxidation process has been performed. The tool used is MCNPX code which is widely employed in the criticality safety evaluation [4]. The structure of a real voloxidation apparatus is complicated and difficult to be set as the input of the MCNPX code directly. The distribution of reactant in the cell is assumed to affect the results. So the selection of a proper geometry and optimization of the distribution of the reactants plays an important role in obtaining highly reliable results. In this paper, a simplified model in which the geometries of the reactant and container are both defined as cylinder has been adopted. As conservative results are always preferred in the criticality evaluation, the voloxidation apparatus is assumed to be surrounded by sufficiently thick water layer which functions as not only the neutron moderator but also the reflector [1, 5]. Fresh UO_2 fuel with an enrichment of 4.5 w% ^{235}U and a specified PWR spent fuel the initial enrichment of which is 4.5 w% ^{235}U with a burnup of 50GWd are adopted as the evaluation objects respectively. The reason for the employment of fresh UO_2 is that it contains almost no neutron poisons and offers a relatively conservative result.

2. Setup of Evaluation Model

In this paper, the volume of the spent fuel is the summation of volumes of UO_2 and TRU oxides. Density of the spent PWR is calculated to be 10.97 g/cm^3. The main chemical reaction of the voloxidation process is $3UO_2+O_2=U_3O_8$, so the more O_2 charged, the more complete the UO_2 pellets converted into U_3O_8 powder. The density of the mixture, or UO_x powder uniformly mixed with O_2, during voloxidation operation was determined to be 1.10 g/cm^3 by the same method assuming the charge ratio of solid phase oxides to gas phase O_2 is 1 to 9.

In order to simulate most of the possibilities in regarding to not only normal but also abnormal situations, totally 6 cases were proposed for the determination of the final geometry used for evaluating criticality as illustrated in Table 1. Multiplication factors of a fresh UO_2 fuel was calculated employing these 6 geometries respectively shown in Table I as well. Finally #4 with the biggest K-effective value has been selected as the most conservative geometry to perform the criticality evaluation. The relationship between the multiplication factors of homogeneous case and solid-gas phase case depending on the increase of mass is not regular and the differences are negligible. Criticality evaluation of the fresh UO_2 and the spent fuel was carried out based on the #4 case with regarding fuel particulate system as a homogeneous phase substance.

Table 1 Model of 6 Cases

#3 Fuel	#2 Fuel & SS304 container without lid	#1 Fuel & SS304 container
		
K-effective=0.04889±0.00016	K-effective =0.05840±0.00041	K-effective =0.06066±0.000195

#4 Fuel surrounded by water	# 5 Fuel & SS304 container without lid surrounded by water	#6 Fuel & SS304 container surrounded by water
		
K-effective =0.42220±0.00347	K-effective =0.18649±0.00232	K-effective =0.08086±0.000875

*A stands for the fresh UO_2 fuel. B stands for the walls of the apparatus made of SS304. C stands for water. Thickness of water is 15 cm. Standard deviations are associated with 95% confidential.

3. Results and discussion

The values of the neutron multiplication factors obtained of 2000 kg UO_2 input scale is less than 0.7 which is smaller than the maximum permissible multiplication factor of 0.95 correspondingly no criticality risk. From mathematical point of view, the limit of the trend line equation is less than 0.8, so it seems there is no mass limitation of UO_2 concerning the criticality risk during the fresh UO_2 and PWR spent fuel voloxidation process.

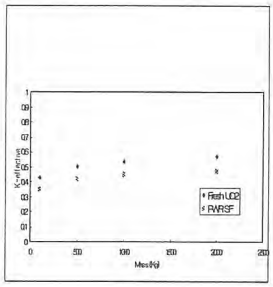


Fig.1. K-effective of fresh UO_2 and SF with Model #3.

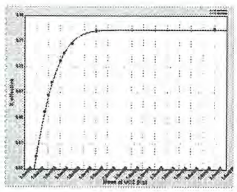


Fig.2. K-effective of UO_2 surrounded by water.

4. Conclusions

Fresh UO_2 with an enrichment of 4.5w% ^{235}U and a specified PWR spent fuel were adopted respectively as the reference fuels. 6 cases simulating the probable geometries of the apparatus was built and juel particles distribution in the apparatus was also estimated. It is proposed that there is no criticality risk concerning the voloxidation process. Based on the evaluation procedures and methods developed in this work, further work will be carried out to evaluate the criticality safety of other apparatus of pyroprocess such as electro-reducer, electro-refiner, and electro-winner etc.

References

1. W. Jahreiß, U. Philippczyk, W. Paulinyi et al. A New Transport Container for Fresh PWR Fuel Assemblies According to IAEA Requirements.
2. Criticality safety of spent nuclear fuel assemblies from the transmutation of minor actinides in fast reactors G. Nicolaou , N. Tsagas. Annals of Nuclear Energy 33 (2006) 305–309
3. E. Massoud, O. H. Sallam, E. Amin. Criticalityof the ET-RR-1 new spent fuel storage pool. Annals of Nuclear Energy, Volume 28, Issue 4, March 2001, Pages 375-383
4. Charles D. Harmon, II et al., "Criticality Calculations with MCNP:A Primer", LA-12827-M, 1994.
5. IAEA Safety Standards, Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities, safety requirements No.NS-R-5. Page 30-31

운전변수에 따른 우라늄의 액체음극 전착특성 평가

백승우, 윤달성*, 김시형, 정용주, 심준보, 권상운, 김광락, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1450 (덕진동 150)
*과학기술연합대학원대학교, 대전광역시 유성구 과학로 어은동 52
swpaek@kaeri.re.kr

1. 서론

전해제련 공정은 액체카드뮴음극(LCC, Liquid Cadmium Cathode)을 사용하여 용융염 중의 악티늄족 원소를 동시에 회수함으로써 파이로 건식처리 공정의 핵확산 저항성을 입증하는 중요한 공정이며, 이 공정의 핵심기술은 LCC 표면에 성장하는 수지상 우라늄 생성물(Uranium dendrites)의 생성 및 성장 억제를 위한 LCC 구조의 개발이다. 이를 위하여 미국은 Pounder형을, 일본은 교반기(Stirrer)형을 개발하여 시험하였으며 이들 구조의 장단점이 알려져 왔다[1,2]. 한편 한국원자력연구원에서는 이미 알려진 LCC 구조와 동등한 성능을 갖는 mesh형 LCC 구조를 고유모델로 개발하였으며 이의 성능 개량을 위한 연구를 진행 중에 있다. 따라서 본 연구에서는 mesh형 LCC 구조의 LCC 표면에서의 U dendrites 생성/성장 억제 성능개량을 위해 여러 가지 mesh 운전변수에 따른 성능실험을 수행하였다.

2. 실험 및 결과

LCC의 우라늄 전해 실험은 산소와 수분 농도가 1 ppm 이하인 글러브박스에서 수행되었으며, Fig. 1에 실험 장치를 나타내었다. 전해조는 LiCl-KCl 용융염 약 2.5 kg이 채워진 직경 15 cm의 알루미나 도가니이며 LCC는 약 350 g의 카드뮴 금속을 채운 직경 5 cm의 알루미나 도가니를 사용하였다. 용융염 온도는 500℃ 이며 40 rpm으로 교반하였다. U의 전착 실험을 위하여 양극으로는 U 펠렛을 넣은 STS 바스켓을 사용하였으며 1 wt%AgCl-LiCl-KCl 전극을 기준전극으로 사용하였다. LCC는 1 mm Mo선을 mesh관 가운데 넣어 음극 리드선으로 사용하였다. LiCl-KCl 용융염의 UCl_3 농도는 $CdCl_2$를 산화재로 사용하여 $2U + 3CdCl_2 = 2UCl_3 + 3Cd$ 의 반응에 의해 제조하였으며 실험중 농도는 양극 U의 용해에 의해 2 wt%로 일정하게 유지되었다. 우라늄 전착실험은 정전류실험으로 수행하였으며 50-200 mA/cm^{2}의 전류밀도 범위에서 실험을 수행하였다.

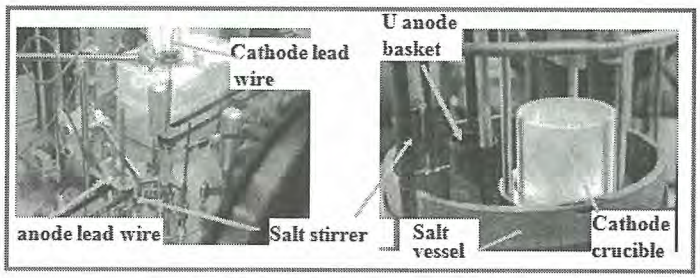


Fig.1. LCC에 의한 전해제련 실험장치

교반기형 LCC의 실험결과 회전하는 교반기가 U 전착물을 음극도가니 내벽에 누적하게 하고 이와 같은 전착물에서 U dendrites가 도가니 내벽을 타고 성장하는 것으로 관찰되었다. 따라서 본 연구에서는 음극도가니 내부 벽면을 따라서 성장하는 U는 벽면 아래로 긁어 내려주고, Cd 음극 표면에 전착되는 U는 음극 내부로 눌러줄 수 있는 mesh를 U dendrites 억제용으로 시험하였다. Mesh를 아래로 누르게 되면 액체 Cd는 mesh의 sieve 사이로 올라오고 U 고체 전착물은 Cd 아래로 침전될 것으로 예상되며, 알루미나 음극도가니의 직경에 대비한 mesh의 직경과 mesh 자체의 sieve 크기가 중요한 변수로 작용할 것으로 예상된다. Fig.2 에 mesh를 사용하였을 때와 mesh를 사용하지 않았을 때 같은 조건에서 음극전위의 변화를 나타내었다. Mesh를 사용하지 않았을 때 음극전위는 초기에 전착된 U의 용해에 따라 하강하다가 U의 Cd 중 용해도를 초과하면서 급격히 상승하며 반응종료 후 U dendrites가 도가니 밖으로 크게 성장함을 확인할 수 있었다. 음극전위가 상승하는 것은 음극표면에 생성된 U dendrites가 전극작용을

하여 음극표면적이 커진다는 것을 의미한다. Mesh 사용의 경우 액체음극 표면에 U dendrites의 성장 없이 운전 할 수 있음을 볼 수 있다. 이 때 전위곡선에서 일정한 간격으로 전위 변동이 발생한 것은 mesh 운전에 따라 음극면적이 달라지기 때문이다.

Fig.3 는 1.1 mm의 sieve 크기를 갖는 직경 48 mm의 mesh를 이용하여 전착실험을 한 결과이다. 음극 도가니의 내경이 약 50 mm 이기 때문에 mesh의 중심이 음극 도가니의 중심과 정확히 일치할 경우에는, 도가니의 내경과 mesh 와는 모든 방향에서 각각 1 mm의 차이만 나므로, 내벽에 생성된 U 전착물을 Cd 아래로 효과적으로 긁어내려 줄 수 있을 것이다. 500 ℃에서 100 mA/cm^{2}로 전착 시험한 결과, 7.3 Ah까지 전착물이 도가니 바깥으로 성장하지 않았음을 확인하였다. 그러나, 동일한 조건에서의 재현성 실험을 결과, 5 Ah 이하에서도 수지상이 관찰되는 경우도 발생하였는데, 이는 mesh의 외경과 음극 도가니의 내경 차이가 크지 않은 상태에서 중심이 서로 정확히 일치하지 않았을 경우, 음극 도가니의 한쪽 벽에 mesh의 표면이 접촉됨으로 인해 음극 내벽에 생성된 U 전착물을 오히려 벽면 위로 밀어 올리는 경우도 발생하였기 때문으로 생각된다.

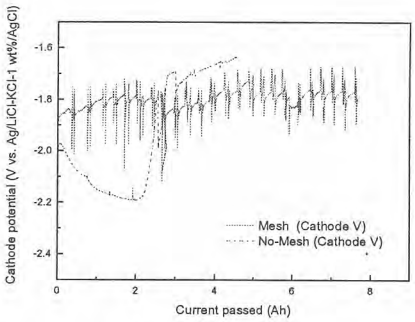


Fig. 2. Mesh 운전과 no mesh 경우의 음극전위 변화 비교

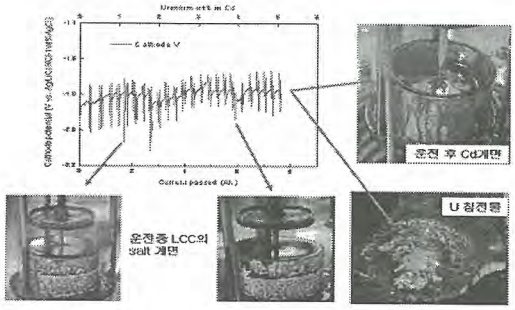


Fig. 3. 직경 48 mm mesh 의 U 전착 성능

3. 결론

본 연구에서는 전해제련 공정에서 액체음극 표면에서 생성하는 U dendrites의 성장을 억제하기 위해 고유모델로 개발한 mesh형 LCC 구조의 성능개량을 위해 여러 가지 운전 변수에 따른 성능 실험을 수행하였다. Mesh형 LCC 운전에 따라 액체음극 표면에서 U dendrites의 생성 없이 7.3 Ah 까지 운전 할 수 있음을 확인하였으며, 전류 밀도, 운전 온도, 및 mesh 크기/ 형태의 운전 변수에 따른 성능 실험도 수행하였다.

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

[1] T. Koyama, M. Iizuka, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 247, pp.227-231 (1997).
[2] J.E. Battles, et. al., ANL Technical Report, ANL-94/15, 1994.

카드뮴-세륨 합금의 제조 및 증류거동 조사

권상운, 김지용*, 심준보, 김광락, 백승우, 김시형, 정용주, 안도희, 이한수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
*UST(University of Science & Technology), 대전광역시 유성구 과학로 113번지
swkwon@kaeri.re.kr

1. 서론

용융염 매질에서 전기화학적으로 분리, 회수하는 공정인 파이로프로세스는 전해환원, 전해정련 및 전해제련 등의 단위공정들로 구성되며, 사용후핵연료의 유효성분 재활용을 위한 매우 희망적인 기술이다 [1]. 파이로프로세스의 원리는 우라늄, 희토류 원소, TRU 원소 및 귀금속 등으로 구성된 ingot 양극으로부터 용융염으로 녹아나오는 원소들 중에서 우라늄을 고체음극에 전착시켜 제거하고(전해정련), 나머지 원소들 중에서 악티나이드 원소들을 액체음극에 전착시켜 회수하는(전해제련) 것이다. 액체음극에 전착된 악티나이드 원소들을 새로운 연료로 제조하기 위해서는 액체음극인 카드뮴과 분리하는 작업이 필요하다. 카드뮴의 분리는 카드뮴의 높은 증기압을 이용하여 진공증류하는 방법을 사용하며, 카드뮴 음극에는 10 wt. % 정도의 악티나이드 원소들이 들어 있으며, 4-5 wt % 정도의 악티나이드 원소들이 용해되어 있고, 용해도 이상에서는 우라늄 금속 그리고 TRU 원소들과 카드뮴의 금속간 화합물(Intermetallic Compound)이 존재한다. 본 연구에서는 카드뮴 증류공정을 개발하기 위해 세륨을 TRU 대용원소로 선정하고 카드뮴-세륨 합금을 제조한 후 이의 증류 특성을 조사하였다.

2. 실험 및 결과

본 연구에서 사용한 카드뮴 증류장치는 Fig. 1에서 보는 것처럼 증발조, 응축조, 기체 공급기, 진공장치 및 제어부 등으로 구성되어 있으며, 증발조는 그라파이트로 제작하였고, 증발조 및 응축조 크루시블은 알루미나로 제작하였으며, 진공압력은 상온에서 10 mtorr, 600℃에서 50 mtorr까지 유지할 수 있었다.

TRU의 대체 원소로 세륨을 선정하고 전해방법을 이용하여 Cd-Ce 합금을 제조하였다. 사용된 전해조는 열전대, 교반기, reference electrode, anode 및 cathode(액체) 등으로 구성하였다. 액체음극에서 용융염중의 세륨 전착이 성공적으로 잘 이루어 졌으며, 종말점은 음극의 전압이 점차적으로 낮아지다가 용융염 내의 용질의 농도가 낮아져 분극현상이 일어나면 전압이 급격히 낮아지는 때로 잡아 전류 인가를 중단하였다.

제조된 Cd-Ce 합금을 다시 증발조 도가니 크기에 맞게 성형한 후 증류 거동을 조사하였으며, 실험은 등온 및 비등온 방법을 이용하였다. 등온 실험은 500℃, 0.5 torr에서 수행하였으며, 비등온 실험은 상온에서 700℃까지 분당 5℃의 속도로 승온하였다. 합금의 경우 카드뮴 금속에 비해 증류속도가 작아지며, onset temperature는 더 높아진다는 결과를 얻었다.

3. 요약

카드뮴 증류공정을 개발하기 위해 세륨을 TRU 대용원소로 선정하고 증발조 도가니 크기에 맞게 성형한 후 증류 거동을 조사하였으며, 실험은 등온 및 비등온 방법을 이용하였다.

감사

이 논문은 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 지원으로 수행되었습니다.

참고문헌

1. S. W. Kwon, D. H.Ahn, E. H. Kim, and H, G. Ahn, J. Ind. Eng. Chem., **15**, 86(2009).

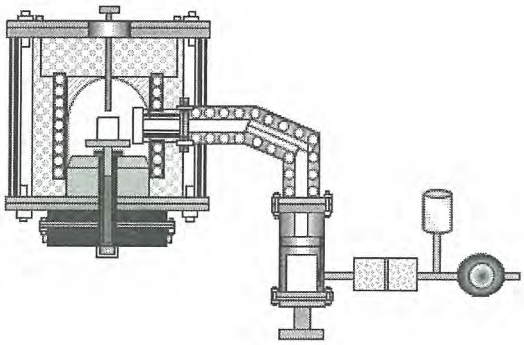


Fig. 1. Experimental set-up for cadmium distillation.

Nd 함량에 따른 $(U,Nd)O_2$ 소결특성 변화

나상호, 주윤정, 강권호, 박창제
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
shna@kaeri.re.kr

1. 서론

현재 세계 원자력발전의 주종 연료로 사용되고 있는 이산화우라늄(UO_2)은 원자로에 장전되어 일정 기간 연소된 후 방출되며, 이 방출된 핵연료를 사용후핵연료라 한다. 사용후핵연료에는 핵분열생성물을 포함한 다양한 방사성물질이 함유되어 있으며, 연소도에 따라 그 함량은 달라진다. 우라늄 자원의 고갈 우려와 사용후핵연료의 보관·저장 등의 경제성 그리고 사용후핵연료의 처리를 통해 미연소된 우라늄 자원 및 연소시에 생성된 새로운 연료를 이용할 수 있는 기술의 발달로 인하여 사용후핵연료의 재활용에 대한 관심이 점증되고 있다. 사용후핵연료는 습·건식 재처리를 통해 혼합산화물(MOX) 또는 금속우라늄의 형태로 재활용되고 있다. 특히 경수로에서 연소된 사용후핵연료에는 미연소된 핵분열물질의 함량이 천연우라늄의 것보다 높아, 연료의 단순 재가공을 통해 중수로 연료로 바로 사용될 수 있는 DUPIC 핵연료 제조기술의 발달로 사용후핵연료에 대한 재활용기술은 광범위하게 펼쳐지고 있다. 방사성물질의 사용후핵연료에 대한 접근성이 용이하지 않아 대부분의 재활용기술은 사용후핵연료의 조성과 유사한 모의물질(simfuel ; simulated fuel)을 사용하여 이루어지고 있다.

여기에서는 UO_2와 고체상의 고용체를 형성하는 핵분열생성물에서 원자가가 3가인 Nd_2O_3 모의물질을 대표물질로 이용하여 연소도, 즉 첨가함량에 따른 소결특성을 조사하였다.

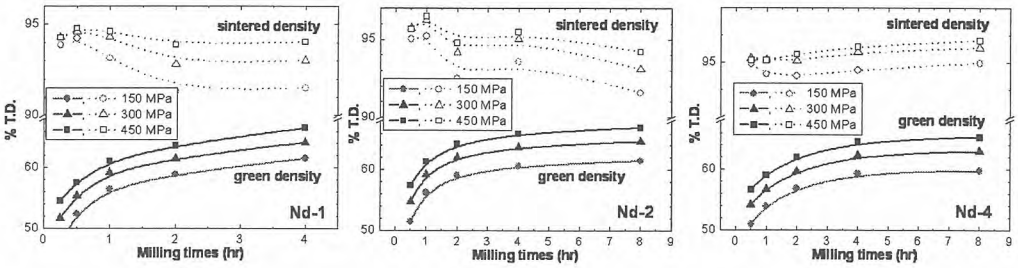
2. 실험 및 결과

UO_2-Nd_2O_3 상태도에서 Nd_2O3는 64 mol%까지 형석형의 고용체를 형성한다. 실험에서 Nd_2O_3의 첨가함량(wt%)은 3종류-1.63(2.59 mol%), 3.25(5.12 mol%) & 6.51(10.05 mol%)-이며, 총량은 50g으로 하였다. 이 함량은 각각의 연소도 3at%, 6at% 그리고 12at%에서 고용체를 형성하는 핵분열생성물의 총량이다. 이들의 기호는 각각 Nd-1, Nd-2 그리고 Nd-4로 나타내었다. $(U,Nd)O_2$ 소결체의 제조공정은 기존의 UO_2 소결체 제조공정과 동일하게 분말처리(혼합, 조립 및 사분)-성형-소결공정으로 이루어진다. 다만 2 종류의 분말을 균질하고 균일한 혼합물을 만들기 위하여 혼합한 후 다이나믹 밀을 이용하여 밀링처리를 하였다. 밀링시간(hr)은 첨가량이 1.63wt%인 경우에는 4 조건(0.5, 1, 2 & 4), 첨가량이 3.25 및 6.51wt%인 경우에는 5조건(0.5, 1, 2, 4 & 8)으로 하였다. 이는 첨가량이 많을수록 균질화를 위해서 밀링시간의 증가가 필요할 것으로 판단하였기 때문이다. 성형은 1축 프레스를 사용하였으며, 성형압력(MPa)은 3 조건-150, 300 & 450-, 그리고 성형밀도는 기하학적 방법으로 측정하였다. 시료 당 무게는 5.0±0.1(g)으로 하였다. 각 조건당 성형체는 3개씩 제조하였다. 제조한 성형체의 소결은 1750 ℃, 12시간 수소분위기하에서 하였으며, 소결밀도는 수침법(immersion method)으로 측정하였다. 그리고 결정립 크기는 결정립 크기는 시료를 반으로 잘라 연삭 및 연마한 후 thermal etching(1200 ℃, 2시간)시킨 후 나타난 결정립을 광학현미경을 이용하여 6곳을 선정한 후, 선형교차(linear intercept)법으로 결정립이 50개 지나는 거리로 측정하여 평균한 값이다.

그림 1에 원자가가 3가인 Nd의 함량(Nd-1, Nd-2 그리고 Nd-4) 및 다이나믹 밀링 시간에 따른 $(U,Nd)O_2$의 성형압력별 성형밀도 및 소결밀도를 나타내었다. 그림에서 보는 바와 같이 함량에 관계없이 성형압력이 증가하면 성형밀도는 증가하는 경향을 보여준다. 또한 밀링시간이 증가하면 성형밀도는 증가하나 4시간 이상의 밀링시간에서는 거의 포화되는 경향을 보여준다. 반면에 소결밀도는 밀링시간이 증가하면 Nd-1 및 Nd-2의 경우 소결밀도는 감소하다가 포화되는 경향을 보여준다. 그러나 Nd-4의 경우에는 밀링시간이 증가하면 소결밀도는 증가하는 경향을 보여준다. 즉 첨가량에 따라 밀링시간을 조정해야 한다. 일반적으로 UO_2 분말을 밀링하면 밀링시간에 따라 분말의 O/U비는 증가하며, 이에 따라 소결밀도는 감소한다. Nd는 3가이므로 4가의 UO_2와 고용체를 형성하려면 과잉의 산소가 요구된다. 따라서 Nd_2O_3의 첨가량에 따라 UO_2 분말의 O/U비가 적절할 경우 소결밀도는 증가할 것으로 사료된다.

그림 2에 소결밀도가 비슷한 시료의 결정립 크기를 나타내었다. 즉 Nd-1의 경우, 밀링시간은 1시간, 성형압력은 300 MPa, 소결밀도는 94.5%T.D., Nd-2의 경우, 밀링시간은 2시간, 성형압력은 450 MPa, 소

결밀도는 94.8 %T.D., 그리고 Nd-4의 경우, 밀링시간은 2시간, 성형압력은 300 MPa, 소결밀도는 95.0 %T.D.이다. 그림에서 보는 바와 같이, 소결밀도는 대략 95 %T.D.로 비슷하지만 Nd의 함량에 따라 결정립 크기는 증가하는 경향을 보여준다. 다만 Nd-1과 Nd-2의 경우에는 결정립 크기가 비슷하다. 이는 밀링시간에 따라 증대된 과잉의 산소를 Nd-2가 충분히 수용하지 못하였기 때문에 나타난 것으로 사료된다.



(a) (b) (c)

그림 1. Nd_2O_3의 함량 및 밀링시간에 따른 성형압력 별 성형밀도 및 소결밀도

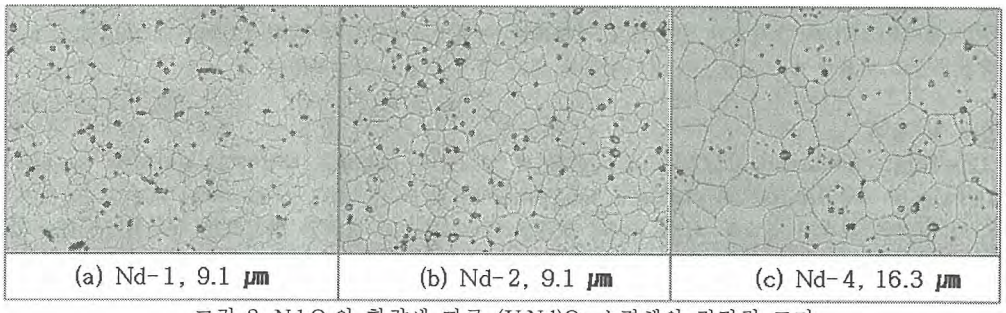


그림 2. Nd_2O_3의 함량에 따른 $(U,Nd)O_2$ 소결체의 결정립 크기

3. 결론

Nd2O3 함량 및 밀링시간에 따른 (U, Nd)O2의 소결밀도 및 결정립 크기를 조사하여 다음과 같은 결과를 구하였다.

- 밀링시간이 증가하면 Nd-1 및 Nd-2의 경우 소결밀도는 감소하다가 포화되는 반면에 Nd-4의 경우에는 소결밀도는 지속적으로 증가하는 경향을 보여준다.
- Nd의 함량에 따른 결정립 크기는 Nd의 함량이 적어도 Nd-2 이상이 되어야 증가하는 경향을 보여준다.

사 사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력중장기과제의 일환으로 수행되었습니다.

HANA-6 피복관의 사용후핵연료 안전성 평가를 위한 크립모델링

정양일, 김현길, 최병권, 박동준, 박정용, 정용환
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
yijung@kaeri.re.kr

1. 서론

국내 경수로에서 배출되는 사용후핵연료는 전량 원전부지 내의 수조에 임시 보관되고 있으며, 고준위 폐기물처분장의 완공 후에 영구 처분될 것이다. 현재 저장 수조의 용량은 한계에 다다르고 있으며, 빠른 시일 안에 선진국에서와 같이 건식저장에 대한 방안이 마련되어야 한다. 건식저장은 오염원의 배출, 대태러 안전성, 사용후핵연료 관리, 소요부지 측면에서 습식저장에 비하여 장점이 있다. 그러나 사용후핵연료의 건식저장 중에 핵연료 피복관은 핵분열 열에너지와 반응가스에 의한 온도와 압력에 지속적으로 노출된다. 따라서 피복관의 크립파단, 응력부식균열, 수소지연파괴 등과 같은 안전성 저해요소에 대한 연구가 수행되어야 한다. 본 연구에서는 한국원자력연구원에서 개발한 HANA-6 피복관 소재를 이용하여, 피복관의 장기열화손상을 예측하기 위한 크립모델링을 수행하였다.

2. 크립 모델링

사용후핵연료에 대한 크립모델링은 조사재를 이용하여 예측하는 것이 바람직하다. 그러나 비조사재는 조사재에 비하여 크립변형율이 크기 때문에 비조사재를 이용한 예측은 더욱 보수적인 결과를 제공할 수 있다 [1]. 또한, 조사재를 모사하기 위하여 수소장입을 할 수도 있다. 연소 후 피복관에 대한 크립모델링의 특징은 연소 중 크립모델에 포함되는 중성자속에 대한 정보가 포함되지 않는 것이다. 이는 연소 후 피복관에서 추가적인 조사효과가 기대되지 않기 때문으로 판단된다.

2.1. Spilker 모델

Spilker et al. [1]은 지르칼로이-4의 크립거동을 모델링하기 위하여 비조사재를 이용하여 100~400°C의 온도와 80~150 MPa의 압력조건에서 실험을 수행하였다. Spilker et al. [1]은 시간에 따른 크립변형량을 아래 식(1)과 같이 근사하였다.

$$\epsilon = A \cdot t^m \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \qquad (1)$$

여기서 A는 상수이며, t는 시간, m은 식 (2)와 같이 표시되며,

$$m = c_0 + c_1 T_f + c_2 T_f^2 + \cdots + c_{10} T_f^{10} \qquad \cdots\cdots\cdots \qquad (2)$$

c_i $(i = 0,1,2,\cdots,10)$는 상수, T_f는 온도(T)와 응력(σ)의 함수로, $T_f = T + (\sigma - 80) \cdot 45/70$로 표시된다. 독일의 CASTOR 시범 성능실험에서 40 GWd/tHM 이하의 핵연료는 1% 이하로 변형량이 제한된다면 파괴가 일어나지 않는 것을 실험적으로 확인하였고, 이들의 연구를 통하여 수식적으로 해당 조건의 안전성을 예측하여, CASTOR 인허가를 득하였다.

2.2. Mayuzumi-Onchi 모델

Mayuzumi와 Onchi [2-4]는 비조사재 지르칼로이-4의 크립거동을 다음과 같은 수식으로 표현하여, 건식저장환경에서의 크립거동을 예측하였다.

$$\epsilon = \epsilon_p + \dot{\epsilon}_s \cdot t \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \qquad (3)$$

여기서 ϵ_p는 일차크립 변형량이며, $\dot{\epsilon}_s$는 이차크립 변형속도, t는 시간이다. 이때, ϵ_p는 식(4)와 같이 가정하였고,

$$\epsilon_p = \epsilon_{sat}[1-\exp(-at^b)] \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots \qquad (4)$$

여기서 ϵ_{sat}는 이차크립 변형속도를 시험원점으로 외삽한 변형량이며, $\dot{\epsilon}_s$와 실험적인 관계식으로써 도출된다. 또한, a와 b는 실험에 의하여 결정되는 상수이다. $\dot{\epsilon}_s$는 식(5)와 같이 고전적인 크립변형율 식을 따랐다.

$$\dot{\epsilon}_s = A \cdot \frac{E}{T} \cdot \exp(\frac{B\sigma}{E}) \cdot \exp(-\frac{Q}{RT}) \qquad \cdots\cdots\cdots \qquad (5)$$

여기서 A와 B는 상수, E는 영률, Q는 크립에 대한 활성화 에너지이다. Mayuzumi와 Onchi는 크립변형율에 대한 응력의 지수함수 의존성을 채택하였다.

3. HANA-6 크립거동

건식저장환경에서 정상상태 온도는 400°C 이하이며, 압력은 150 MPa 이하이다. 기존 보고에 의하면, 지르코늄 합금의 크립은 상기 조건에서 멱수법칙(power-law)을 따른다. 즉, Mayuzumi-Onchi 모델은 멱수법칙으로 수정될 필요성이 있으며, 식(5)는 다음과 같이 표현되어야 합당하다.

$$\dot{\epsilon}_s = A \cdot \frac{E}{T} \cdot (\frac{\sigma}{E})^n \cdot \exp(-\frac{Q}{RT}) \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots \qquad (6)$$

본 연구에서는 상기 수식을 활용하여, HANA-6 핵연료피복관 소재에 대한 크립모델링을 수행하였다. 크립시험은 345~460°C, 30~180 MPa에서 수행하여 모델링의 자료로서 활용하였다. 크립모델링을 통하여, 임의의 실험 온도와 압력조건에서 크립변형량과 변형속도를 예측할 수 있었다. 또한 발표에서는 동 피복관의 건식저장에 대한 안전성에 대하여 논의될 것이다.

감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

[1] H. Spilker, M. Peehs, H.-P. Dyck, G. Kaspar, K. Nissen, Spent LWR fuel dry storage in large transport and storage casks after extended burnup, J. Nucl. Mater, 250 (1997) 63-74.

[2] M. Mayuzumi, T. Onchi, Creep deformation of an unirradiated zircaloy nuclear fuel cladding tube under dry storage conditions, J. Nucl. Mater, 171 (1990) 381-388.

[3] M. Mayuzumi, T. Onchi, Creep deformation and rupture properties of unirradiated Zircaloy-4 nuclear fuel cladding tube at temperatures of 727 to 857K, J. Nucl. Mater, 175 (1990) 135-142.

[4] M. Mayuzumi, T. Onchi, The applicability of the strain-hardening rule to creep deformation of Zircaloy fuel cladding tube under dry storage condition, J. Nucl. Mater, 178 (1991) 73-79.

수직형 카드뮴 증류장치의 제작 및 시운전

김지용*, 권상운, 김광락, 백승우, 심준보, 김시형, 정용주, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
*UST(University of Science & Technology), 대전광역시 유성구 과학로 113번지
kjy82@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 프로세스는 고온에서 사용후핵연료를 핵 확산의 위험 없이 친환경적으로 처리하여 장수명 핵종을 회수한다. 파이로 프로세스에서 전해정련공정은 500℃의 LiCl-KCl 용융염 매질에서 고체음극을 이용하여 우라늄을 선택적으로 회수하며, 전해제련공정에서 액체음극을 이용해 잔여우라늄과 TRU를 함께 회수하게 된다. 전해제련공정 중 카드뮴 증류공정은 LCC(Liquid Cadmium Cathode)에 회수된 actinide를 Fig.1에서 보는 것처럼 증기압 차이를 이용하여 분리하는 공정이다. 최근까지 수평형 카드뮴 증류장치를 이용하여 카드뮴 증류연구를 수행하여 왔으나 카드뮴증기가 응축조를 통과하면서 증류장치의 내부 벽면에 응축되는 등의 문제점이 대두되었다.

따라서 본 연구에서는 수평형 증류장치의 문제점을 보완하고, 공학규모장치인 PRIDE(PyRoprocess Intergrated inactive DEmonstration facility)용 카드뮴 증류장치를 개발하기 위해 lab-scale의 수직형 카드뮴 증류장치를 제작하여 카드뮴의 증류거동을 조사하고 장치성능을 평가하였다.

2. 본론

Fig.2에는 본 연구에서 설계, 제작한 수직형 카드뮴 증류장치의 개략도를 나타내었다. 카드뮴 증류장치는 증류탑본체, 진공펌프, 배가스 처리 장치 및 제어시스템으로 구성되어 있다. 증류탑에서 탑 상단부에는무게측정을 위한 load cell unit, 중단부는 카드뮴 증류를 위한 가열부, 하단부는 증발된 카드뮴을 냉각시켜 고체로 회수하는 응축부분으로 되어있다. 상단부의 load cell은 수평형 카드뮴 증류장치에서 crucible을 load cell위에 올려 놓는 방식이 아닌 load cell에 crucible을 걸어 놓는 방식으로 기존의 방식에 비해 흔들림이 적어 무게를 정확하게 측정할 수 있도록 설계되었다. 증류탑상단에 카드뮴이 응축되는 것을 방지하기 위해서 중단부의 evaporation crucible은 load cell이 걸쳐져 있는 열전대와 동일하게 온도설정을 하였다. 상단부와 중단부의 경계점에는 증류탑 내부의 증발조와 응축조사이의 열전달을 감소시켜 온도구배를 주기 위해 heat shield를 설치하였다. 하단부에는 증발된 카드뮴이 장치 하단부에 연결된 진공펌프와 상단부를 통한 아르곤 가스유입에 의해 상단부에서 하단부로 유체흐름이 형성되어 카드뮴 회수용기에 응축되며 이 카드뮴 회수용기는 수냉식과 자연냉각식 방법을 모두 다 고려하여 그 크기를 다르게 제작하였다. 증류 시 하단의 진공밸브를 통해 일정한 감압조건을 유지시켜 줄 진공펌프를 설치하였으며, Lab-view 소프트웨어를 이용하여 증류장치 각 부분의 온도, 무게 및 압력 값을 PC에 나타내도록 하였다. 또한 하단 플랜지의 후면에 위치해 있는 배가스 처리장치는 발생되는 카드뮴함유분진을 흡입하여 대기 중으로 방출되는 위험요소를 제거하기 위한 목적으로 설치되었다.

본 장비를 시운전 해본 결과 가열로와 증류탑 내부사이에는 온도 차이를 보인다. 500~650℃정도로 가열한 경우 증발조에서는 40℃, heat shield 하단부의 응축조에서는 약 30℃정도의 온도 차이를 보였다. 또한 냉각수의 온도를 15℃로 유지하였을 경우 카드뮴회수용기의 온도는 약 420℃, 5.5℃로 유지하였을 때는 약 350℃를 보이는 것을 통해 냉각수의 온도가 카드뮴의 응축에 큰 영향을 끼친다는 것을 알 수 있었다. 또한 이 장치를 이용하여 카드뮴금속의 증류거동을 조사하였다.

3. 요약

본 연구에서는 공학규모 카드뮴 증류장치를 개발하기 위하여 실험실 규모의 수직형 카드뮴 증류장치를 제작하고, 이를 시운전하였다. 공탑 실험에서는 증류탑에 온도분포를 잘 조절할 수 있었으며, 응축조의 냉각성능의 보완이 필요하였다. 이 장치를 이용하여 카드뮴 금속의 증류실험을 수행하였으며, 향후 카드뮴-우라늄 합금의 증류거동을 조사할 계획이다.

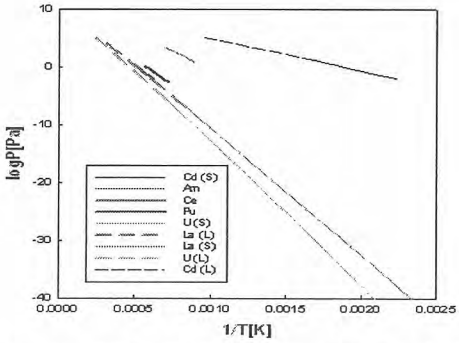


Fig. 1. 카드뮴 및 악티나이드 계열 원소의 증기압

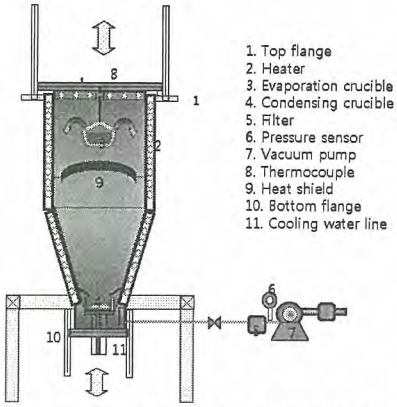


Fig. 2. 수직형 카드뮴 증류장치

천연 및 감손 UO_2 혼합분말의 농축도

정정환, 나상호, 송대용, 안성규, 신희성, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
jwjeong@kaeri.re.kr

1. 서론

세라믹 핵연료인 이산화우라늄(UO_2)은 경수로(LWR)형 연료로, 현재 세계 원자력발전의 주종을 이루고 있다. 이산화우라늄을 장전한 연료봉 다발을 원자로에서 조사시킬 경우, 그림 1에 G23-K10 연료봉에 대한 연소도 프로파일을 일례로 도시한 바와 같이, 연료봉의 길이방향 길이에 따라 연소도가 다름을 알 수 있다. 연소도에 따라 U의 농축도 그리고 TRU 및 생성되는 핵분열생성물의 양이 다르므로 사용후핵연료에서 금속 우라늄을 만들기 위해서는 분말 균질화(powder homogenizing) 공정이 요구된다.

최적의 분말 균질화를 위해서는 분말의 입자 크기와 혼합장치가 필수적인 인자이다. 분말이 미세할수록 분말의 균질화는 향상되며, 미립의 분말을 제조하기 위해서는 산화속도, 그리고 산화온도 및 시간 등의 변수를 잘 조절하여야 한다. 혼합장치는 혼합의 성능을 향상시키기 위한 다양한 방법이 연구되고 있으며, 실험실 규모(예 ; Turbula mixer) 또는 양산용 규모(예 : Nauta mixer)로 상업화된 장치가 많이 개발되어 있다. Turbula mixer는 3차원으로 회전하는 vessel jig에 의하여 원하는 용기를 규칙적이고 균일하게 shaking 작용을 하여 2종 이상의 분말을 혼합할 때 유용하다.

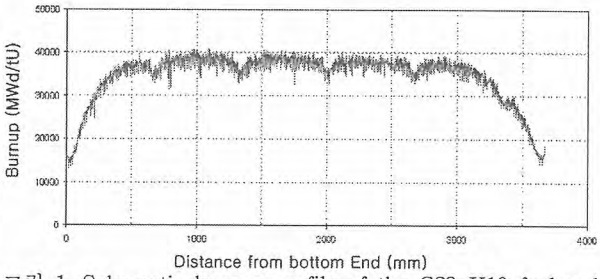


그림 1. Schematic burnup profile of the G23-K10 fuel rod


그림 2. Turbula mixer

본 연구에서는 Turbula mixer(그림 2 참조)를 이용하여 천연 UO_2 분말(NU)과 감손 UO_2 분말(DU)을 혼합비에 따라 혼합된 분말의 혼합시간에 따른 농축도의 균질성을 조사하여 혼합 비율에 따른 최적의 혼합시간을 구하고자 하였다.

2. 실험 방법 및 결과

천연 UO_2 분말(NU)과 감손 UO_2 분말(DU)의 혼합비를 10 : 40, 15 : 35 그리고 20 : 30으로 하였다. 시료의 양은 50g이다. 각각의 혼합비로 준비한 시료의 혼합시간은 30분, 60분 그리고 120분으로 하였다. 농축도 분석용 샘플링은 각 조건 당 3개씩 취출하였다. 농축도는 열이온화 질량분석기(thermal ionizaton mass spectrometer)를 이용하여 분석하였다. 혼합비에 따른 분말의 혼합시간에 따른 농축도를 그림 3 에 나타내었다. 그림 3 에서 보는 바와 같이 혼합분말의 균질도는 천연 UO_2 분말(NU)과 감손 UO_2 분말(DU)의 혼합비가 작을 수록 혼합시간은 짧아질 때 양호한 것으로 나타났다. 예를 들어 NU : DU = 10 : 40, NU : DU = 15 : 35 그리고

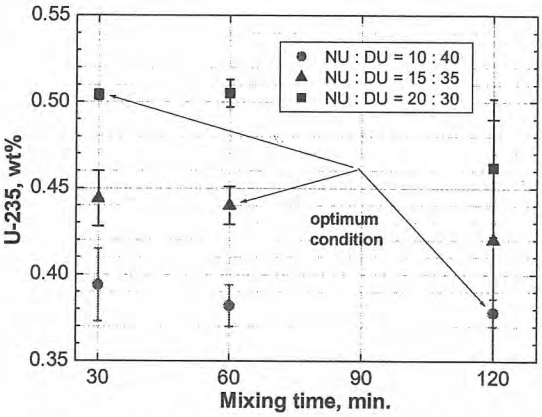


그림 3. 혼합비에 따른 혼합분말의 혼합시간에 따른 농축도

NU : DU = 20 : 30일 때 최적의 균질도를 갖는 혼합시간은 각각 120분, 60분 그리고 30분으로 나타났다. 즉, 감손 UO_2 분말에 천연 UO2 분말을 소량 첨가혼합할 경우에는 가능한 한 장시간 혼합하는 것이 바람직하고, 반면에 감손 UO_2 분말에 천연 UO2 분말을 다량 첨가혼합할 경우에는 단시간 혼합하는 것이 바람직하다. 이것은 분말이 가지고 있는 형태와 같은 특성이 달라 비슷한 양을 첨가할 경우에는 혼합시간이 길어지면 편석(segregation)이 일어나기 때문인 것으로 사료된다.

3. 결론

천연 UO_2 분말과 감손 UO_2 분말을 혼합비에 따라 혼합된 분말의 혼합시간에 따른 농축도의 균질성을 조사하여 혼합 비율에 따라 구한 최적의 혼합시간은 혼합비율이 비슷할수록 혼합시간은 짧아지는 것으로 나타났다. 즉,

- 천연 UO_2 분말 : 감손 UO_2 분말 = 10 : 40 이면 120분
- 천연 UO_2 분말 : 감손 UO_2 분말 = 15 : 35 이면 60분
- 천연 UO_2 분말 : 감손 UO_2 분말 = 20 : 30 이면 30분

사용후핵연료봉 내압측정시험 불확도 추정

이형권, 전용범, 서항석, 민덕기, 권형문, 황용화
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
nhklee1@kaeri.re.kr

Ⅰ. 서론

사용후핵연료봉 내압측정시험은 핵연료의 건전성 및 저장·관리를 위해 매우 중요한 실험 중의 하나이다. 특히 봉내압은 연료수명과 직결되는 요인이며 원자력발전의 안전성과 경제성을 확보하기 위한 기본 자료로 이용된다. 그러므로 시험에 대한 신뢰성 제고를 확보하기 위하여 장비의 소급성 유지는 물론 적절한 불확도 추정도 수행되어야 한다.

측정불확도 추정을 하기 위하여 표준물질, 기기교정, 환경 등 여러 가지 요인 있지만 그중에 반복측정에 대한 요인도 중요한 불확도 요소 중에 하나이다. 사용후 연료봉의 내압측정시험에서 반복시험이 불가능하고 시험방법이 유효화된 규격은 없지만 시험에 대한 신뢰성 확보하고 정확성을 확인하기 위하여 "측정불확도 표현지침"(GUM)에 의하여 불확도를 추정하였다. [1]

Ⅱ. 측정불확도 추정

1. 시험장비의 구성

사용후연료봉 내압측정장치는 유압식천공장치, 천공용기, 표준용기, 압력계 및 온도계 등으로 구성되어 있다. 오차요인으로 추정할 수 있는 항목은 표준용기, 압력계, 온도계 등의 교정 및 측정 오차 등이다.

2. 불확도요인 분석

불확도 추정요인으로는 압력계, 온도계, 표준용기체적, 반복측정, 시험자 및 시험환경 등에 대한 오차를 고려할 수 있다. 그러나 압력계, 온도계 및 표준용기는 방사선오염 때문에 교정이 불가능하므로 교정불확도를 추정하기가 곤란하다. 그러므로 압력계는 자체교정에 의한 불확도를 포함하고 표준용기의 경우는 교정불확도가 시간 또는 사용빈도에 따라 변화하지 않는 것으로 가정하여 장치 제작시 교정값으로 대체하였다.

반복시험에 대한 불확도의 경우 실제 사용후핵연료봉으로는 반복시험을 수행할 수 없기 때문에 압력계의 반복 읽음으로 대체하였다. 그리고 시험환경과 시험자자에 대한 불확도 요인은 추정에서 제외하였다.

3. 수학적 모델

$$P_f = \frac{V_t \times P_1 \times T_f}{V_f \times T_1}$$

P_f : 연료봉 내압(kPa)
V_t : 천공용기의 체적(㎤)
P_1 : 천공용기에서 핵분열기체의 압력(kPa)
T_f : 연료봉내의 온도(℃)
V_f : 연료봉 공간체적(㎤)
T_1 : 천공용기내의 온도(℃)

4. 불확도 추정

가. 반복측정

반복시험을 수행할 수 없는 시험이므로 압력계의 반복 읽음을 반복시험으로 가정하여 불확도를 추정하였으며 표준불확도의 추정값은 0.04 kPa이다.

나. 압력계 교정에 대한 표준불확도

압력계의 교정값이 신뢰수준 95 %에서 k = 2 일 때 확장불확도가 0.6 kPa 이므로 표준불확도는 0.3 kPa로 추정되었다.

다. 압력계 분해능

압력계의 최소 눈금이 0.1 kPa 이므로 분해능에 대한 불확도는 0.03 kPa이다.

라. 표준용기(친공용기 및 연료공간체적 교정인자)

용기의 체적에 대한 교정값은 신뢰수준 95 %에서 k= 2일 때 확장불확도는0.09 ㎤이므로 표준불확도는 0.045 ㎤로 추정되었다.

마. 합성불확도

반복측정, 분해능 및 교정불확도 등을 합성하여 추정하며, 온도측정에 대한 불확도는 제외하였다.

$$u_c = \sqrt{(0.04)^2 + (0.3)^2 + (0.03)^2 + (0.045)^2} = 0.307 \text{ kPa}$$

바. 유효자유도

포함인자 k 값을 구하기 위하여 합성불확도에 대하여 각각의 불확도 구성요소와 자유도를 결합시켜 유효자유도를 구하였다.

$$\nu_{eff} = \frac{(0.307)^4}{\frac{(0.04)^4}{4} + \frac{(0.3)^4}{200} + \frac{(0.03)^4}{200} + \frac{(0.045)^4}{200}} \fallingdotseq 872$$

사. 확장불확도

신뢰 수준 95 %에서 k = 2일 때 확장불확도는 0.62 kPa이다.

Ⅲ. 결론

사용후핵연료봉 내압측정시험에 대한 측정불확도를 추정하였다. 그 결과 신뢰수준 95 %에서 k= 2일 때 확장불확도는 0.62 kPa로 나타났다. 기기교정, 시험환경 및 숙련도 등에서 어려움이 있는 핫셀시험에 대하여 불확도를 추정함으로서 사용후핵연료봉 내압측정시험에 대한 더 높은 신뢰성을 향상할 수 있었다.

Ⅳ. 참고문헌

[1] "측정결과의 불확도추정 및 표현을위한지침" KOLAS, 2002. Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement

전해환원공정에서 실리콘재료의 부식거동

조수행, 이상훈, 정명수, 조해동, 박병홍, 허진목, 이한수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
nshcho1@kaeri.re.kr

1. 서 론

산화물 사용후핵연료의 금속전환공정은 고온 용융염 LiCl-Li_2O계에서 우라늄산화물을 전해환원하는 공정으로 음극에서 우라늄메탈로 환원되며, 양극에서 산소가 발생된다. 이러한 전해환원공정은 650℃ 이상의 고온에서 부식성이 강한 용융염상에서 이루어지고, 산소가 발생되어 용융염 취급장치는 가혹한 부식환경에 놓이게 됨으로 이에 적합한 용융염 취급장치 재료개발이 요구된다. 일반적으로 어떤 초합금도 고온에서 기계적 특성 및 내부식 특성을 동시에 만족시키는 초합금개발은 매우 어려운 실정이다. 이러한 문제점을 해결하기 위한 방법으로 열적 및 화학적으로 고온 리튬용융염계에서 안정하고, 특히 내부식성을 향상시키기 위해서 세라믹재료를 적용하는 연구가 활발히 진행되고 있다. 본 연구를 통해 세라믹재료의 안정성과 건전성을 고찰하여 용융염부식억제형 코팅재료개발에 필요한 기초자료를 도출하고자 한다.

2. 실험방법

본 연구에서 사용한 실리콘재료를 시편크기(70mm(L)×15mm(W)×2 mm(T))로 가공하여 사용하였다. 부식실험은 환경온도; 650℃, 부식시간; 168시간, Li_2O 농도; 1~ 3wt%, 혼합가스 농도; Ar-10%O_2 분위기하에서, 혼합용융염 LiCl-Li_2O를 MgO 도가니에 넣고 아르곤 분위기에서 가열하였으며, 용융염의 온도가 650℃에 도달하면 시편을 용융염에 침지시킨 후 용융염 중에 알루미나 튜브(6φ)를 통해 혼합가스를 공급하였다. 주어진 부식반응시간에 도달하면 시편을 용융염으로부터 분리시킨 후 아르곤 분위기에서 로냉하였다. 실험 종료 후 부식된 시편을 증류수에서 세척하여 용융염을 제거하였으며, 부식생성물의 분석, 미세조직 관찰을 위해 XRD, SEM과 EDS를 사용하여 분석하였다.

3. 결과 및 고찰

Fig. 1은 LiCl-(1~3)wt.% Li_2O, 650℃, 168시간동안 부식실험 한 실리콘재료(Si_3N_4) 시편의 무게변화를 나타낸 것이며, 3 wt.% Li_2O에서의 무게변화는 1 wt.% Li_2O보다 약 3배나 높게 나타났다. Fig. 2는 650℃, LiCl-3wt.% Li_2O, 168시간 부식실험 한 시편의 표면사진과 표면의 X-선회절 분석결과를 나타낸 것이며, Fig. 3은 650℃, LiCl-3wt.% Li_2O, 168시간 부식실험 한 시편의 단면조직 및 구성원소의 mapping을 나타낸 것이다. Fig. 2에서 보는 바와 같이 표면의 X-선회절 분석결과로부터 Li_2SiO_3 피크를 보였으며, 이는 고온 리튬용융염에서 산소이온과의 반응으로 생성된 SiO_2는 부식이 진행되면서 리튬용융염계와의 화학반응에 의해 생성된 것으로 판단된다. 아울러 Fig. 3에서 보듯이 외부조직에 균열이 많이 형성되었으며, 또한 균열을 통해 LiCl-Li_2O 용융염에 노출되어 박리현상이 가속화 될 것으로 판단된다.

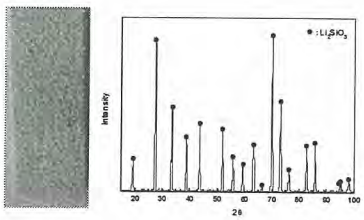


Fig. 1. Weight loss of tested specimens corroded at 650℃ for 168h.

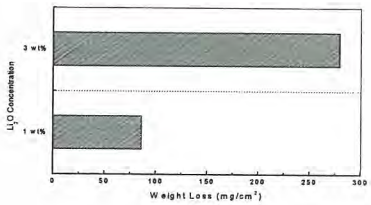


Fig. 2. Photo and XRD pattern of Si_3N_4 specimen corroded at 650℃ for 168h.

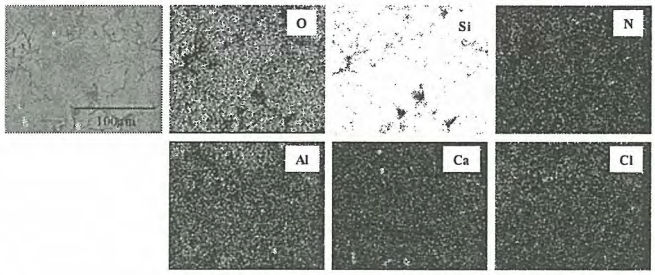


Fig. 3. Cross-sectional SEM image and elemental distribution of Si_3N_4 specimen corroded at 650℃ for 168h.

감사의글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국과학재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다. (연구과제 관리코드: M20703030001-08M0303-00110)

고연소도 사용후 연료봉에 대한 파괴시험 분석기술

서항석, 전용범, 이형권, 권형문, 황용화, 장정남
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
nhsseo@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원내 조사후 연료시험시설(PIEF)은 원자력발전소 및 원자로에서 조사한 핵연료 및 원자력재료에 대한 조사후시험 및 시험기술의 개선/개발을 통하여 원자력 연구 개발을 적기에 효율적으로 지원하고 핵연료의 성능 및 건전성 평가, 핵연료의 개발 및 손상 원인규명 등 에 필요한 특성 자료를 생산/제공하는 국내 유일의 시험 시설이다. 국내 상용 원자력 발전소에서 연소한 사용후 핵연료의 성능을 평가하고 건전성을 검증하며, 고방사성 원자력 재료의 특성 시험을 수행함으로서 고연소도, 고성능 핵연료의 원전 조사 성능평가 분석과 핵연료 및 원자력 재료의 건전성 검증시험 결과를 제공 한다. 본 논문에서는 고연소도 사용후 핵연료의 주요한 조사후시험 항목을 기술하고 일부 결과를 분석하였다.

2. 시험 항목

파괴시험의 시험 항목으로는 봉 내압측정 및 핵분열 생성기체 특성 측정. 소결체 조직시험. 피복관 수소함량 분석 및 피복관 내,외면 산화층두께 측정. 전자현미경 분석. 단면 감마스캐닝. 소결체 밀도측정. 피복관 경도측정, 핵연료 연소도측정 등이 있다.

3. 시험방법

가) 봉 내압측정 핵분열 생성기체 특성 측정

핵연료봉의 plenum 부위에 천공(Puncturing)하여 압력과 온도를 측정하고 이를 토대로 봉 내압 과 핵분열 기체량을 측정한다. 또 핵분열기체를 포집하여 질량분석기(gas mass spectrometer)로 Xe과 Kr양을 측정하며 이 값을 이용하여 핵분열기체 방출비도 결정한다. 핵연료봉의 내압과 핵분열기체량은 약 3Mpa과 630㎤ 전후이며 연료봉의 내압은 연소도가 높을수록 높게 나타난다.

나) 연소도 단면 감마스캐닝

단면 감마스캐닝 시편은 두께 약3mm 디스크 형태의 시편을 사용하며 9409핫셀 내부에 설치되어있는 시준기와 검출시스템이 사용된다. 주요 측정핵종은 Cs-137(661.66KeV)이며 측정시간은 대체로 수백초에서 1,000초 사이의 시간을 주고 측정한다.

다) 소결체 밀도측정

밀도시편은 연료봉길이 약 10mm를 피복관을 제거하고 연료봉 소자를 모아서 침전방식으로 측정한다. 침전매질은 표면장력이 적고 핵연료 소자의 공극 영향을 최소화 할 수 있는 톨루엔을 사용한다. 핫셀 내 에 설치된 밀도측정장치 밸런스의 측정 정밀도는 10^{-5}g이다.

라) 연소도 화학분석 측정

연소도 화학분석시편은 약1mm두께의 원형디스크 형태로 피복관을 제거한 후 사용한다. 연료봉의 화학분석적 연소도 결정은 Nd^{148}원소를 지표원소로 이용하는 Nd동위원소 정량에 의한 연소도 결정 방법을 이용해서 화학분석 핫셀 에서 수행한다.

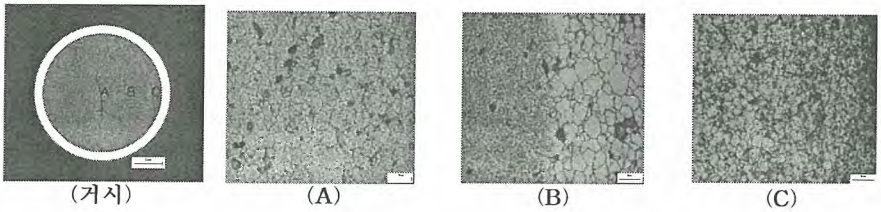
마) 피복관 수소함량분석

피복관 수소함량시편은 약1mm두께의 원형 디스크형태로 절단하여 소결체를 제거한 후 피복관을 3등분으로 분활 절단하여 수소분석기(Reco RH-404)에 넣어 피복관에 함유되어 있는 수소함량을 측정한다. 수소분석기의 분석 감도는 0.01㎍이고 정확도는 ± 3%이다.

바) 소결체 및 피복관에 대한 금속조직시험

금속조직시험시편은 길이 약3mm정도로 미세절단 후 시편 가공의 원활을 위하여 레진에 열과 압력을 가하여 핫 마운팅을 한다. 마운팅 시편은 연삭과 연마의 과정을 거쳐 시편을 완성한다. 이때 필요에 따라 미세조직검사를 위해 화학적 부식을 하는데 핵연료의 특성 및 피복관의 재질에 따라 부식액 선택에서부터 부식시간 등의 최적 조건으로 수행한다. 시편 전체의 전반적인 정보를 얻기 위한 거시조직관찰은 배율 7배로 투영하여 소결체 단면 및 피복관 절단면 상태를 관찰한다. 핵연료 미세조직관찰은 배율

500X 광학현미경으로 핵연료의 중심부, 중간부, 외곽부 등에 대한 관찰을 따로 따로 수행하면서 핵연료 소자의 조직변화, 즉 입계상태, 결정립의 크기, 조사 성장, 조사석출물, 기공 등의 형성 등을 관찰하며 피복관 내 외면 산화층, 수소화물의 형성 등을 관찰한다. 다음 그림은 고연소 핵연료봉(K23-N05)의 중간 위치(2,000mm) 거시조직사진과 소결체의 조직사진이다.



(거시) (A) (B) (C)

4. 결론

냉각수 접촉면에서의 생성된 초기 산화피막은 오히려 산소의 확산을 막아 산화를 억제하는 역할을 하게 되지만 산화피막 두께가 약 2㎛ 정도에 도달하게 되면 산화피막의 높은 응력으로 인해 계면의 수직방향으로 미세 균열이 발생되고 산소원자는 피복관 내부로 더 침투하게 되어 산화피막 두께는 계속 증가하게 된다. 이 과정에서 반응생성물로 발생하는 수소는 피복관 기지 내에 흡수되고 판 형태로 석출되어 피복관의 취성을 증가 시키게 된다. 이런 현상은 고연소도로 갈수록 더 가속되고 피복관 건전성의 핵심적인 인자로 작용한다. 사용후 핵연료 소결체의 결정립은 반경방향 위치에 따라 다른 미세조직 형태를 보여준다. 고온의 중앙부는 결정립이 연소도에 따라 성장 하지만 상대적으로 온도가 낮고 중성자 속이 높은 외곽부는 평균연소도 40GWd/tU 이상에서 마이크로미터 이하 단위의 결정립, 1㎛정도의 버블 형성 등과 같은 특징을 갖는 RIM영역이 형성된다.

전해환원공정에서 초합금의 전기화학적 부식거동

이상훈, 조수행, 정상문, 박병홍, 허진목, 이한수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
goodman6666@naver.com

1. 서론

사용 후 핵연료의 금속 전환공정은 고온 용융염 LiCl-Li_2O계에서 우라늄 산화물을 전해 환원하는 공정으로서 음극에서 우라늄 메탈로 환원되며, 양극에서 산소가 발생된다. 이러한 전해 환원공정은 650℃ 이상의 고온에서 부식성이 강한 용융염상에서 이루어지고, 산소가 발생되어 용융염 취급 장치는 가혹한 부식 환경에 노출됨으로 이에 적합한 용융염 취급 장치 재료개발이 요구 된다. 본 연구에서는 산소가 발생하는 고온 LiCl-Li_2O 용융염계 분위기에 고온용 재료로서 우수한 기계적 성질 및 내 부식성을 지닌 합금으로 알려진 Inconel 713LC 합금 조성을 기반으로 제조한 초합금 N101, 초합금 N102를 사용하였으며, 이들 합금의 전기화하학적 부식거동을 관찰하기위해 Potentiodynamic polarization test로부터 부동태 거동 및 부식전류 밀도, 부식전위를 분석하여 용융염 부식억제형재료개발에 필요한 정량적인 자료를 도출 하고자 한다.

2. 실험 방법

본 연구에 사용한 실험재료는 상용합금 Inconel 713LC 합금의 조성을 기반으로 하여 진공주조로 제조한 시편이며, 이들의 화학 조성은 Table 1.과 같다. 시편의 크기는 70mm(L)× 15mm(W)× 3mm(T)이며, SiC paper(#600~#2000)로 일방향연마하고 증류수로 세척 후 건조하여 사용하였다. 전기화학적 부식실험은 부식 환경온도 650℃에 혼합용융염 LiCl-Li_2O(3wt%)를 MgO도가니에 넣고 아르곤 분위기에서 실험을 실행하였다. 시편은 Working electrode, Reference electrode는 Ni/NiO, 그리고 Counter electrode는 백금봉을 사용 하였다. 동전위 분극시험(Potentiodynamic polarization)은 주사속도를 0.333mV/sec로 하여 OCV을 기준으로 -250mV에서 1.5V까지의 범위를 스캔하였다. 초합금의 부동태 영역을 비교하기 위해 순수 Nickel wire(99.9%)를 사용하여 비교데이터로서 결과를 도출 하였다. 실험 종료 후 부식된 시편을 증류수에서 세척 하여 용융염을 제거하였으며, 부식생성물의 분석, 미세조직 관찰을 위해 XRD, SEM과 EDS를 사용하여 분석하였다.

3. 실험 결과 및 고찰

650℃에서 LiCl-Li_2O(3wt%)용융염 내 부식실험을 한 결과는 Fig. 1에서 보는 바와 같이 초합금 N101이 초합금 N102에 비하여 낮은 범위에서 부동태 영역을 형성하고, 비활성영역이 상대적으로 오래 유지되고 있으므로 초합금 N101이 더 높은 부식 저항성 및 낮은 부식전류를 나타내었다(Table 2). 이는 부동태 구간이 존재하는 환경에서 산소의 발생에 의해 부동태 피막이 더욱 안정되어 양극의 가역전위의 증가에 기인하는 것으로 여겨진다. 또한 초합금 N102의 경우 계속되는 표면 산화에 의하여 부동태 형성이 높은 전압 영역대에서 나타나고 비활성영역의 존재가 관찰되지 않았는데 이는 합금의 조성에서 낮은 함량의 Ni와 높은 함량의 Si로 의한 조직의 비균질함에 의해 산화 피막박리현상에 의한 것으로 예측된다. 이 두 합금의 분극상태는 순수 Ni에 비하여 다소 낮은 활성 영역에서 산화, 환원이 일어나지만 초합금 N101 경우 빠른 부동태 영역과 넓은 구간에서의 비활성 영역을 형성함을 확인 할 수 있다. 이렇게 얻어진 분극곡선에서의 부동태 영역 형성 범위 및 동일영역에서의 부식전위, 부식전류 및 분극저항으로부터 초합금 N101의 내식성이 초합금 N102에 비해 우수함을 판별할 수 있었다.

Table 1. Chemical compositions of tested superalloy (wt%)

	Ni	Cr	Si	Al	Ti	Nb
초합금 N101	77.2	12	2.04	5.8	1	1.96
초합금 N102	74.2	12.5	4.67	6.1	0.53	2
Ni wire	99.9	-	-	-	-	-

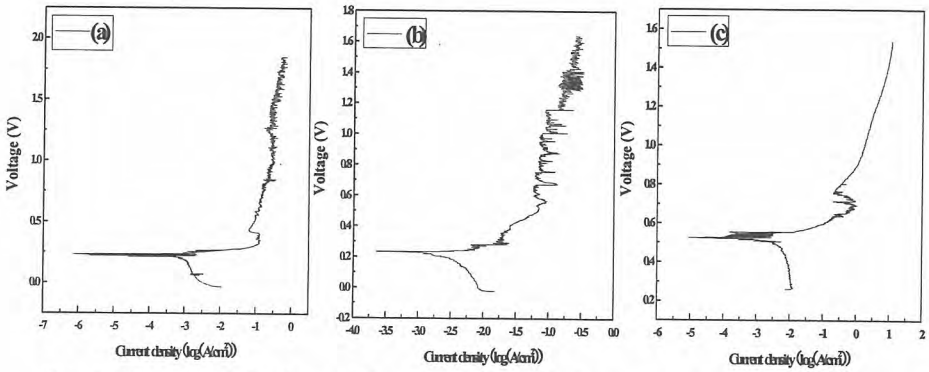


Fig. 1. Corrosion behaviour of Superalloy N101(a), Superalloy N102(b), Ni wire(c)

Table 2. Electrochemical data obtained from the potentiodynamaic polarization tests

	부식전위(mV)	부식전류(mA)	분극저항(Ohm)	최초부동전위(V)
초합금 N101	217.924	1.035	12.908	0.327
초합금 N102	224.736	8.288	3.292	0.494
Ni wire	420.443	1.277	23.548	0.652

우라늄 산화물의 전해환원 공정 중 발생하는 LiCl/Li_2O용융염내 산소이온농도의 네모파 전압전류법을 이용한 모니터링

최은영, 정상문, 강대승, 신호섭, 허진목
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
eychoi@kaeri.re.kr

1. 서론

경수로 사용후핵연료로부터 다시 핵연료 물질로 재사용할 수 있는 우라늄을 분리/회수하기위한 고온전해분리공정(pyroprocessing)은 경제성, 환경친화성, 핵비확산성을 만족시키는 차세대 재처리 기술로 활발한 연구개발이 이루어지고 있다. 고온전해분리공정에서 산화물형태의 사용후연료를 금속으로 전환시키는 전해환원 공정은 일반적으로 LiCl에 염소가스 발생을 방지하기 위해 5 wt%이하의 Li2O를 첨가한 혼합용융염을 매질로하여 양극을 basket형태로 만들어 금속산화물인 사용후연료를 담아 음극과 연결하여 전압를 가하면 다음 반응식과 같은 메커니즘을 통해 이루어진다.

양극반응 : MxOy (금속산화물) + 2ye- xM (금속) + yO2-

Li+ + e- Li

MxOy + 2yLi xM (금속) + 2yLi++ yO2-

음극반응 : yO2- y/2O2 (g) + 2ye-

이와 같은 전해환원반응에서 산소이온은 양극반응에서의 생성과 음극반응에서의 소모 순환이 일어나므로 정상적인 금속산화물의 금속전환 반응에서는 산소이온의 농도 (Li2O)는 거의 변하지 않고 일정한 수준을 유지한다. 그러나 반응조건의 이상으로 비정상적인 전해환원이 일어날 경우 산소이온의 순환이 일어나지 않아 농도의 급격한 변화가 일어나므로 산소이온농도의 변화는 전해환원반응과정을 파악하여 금속전환의 효율을 높이는데 매우 중요한 요인이다. LiCl/Li2O 용융염을 매질로 하는 금속산화물의 금속으로의 전해환원공정에서 산소이온농도를 모니터링하는 것은 공정운전의 필수과정이라 할 수 있다. 현재까지 일반적으로 사용되어온 산소이온농도의 측정방법은 염의 일부를 시료 채취하여 얻는 적정법이 사용되어져 왔으나 많은 노동과 시간이 요구되며 전체 염의 양의 부피감소를 초래한다는 단점이 있었다.

전기화학적 전압전류법은 시스템의 전기화학적 활성을 가진 물질의 농도 변화를 전하의 흐름으로 반영하여 실시간 모니터링하는데 범용적으로 사용되고 있다. 전압전류법 가운데서 네모파 전압전류법은 주기적으로 극히 짧은 시간동안 전류신호를 채취하는 하는 펄스를 이용하여 신호 대 잡음 비가 높아져 전기화학적 처리 동안의 변화를 보다 정확하게 반영하여 농도를 모니터링하는데 매우 효과적으로 이용되는 분석방법이다. 본 연구는 우라늄산화물의 전해환원반응동안 네모파 전압전류법을 통한 변화하는 Li2O 농도변화 모니터링방법을 제공한다.

2. 실험 및 결과

Li_2O 농도에 따른 네모파 전압전류를 측정하고, 그 결과를 Fig. 1에 나타내었다. Li_2O 농도는 0 wt%에서 0.77 wt%까지 변화시키고, 각각의 농도에 대한 네모파 전압전류을 측정하여 Li_2O 농도 변화에 따른 네모파 전압전류곡선을 얻었다. 전기화학 셀에 담겨있는 650 ℃의 염에 작업전극(Pt wire), 보조전극(Ni wire) 및 기준전극 (Li-Pb) 을 서로 접촉하지 않도록 담근 후 네모파 전압전류분석을 수행하였다. 처음에는 Li_2O의 농도를 영으로 하고 네모파 전압전류분석 후 Li_2O를 첨가하여 다시 네모파 전압전류을 측정한다. Li_2O 첨가 때마다 같은 과정을 반복한다. 네모파 전압전류 분석은 펄스 진동수 20 Hz, 펄스 전압차 2.55 mV, 진폭 19.95 mV로 1.0 V에서 양의 방향으로 2.4 V까지 실시하여 Li_2O의 농도를 측정하였다. Fig. 1에 나타난 바와 같이, Li_2O의 농도가 증가할수록 전위는 2.2 V에서 1.9 V로 이동하며, 상기 Li_2O의 농도에 따른 전위의 변화는 하기 반응식 1에 해당하고, 상기 반응으로 백금산화물이 생성된다. 또한, 2.1 - 2.2 V 근처에서 나타나는 피크는 하기 반응식 2에 해당하며, 산소이온 농도의 변화를 관찰할 수 있다.

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

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

우라늄 산화물의 전해환원공정 중 네모파 전압전류법을 이용하여 산소이온 농도를 측정하고, 그 결과를

Fig. 2에 나타내었다. Li_2O가 0.77 wt%가 함유된 650 ℃의 LiCl 용융염계에서 우라늄 산화물을 담은 바스켓을 환원전극으로 하고, 백금판을 산화전극으로 하며, 리튬-납 합금을 기준전극으로 하여 전해환원반응조에 넣고 정전압을 이용하여 전해환원공정에서 요구이론전하량 대비 0%, 50% 및 100%를 가하였을 때 미리 전해환원반응조에 삽입시켜 놓은 백금선과 니켈선을 각각 작업전극과 상대전극으로 사용하여 네모파 전압전류곡선을 측정하였다.

Fig. 2의 내부 그래프는 정전압을 3.0 V로 유지하고, Li_2O의 농도가 변하지 않는 공정에서의 네모파 전압전류곡선 그래프이다. 0%, 50% 및 100%의 요구이론전하량 각각의 네모파 전압전류곡선은 거의 변화하지 않았고, 이를 통해 Li_2O의 농도가 일정하다는 것을 알 수 있다. Fig 1에서 나타난 전류밀도 값으로 Li_2O의 농도를 예측하여 Fig. 2의 외부그래프에 -○-로 나타내었으며, 적정법을 통해 실측한 Li_2O의 농도를 -▲-로 나타내었다. Fig. 2에 나타난 바와 같이, 본 연구에 따른 산소이온 농도 측정방법으로 측정한 Li_2O의 농도와 적정법을 통해 측정한 Li_2O의 농도는 유사한 값을 가지는 것을 알 수 있다.

Fig. 3의 내부 그래프는 정전압을 3.8 V로 유지하여 Li_2O가 감소할 수 있는 조건의 공정에서 측정한 요구이론전하량 대비 0%, 50% 및 100%의 전하량을 가하였을 때 측정한 네모파 전압전류곡선을 나타낸다. 전하량이 증가할수록 네모파 전압전류곡선에서 산소이온 농도에 해당하는 전류밀도 값은 감소하였다. Fig. 1에서 나타난 전류밀도 값으로 Li_2O의 농도를 예측하여 Fig. 3의 외부그래프에 -○-로 나타내었으며, 적정법을 통해 실측한 Li_2O의 농도를 -▲-로 나타내었다. Fig .3에 나타난 바와 같이, 본 연구에 따른 산소이온 농도 측정방법으로 측정한 Li_2O의 농도와 적정법을 통해 측정한 Li_2O의 농도는 유사한 값을 가지는 것을 알 수 있다.

사 사

본 연구는 원자력 중장기연구개발사업의 일환으로 교육과학부의 지원을 받아 수행되었습니다.

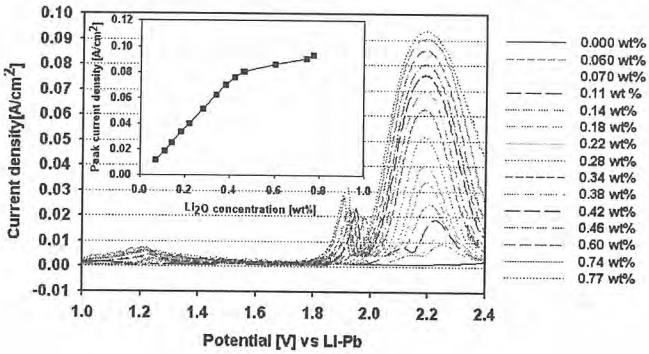


Fig.1. Li_2O 농도 변화를 네모파 전압전류로 측정한 결과

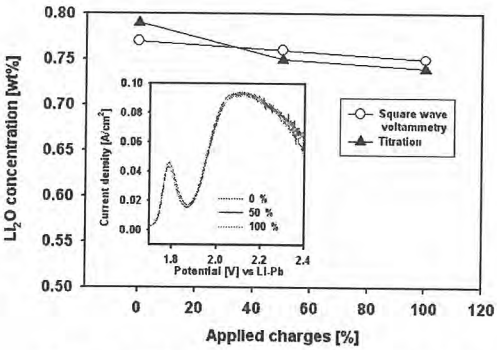


Fig. 2. 우라늄 산화물을 3.0 V의 정전압으로 수행한 전해환원공정 중 Li_2O 농도를 네모파 전압전류로 측정한 결과를 나타낸 그래프.

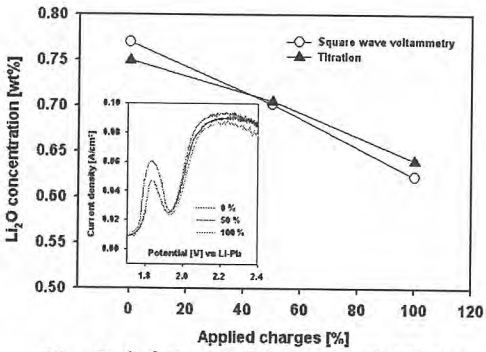


Fig. 3. 우라늄 산화물을 3.8 V 정전압으로 수행한 전해환원공정 중 Li_2O 농도를 네모파 전압전류로 측정한 결과를 나타낸 그래프.

LiCl 감압 증류를 위한 폐쇄형 및 개방형 장치 기초 실험

박병홍, 이상훈, 정명수, 조수행, 허진목
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
bhpark@kaeri.re.kr

전기화학적 환원 기술을 이용한 고온 용융염 전해환원의 결과 생산되는 금속전환체는 다공성 특성에 의해 전해환원의 매질인 용융염을 함유하게 된다. 전해환원과 후속 전기화학 공정인 전해정련의 전해질은 각각 LiCl과 LiCl-KCl 공융염으로 상이하기 때문에 이렇게 금속전환체에 포함된 LiCl 염이 동반되어 전해정련 공정에 도입될 경우 전해정련 공정의 공융염 조성을 어긋나게 한다. 이에 따라 금속전환체의 잔류염은 효과적으로 제거되어야 하며 공정으로 감압 증류에 의한 잔류염 제거 공정이 고려되고 있다.

LiCl은 증기압이 비교적 낮기 때문에 감압의 고온 조건이 공정에 필요하다. 그러나 상평형도 분석 결과 전해환원 공정에서 산화물을 담아 음극으로 사용되어 환원된 금속전환체와 함께 도입되는 SUS 재질의 바스켓과 사용후핵연료 금속전환체의 주된 원소인 우라늄과는 공융할 수 있기 때문에 LiCl 증발 온도는 720 °C 이하로 유지되어야 한다. 이와 같은 조건에서 LiCl 증발 속도를 높이기 위해서는 감압 조건이 필수적이다. 본 연구에서는 감압조건에서 LiCl 휘발 실험을 위해 폐쇄형 및 개방형 반응기를 제작하여 압력 조건 및 Ar 유량 등에 따른 LiCl 휘발율을 측정하였다. 증발된 LiCl은 일정 감압 조건에서 분말형으로 냉각부위에 회수 될 수 있었으나 완전 진공 조건에서는 결정형으로 냉각 부위에 응축되는 것으로 확인 되었으며 일정 진공 조건에서는 Ar 유량에 따라 증발량이 의존하지 않는 것으로 나타났다.

연구 결과 증발염의 취급 및 이송을 위해 분말형 회수를 목표로 설정할 수 있었으며 공정조건으로 일정 수준의 감압 조건을 제시하였다. 이 후 후속 연구로 장치의 대형화 및 증발 속도 향상을 위한 추가적인 연구가 계획되어 있으며 연구 결과에 기초하여 공학규모 파이로 공정 시설인 PRIDE에 도입될 장치의 기초 설계 자료를 생산할 예정이다.

LiCl 용융염 전해환원 공정 희토류원소 산화물의 화학적 거동

박병홍, 최인규, 정명수, 허진목
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
bhpark@kaeri.re.kr

산화물 형태 사용후핵연료의 효율적 처분 혹은 재활용을 위한 연구 가운데, 고온의 LiCl 용융염 중에서 전해환원하여 금속으로 환원시킨 후, 환원된 금속을 고온의 LiCl-KCl 용융염에서 전해정련하는 연구가 국내외적으로 활발하게 진행되고 있다. 전해환원을 위해 일정 농도 Li_2O가 LiCl 용융염에 첨가되며 Li_2O 농도가 높으면 반응 재질의 부식성이 크게 증가하므로 일반적으로 우라늄 산화물은 1wt% 이하의 Li_2O 농도에서 전해환원 된다. 우라늄 산화물의 전해환원 전위는 Li_2O의 전해환원 전위 보다 표준 상태를 기준으로 공정온도인 650 °C에서 약 70 mV 정도 낮기 때문에 전해환원 과정에서 Li_2O의 환원으로 Li 금속이 생성될 가능성이 있으며 우라늄 산화물은 대부분 직접 전해환원 되지만 일부 Li에 의해 화학적으로 환원되기도 한다. 전해환원 공정에서 환원되지 않은 희토류 산화물은 전해정련 공정에서 UCl_3와 반응하여 UO_2를 생성시켜 공정 효율을 떨어뜨린다. 따라서 전해환원 공정에서 가능하면 최대한 희토류 산화물을 금속으로 환원시키는 조건을 찾아내는 것이 바람직하고 이를 위해서 우선 전해환원 공정에서 희토류 산화물의 화학적 거동의 이해가 요구된다.

본 연구에서 열역학적 검토를 통하여 희토류 산화물의 환원 조건을 조사한 결과 희토류 산화물은 매우 낮은 Li_2O 농도에서 Li에 의해 환원되고, 1wt% 이하의 Li_2O 농도에서는 Sc와 Lu의 산화물이 Li_2O와 복합산화물을 형성하고 이들 복합산화물은 Li에 의해 환원되지 않는 것으로 나타났다. 또한 희토류 원소별로 희토류 원소 산화물의 Li에 의한 환원 조건으로서 평형상태에서의 Li_2O 농도 즉 환원 임계 Li_2O 농도를 실험적으로 측정하였으며 1wt% Li_2O 농도 이하에서 열역학적 해석과 동일하게 Sc와 Lu만이 복합산화물을 형성하여 Li에 의해 직접환원 되지 않는 것으로 관찰되었다.

고온 열처리를 이용한 희토류원소 상분리 조건 평가

이재원, 김청한, 박근일, 이정원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
njwlee@kaeri.re.kr

1. 서 론

희토류 원소(RE)가 고용된 $(U_{1-x}RE_x)O_2$ 소결체를 500℃에서 $(U_{1-x}RE_x)_3O_8$ 상의 분말로 만든 후 1,150℃이상으로 고온 산화열처리를 하면, RE 농도가 높은 $(U_{1-y}RE_y)_4O_9$ 상과 RE 농도가 매우 낮은 U_3O_8 형태의 상으로 분리된다. 고온 열처리에 의한 희토류 원소 상분리 기술은 3개의 단위기술로 구성된다. 첫 번째는 고온 열처리 온도에 따른 희토류 원소의 농도제어를 하는 상분리 기술, 두 번째는 상분리된 입자들은 서로 화학적으로 결합된 상태로 존재하므로 두 상의 입자들을 분리하는 기술, 그리고 희토류 원소 입자를 제거분리하는 기술로 구성된다. 본 연구에서는 단위 상분리 기술별로 실험을 통해 얻은 자료를 통해 희토류원소 상분리 조건을 평가하였다.

2. 상분리 조건 평가

그림 1은 열처리 온도에 따른 상분리 효율을 나타낸 것으로 SIMFUEL의 연소도, 즉 초기 희토류원소의 농도에 따른 차이가 있지만 온도증가에 따라서 거의 차이가 없었다. 열처리 온도증가에 따라서 $(U_{1-y}RE_y)_4O_9$ 입자크기는 0.5에서 2 ㎛까지 증가하였다(그림 2(a)).

결합입자를 분리하는 방법으로 분쇄와 같은 물리적 방법과 저온환원·산화에 의한 화학적으로 분리하는 방법이 있는데, 분쇄에 의해서는 결합입자가 쉽게 분리되지 않았다. 저온환원(700℃)·산화(500℃)에서 열처리를 할 경우에 U_3O_8 입자가 층상으로 파쇄됨에 따라서 분리되지 않는 입자들이 많이 관찰되었다. 층상으로 파쇄될 경우에는 결합단면적이 큰 1400℃에서 열처리를 하여 상분리를 하는 것이 바람직함을 알 수 있었다. 저온환원(700℃)·산화(320℃)에서 열처리시에는 U_3O_8 입자가 대부분 팝콘형태로 파쇄되어 결합입자가 보다 높게 분리됨을 보였다. 저온환원·산화처리를 반복함에 따라서 U_3O_8 입자의 반복파쇄에 의해서 결합입자의 분리가 증가하였다(그림 2(b)). 또한 소결성이 좋은 분말 형태를 보였다. 저온환원·산화를 1회만 하고 밀링을 할 경우에 결합입자는 완전히 분리됨을 보였다(그림 2(c)).

밀도, 입도, 자성차를 이용한 기계적 분리방법을 분석한 결과에 의하면 자성분리가 가장 우수함을 보였다. 자화율을 측정한 결과, $(U_{1-y}RE_y)_4O_9$의 자화율은 U_3O_8 자화율 보다 약 5배 높았다. 오존처리시에는 U_3O_8만 UO_3으로 전환되며 자화율이 약 90배 차이로 증가되는 분말을 제조할 수 있었다(그림 3). 고구배 자성분리효율에 미치는 영향을 자화율이 거의 동일한 대용산화물(NiO : $(U_{1-y}RE_y)_4O_9$, Y_2O_3 : UO_3)을 이용하여 고구배자성분리 실험을 한 결과, NiO 및 Y_2O_3의 분리효율은 각각 93%였다.

3. 공정조건 설정

상분리 조건을 평가한 결과, 공정조건은 2개로 압축할 수 있다(그림 4). 공정 I는 결합입자를 완전히 분리되나, 응집(agglomerate)분말이 형성되므로 자성분리에 앞서 전처리가 요구된다. 공정 II는 결합입자는 완전히 분리되지 않으나 응집분말이 형성되지 않는 장점이 있다.

사 사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

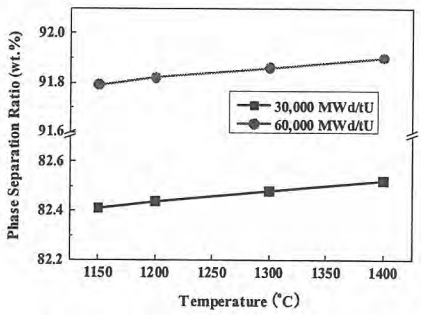
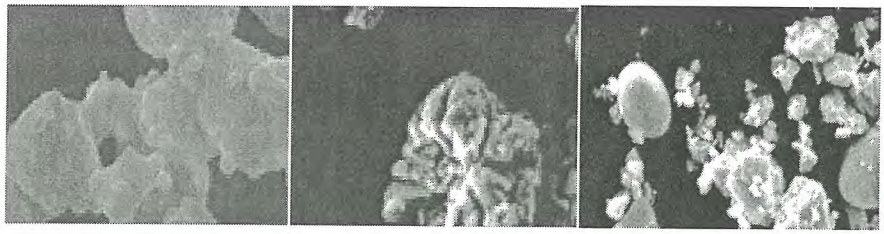


그림 1. 열처리 온도에 따른 상분리율



(a) 상분리 분말 (b) 반복 열처리 (c) 열처리후 밀링

그림 2. 결합입자 분리

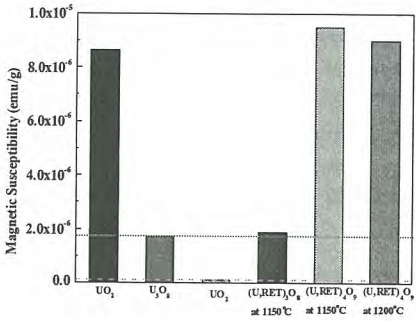


그림 3. 상분리 분말의 자화율

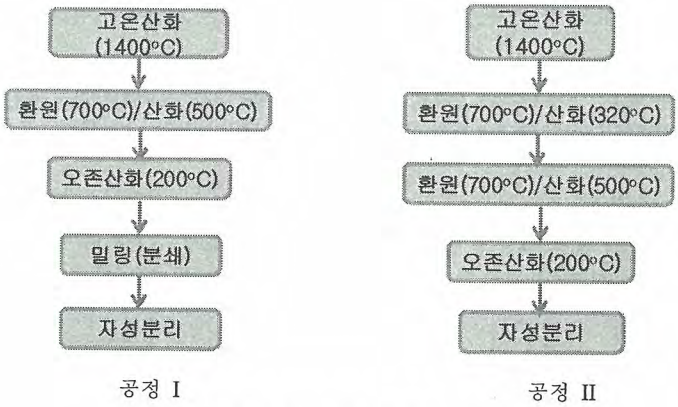


그림 4. 고온 열처리 희토류원소 상분리 공정

휘발성 산화공정 조건 설정을 위한 모의 준휘발성 핵분열생성물의 휘발거동 특성 평가

이재원, 윤여완, 신진명, 박장진, 이정원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
njwlee@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 전처리공정인 휘발성 산화공정에서 의해서 Cs 핵종제거는 후속 전해환원공정, 염폐기물 처리공정의 방사선 부하를 감소 시켜주며, Tc, Mo, Ru, Rh와 같은 noble metal의 사전 제거는 전해정련 공정의 부하를 감소 시켜준다. 금속석출물을 생성하는 Tc, Mo, Ru, Rh는 평형증기압이 매우 낮아 평형증기압이 높은 산화물로 전환한 후에 휘발 제어가 필요하다. 본 연구에서는 휘발성 산화공정 조건을 설정하기 위해서 평형증기압이 낮은 화합물을 선정하여 압력, 온도 및 시간에 따른 휘발특성을 분석하였다.

2. 실험

Mo, Ru, Rh 분말입도에 따른 산화거동 특성 분석은 열중량분석기를 이용하여 산소분위기하 500~1000℃에서 5시간동안 수행하였다. 준휘발성 핵분열생성물의 평형증기압을 계산한 결과(그림 1) 평형증기압이 낮은 Cs_2MoO_4, RuO_2, Rh_2O_3를 선정하여 1000~1200℃의 공기, 산소, 감압 분위기하에서 5시간동안 휘발실험을 수행하였다.

3. 결과 및 토의

준휘발성 핵분열생성물의 평형증기압은 Tc_2O_7 > Cs > Cs_2O > Cs_2O_2 > CsBr > CsI > MoO_3 > TeO_2 > RuO_2 > Cs_2Te > Cs_2MoO_4 > Cs_2UO_4 순서였다(그림 1). Mo, Ru, Rh분말을 이용하여 500~1000℃의 산소분위기에서 5시간동안 산화 실험을 수행한 결과에 의하면 산화율은 Mo > Ru > Rh 순서였다(그림 2). 입도 0.27 ㎛ Mo는 500℃에서 4시간이내 100% 산화되었으며, 입도 0.02 ㎛ Ru는 700℃에서 1시간이내 89% 산화되며 형성된 산화층에 의해 더 이상 산화되지 않았다. 입도 0.08 ㎛ Rh는 800℃까지 산화율이 84%까지 증가되며 700℃에서 5시간동안 74% 산화되었다. 산화장치 재질로 추천되는 INCONEL 합금의 장기 산화부식 안정성과 산화실험 결과를 고려하여 산화온도는 700℃로 하였다. 산소 및 공기분위기에서 휘발율은 Cs_2MoO_4 > RuO_2 > Rh_2O_3 순서이며, RuO_2의 경우에는 산소분위기에서 휘발율이 높고, Rh_2O_3는 거의 휘발되지 않았다(그림 3). 1200℃에서 Cs_2MoO_4의 휘발율은 22 %/hr로 5시간이내 완전히 휘발되며, RuO_2의 휘발율은 15 %/hr로 5시간동안 75% 휘발하였다. 휘발율이 낮은 RuO_2와 Rh_2O_3에 대하여 1000~1200℃의 감압(0.76~76 torr)분위기에서 5시간동안 휘발실험을 하였다. Rh_2O_3는 감압분위기에서 열분해에 의해 Rh로 전환되어 거의 휘발되지 않았다(그림 4). RuO_2는 0.76 torr에서는 열분해에 의해 Ru로 전환되어 거의 휘발되지 않았으나, 1200℃의 7.6~76 torr에서는 3시간이내 완전히 휘발되었다(그림 5). 따라서, 휘발성 산화공정 조건을 1200℃, 7.6~76 torr, 3시간으로 하면 Tc_2O_7, Cs, Cs_2O, Cs_2O_2, CsBr, CsI, MoO_3, TeO_2, RuO_2, Cs_2Te, Cs_2MoO_4는 휘발제어가 가능함을 알 수 있었다.

사 사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

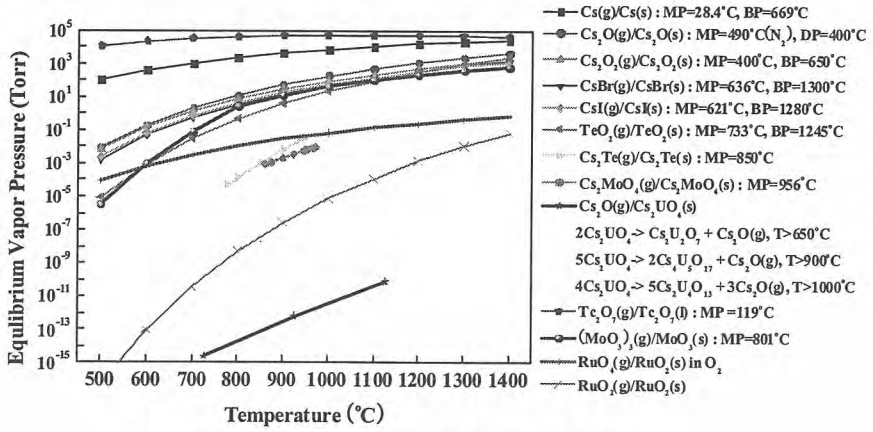


그림 1. 준휘발성 핵분열생성물의 평형증기압

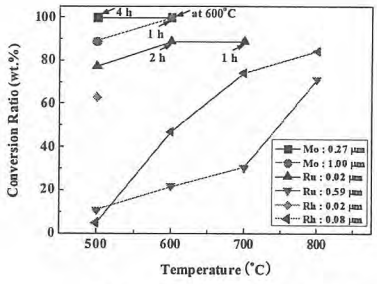


그림 2. 금속분말의 산화율

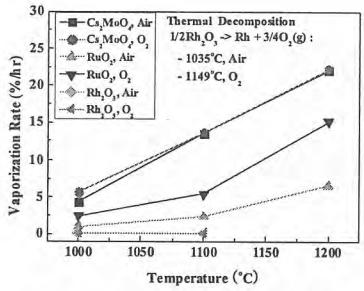


그림 3. 산소분압에 따른 휘발속도

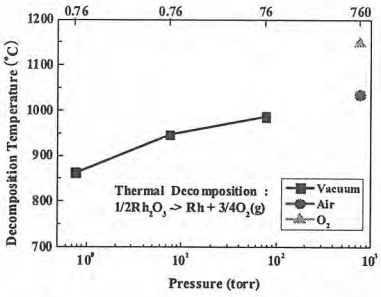


그림 4. 압력에 따른 Rh_2O_3의 열분해

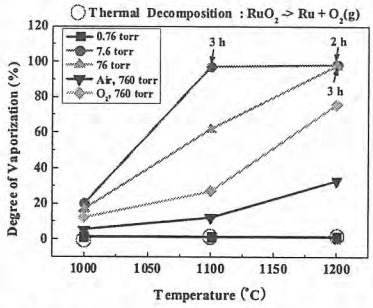


그림 5. 압력에 따른 RuO_2의 휘발량

파이로 실증시설 종합안전 설계 적용성 평가

유길성, 조일제
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045 (덕진동 150-1)
yougil@kaeri.re.kr

1. 서론

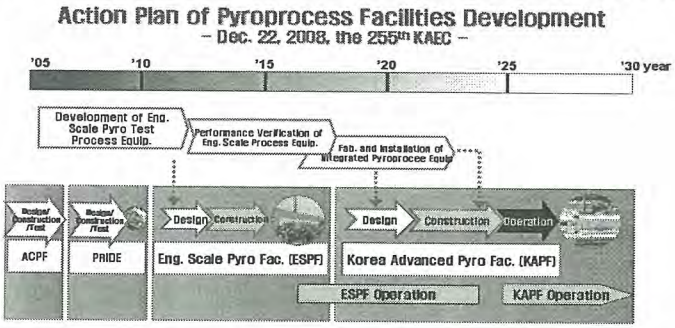
한국원자력연구원은 2008년 12월 22일 제 255차 원자력위원회에서 결정된 "미래 원자력시스템 개발 Action Plan"을 실현하여 국가 미래 에너지 문제 및 사용후핵연료의 관리문제를 근본적으로 해결하기 위한 연구 과제들을 수행해오고 있다. 그 중 하나가 파이로프로세서 공정개발이다. 1997년부터 요소기술 연구가 착수되어, 2001년부터 약 6년간에 걸쳐 파이로프로세서의 전처리 공정 및 전해환원 공정에 대한 실험실 규모 실증시설인 ACPF(Advanced spent fuel Conditioning Process Facility)를 개발 하였다. 또한 향후 파이로프로세서 기술의 상용화를 위해 2016년까지 약 10톤/년 규모의 공학규모 파이로프로세서 실증시설(ESPF)을 건설하고 이를 기초로 2025년까지 100톤/년 규모의 파이로 상용시설(KAPF)을 건설하여 여기서 나온 우라늄 및 TRU 물질을 이용해 2030년까지 개발 예정인 소듐냉각 고속로에 필요한 핵연료를 제작, 공급하는 계획을 가지고 있다.

이 논문에서는 파이로프로세서 실증시설 개발의 가장 중요한 인자중 하나인 시설의 안전성 확보를 위해 최근 미국 DOE에서 2008년 3월부터 발효 및 적용하고 있는 DOE-STD-1189-2008 (Integration of Safety into the Design Process)에 대해서 알아보고 국내 파이로 실증시설의 설계 시 이의 적용성 문제를 분석, 평가해 보았다.

2. 본론

2.1 파이로프로세서 시설 개발 Action Plan

KAERI는 국가 미래원자력시스템 개발의 Action Plan(그림참조)에 따라 파이로프로세서의 개발을 추진 중이다. 현재 실험실 규모 파이로 시설(ACPF)의 개발을 완료하고 공학규모 일관공정 Inactive 시설(PRIDE)에 대한 개발을 진행 중이다. 또한 2012년부터는 공학규모 Active 실증시설(ESPF)의 설계 및 건설을 계획 중이며, 2025년까지 파이로프로세서 상용시설(KAPF)을 건설할 예정이다.



- ACPF : Advanced spent fuel Conditioning Process Facility
- PRIDE : PyRoprocess Integrated inactive DEmonstration facility
- ESPF : Engineering-Scale Pyroprocess Facility
- KAPF : Korea Advanced Pyroprocess Facility

2.2 종합안전 설계 분석

DOE-STD-1189-2008은 DOE의 위험 등급 1, 2 및 3 원자력 시설들을 새로 건설하거나 변경하고자 할 때 과제 관리, 엔지니어링 설계 및 안전성 분석 업무의 상호 연관문제를 어떻게 취급할 것인지를 안내하기 위해 2008년 3월에 제정 및 발표 되었다. 또한 이것은 "DOE Order (O) 413.3A, Change (Chg) 1, Program and Project Management for the Acquisition of Capital Assets"에서 설계단계의 과제관리 요건에서 사용된 안전성 개념 및 설계단계의 기본핵심 안전규정인 "DOE O 420.1B, Facility Safety"에서의 시설 안전성 범위를 기술하고 있다. 이 standard의 핵심내용은 다음과 같다.

1) IPT(Integrated Project Teams)의 중요성, SDIT(Safety Design Integration Team) 및 이 팀들간의

효율적인 조정성

2) SDS(Safety Design Strategy) 개발
3) 개념설계 단계에서의 시설 수준의 DBA(Design Basis Accidents) 개발
4) SSCs(Structures, Systems 및 Components)의 안전성 및 설계 기준을 위한 Objective Radiological Criteria의 개발
5) DOE O 420.1B와 관련 guide들에서 제공된 원자력 안전설계 요건(Nuclear Safety Design Criteria)의 설정 및 적용
6) CSDR(Conceptual Safety Design Report), PSDR(Preliminary Safety Design Report) 및 PDSA(Preliminary Documented Safety Analysis)의 준비를 위한 지침서 개발
7) 위험 및 기회평가의 정의

3. 종합안전 설계 적용성 평가

이 standard를 한국원자력위원회가 승인한 Action Plan(파이로 시설개발 분야)에 적용 시 시설의 초기설계 단계부터 인허가 기관(정부 및 한국원자력안전기술원)과의 긴밀한 협력 및 이를 위한 세밀한 계획 수립이 요구되며, 시설의 개념설계 이전단계부터 안전성에 대한 더욱 철저한 분석 및 초기설계 단계의 안전개념 반영이 요구되는 것으로 평가 되었다.

Rate of LiCl-KCl Salt Vaporization under Vacuum Conditions

H.-C. YANG, H.-C. EUN, I.-T. KIM
Korea Atomic Energy Research Institute, Daejeon, P.O. Box 105, Korea
nhcyang@kaeri.re.kr

1. Introduction

An electorefining process, a key unit of a pyrochemical process, generates waste eutectic salts containing some radioactive metal chlorides. The most effective method is to separate the radioactive metals from the non-radioactive salts. A promising approach is to precipitate radioactive metals by converting them into salt-insoluble metal compounds by an oxygen sparging[1,2]. Following this, a vacuum distillation process for the removal of LiCl-KCl eutectic salt is available to effectively separate the precipitated particulate metal oxides from the eutectic salt. This study investigated distillation rates of LiCl-KCl eutectic salt under different vacuum conditions. A fundamental study by using a vacuum thermogravimetric (TG) furnace on the distillation rates was performed. The objective of this study was to get understandings of salt vaporization behavior under different vacuums.

2. Experimental

A schematic of the vacuum TGA system used in the first part study is shown in Fig. 1. This vacuum TGA furnace system consists of a cylindrical alumina tube, a load cell, an electric heater, an alumina crucible and a vacuum control unit. This is capable of controlling the temperature to 1200°C and a vacuum of less than 0.1 Torr. Isothermal TG tests were performed at different pressures of 0.5 and 50 Torr. Investigated temperatures were 650°C, 700°C, 750°C and 800°C for 0.5 Torr tests and 750°C, 800°C, 850°C, and 900°C for 5 Torr tests, respectively.

3. Results and discussion

If volatile compounds, such as salts in this study, are measured in the vacuum TGA, a continual loss of mass is expected because those molecules that reach the boundary layer between liquid and gas phase are swept away out of TGA furnace by a vacuum. Under isothermal conditions, this results in a constant rate of weight loss, which depends on the vapor pressure of the salt and mass transfer at the boundary layer as [3]:

$$m_0 - m(t) = AK(P_s - P_g)t \quad \text{(1)}$$

Where m is sample mass, A is vaporizing surface area, K is constant that describe the mass transfer at the boundary layer between the liquid and gas phase, P_s (atm) is vapor pressure of salt and P_g is partial pressure of salt vapor in the gas phase. Eq. (1) describes a steady transfer of molecules from the liquid phase to the gas phase. Vaporized molecules at gas-liquid interface are swept out of TGA furnace in a vacuum TGA system ($P_s >> P_g$). Thus the equation (1) is rewritten as:

$$m_0 - m(t) = AKP_s t \quad \text{(2)}$$

The weight reduction rate of pure KCL-LiCl eutectic salt as a function of time is shown in Fig. 2. As expected by the described theory, see equation (3) and Fig. 2, the evaporation rate is constant at a given temperature and pressure. In Fig. 3, obtained mass reduction rates are plotted logarithmically as a function of the reciprocal temperature in Kelvin. The straight lines expected from the Clausius-Clapeyron equation were obtained by linear regressions. The determined values of mass transfer coefficient, K, are shown in *TABLE I.* Mass transfer coefficient, K, increases as the temperature increases or the pressure decreases.

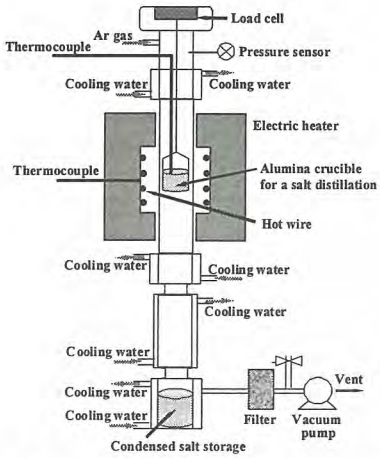


Fig. 1. A Achematics of Vacuum TGA System

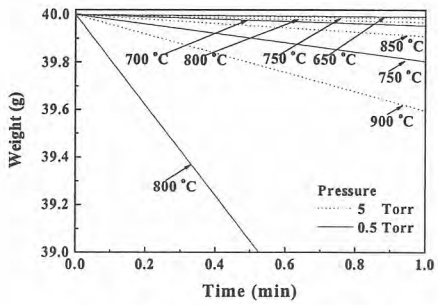


Fig. 2. Weight reduction rates of salt

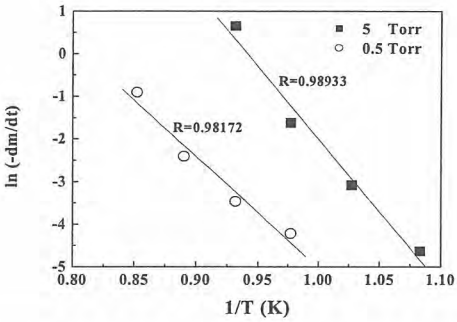


Fig. 3. Arrhenius plot for the vaporization of LiCl-KCl salt under two different vacuum conditions of 5 and 0.5 Torr

Table 1. Mass transfer coefficient, K ($g\ cm^{-2}\ sec^{-1}atm^{-1}$), for LiCl-KCl eutectic salt vaporization

Temperature (K)	*Pressure (Torr)*	
	0.5	5
923	6.07×10^{-3}	
973	5.12×10^{-3}	
1023	7.91×10^{-3}	3.47×10^{-4}
1073	2.20×10^{-2}	4.54×10^{-4}
1123		5.07×10^{-4}
1173		9.78×10^{-4}

4. Conclusion

The determined value of mass transfer coefficient of salt vaporization, K ($g\ cm^{-2}sec^{-1}atm^{-1}$), increases as the temperature increases or the pressure decreases. Obtained vaporization flux equation based on determined mass transfer coefficient, K, was used as a design basis for lab-scale salt distillation test system.

REFERENCES

[1] Cho YJ, Yang HC, Eun HC, Kim EH, Kim IT, *J Nucl Sci Technol* 2006; 43, 1280-6.
[2] Eun HC, Yang HC, Cho YJ, Park HS, Kim IT, *J Nuc Sci Technol* 2007; 44; 1295-1300.
[3] Yang HC, Eun HC, Kim IT, *Vacuum*, 2009, doi:10.1016, Available Online,

PRIDE 양팔서보조작기용 천정이동장치의 구조해석

이효직, 박병석, 이종광, 이지선, 김기호, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
hyojik@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 파이로프로세싱(Pyroprocess) 기술을 종합적으로 평가하기 위한 목업(Mock-up) 시설인 이른바 PRIDE(PyRoprocess Inactive DEmonstration facility)를 건설할 예정이다. 이 시설은 파이로프로세스의 주요 핵심공정을 아르곤(Ar) 분위기에서 운전하게 되며, 공정장치의 원격운전 및 유지보수에 17 조의 기계식 벽면부착형 조작기(MSM)와 1 조의 천정이동 양팔서보조작기가 사용된다. 천정이동 양팔서보조작기는 천정이동장치에 매달려 PRIDE 내에서 x, y, z 방향 및 회전 자유도를 갖게 됨으로써 기계식 벽면 부착형 조작기가 접근할 수 없는 사각지역에 접근하여 원격 운전 및 유지보수를 할 수 있는 필수적인 장비이다. PRIDE는 기존의 변환시설을 리모델링하여 건설하는 것으로 많은 제약조건을 갖고 있으며, 이에 따라 설치되는 원격 장비들의 설계도 제한받게 된다. 특히 천정이동장치는 위쪽의 인셀 크레인(in-cell crane)과 아래쪽에 부착될 양팔 슬레이브 서보조작기의 공정장치 상부 작업을 용이하기 위해 최소 스트로크 2,000 mm를 확보하도록 설계[1]해야하므로 많은 어려움이 따른다. 또한 설계된 천정이동장치의 구조적 신뢰성을 확보하기 위해 구조해석에 의한 설계사양의 검증이 필요하다. 본 연구에서는 상기 설계된 천정이동장치의 구조해석을 수행하여 구조적 신뢰성에 문제가 없는지를 살펴보았다.

2. 천정이동장치의 구조해석

가. 구조해석 범위

천정이동장치의 설계범위는 크게 슬레이브 양팔서보조작기의 천정이동장치부와 마스터 양팔서보조작기의 벽이동장치부위로 나뉜다. 본 연구에서는 구조적 신뢰성이 크게 요구되는 슬레이브 양팔서보조작기의 천정이동장치부(그림 1)를 구조해석의 대상으로 하였다. 천정이동장치부는 다시 트롤리부, 거더부, 텔레스코픽튜브셋부, 조작기회전인터페이스부로 나뉠 수 있다. 천정이동장치의 전 범위를 한번에 구조해석하는 것은 상당한 어려움을 수반하며, 동시에 메쉬생성(mesh generation) 단계에서 오류를 수반할 가능성이 많아 모듈별로 구조해석을 수행하였다.

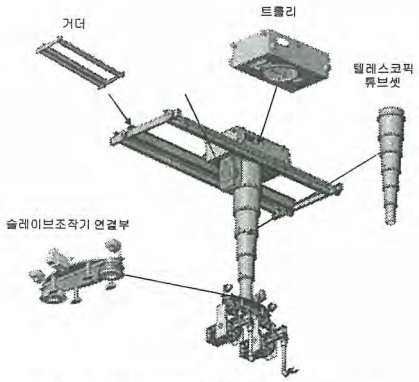


그림 1. 천정이동장치부의 주요 모듈

나. 구조해석절차

구조해석은 SolidWorks 모델을 이용하여 3D 모델을 생성한 후, ABAQUS에서 이를 읽어들여 메쉬를 생성하고 경계조건 및 하중조건을 부여하여 수행하였다. 메쉬 생성시 적용한 요소는 가급적 육면체 요소(C3D8R)를 사용하였고, 부득이 한 경우 사면체 요소(C3D4)를 사용하였다.

다. 구조해석결과

텔레스코픽튜브셋 구조해석시 사용한 하중조건은 조작기연결부에 슬레이브 조작기가 매달리는 경우와 다른 공구가 매달리는 경우를 고려하여 한쪽 연결부에는 최대 390 kgf의 하중을 다른 한쪽에는 160 kgf의 하중을 가정하였다. 결과를 그림 2에 나타내었으며, Von Mises 최대응력이 항복응력의 0.1 배정도로 6 번 튜브의 측면에 발생하여 충분한 구조적 강성을 갖고 있음을 알 수 있었다. 거더 및 트롤리는 따로 구조해석을 수행하지 않고, 트롤 리가 거더 레일위에 접촉하여 있는 것으로 구속조건을 부여하고 트롤리 박스 하단에 텔레스코픽 튜브셋이하의 무게를 하중조건으로 부가하여 해석하였다. 최대응력은 트롤리 박스 하단면에 약 88 MPa 정도 발생(그림 3)하여 트롤리 박스 내부에 약간의 구조적 보강이 필요함을 알 수 있었다. 조작기 연결부는 리브 덮개 부위에 약 40 MPa 정도의 응력이 발생(그림 4)하는 것으로 분석되었고 충분한 구조적 강성을 갖는 것을 알 수 있었다. 천정이동장치가 올려질 PRIDE의 수평 및 수직보 또한 충분한 구조적 강성을 갖는 것으로 분석되었다.

그림 2. 텔레스코픽 튜브셋의 구조해석 결과

그림 3. 트롤리 및 거더부의 구조해석 결과

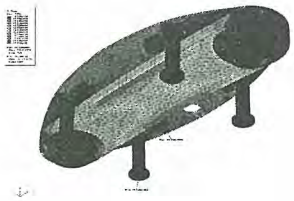


그림 4. 조작기 연결부의 구조해석 결과

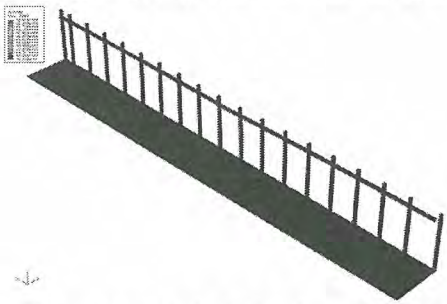


그림 5. PRIDE 수평, 수직보의 구조해석 결과

3. 결과 및 고찰

상기 설계된 천정이동장치에 대한 검증의 절차로 구조해석을 수행하여, 일부 구조적 보강이 필요한 부분을 찾아내어 최종설계에 반영하였고 강도설계 측면에서 충분한 안전율을 확보하였다. 현재 설계 완료된 천정이동장치는 금년 말까지 참여기업에서 제작 완료하여 양팔 서보조작기와의 조립 후 동작 테스트를 수행할 예정에 있다.

참고문헌

1. 윤광호, 이효직, 이종광, 박병석, 김기호, "텔레스코픽 구조를 갖는 천정이송장치 설계" 춘계방사성폐기물학회, June 18-19, 경주, 2009.

용융염 전해제련의 이차계 전극 과전위 해석

김광락, 백승우, 김지용*, 윤달성*, 권상운, 김시형, 정용주, 심준보, 정홍석, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1450 (덕진동 150)
*과학기술연합대학원대학교, 대전광역시 유성구 과학로 어은동 52
krkim1@kaeri.re.kr

1. 서론

용융염 전해제련 공정은 액체카드뮴음극(LCC, Liquid Cadmium Cathode)을 사용하여 용융염 중의 악티늄족 원소를 동시에 전착시켜 회수함으로써 파이로 건식처리 공정의 핵확산 저항성 요건을 갖춘 공정으로 알려져 있다. 이 공정은 용융염 전해질에 금속염으로 녹아있는 악티늄족 원소들의 LCC에 대한 낮은 활성도 영향으로 공전착이 가능한 전해 환경을 갖기 때문에 민감 원소의 개별적인 분리가 어렵게 된다.

전해 공정에서는 전류인가로 전해평형에서 벗어나는 분극저항에 의해 필연적으로 전극 과전위(Overpotential)가 발생하며, 전해조 구조 또는 운전 조건에 따라 전극-전해질 계면에서의 이온 이동이 제한받을 수 있기 때문에 전류인가의 한계가 달라질 수 있다. 약 500℃의 고온에서 운전되는 용융염 전해로는 공융염(LiCl-KCl) 전해질의 유동 특성이 전극반응 속도와 전극 전위에 크게 영향을 미친다. 전극반응에서 반응물질에 해당하는 이온의 이동은 전해질의 난류효과에 의해 증대되며, 전극 표면까지 전달되는 확산에 의해 그 반응속도가 제한된다. 파이로프로세싱의 대상 물질인 악티늄족 원소들의 금속염은 고체 전극에서는 전류인가에 따라 결정되는 전극전위에 의해 순수한 우라늄을 정련 회수할 수 있는 조건이 달라지며, 액체금속 전극에서도 초우라늄 원소들의 공회수의 전착 특성이 달라지게 진다. 즉, 이온의 확산이동에 의해 율속되는 농도분극과 전극표면에서 전극반응의 활성화 에너지에 의한 분극은 전해셀의 과전위를 증가시켜 희토류 핵분열 생성물의 전착 가능성이 수반되기 때문에 인가할 수 있는 전류량이 그만큼 제한된다. 따라서 전해셀은 효율적인 용융염 전해질의 난류 유동을 위한 교반조건 그리고 전극구조를 구성함으로써 인가시킬 수 있는 전류한계 여유를 높여 처리 용량을 높일 수 있게 설계되어야 한다.

본 연구에서는 주어진 전해조 구조에서 전류인가에 따른 이차계 셀전위 및 과전위를 평가하였다. 전체 전위차는 전극표면에서의 과전위와 전해질 영역에서의 저항전위차로 이루어지는 것으로 전류인가의 영향을 분석하였다.

2. 이론 및 결과

본 연구에서는 전해로에서 용융염 전해질의 유동장을 설정하고 상용 전산유체역학(Computational Fluid Dynamics, CFD) 소프트웨어[1]에 의해 유동을 모사할 수 있는 3차원 좌표 체계(Framework) 내에서 전기화학반응을 모사하는 사용자 루틴과 결합된 접근방법의 알고리즘을 사용하였다.

전기장 해석을 위해 용융염 전해질에서는 하전된 자유 전자가 없다고 가정하면 전해질 벌크 영역에서는 저항전위차에 의해 전위의 위치변화에 따른 정보를 다음과 같은 Laplace 관계식(1)에 의해 표현된다[2]. 즉,

$$\nabla^2 \Phi = 0 \qquad (1)$$

여기에서 ϕ는 특정 위치에서 전위 값이다. 그리고 전해질 내 같은 위치에서의 전류밀도(i) 분포와의 관계는 다음 식과 같다.

$$i = -k\nabla\Phi \qquad (2)$$

여기에서 k는 용융염 전해질의 전도도를 나타낸다.

전해셀에서 형성되는 셀 전위차(E_{Cell})는 그림 1에서 나타낸 바와 같이 전체의 전위차 균형이 다음의 구성 전위차들로 이루어진다.

$$E_{Cell} = \Phi_{Ohm} + \eta_{Anode} + \eta_{Cathode} \qquad (3)$$

이 식에서 Φ_{Ohm}는 저항전위차이며 그리고 η_{Anode} 및 $\eta_{Cathode}$는 양극과 음극에서 과전위차이다. 전극 과전위는 활성화 분극 및 농도 분극 등의 전극반응에 관련된 전위차이다.

전극 계면에서의 전극반응 속도는 농도와 국부 전위차에 의존하는 분극 관련 식으로 나타낼 수 있다.

전극과 전해질 사이의 경계면에서 전극 반응을 모사하는 Butler-Volmer 관계식(4) 은 활성화 에너지에 의하여 반응이 제한되는 전기화학계를 모사하기 위하여 널리 사용된다[3].

$$i = i_0\left[\frac{C_O^s}{C_O^{bulk}}exp\left(-\frac{\alpha F}{RT}\eta\right) - \frac{C_R^s}{C_R^{bulk}}exp\left(\frac{(1-\alpha)F}{RT}\eta\right)\right] \qquad (4)$$

해석을 위한 접근방법은 그림 1에서 보여주는 바와 같이 전극표면의 과전위는 전극에서 계면의 Helmholtz 이중층까지의 전위차로 정의하고, 그 바깥을 용융염 전해질의 전도도에 의해 결정되는 저항전위차 영역으로 설정하였다. 본 전기장 기반 모델에서 양극은 과전위가 없는 일정 전류밀도 분포를 가진 기준 전위 값(0 V)으로 가정하고, 음극에서의 평균 전착속도인 인가전류밀도 값으로 혼합 경계조건을 적용하여 음극의 국부 과전위를 Butler-Volmer 관계식으로 도출하였다.

농도분극은 전해질에서의 확산에 의해 지배되는 전기화학적 반응으로써 전극계면과 전해질 내부의 농도차에 제한되거나 전극반응속도가 빠른 경우에 발생한다. 전극표면에서의 전기화학 반응이 느린 전극반응 속도에 의해 지배될 때, 활성화 분극에 의한 저항이 존재하여 전하이동 메커니즘과 속도에 관계한다. 본 연구에서는 농도분극을 고려치 않는 전하이동 영향만을 고려한 이차계 전기장 해석을 수행하였다. 소정의 전류인가 조건에서 두 전극간의 과전위가 반영된 전위차 분포를 계산하였으며, 이것은 주어진 전류밀도에서 과전위 의해 조정된 셀전위차를 예측할 수 있다. 그림 2는 전해셀내 전해질 영역에서 두 전극사이에 전기장 분포의 패턴을 보여주고 있다. 용융염 전해질 영역에서의 전위 분포는 양극 기준 전위(0 V)로부터 저항전위차에 의해 LCC까지 전위가 증가하는 방향(-)으로 나타났다. 여기에서 저항전위차는 전해질 영역에서 전자이동에 대한 저항과 관련된다. 전류인가의 증가에 따라 전극 과전위는 증가하였으며 양극과 가까운 영역의 국부 과전위가 높게 나타났다.

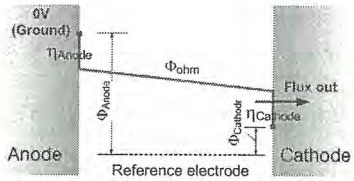


그림 1. 전해질 영역의 저항전위차와 전극표면 과전위의 개념도

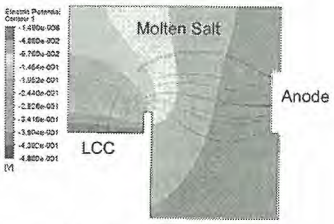


그림 2. 전해질 영역의 전극간의 전위차 분포 (평균 음극전류밀도: 10 mA cm ^{2})

3. 결론

본 연구에서는 용융염 전해공정에서 전류인가로 전해질의 저항분극에 의해 발생하는 저항전위차와 활성화 분극에 의한 전극에서의 이차계 과전위를 해석하였다. 전류인가의 증가에 따라 저항전위차와 전극 과전위는 증가하였으며 양극과 가까운 영역의 국부 과전위가 높게 해석되었다.

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

[1] ANSYS CFX-12.0 Solver 2008 (Cannonsburg: USA/ANSYS:www.ansys.com)

[2] C.T.J. Low, E.P.L. Roberts, F.C. Walsh and C.R. Wilke, "Numerical Simulation of the Current, Potential and Concentration Distributions along the Cathode of a Rotating Cylinder Hull Cell," Electrochimica Acta, Vol.52, p.3831 (2007)

[3] A.J. Bard and L.R. Faulkner, "Electrochemical Methods, Fundamentals and Applications," John Wiley & Son, New York, p.87 (2001)

$LiCl-KCl-UCl_3$ 공융혼합염 제조공정 개선

강희석, 우문식, 이한수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
hskang1@kaeri.re.kr

1. 서론

건식의 고온용융염 전해정련 방법은 사용후핵연료로부터 핵연료 원료인 U 및 TRU 금속의 회수를 위한 제한된 몇 가지 방법 중의 하나이다. 전해정련조에서 사용되는 전해액은 고온에서 액상으로 유지되는 LiCl-KCl 용융염이며, 이 용융염에는 U 및 TRU 금속과 여러 불순물이 포함된 양극에서 전기화학적으로 순수한 우라늄만 선택적으로 음극에 전착 분리시키기 위하여 초기 salt 용액에 충분한 양의 우라늄 이온이 존재해 있어야 한다. 상용의 UCl_3 확보가 곤란하므로 전해정련 반응을 위해서 직접 제조해야만 한다. UCl_3 의 제조는 Cd의 기화로 인한 여러 가지 문제의 발생과 대량 처리의 불편으로 인하여 전해정련조 안에서 직접 제조하는 방법보다는 일반적으로 외부에서 UCl_3를 제조하여 전해정련조에 이송하는 방법이 선호되고 있다. 염소가스의 금속에 대한 강력한 부식성에 비하여 철제 반응용기에 대한 부식성이 없으면서 U 을 UCl_3로 염소화시킬 수 있는 적합한 물질인 $CdCl_2$는 상용 제품의 매우 높은 비용과 Cd 폐기물로 인한 2차적 비용이 발생하는 단점이 있다. 가스 상태의 Cl_2 와 액체상태의 Cd 를 반응시켜 $CdCl_2$를 생성시킨 후, 제조된 $CdCl_2$와 U 을 반응시켜 UCl_3를 제조할 수 있다면 상용의 $CdCl_2$를 구입해서 사용하는 방법보다 훨씬 적은 비용의 이점이 있으며, 반응물중의 Cd 가 연속적으로 재순환되어 U과 반응하여 UCl_3를 생성하는 $CdCl_2$의 제조에 사용되므로 Cd 폐기물 발생 측면에서도 유리한 장점이 있다. 본 연구는 Cl_2 gas에 의한 $CdCl_2$의 제조 및 제조된 $CdCl_2$를 이용하여 LiCl-KCl의 용융염 안에서U 금속과 반응시켜 $LiCl-KCl-UCl_3$ 의 제조반응을 수행하였다. 따라서 본 논문은 UCl_3 의 제조공정 중에 발생한 여러 형태의 문제점을 확인하고 그 공정의 개선을 통하여 차후에 대용량의 $LiCl-KCl-UCl_3$ 의 제조에 있어서 고려해야할 공정상의 특성자료를 확보하고자 하였다.

2. 실험 및 결과

반응기 및 Cl_2 gas 라인은 염소가스에 의한 부식에 비교적 강한 sus316L을 사용하였으며, 그림 1과 같은 개념으로 제조 반응기를 제작하였다. UCl_3의 제조반응 시 생성물질인 $LiCl-KCl-UCl_3$ 공융혼합물이 생성되기까지 수반되는 반응식은 다음과 같다.

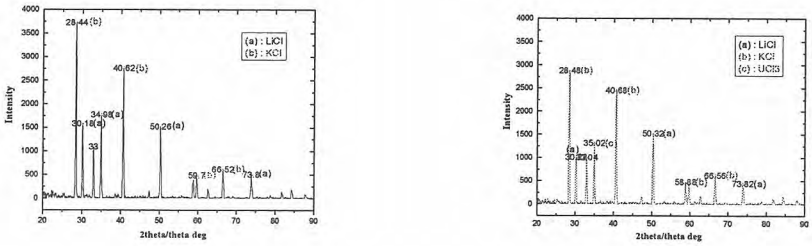
$$\text{1st step} : Cd + Cl_2(g) \rightleftharpoons CdCl_2 \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad (1)$$

$$\text{2nd step} : 2U + 3CdCl_2 \rightleftharpoons 2UCl_3 + 3Cd \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2)$$

(LiCl-KCl)(LiCl-KCl-UCl_3)

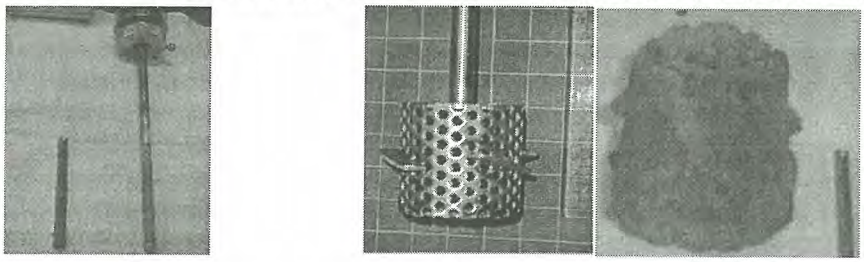
그림 2(a), (b)에 $LiCl-KCl-UCl_3$ 제조 반응후 반응용기 내에 U ingot 을 넣기 전의 LiCl-KCl 혼합염 및 반응이 완결된 후의 $LiCl-KCl-UCl_3$ 혼합염 시료를 채취하여 UCl_3 생성을 확인하기 위한 XRD 분석결과를 나타내었다.

그림 1. UCl_3 제조장치 개념도 및 반응기



(a) (b)

그림 2. (a); 반응 전의 LiCl-KCl, (b); 반응 후의 UCl_3-LiCl-KCl 혼합염의 XRD 분석



(a) (b) (c)

그림 3. 염소에 의한 염소가스 공급관 및 우라늄 바스켓 부식 (a); UCl_3 제조반응 후의 Cl_2 공급관 부식, (b); 초기상태의 U-바스켓, (c); UCl_3 제조반응 후의 U-바스켓 부식

그러나 제조반응중에 여러 가지의 공정상 어려움을 경험하였다. 그림 3의 (a)에 나타낸 것처럼 염소가스 공급관의 부식과 그림 3의 (b)와 (c)에서 보인 것과 같이 우라늄 바스켓의 부식이 확인되었다. 염소가스 공급관의 부식은 상온에서의 순수한 염소가스는 금속 재질에 대한 부식서을 갖지 않지만 고온에서 부식성을 가지므로 Cd와 반응하기 이전의 고온 상태에서 염소가스가 공급관에 대한 부식성을 갖는 것으로 추정되었다. 따라서 이의 방지를 위해 염소가스 공급관 안에 quartz 관을 삽입시켜 sus 공급관에 염소가스를 직접 노출시키지 않는 방법으로 개선하였다. 우라늄 바스켓의 부식은 반응중에는 확인되지 않았지만 반응 완료 후 흡습성이 강한 LiCl-KCl 혼합염이 묻어있는 상태에서 글로브 박스 내 미량 존재하는 수분과 강하게 반응하여 부식이 진행된 것으로 추정되었다. 따라서 차후의 반응실험 수행 시 글로브박스 내 수분의 차단을 중요하게 고려되어야 할 것으로 판단되었다. 또한 제조된 LiCl-KCl-UCl_3 혼합염의 내에 미반응 Cd가 소량 포함된 것으로 확인되었다. 이 결과는 과량의 염소가스 공급으로 인하여 화학양론적으로 U과 반응하기 위한 $CdCl_2$량이 과량 생성되어 미반응된 $CdCl_2$인 것으로 추정되었다. 이의 해결을 위해서는 LiCl-KCl-UCl_3 혼합염 제조반응에 투입된 U 금속이 모두 소모되기 이전에 염소가스 공급을 차단하여 과량의 $CdCl_2$가 생성되지 않도록 조절하는 방법을 모색하였다.

3. 결론

전해정련조에서 출발물질인 LiCl-KCl-UCl_3 의 제조실험을 수행하였다. 제조공정상의 몇가지 어려움을 확인하고 개선방법을 모색하였다. 염소가스 공급관의 부식성에 대하여 sus 공급관 내에 quartz 튜브를 삽입하여 염소 부식을 방지하였으며, 반응 완료 후 반응기에서 탈착된 U-바스켓의 부식성은 글로브 박스 내의 수분함량 조절로 개선되었다. 제조된 LiCl-KCl-UCl_3 혼합염 내의 Cd 함유는 제조반응에 투입된 U 금속이 모두 소모되기 이전에 염소가스 공급을 차단함으로써 Cd 함유를 최소화하기로 하였다.

아르곤셀 아르곤 공급시스템 설계방안

홍동희, 조일제, 유길성, 정원명, 이은표, 이원경, 구정회
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
ndhhong@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 종합시험 시설의 아르곤셀에서 수행하는 전해환원 공정, 전해정련공정, 전해제련 공정 등은 공정의 특성으로 인하여 불활성(아르곤) 분위기를 유지하여야 하며, 오염 물질의 확산을 방지하기 위하여 셀은 항상 일정한 부압을 유지하여야 한다. 셀의 일정한 압력(부압)유지를 위하여 우선적으로 고려하여야 할 사항은 셀 내부에서 발생하는 열량을 제거하여 부피평창에 의한 압력의 증가를 방지하여야 한다. 그러나 온도의 조절로 압력유지가 불가능 할 경우에 압력이 증가 할 때에는 아르곤을 배출하여 압력을 조절하고, 과도한 냉각 등으로 인하여 압력이 떨어지면 아르곤을 공급하여 압력을 조절하여야 한다.

본 연구에서는 일정한 압력유지를 위하여 압력이 증가하고 감소하는 원인을 분석하여 아르곤가스를 공급하고 배출하는 압력조절 시스템과 아르곤을 공급하고 저장하는 시스템의 설계 방안을 기술하였다.

2. 아르곤 공급계통 설계 요건

아르곤셀 아르곤 공급을 위한 셀의 체적은 약 1200m^3(가로 40.3 m, 세로 4.8m, 높이 6.4m)이며, 아르곤셀의 운전압력은 -10 ~ -200 mmAq, 셀 구조물의 설계압력은 +75 ~ -305 mmAq, 셀 내부 온도는 25 ~ 40 °C이다.

아르곤은 액체 상태로 저장하며, 아르곤 탱크용량은 아르곤셀에 탱크로리의 도움 없이 아르곤으로 Purge시켜 셀 오염도를 200 ppm 이하로 유지시킬 수 있는 양을 기준으로 하는 것이 바람직하나, 고압가스 안전관리법상 관리 대상이 되지 아니하는 양으로 설정하였다.

공정장치로 공급되는 아르곤의 순도는 99.9999% 이상으로 하고, 공급시스템은 One through로 한다. 또한, 시스템 운전중에 아르곤셀의 공기 누수량(Leak Rate)은 셀 체적의 0.02 %/day로 하였다.

배관 내에서 아르곤가스의 유동속도 $V = 10m/s$로 하였으며, 외부기온 및 대기압의 영향에 대해서는 온도는 셀의 냉각시스템에 의하여 조절되고, 대기압에 의하여 셀의 압력변화가 생길 경우에는 아르곤을 방출하거나 유입하여 셀의 압력을 조절하는 것으로 하였다.

3. 아르곤 저장 및 공급시스템 구성

아르곤셀에 아르곤가스를 원활하게 공급하기 위한 아르곤 저장 및 공급시스템은 초저온 아르곤 저장 탱크, 압력 조절시스템과 기화기 및 공급 기능에 필요한 배관 시스템으로 구성한다. 아르곤가스의 공급은 액체아르곤 저장 탱크에서 기화기를 경유하면서 기체화하 한 후에 각 소요 처에 공급하도록 하였다. 아르곤저장 탱크는 가능한 많은 양의 아르곤가스를 저장하여 공정운전을 효율적으로 수행 할 수 있게 하여야한다. 아르곤 저장 및 공급시스템 구성을 위한 주요장치 및 제원은 아래와 같으며 시스템 계통도는 그림 2와 같다.

- 아르곤 공급탱크

액체아르곤 탱크용량은 아르곤셀의 분위기가 깨졌을 때 탱크로리의 도움 없이 아르곤으로 Purge시킬 수 있는 양과 고압가스 안전관리법 등을 고려하여 3톤으로 설정 하였으며, 탱크 재질은 Stainless Stee로하고, 수직 원통형 용기로 설계도는 그림 1과 같다.

- 공급 유량

아르곤셀을 건설한 후에 아르곤가스를 초기에 충진 할 경우에는 아르곤의 비중을 고려하여 셀 하부에서 아르곤을 공급하고, 공기는 셀 상부로 배출하면서 아르곤가스를 충진 하여야 한다. 이때에는 아르곤가스의 유실을 최소화 하여야 하므로 충진 시간을 충분히 가지며 서서히 아르곤가스를 충진 하도록 하여야 한다. 셀 체적이 1,200 m^{3}이므로 셀 전체적으로 1회 충진 소요 시간을 약 6시간으로 고려하면 초기 충진 유량은 $200m^3/h$가 되다. 이를 토대로 충진용 배관의 크기를 산출하여 보면

Q = A X V 에서 200 m^3 /h= $\pi d^2/4$ X 10 m/S 이므로

$$d = \sqrt{\frac{4 \times 0.055}{\pi \times 10}} = 0.084m = 84mm \quad , \quad t = \frac{P \cdot D_0}{2(S \cdot E + P \cdot Y)} = 0.876 \text{ mm}$$ 이므로

배관 선정시 배관의 크기는 3 1/2″, 뚜께는 Schedule 5S 로 선정하면 충분하다.

정상 운전시의 배관의 크기는 누수량(Leak Rate)은 셀 체적의 0.02 %/day를 적용 할 경우 누설에 의한 아르곤가스의 보충 공급유량이 아주 작으므로 배관 규격결정에 이 값을 적용 할 수 없다. 따라서 정상공급배관은 최소한의 규격으로 결정하여도 되므로 배관 규격을 3/4″ Schedule 5S로 선정한다.

• 아르곤(Ar) 가스 공급설비

아르곤 공급설비는 주로 옥외에 설치하여야 하며, 기화장치를 포함하여 액체아르곤 저장 탱크, 압력 조절장치, 유량계 및 배관으로 구성되어있다.

기화기는 액체상태로 저장중인 아르곤을 기체 상태로 바꾸어 주며 Maximum Flow Rate 는 200 m^3/h 이며, Design Pressure 15 kg/cm^2, Design Temperature -200 ~ 50 °C이다.

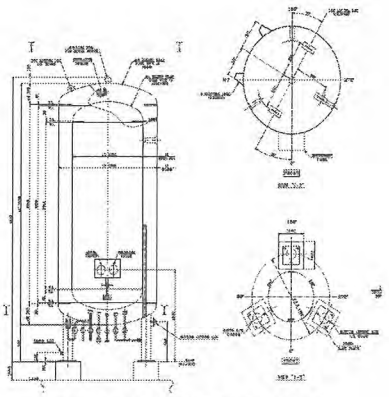


그림 1. 아르곤저장탱크 설계도

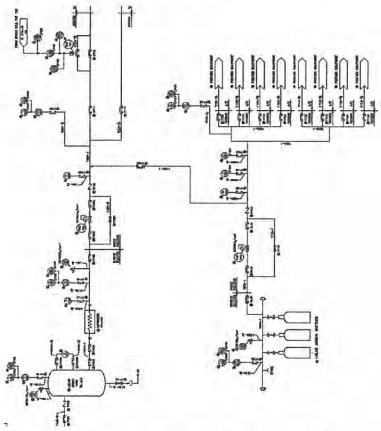


그림 2. 아르곤공급시스템 계통도

4. 결론

본 과제에서 수행하는 파이로 종합시험시설 아르곤 저장 및 공급계통은 아르곤셀의 냉각 및 정화시스템과 연계하여 설계/건설하는 국내 최초의 시설이다. 경제적이고 효율적인 시설의 설계를 위하여 국내. 외의 유사시설의 자료를 확보하여 사전에 분석하여 우리의 공정에 적합한 설계 요건을 설정하고 설계를 수행하여야 한다.

또한, 2009년도에 설계를 완료하여 시설을 구축한 후에 시운전 단계를 거쳐 추가적인 연구가 수행되면 향후 아르곤셀의 설계 및 불활성 분위기에서 수행하는 공정 시스템에 유용하게 활용될 것으로 예상된다.

5. 참고자료

1) ANL-7959 Hot Fuel Examination Facility/North Facility Safety Report, February 1975, Argonne National Laboratory
2) The EBR-II Fuel Cycle Story, Charles E. Stevenson, American Nuclear Society
3) Air Conditioning & Refrigeration Institute (ARI)

U-Ce-Y-Nd 계에 대한 전해정련 전착거동 실험

박성빈, 강영호, 황성찬, 김정국, 박기민, 이한수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
sbpark@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로프로세스는 사용후핵연료를 처리하는 대안으로 주목을 받고 있는 공정이다. 그 중 전해정련공정(Electrorefining)은 파이로프로세스의 핵심공정 중 하나로 사용후핵연료의 약 94wt%정도를 차지하는 우라늄을 처리하는 중요한 공정이다. 이 공정은 산화물 사용후핵연료를 처리하는 전해환원공정으로부터 나온 금속전환체를 양극으로 하여 우라늄 원소 뿐 아니라 초우란 원소 및 희토류 원소들이 용해된 LiCl-KCl 용융염으로부터 우라늄만을 선택적으로 회수하는 공정이다. 순수한 우라늄을 선택적으로 회수하기 위해서는 우라늄과 다른 원소들이 전해정련 반응 중 음극에 전착되는 거동에 대한 연구가 필요하다. 전해정련반응에 의한 우라늄과 다른 원소간의 분리계수(Separation factor)를 고찰함으로써 우라늄 회수거동을 고찰할 수 있다. 이번 연구에서는 U, Ce, Y, Nd 염화물이 용해된 용융염으로부터 Ce metal을 양극으로 하여 전해정련 반응을 통해 우라늄 전착거동에 대한 희토류 원소들의 영향을 알아보고자 하였으며 LiCl-KCl 공용융염에 용해된 UCl_3의 농도와 $CeCl_3$의 농도 변화에 따른 분리계수를 고찰하고자 하였다.

2. 본론

전해정련 실험은 500°C로 조업되며 회분식 전해정련기에서 수행되었다. LiCl-KCl 공용융염에 U, Ce, Y, Nd 염화물을 용해한 후 양극 바스켓에 Ce 금속을 장입하여 이를 희생전극으로 사용하였다. 음극은 한국원자력연구원에서 개발한, 우라늄 자발탈리가 가능한 graphite cathode를 사용하였다. 음극에 전착되는 거동을 고찰하기 위해 전해정련반응은 정전류법으로 진행되었으며 인가전류는 6A이며 전해반응시간은 1시간이다. 정전류법에 의한 전해반응 후 전해질에서의 각 원소의 농도 및 음극에 석출된 전착물에서의 각 원소의 농도를 분석하였다. 그 결과는 Table 1과 같다. 이 결과를 U과 Ce을 기준으로 한 분리계수로부터 고찰할 수 있다. 첫 번째로 U을 기준으로 한 분리계수를 고찰해보면 Fig.1과 같이 용융염상의 UCl_3 농도 변화에 따른 분리계수의 변화를 고찰할 수 있다. Fig.1에서 보는 바와 같이 UCl_3의 농도가 증가할수록 분리계수가 증가함을 알 수 있었다. 이로부터 LiCl-KCl 공용융염에 UCl_3의 농도가 높을수록 우라늄을 선택적으로 회수할 수 있음을 알 수 있었다. 그리고 $CeCl_3/UCl_3$의 비율에 따른 분리계수는 Fig.2와 같으며 $CeCl_3/UCl_3$의 비가 증가할수록 우라늄에 대해 분리계수는 감소하며 또한 $CeCl_3/UCl_3$가 3일 때 분리계수가 대체적으로 작으므로 이 경우 우라늄을 선택적으로 회수하는 것이 어려움을 알 수 있었다. 두 번째로 Ce를 기준으로 한 분리계수를 고찰해보면 Fig.3은 용융염상에서 희생전극으로 사용된 $CeCl_3$의 농도 변화에 따른 분리계수를 구한 결과를 나타낸다. Fig.3에서 보는 바와 같이 $CeCl_3$의 농도가 증가할수록 분리계수는 감소함을 알 수 있다. Fig.4는 $CeCl_3/UCl_3$ 비율에 따른 분리계수의 변화를 나타낸 그림이다. $CeCl_3/UCl_3$의 비율이 증가할수록 분리계수는 감소함을 알 수 있었다. 즉 $CeCl_3$의 농도가 높아질수록 음극에 우라늄 및 다른 금속들과 함께 전착되어지며 우라늄만을 선택적으로 전착시켜 회수하는 것이 어려움을 알 수 있었다.

3. 결론

Ce metal을 희생양극으로 사용하여 LiCl-KCl 공용융염에 U, Ce, Y, Nd 염화물에 대한 정전류 전해정련 실험을 수행하였으며 용융염상과 전착물상에서의 U, Ce, Y, Nd의 농도를 분석하여 분리계수를 구하였다. 분리계수에 대한 고찰로부터 UCl_3 농도가 증가할수록 우라늄을 선택적으로 회수할 수 있음을 확인하였으며 $CeCl_3$의 농도와 $CeCl_3/UCl_3$ 비가 증가할수록 우라늄을 선택적으로 회수하는 것이 어려움을 확인하였다.

참고문헌

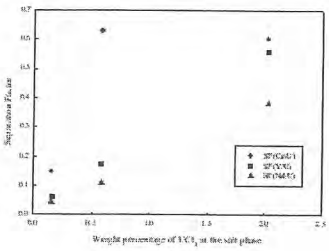
[1] Y. I. Chang, "The Integral Fast Reactor", Nucl. Technol., 88, 129 (1989).

[2] J. J. Laidler, J. E. Battles, W. E. Miller, J. P. Ackerman, and E. L. Carls, "Development of Pyroprocessing Technology" Prog. Nucl. Energy, 31, 131 (1997)

[3] S. X. Li, "Anodic Process of Electrorefining Spent Nuclear Fuel in Molten LiCl-KCl-UCl3/Cd System" Proc. 13th Int. Symp. Molten Salts, Philadelphia, Pennsylvania, May 12-17, 2002 (2002).

Table 1. Analyses of concentrations of the elements in the salt and deposit phase after electrorefining.

Exp. No.	Current /Time	Current density (mA/cm^2)	Potential (V)		Conc. in the Salt(%)				Conc. in the Deposit(%)			
			Cathode	Anode	U	Ce	Y	Nd	U	Ce	Y	Nd
초기					1.4	0.47	0.75	2.4	-	-	-	-
#1	6A, 1H	318.5	-1.70	0.53	1.1	0.93	0.68	2.4	10.85	15.3	12.0	62.0
#4	6A, 1H	318.5	-2.20	0.15	7.7	1.6	0.53	1.9	1.54	42.93	7.79	47.82
#7	6A, 1H	283	-1.80	0.50	2.6	2.3	0.5	1.6	0.6	56.4	6.07	36.87
#8	6A, 1H	318.5	-1.70	0.60	0.07	2.5	0.46	1.5	0.137	61.71	5.2	32.9



ig. 1. Separation factors of Ce, Y and Nd with respect to UCl_3 concentration

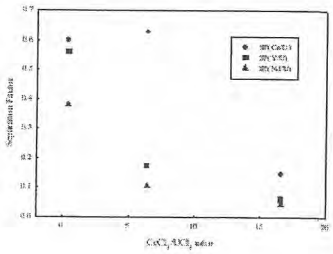


Fig.2. Separation factors of Ce, Y and Nd with respect to $CeCl_3/UCl_3$ ratio

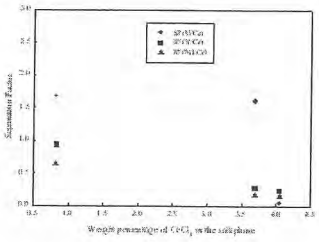


Fig. 3. Separation factors of U, Y and Nd with respect to $CeCl_3$ concentration

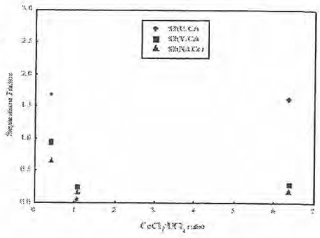


Fig.2. Separation factors of U, Y and Nd with respect to $CeCl_3/UCl_3$ ratio

Mechanical Characteristic Speculation of PWR Spent Nuclear Fuel Structure

S. K. Lee, Y. S. Nam, Y. S. Jeon, Y. H. Kim, S. K. Ong, C. S. Cho
Korea Nuclear Fuel, 1047 Daedeokdaero, Deogjin-dong, Yuseong-gu, Daejeon, 305-353, Korea
skilee@knfc.co.kr

1. Introduction

PWR fuel assembly experiences many changes from the time it is manufactured, loaded in the reactor and repositioned in the core several times until finally removed from the reactor for the interim storage, reprocessing or final disposal etc. Under a severe radiation and a thermo-mechanical conditions, this mechanism can alter fuel assembly characteristics such as its mechanical properties, geometrical shape, material characteristics etc. Any of these alterations which impact spent nuclear fuel(SNF) integrity should be considered to design a canister for its transportation or storage. Regarding the cask or canister design, there could be a freedom to design a system that mitigates the forces transmitted to SNF and fuel rods. If the storage cask or transport package design prevents or mitigates forces transmitted to its contents such that structural integrity is not significantly compromised, the detailed SNF properties are necessary to make a decision of the elaborated design parameters, assuming other factors (temperature, inert atmosphere, etc.) have been adequately addressed. An approach to those work formations is to analyze mechanical characteristics of structural components which are the mechanical properties of grid spring reflecting its irradiation effect, SNF strength and SNF structural deformation such as its bow, twist etc. Those information is also used to evaluate hypothetical accident like an drop accident of SNF cask/canister and to select limiting fuel assembly for cask/canister to accommodate various kinds of SNFs. Since there have been many kinds of nuclear fuels that have been loaded into nuclear power station in Korea, to select a limiting case of SNF is very important to design a cask or canister for safety and integration. Especially, the fuel assembly structural properties are a sort of essential data. Thus, in this paper, some approaches to evaluate SNF mechanical characteristics are suggested through the existing technical information review, some test data and the analysis methodology, and also closely study the mechanical characteristics of some representative SNF for its general comprehension.

2. SNF Mechanical Characteristics Evaluation

As previously mentioned, PWR fuel assembly mechanical properties show quiet a complex behavior under/after irradiation. SNF beginning status is considered as end status of fresh fuel, and the mechanical status of SNF is mostly defined during its irradiation in the reactor. Thus based on the irradiation behavior, to grasp the mechanical parameters and properties of SNF is essential to supply the technical information to design a canister/cask. Within this framework, one of the most basic important item is the knowledge of the fuel assembly stiffness due to the characteristic change of fuel rod-to-grid system as fuel irradiation since fuel grid-to-rod interaction mainly dominates the fuel mechanical behavior of fuel and consequently allows to diagnosis the performance of irradiated structures in terms of fuel deformation, dynamic responses etc. Generally, fuel rod support is provided by a spring-dimple system fixed to the grid. During irradiation, the spring force decreases and a gap between the rod and the spring may occur. This phenomenon is due to the stress relaxation of grid spring and dimple, irradiation growth and fuel rod diameter reduction due to its creep down effect. Many methodologies have developed to predict these fuel assembly properties and status. One of the existing evaluation of SNF evolution thorough finite element model with fuel assembly test and irradiation information have shown that the axial and lateral fuel assembly stiffness decrease of around 50 - 60 % and the natural frequency of the first eigenmode decreases of about 50 % after irradiation[1]. More simple and similar approach to overcome the analysis obstacles com from the highly nonlinear mechanism has been performed to understand GRI effects and the related mechanical characteristics. To know the contribution degree of this GRI effect to the axial stiffness, the analysis is performed by comparing the results from the classical mechanical analysis for bare fuel assembly(skeleton) without considering the interaction between the

fuel rod and grid cell with the stiffness from the axial strength test[2]. It is also confirmed that GRI gives the much contribution to fuel stiffness and these values are around 40~70 % depending on the FA features. It can be judged that the SNF axial stiffness decrease by around half of that of the initial fuel status. Even though those two fuels are different in the design features, general trend and characteristic results show similar. And also another analysis is performed to perceive dynamic response as irradiation through ANSYS finite element model by reflecting the mechanical characteristics as shown in Figure 1. In this model, two slide elements are applied to fuel rod-to-grid connection and two beam elements simulate the equivalent fuel rods and guide thimbles respectively. To simulate grid spring irradiation relaxation, grid cell stiffness values are applied to the model from 100 % of fresh fuel status to 10 %. As results of modal analysis, the first eigenvalues slightly decreased as grid cell stiffness get smaller as shown in Figure 1. The natural frequency difference between 100 % cell stiffness and 10 % is around 17 %. Considering fuel axial stiffness difference i.e 50 %, those value can be regarded as reasonable since a natural frequency is proportional to square root of the stiffness. From those facts, in spite of the material hardening effects, SNF structural stiffness is far lower than that of a fresh fuel. These approaches and analysis results can be used as input parameters and/or indirect technical information to design canister/container.

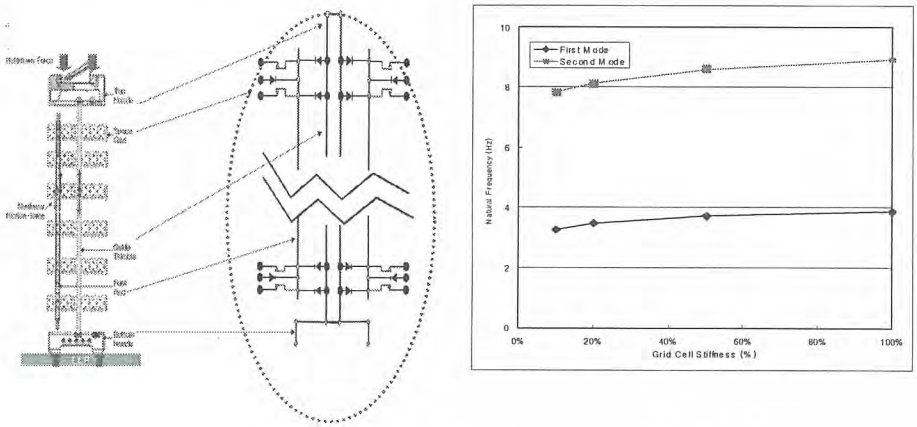


Fig. 1. Conceptional force FBD in FA(Left), FEM Model(Mid) and Modal Analysis Results(Right)

3. Conclusion

Some approaches to evaluate SNF mechanical characteristics are suggested through the existing technical information review, some mechanical data and the analysis methodology, and also closely study the mechanical characteristics of some representative SNF for its general comprehension. From this speculation, it can make sure what SNF structral properties are. These approaches and analysis results can be used as input parameters and/or indirect technical information to design canister/container from the view of the aforementioned faces.

Acknowledgments

This study is performed by support of Korea Ministry of Knowledge Economy, the authors sincerely express gratitude to the related authorities.

REFERENCES

[1] A. Billery, "Evolution of fuel rod support under irradiation impact on the Mechanical behaviour of fuel assemblies" IAEA, Proceedings of an International Conference, 2005.

[2] S. L. LEE, "Study on the Fuel assembly Mechanical Characteristics due to Grid Cell Nonlinear Interaction with Fuel Rod", WRFPM, (2008).

Pellet type 염화우라늄 제조를 위한 염이송 및 제조방법

우문식, 강희석, 이한수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
mswoo@kaeri.re.kr

한국원자력 연구원에서는 고온 건식 공정을 이용한 사용후 핵연료의 부피감용을 위한 공정을 개발하고 있다. 개발 중인 공정의 일부인 전해환원공정으로부터 얻어진 금속 우라늄 및 TRU 혼합물로부터 전해정련 장치를 이용하여 우라늄을 회수하고 있다. 전해정련 장치의 반응기는 두 전극 사이에 LiCl-KCl-UCl_3 용융염을 전해질로 사용하고 있다. 용융염에 포함된 UCl_3는 전극간 전해반응 및 초기 cell 전위의 안정성을 유지하기 위하여 약 5~9wt% UCl_3를 주입할 필요가 있다. 본 연구는 600℃에서 2단계 염소화 반응을 거쳐 30 wt% UCl_3를 제조하였다. 제조된 용융염을 연속식 전해정련장치에 정량적으로 쉽게 공급 할 수 있도록 소형 펠렛(pellet)을 제조하였고, 펠렛제조를 위하여 UCl_3 제조장치에서 용융염 이송장치를 이용하여 펠렛제조 장치(pelletizer)로 이송하였다. UCl_3 펠렛제조 장치는 그림 1과 같이 설계 제작하였고, 장치의 구성은 용융염 이송관, 전기로, 펠렛제조 반응기, 아르곤(Ar)가스 공급장치, 배기체 흡수장치로 구성되어 있다. 이송관은 1/4 inch SUS 관을 사용하였고, 보온을 위하여 MI heater로 가열하여 400℃로 이송관의 주요 내외 부분에 열전대와 온도 제어장치를 이용하여 일정한 온도를 유지하였다. 염 이송을 위하여 반응기에 아르곤 가스를 3bar의 압력으로 가압하여 이송하였고, 유량계를 이용하여 600ml/min 속도로 이송하였다. 염Pellet 제조장치로 이송된 용융염은 SUS 316(두께 3mm)으로 제작된 펠렛 제조용 주형(mold)에 주입하여 펠렛을 제조하였다. 펠렛 제조시 고온의 용융염을 주형에 주입시 열 충격을 억제하기 위하여 펠렛 제조장치의 반응기 내부 온도는 약 90~120℃를 유지하였다. 반응기의 냉각은 아르곤 분위기에서 자연 냉각시켰다. 펠렛 제조된 펠렛은 그림 2처럼 반응기의 주형으로부터 쉽게 분리되었다.

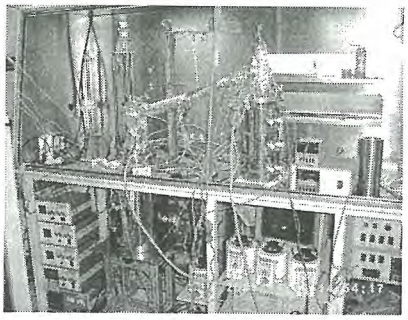


그림 1. 용융염이송 및 pellet 제조장치

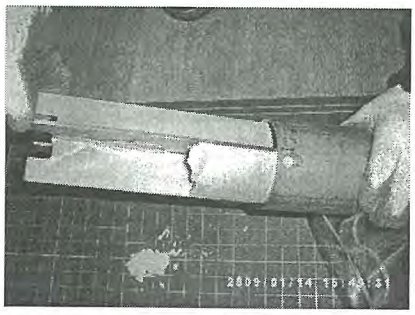


그림 2. pellet 주형 및 용융염 pellet

고온 용융염 전해환원장치용 Ni기 초내열합금의 주조 및 미세조직 분석

전완기, 조춘호, 조수행, 이한수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
jun@kaeri.re.kr

1. 서론

산화물 사용후 핵연료를 대상으로 하는 파이로 공정은 고온 용융염 매질에서 산화물을 금속으로 전환시키는 전해환원 공정으로부터 시작된다. 전해환원 공정에서 산화물이 금속으로 환원되는 동안 음극에서 우라늄메탈로 환원되며, 양극에서 산소가 발생된다. 이러한 전해환원공정은 650℃ 이상의 고온에서 부식성이 강한 용융염상에서 이루어지고, 산소가 발생되는 산화분위기이기 때문에 이에 적합한 용융염 취급 장치 재료개발이 매우 중요하다. 따라서 본 연구에서는 고온 $LiCl-Li_2O$ 용융염계 산화성 분위기에서 고온용 재료로서 우수한 기계적 성질 및 내부식성을 지닌 합금으로 알려진 IN713LC의 조성을 기반으로 하여 제조한 초내열합금의 부식거동을 고찰하였다.

2. 실험 및 결과

본 연구에 사용한 실험재료는 상용 합금 IN713LC을 기반으로 하여 진공주조로 제조하였다. 진공 주소 시 주조 온도는 1655℃에서 실시하였고, 진공 조건은 10^{-2}torr He 가스 분위기하에서 실시하여 주조 중 발생하는 산화 현상을 차단하려고자 하였다. 시편의 조성은 편석을 최소화하기 위해 부식 특성을 향상시켜주는 합금 원소들로만 설계를 하였다. 또한 탄화물의 생성을 막기 위해 입계강화원소인 탄소의 첨가도 배제하였다. 이들의 화학조성은 표 1에 나타내었다. 주조 된 101, 102 두 종류의 시편을 1100℃에서 3시간 유지한 후 공랭시켜 열처리 시편으로 제작하여 열처리에 따른 미세조직을 비교 분석하고자 하였다.

Table 1. Chemical compositions of tested alloys(wt%)

Alloy	Ni	Cr	Si	Al	Ti	Nb
101	Bal	12	2	6	0.5	2
102	Bal	12	5	6	0.5	2

본 실험을 위해 주조된 시편은 전형적인 니켈기 합금의 미세조직을 보여주고 있다. 미세 조직상에서 gamma (γ) 상인 수지상이 나타나 있고, 수지상간 지역에는 gamma prime (γ') 상과 편석들이 존재하고 있다. 이 수지상들은 응고 과정 초기에 생성되는 조직이고, gamma prime (γ') 상과 편석들은 수지상의 응고가 완료된 다음 수지상간 지역에서 생성되는 조직이다. 본 gamma prime (γ') 상은 이상항복강도현상을 일으키는 석출상으로써 초내열 합금에서 중요하게 여겨지는 조직이지만, 본 연구에서는 부식 현상에 중점을 두고 있기 때문에 gamma prime (γ') 상에 대한 더 깊은 조사는 필요하지 않을 것이라 여겨지며, 부식현상에 큰 영향을 끼치지 않을 것이라 사료된다.

101번의 시편의 경우 수지상간 지역에 많은 편석들이 존재하였지만, 그 편석양이 크지 않기 때문에 본 합금에 문제를 발생시키지 않을 것이라 사료된다. 열처리 시편 101H, 102H의 경우 주조 시편에 관찰되었던 편석들은 관찰되지 않는 점을 보아 기지에 완전히 고용된 것으로 사료된다. 102번 시편에서 관찰되었던 산화물은 열처리 과정 중 일부는 분해되거나 탄화물로 변태되었으나 남아있는 산화물은 조대화되어있는 것을 관찰할 수 있었다.

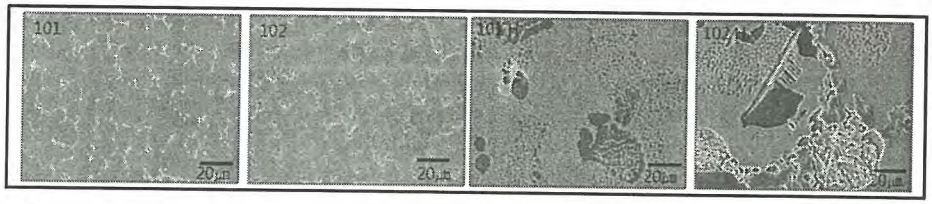
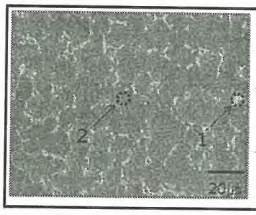


Fig. 1. Microstructure of casting alloys(101, 102) and heat treatment alloys(101H, 102H).

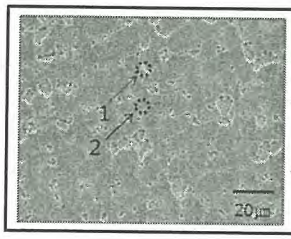
그림 2에서 보는 바와 같이 미세 조직 분석 결과 101 번의 시편의 경우 수지상간 지역에 다수의 편석들이 관찰되었으나, 편석들의 조성차가 기지상과 크게 차이를 보이지 않는바 편석으로 인한 문제가 발생하지 않을 것이라 사료된다.



Element	Al	Si	Nb	Ti	Cr	Ni
wt% at the 1	2.71	9.01	7.93	1.83	11.57	66.95
Wt% at the 2	7.27	2.05	1.91	1.03	11.50	76.24

Fig. 2. Microstructure composition of casting alloy 101.

102번 시편의 경우 다량의 산화물을 포함하고 있어, 부식 실험 시 산화물에 의해 더 높은 부식 속도를 초래할 것이라 예상되어진다. 이와 같은 문제를 해결하기 위해 더 높은 온도에서의 열처리나 본 연구에서 실시했던 열처리 온도에서 장시간의 열처리가 요구될 것이라 사료된다.



Element	Al	Si	Nb	Ti	Cr	Ni
wt% at the 1	6.87	4.59	1.63	0.77	11.09	75.05
wt% at the 2	5.65	4.96	2.19	0.54	12.40	74.26

Fig. 3. Microstructure composition of casting alloy 102.

3. 결론

Si 첨가에 따른 수지상의 미세화가 관찰되었고, 그에 따른 부식 저항성 향상에 영향을 줄 것이라 사료된다. 그 연유는 미세 조직의 미세화에 따른 치밀한 피막의 형성으로 인해 부식 저항성의 향상을 가져다 줄 것이라 예상되기 때문이다.

우라늄 전착물 잉곳주조 장치의 성능평가

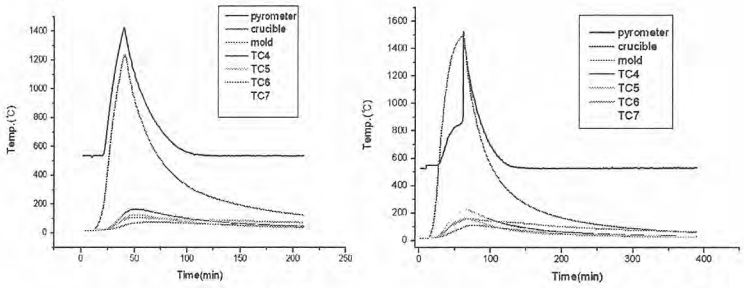
조춘호, 이성호, 이윤상, 이한수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
ex-kaeri@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후 핵연료의 건식처리공정은 산화물 핵연료의 금속화 및 전해정련 공정을 걸쳐 2mm 정도의 순수한 수지상 형태로 만들어 진다. 이러한 전착물은 전해정련 과정에서 염이 함유되어 있어 증류장치에서 염을 휘발 시키고 남은 우라늄 전착물은 잉곳주조 장치에서 괴 형태로 제조를 한다. 따라서 본 연구에서는 우라늄 잉곳을 만들기에 앞서 설계된 장치의 성능 및 개선의 목적으로 진공 및 Ar 분위기에서 blank test와 실제 우라늄 보다 열용량이 약 3배정도 큰 Cu 용해 시험을 통해서 잉곳주조 장치의 성능 평가에 대한 내용을 소개하고자 한다.

2. 진공 및 Ar 분위기에서 blank test

Fig.1은 진공 분위기에서 잉곳주조장치 챔버 내의 최대 1500℃까지의 blank test 결과를 나타내고 있다. (a)와(b)에서 보듯이 흑연도가니를 제외한 주변의 TC 온도들은 200℃미만의 온도를 유지하고 있다. 이는 챔버 이중벽의 수냉에 의한 온도 저감 효과를 보이고 있기 때문이다. 따라서 온도 승온에 따른 장치의 안정성을 확인할 수 있다.



(a) 1400℃ (b) 1500℃

Fig.1. Temperature profile of 1400℃ and 1500℃ in a vacuum

Fig.2는 10^{-2}torr에서 Ar을 10 torr까지 챔버 내로 주입 후 흑연도가니를 1400℃까지 승온 테스트한 결과를 나타내고 있다. 온도 상승에 따른 압력 증가를 우려하여 처음에 Ar을 10 torr까지 주입 후 온도를 1400℃까지 승온 테스트를 수행했지만 펌프를 가동하지 않은 상태에서도 챔버 내의 압력은 최대 32 torr 이상을 넘지 않았다. 따라서 온도 승온에 의한 챔버 내 압력의 위험은 없었다.

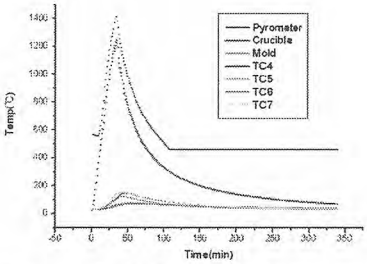
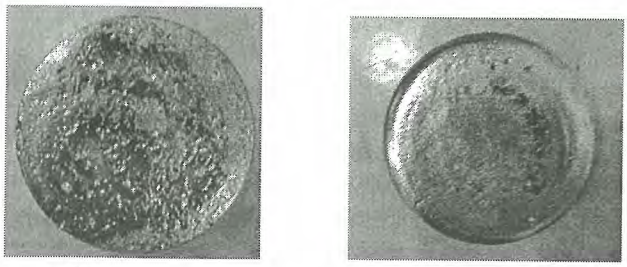


Fig.2. Temperature profile of blank test in the range of 10~30torr

3. Cu 및 Cu 분말을 사용한 용해 시험

우라늄의 열용량이 Cu의 1/3정도 되기 때문에 Cu 3kg의 장입은 우라늄 약 9kg의 용해 효과를 나타낼 수 있다. Fig.3의 (a)는 주형을 200℃ 예열 후 흑연도가니를 1200℃까지 승온한 후 Cu 3kg을 주조한 것이다. 따라서 본 장비에서 우라늄을 주조할 경우 어느 정도 건전한 주물을 확보할 수 있을 것으로 본다.



(a) Cu (b) Cu powder

Fig. 3. Cu ingot cast with ingot casting equipment

또한, Cu 덩어리를 용해하여 주물을 만들었지만, 본 연구에서 최종적으로 사용되는 우라늄은 dendrite 구조의 우라늄 전착물이기 때문에 Cu 분말을 사용한 용해 시험도 수행하였는데 Fig.3의 (b)는 Cu powder 500g을 가지고 1200℃에서 용해하여 만든 Cu 주물로서 장차 우라늄 전착물을 보다 건전하게 주조할 수 있다는 가능성을 확인 할 수 있다.

4. 결론

이와 같이 본 연구에서는 Blank test 및 Cu 용해 시험뿐만 아니라 주형가열시험, 제어반의 온도 PID 조건시험, 도가니의 틸팅시험 등 다양한 성능평가 조건들을 수행하였으며, 일부 조건 및 테스트에서 생긴 문제점들은 보완 및 개선을 통한 성능 향상에 기여토록 하였다.

금속핵연료 공융방지를 위한 Barrier 피복재 성능평가

김준환, 류호진, 양성우, 이병운, 이찬복
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
junhkim@kaeri.re.kr

1. 서론

소듐냉각고속로(SFR)는 고속중성자를 이용하여 핵분열을 일으키는 원자로로 경수로에서 발생한 사용후 핵연료의 재활용이 가능하여 사용후 핵연료의 처분이 시급한 한국에서 차세대 원자로로 중요하게 고려하고 있는 원자로다. 금속핵연료는 높은 열전도도 및 핵확산 저항성, 냉각재인 소듐과의 우수한 양립성으로 인하여 소듐냉각고속로 (SFR)의 핵연료로 유력하게 고려되고 있다. 그러나 금속핵연료의 주요 성분인 우라늄과 플루토늄이 스테인리스강 핵연료 피복재와 반응하여 낮은 온도 (650℃ 이상)에서 공융하는 현상이 발생하여 이것이 핵연료의 건전성을 약화시키는 원인으로 작용한다. 이러한 공융현상을 방지하고자, 핵연료와 피복재간 상호반응 현상을 방지할 Barrier 물질을 삽입하는 방안이 연구되었으며, Barrier 방법의 한 형태로 금속 박편 (Metallic Foil)을 삽입하는 방안이 연구되었다[1,2]. 피복관 내면에 증착하기 위한 방법 중 하나로 진공증착법 (Vapor Deposition) 및 전해도금법 (Electrochemical Plating)이 제안되었으며 본 연구는 진공증착법 및 전해도금으로 제작한 Barrier를 대상으로 상호반응 시험을 통하여 그 성능을 평가하는데 있다.

2. 실험 과정

2.1 실험재료 및 Barrier 피복재 제조

실험에 사용된 금속핵연료는 우라늄에 10중량%의 지르코늄이 첨가된 재료를 사용하였으며 피복재 재료로는 Ferritic-Martensitic 강인 HT9 강을 사용하였다. 진공증착법은 Direct Magnetron Sputtering을 이용하여 지르코늄을 피복재 표면에 약 6㎛ 정도 증착하였다. 전해도금법은 Sargent 용액 (CrO_3 와 황산의 비가 100 : 1인 용액)을 사용하여 50℃ 온도에서 35A/dm^{2}의 전류밀도로 약 60분간 도금하여 크롬을 피복재 표면에 약 20㎛ 정도 도금하였다.

2.2 상호반응 시험

Barrier 피복재를 대상으로 금속우라늄과의 상호반응 시험을 수행하였다. 금속우라늄과 Barrier 피복재를 맞붙인 후, 지그에 넣고 나사로 체결하여 밀착하였다. Barrier 처리하지 않은 피복재를 비교예로 같이 시험하였다. 시험 중 지그로 불필요한 원소확산을 방지하기 위하여 맞붙인 시편 주위에 탄탈륨 foil을 감싼 후 상호반응 시험을 수행하였다. 지그를 진공로에 넣은 후 800℃ 25시간 동안 상호반응 시험 후 물에 넣어 급랭하였다. 배리어 성능을 짧은 시간에 평가하기 위한 목적으로 시험온도를 정상상태 핵연료 온도인 650℃보다 높은 800℃로 설정하였으며 시험 후 불필요한 산화반응을 억제하기 위하여 시험 후 시편을 물에 넣어 급랭하였다. 실험이 끝난 시편은 SEM/EDX를 이용하여 미세조직 분석을 수행하였다.

3. 실험 결과

3.1 금속핵연료-피복재 상호반응

그림 1(a)는 800℃, 25시간 동안 상호반응 시험 후 Barrier 처리하지 않은 피복재와 금속우라늄간의 미세조직을 보여준다. 광범위한 공융현상이 발생하였으며 약 250㎛의 공융 반응층이 형성되었다. EDX 관찰결과, 각 반응층은 $U_6(Fe,Cr)$, $Zr(Fe,Cr)_2$ 및 $U(Fe,Cr)_2$ 층으로 구성되었다.

3.2 배리어 피복재 성능평가

그림 1(b)는 진공증착법을 이용하여 지르코늄층을 표면 처리한 Barrier 피복재와 금속우라늄간의 상호반응 시험결과이다. Barrier가 없는 시편과 달리 금속우라늄과 시편간의 상호반응이 일어나지 않은 깨끗한 계면을 보여주고 있다. 그림 1(c)는 크롬 전해도금 처리한 Barrier 피복재와 금속우라늄간의 상호반응 시험결과이다. 지르코늄 증착시편과 마찬가지로 금속우라늄과 시편간의 상호반응이 일어나지 않은 깨끗한 계면을 보여주고 있다. 크롬도금의 경우, 도금층 두께에 걸쳐 도금시 균열이 형성되어 있으며 이러한 균열이 우라늄 침투통로로 작용한 것이 관찰되었으나 도금층 내면까지 침투하지 못함이 관찰되었다. 현재 이러한 균열을 감소시킬 방안에 대한 연구를 진행하고 있으며 피복관 내면에 크롬을 도금하기 위한 전

해도금 loop를 제작 중에 있다.

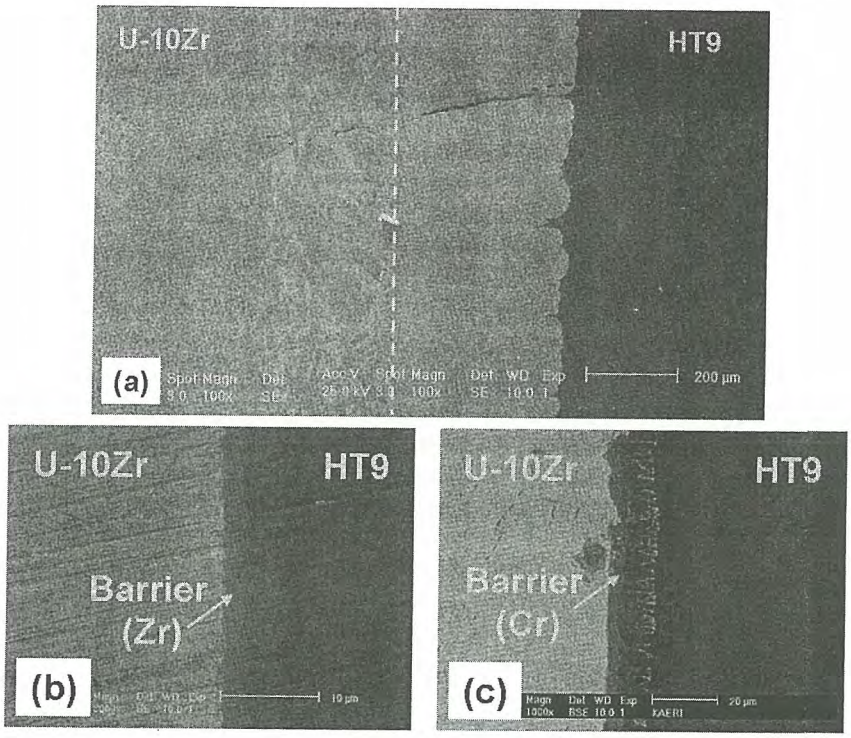


Fig. 1. Microstructure of the specimen after the diffusion couple test at 800℃ for 25 hours (a) without barrier, (b) Zr vapor deposition, (c) Cr electrochemical plating

4. 결론

SFR용 금속핵연료와 핵연료 피복재 간의 공융현상을 저감하기 위한 배리어 개발과 그에 대한 성능평가를 수행하였다. HT9 피복재에 지르코늄과 크롬을 각각 진공증착법 및 전해도금법으로 표면 처리한 후, U-10Zr 합금을 이용하여 800℃, 25시간 동안 상호반응 시험을 수행하였다. 시험 결과, 각 조건 모두 상호반응 현상을 억제하는 우수한 성능을 보였다.

5. 사사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발사업인 "핵연료 핵심기반기술 개발"과제의 일환으로 수행되었으며 이에 감사드립니다.

6. 참고문헌

[1] M. Tokiwai, et al., J. of Nucl. Sci. and Tech, Supp. 3, 913 (2002).
[2] H. J. Ryu, et al., J of Nucl. Mater., 392, 206 (2009).

공학규모 우라늄 전착물 잉곳주조장치 개념 설계

이윤상, 조춘호, 이성호, 이한수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
yslee@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료의 건식처리 공정은 금속상의 사용후핵연료를 전해 정련하여 순수한 우라늄을 회수하는 공정으로서, 전해 정련 시 음극에 생성되는 우라늄은 수지상 형태이다. 따라서 우라늄의 중간 저장 혹은 재활용을 위해서는 회수된 우라늄 전착물을 잉곳형태로 제조할 필요가 있다. 이 연구에서는 이러한 우라늄 전착물을 잉곳형태로 제조하기 위한 공학규모의 잉곳주조 장치의 설계 개념을 소개하고자 한다.

2. 잉곳주조 장치의 개념 설계

우라늄잉곳 주조장치는 염 증류장치에서 회수된 금속우라늄 전착물을 녹여 잉곳 형태로 제조하는 장치이다. 우라늄의 융점은 1132 ℃로서 유도가열 방식으로 도가니에 장입된 전착물의 온도를 1132 ℃ 온도보다 높은 약 1300 ℃로 승온시켜 용탕이 주형으로 주입 중 충분한 열을 가지고 흐를수 있도록 가열한 후 주형에 주입하여 원하는 형태의 잉곳으로 주조하게 된다.[1] 공학규모의 잉곳주조장치는 하루에 50 kgU의 전착물을 잉곳으로 제조할 수 있는 규모의 크기이다.

미국에서는 Batch 형태로 전착물을 한 도가니에 넣고 용해 후 도가니 냉각으로 한번에 우라늄 잉곳을 1개 생산하고 있으나, 우리가 제안한 연속식 우라늄 잉곳 주조 장치는 도가니에 연속하여 전착물을 장입할 수 있으며, 도가니에서 전착물을 용해한 후, 도가니를 기울여(Tilting), 주형에 출탕하여 우라늄 잉곳을 연속적으로 생산하며, 잉곳 생산 효율이 높은 장치이다.

그림 1은 공학규모 잉곳주조장치의 개념도로서 원료공급장치는 원료공급 용기에 전착물을 장입한 후 진동을 가하면, 스파이럴 형태의 엘리베이터를 타고 위쪽으로 전착물이 일정한 속도로 이송되어 펀넬을 통하여 도가니에 전착물이 공급된다.

용융가열부에는 단열재로 쌓여진 도가니 주위에 고주파 유도가열 코일을 설치하고, 고주파전류에 의하여 도가니에 와전류가 발생하여 도가니 저항에 의한 줄열에 의하여 1300℃ 정도까지 발열되어 도가니에 담긴 우라늄 전착물이 용융된다. 코일의 외측에는 지지대를 설치하고, 도가니를 기울이는 거치암과 구동모터에 의해 도가니를 기울여 용탕을 주형에 주입하게 된다.

잉곳형성부에는 주형가열장치와 턴테이블로 구성되어 있는데, 주형가열장치 역시 고주파가열방식을 채택하고, 비수냉코일을 사용한다. 턴테이블에는 8개의 주형을 놓을 수 있는데 일정한 각도를 회전할 수 있도록 제어하며, 주형을 승강장치를 사용하여 고주파가열코일 쪽으로 상승시켜 주형을 500 ℃로 예열한 후 턴테이블 위에 놓고, 틸팅 위치로 회전시키게 된다. 한 개의 주형에는 원격 취급이 용이하도록 약 7 kg의 잉곳을 만들 수 있다.

주형에 주입한 용탕이 냉각되어 잉곳이 되면, 도가니와 주형이 매달려 있는 진공 챔버 문을, 글로브 박스 내로 이송시킨 후, 주형에서 잉곳을 꺼낸 후 Antechamber를 통해 꺼내면 조업이 완료된다.

이러한 연속원료 주입 및 용해 방법을 채택하면, 종래에 batch type에서 한번에 부피가 큰 전착물을 장입하여 용해하는 것보다 작은 부피의 도가니를 채택하여도 같은 양을 처리할 수 있기 때문에 장치를 작게 만들어도 batch type보다 상대적으로 큰 용량을 처리할 수 있다.

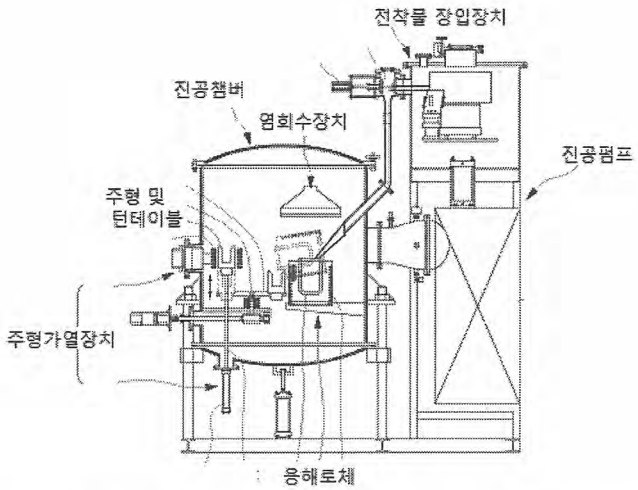


Fig. 1. Schematic diagram of Eng. scale ingot casting equipment.

3. 결론

이와 같이 공학규모의 우라늄 잉곳장치는 연속장입, 연속 용해, 주형가열 장치 및 8개의 주형을 가진 턴테이블 방식을 사용한 연속 주조의 개념을 도입하여 비중이 작은 수지상 형태의 전착물을 비중이 큰 우라늄 용탕으로 용해하면서, 추가 장입이 가능하므로, 도가니를 batch type에 비해 상대적으로 작게 할 수 있으며, 장치 크기를 줄일 수 있으며, 이러한 개념으로 제작된 공학규모 우라늄 잉곳제조장치를 사용하면, 잉곳을 효율적으로 제조할 수 있을 것이다.

참고문헌

[1] 이윤상, 외 "Lab. scale 우라늄 전착물 잉곳제조 장치 제작 및 시운전 경험", 2009년 한국방사성폐기물학회 춘계학술발표회

사용후핵연료 연소도 혼합에 따른 소결체 제조 특성 평가

박근일, 이도연, 이영순, 조광훈, 문제선, 이정원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
ngipark@kaeri.re.kr

1. 서 론

전 세계적으로 최근에 고연소도 PWR 사용후핵연료 발생량 정도가 계속적으로 증가하는 추세이며, 따라서 사용후핵연료 재활용을 위한 대용량 건식 재가공 공정에서는 저/고연소도 사용후핵연료를 별도 구분하지 않고 연소도가 혼합된 상태로 재가공할 가능성이 높다. 그러므로 연소도 혼합에 따른 사용후핵연료 건식 재가공 원격제조 특성 평가를 통한 핵주기 기술개발 관련 기반 자료를 사전에 구축할 필요가 있다. 사용후핵연료 연소도 혼합시 소결 특성에 영향을 미치는 기본 인자는 크게 치밀화 정도와 불순물 함량으로 여겨진다. 불순물 함량은 연소도에 의해 결정되며 고용형 불순물과 석출형 불순물이 있고, 일반적으로 불순물은 소결을 방해하여 입도를 작게 하고 소결 밀도를 낮게 하는 경향이 있으며, 특히 석출형 불순물(Mo-Tc-Ru 계 금속 석출물)은 입계에 석출되어 소결 시 입계의 이동을 방해한다

본 연구에서는 DFDF(DUPIC Fuel Development Facility) 핫셀에 저장중인 다양한 연소도의 실제 사용후핵연료를 이용하여 기존에 설정한 건식 산화물전환체 원격제조 자격화 공정의 연소도 혼합에 따른 소결체 제조 특성을 평가하였다.

2. 연소도 혼합비율에 따른 압분 특성

가. 저/고연소도 사용후핵연료 혼합비율

저/고연소도 사용후핵연료 혼합 비율은 Cm 함량이 각 베취별로 동일하게 함유되도록 하였으며, 여기서 Cm 함량은 45,000 MWd/tU 연소도(4% 농축도) 사용후핵연료내 양을 기준으로 하였다. 표 1은 총 6 베취 연소도 혼합비율 및 혼합시 핵연료 이론밀도, 핵분열생성물(FP) 분율, Cs 분율을 정리한 것으로, 크게 Cs 등이 포함되지 않은 소결체와 재가공하지 않은 사용후핵연료 fragment로 구분하여 혼합 제조 특성을 평가하였다..

나. 연소도 혼합비에 따른 압분 특성

표 1에 제시된 사용후핵연료 혼합비율을 기준으로, 표 2의 건식 재가공 핵연료 원격 제조를 위한 자격화 공정(Qualified process) 순서 및 실험 조건을 동일하게 적용하여 산화/OREOX 분말 및 최종 압분체 약 120개를 제조하였다. 혼합 연소도에 따른 베취별 최종 압분체 밀도값 변화를 분석한 결과, 소결체를 재산화하여 제조한 압분체 밀도는 6.0 ~ 6.3 g/㎤ 범위로서 Cs이 함유된 사용후핵연료 fragment을 이용하여 제조한 압분체 밀도 범위 6.3 ~ 6.5 g/㎤ 보다 더 낮게 나타났다. 이는 소결체를 재산화후 제조한 OREOX 분말의 성형성이 초기 사용후핵연료 분말 성형성보다 떨어진다는 것을 의미한다. 아울러 연소도 혼합시 서로 상이한 특성의 분말의 혼합에 기인하여 분말의 성형성이 단일 연소도에 비하여 다소 떨어졌다.

3. 연소도 혼합비율에 따른 소결 특성

베취별로 제조한 최종 압분체를 이용하여 기존 자격화 소결 공정 조건(표 2 : 소결 1)인 1,800℃에서 10시간 소결 실험을 수행하였다. 혼합 연소도 사용후핵연료를 이용하여 제조한 소결체 밀도는 9.8 ~ 9.9 g/㎤ 범위로 혼합 연소도 이론 밀도의 약 93% 정도이었다. 이는 계산 밀도 값을 기준으로 구한 % T.D와 비교하면 약 2.5 ~ 3% 정도의 낮은 값으로, 재가공 소결체 분말 및 사용후핵연료 fragment 이용한 경우 모두 비슷한 경향을 나타내었다.

그러나 표 2의 소결 2 공정(1,300℃, 3시간 후→ 1,800℃, 10시간)을 이용하여 소결 공정 조건 변화에 따른 제조 특성을 평가한 결과, 대부분의 베취내 소결체 밀도가 표 3에 제시한 바와 같이, 95% T.D.(Theoretical Density) 이상을 보여 주었다. 단 소결체 재산화한 분말을 이용한 2 베취(G23-B5+K23-B16, K23-M03)의 경우 95% T.D.에 0.5% 정도 낮게 나타나 분말의 소결성이 재순환에 의하여 약간 떨어졌음을 확인하였지만, 소결 1 공정 보다 약 2% T.D. 만큼 증가하였다. 이상과 같이 사용후핵연료 연소도가 다른 분말을 혼합하여 건식 재가공 산화물 소결체를 제조할 경우에도 개선된 소결

공정((1,300℃, 3시간 후→ 1,800℃, 10시간)을 이용시 95% T.D. 품질 기준을 만족하는 소결체를 제조할 수 있음을 확인하였다.

사 사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

표 1. 저/고연소도 사용후핵연료 혼합 비율

Series	베취	연소도 (GWd/tU)	형태	무게 (g)	무게 분율	이론 밀도	혼합 이론밀도	FP분율 (%)	혼합FP 분율	Cs 분율	혼합Cs 분율
1X	G23-K10A+ K23-B16	35 58	Fragment 소결체	151.4 48.6	0.757 0.243	10.739 10.630	10.713	3.6 6.0	4,18	0.14 0.00	0.11
2X	G23-K10A+ J502-C16	35 60	Fragment Fragment	146,1 53.9	0.730 0.270	10.739 10.622	10.707	3.6 6.0	4.25	0.14 0.22	0.16
3X	G23-K10A+ K23-M03	35 65	Fragment Fragment	171.4 28.6	0.857 0.143	10.739 10.603	10.720	3.6 6.8	4.06	0.14 0.24	0.15
4X	G23-B5+ K23-B16	27.3 58	소결체	141.5 54.9	0.725 0.275	10.782 10.630	10.740	2.8 6.0	3.68	0.00 0.00	0.00
5X	G23-B5+ J502-C16	27.3 60	소결체 Fragment	139.4 60.6	0.697 0.303	10.782 10.622	10.733	2.8 6.0	3.77	0.00 0.22	0.07
6X	G23-B5+ K23-M03	27.3 65	소결체	167.2 32.8	0.836 0.164	10.782 10.603	10.752	2.8 6.8	3.46	0.00 0.00	0.00

표 2. 사용후핵연료 이용 건식 재가공 산화물전환체(핵연료) 제조 자격화 공정 조건

순서	공정	자격화 시험조건
1	Slitting 공정	- Mechanical slitting
2	산화공정	- 산화조건 : 500 ℃, 5시간, 공기, 8 L/min
3	산화 · 환원공정 (OREOX Process)	- 산화 : 450 ℃, 2시간, 공기, 5.5 L/min - 환원 : 700 ℃, 7시간, 아르곤/4% 수소, 13 L/min - Passivation : 80 ℃, 4시간, 아르곤/2% 산소, 2 L/min
4	미분쇄공정	- 수평식 ball-milling, milling time : 20분 (10분: 450rpm, 10분:600rpm)
5	혼합(I)공정	- 0.2 wt% zinc stearate 주입, 20분간 혼합
6	예비압분 및 조립화 공정	- 압분압력 : 64 MPa, 조립화후 Sieving :# 18 통과(1 mm)
7	혼합(II)공정	- 0.2 wt% zinc stearate (2차혼합), 20분간 혼합
8	최종압분	- 최종 압분압력 : 120 MPa 일정
9	탈왁스공정	- 800 ℃, 3시간, 아르곤/4% 수소, 8 L/min
10	소결 공정	- 소결1 : 1,800 ℃(10시간) 4% 수소/Ar - 소결2 : 1,300 ℃(3시간), 1,800 ℃(10시간) 4% 수소/Ar

표 3. 사용후핵연료 혼합시 베취별 소결 공정조건 변화에 따른 소결체 밀도 평균값 비교

베취	G23-K10A+ K23-B16	G23-K10A+ J502-C16	G23-K10A+ K23-M03	G23-B5+ K23-B16	G23-B5+ J502-C16	G23-B5+ K23-M03
소결 1 (1,800℃,10시간)	9.86 (93.0%)	9.86 (93.0%)	9.78 (92.1%)	9.83 (92.5%)	9.86 (92.8%)	9.92 (93.2%)
소결 2 (1,300℃,3시간 → 1,800℃, 10시간)	10.19 (95.13%)	10.30 (96.2%)	10.27 (95.8%)	10.00 (94.51%)	10.24 (95.44%)	10.12 (94.63%)

사용후핵연료 연소도별 제조된 표준물질 특성 평가

박근일, 류호진, 엄성호, 이도연, 이정원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
ngipark@kaeri.re.kr

1. 서 론

사용후핵연료 내에 존재하는 민감 핵물질의 계량을 위한 비파괴분석법 중 듀픽 핵연료의 핵물질 계측용으로 개발되었던 DSNC (DUPIC Safeguards Neutron Counter)는 사용후핵연료 내에 존재하는 Cm이 방출하는 중성자를 계수한 후 ORIGEN 코드로 계산된 U/Cm 비율 및 Pu/Cm 비율을 이용하여 U 및 Pu 함량을 계산하는 방식이다. 그러나 사용후핵연료는 핵연료 표면의 연소도가 급격히 증가하는 특성을 가지고 있기 때문에 소결체 반경 방향의 핵물질 분포가 연소도에 따라 변화하게 된다. 따라서 중성자 계측기를 보정하기 위하여 길이 방향으로 연소도가 일정한 실제 사용후핵연료봉을 이용한 표준물질(Reference Material)이 필요하며, 표준물질 자격 요건들은 시료 내의 화학 조성의 균질도와 밀접한 연관성이 있다. 따라서 건식 재가공 공정을 통해 제조된 사용후핵연료 표준물질은 분말화와 혼합공정 및 소결 공정을 거치게 되므로 전체적으로 균질한 화학조성을 가질 것으로 기대할 수 있으며, 사용후핵연료 내의 화학성분들이 균일하게 분포한다면 핵분열생성물들도 균일하게 분포하게 될 것이다.

본 연구에서는 연소도 범위 27 ~ 65 GWd/tU의 실제 사용후핵연료를 이용하여, 단일 연소도 및 연소도 혼합된 분말형 표준물질과 펠렛형 표준물질을 제조하고, 중성자 방출 및 화학적 특성을 평가하였다.

2. 분말형 표준물질 특성 분석

분말형 사용후핵연료 표준물질은 평균연소도 27, 35, 58, 65 GWd/tU 인 연료봉에서 연소도가 균일한 부분을 절단하여 사용하여, DFDF 핫셀에서 OREOX용 산화로를 사용하여 500℃, 10시간동안 산화시켜 분말을 혼합하여 제조하였다. 아울러 기준 사용후핵연료로 선정된 초기농축도 4.0%, 방출 연소도 45 GWd/tU, 냉각기간 10년 조건에 해당하는 Cm을 함유하도록 저/고연소도 사용후핵연료가 혼합된 분말형 표준물질을 제조하였다. 균질도를 평가하기 위하여 분말 혼합 공정을 거친 후 10g 샘플을 10개씩 채취하여 DSNC로 중성자 선량을 측정하였으며, 각 시편별로 샘플 간 측정에 의한 표준편차를 평균하면 5.0이 되어 시편 내에서의 연소도 혼합은 불확도 5% 수준으로 균질하게 혼합되었음을 확인하였다.

그림 1은 사용후핵연료 연소도별 핵분열성물질 함량을 ORIGEN 코드를 이용하여 계산한 결과로, 사용후핵연료별로 초기 농축도, 연소이력, 냉각기간이 모두 다르기 때문에 연소도별로 일반적인 변화 경향을 도출하기에는 무리가 있으나 전체적인 경향을 비교하여 볼 때 Cm 함량의 경우 연소도가 증가함에 따라 급격히 증가하는 경향이 나타난다. 그림 2는 연소도별로 제조된 분말형 표준물질의 DSNC 측정 결과로서, 연소도에 따른 Cm 함량과 중성자 선량과의 관계를 도식하였다. 그림 3은 저/고연소도 사용후핵연료 혼합 분말의 중성자 선량을 DSNC를 사용하여 측정한 결과로서, 혼합 종류별 DSNC 측정 선량의 차이는 큰 것으로 나타났는데 이는 각 ORIGEN 코드 계산에 사용된 사용후핵연료 연소도의 오차와 ORIGEN 코드 계산의 오차 등에 기인하여 정확한 Cm 함유량을 알 수 없는데에서 기인한다. 즉 표 1에서 보는 바와 같이, 사용후핵연료 봉에 따라 핵연료봉의 감마선 분석과 건식 재가공 분말의 Nd-148 화학분석에 의한 연소도 차이를 보여주고 있어. 연소도에 대한 보다 정확한 분석이 요구된다.

3. 펠렛형 표준물질 특성 분석

균질하게 혼합한 분말을 이용하여 평균연소도 27, 35, 65 GWd/tU 연소도인 펠렛형 표준물질을 제조하였다. 그림 4는 펠렛형 표준물질내 Cm 함량 변화에 따른 DSNC 측정 결과를 적용한 연소도 값 변화에 따라 도식한 결과로서, Cm 함량 계산시 적용한 연소도는 표 1에 제시된 비파괴법에 의한 연소도와 표준물질 이용하여 교정한 경우로 나누었다. 그림에서와 같이 균일하게 분말을 혼합하여 구한 연소도를 적용한 경우와 기존 연소도 측정방법에 의한 결과가 연소도가 증가할수록 중성자 방출 계산값이 큰 차이가 난다는 것을 알 수 있었다.

사 사

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

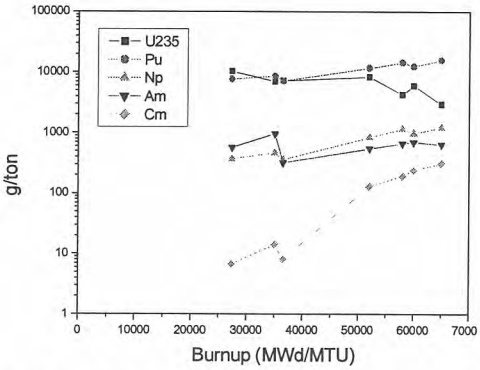


그림 1. 사용후핵연료 연소도에 따른 U-235, Pu, Np, Am, Cm 함량의 변화

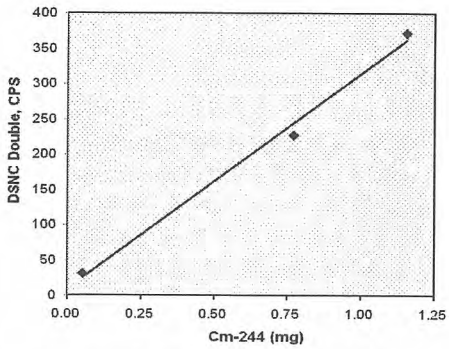


그림 2. 연소도에 따른 분말형 표준물질내 Cm-244 함량과 DSNC 측정량 변화

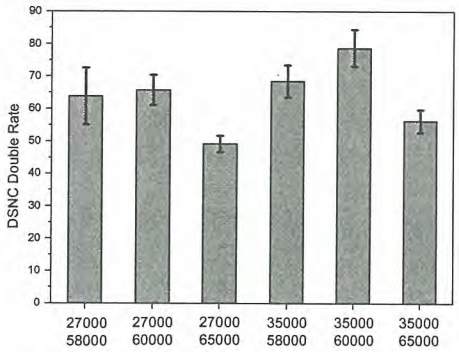


그림 3. 연소도 혼합 분말형 표준물질의 DSNC 측정 double rate 비교

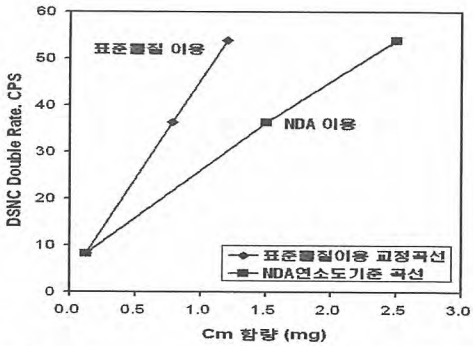


그림 4. 연소도 기준 변화에 따른 펠렛형 표준물질 내 Cm 함량과 DSNC 측정량 변화

표 1. 감마선분석과 Nd-148 화학분석에 의한 연소도 차이

사용후핵연료봉	Gamma-ray 연소도 (GWd/t)	Nd-148 화학분석연소도(GWd/t)	차이
G23-K10A	35	33	6%
G23-B16	58	51	14%
K23-M03	65	57	14%

사출주조 U-Zr-Ce 합금의 용융온도 측정실험

오석진, 장세정, 강권호, 김선기, 이병운, 김기환, 이종탁, 이찬복
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
sjoh@kaeri.re.kr

1. 서론

소듐냉각 고속로에 사용되는 U-TRU-Zr 핵연료의 용융고화온도 측정을 대비한 장비의 확보 및 시운전을 목표로 열물성을 이용한 용융과 응고점을 측정할 수 있는 시차주사열분석(Differential Thermal Analyzer;DTA), 열중량분석(Thermogravimetric Analysis;TG), 시차주사열량계(Differential Scanning Calorimetry;DSC) 등의 장비사용 방법을 고려하였다. 예비 용융온도 측정 모의핵연료는, U-TRU-Zr 금속연료의 용융온도 및 거동 특성 파악을 위한 TRU를 직접 취급하는 것은 국내실정으로 현재 불가능하므로 U-Zr에 Ce 원소를 첨가한 합금을 TRU와 유사한 거동을 모사할 수 있는 금속연료심으로 선정하였다. 본 연구에서는 1500℃ 이상 고온용 진공 DSC 장비 확보의 어려움으로 방사성 물질을 취급할 수 있는 연구원 보유 TG 장비를 사용하여 금속연료심을 수차례 실험을 거듭하였다. 그러한 결과를 도출하여 실험 장치의 실험 목적 타당성, 실험 범위의 적절성을 찾고자 하였으며 차기연도 연구방향을 위한 기초 실험으로 수행하여 분석하였다.

2. 시편제조 및 실험

NU(순도 99.99%) 금속잉곳(Ingot)을 절단하여 세척한 후 스폰지 타입 Zr(순도 99.95%) 금속과 Ce 첨가 원소를 내식내열성 물질로 코팅된 흑연 도가니에 장입을 실시하였다. 합금원소와 성분비에 따라 온도를 1400 ~1600℃까지 달리하여 2 x 10^{-3}torr에서 승온속도 25~30℃/min로 용해를 실시한 후 준비된 석영관 Mold를 사용하였다. 석영관 Mold를 용탕에 장입하는 순간 알곤 가스를 주입하여 용탕을 흡입하는 사출주조(Injection Casting)로 노냉에 의한 Ø6mm x ℓ220mm 봉상(Rod) 시편제조를 실시하였다. 그림 1은 이러한 용해주조 과정과 냉각으로 응고 된 모의 연료심이다. 제조된 시편은 제원을 측정하고 필요 부위별로 절단하여 미세구조 관찰, 밀도측정 등의 물성을 측정하였으며 건전성을 확인하였다. 최후 용융온도 측정용 시편은 정밀절단기를 이용하여 100㎎ 내외로 절단하여 용융온도 측정용 장치 교정 및 실험용으로 사용하였다.

용융온도 측정에 있어서는 선정된 U-Zr 및 U-Zr-Ce 모의 금속연료심을 TG를 이용하여 Calibration Test를 실시하였다. 장비의 고온(>1200℃)영역에서는 금속연료심의 산화문제가 대두되어 장비 가동분위기를 변수로 하여 실험을 실시하였다. 그러나, 초기 고온실험은 진공(3 x 10^{3}torr) 및 불활성(Ar) 분위기 모두 산화문제가 발생하여 측정 및 시운전에 장애가 발생되어 장비의 교정이 쉽지 않았다. 장비 교정조건은 진공 및 불활성 분위기에서 각각 상온부터 1550℃까지 10℃/min로 승온 후, 유지시간 없이 상온까지 동일한 조건으로 냉각을 실시하였다.

3. 결과 및 고찰

용융에 따른 온도변화 측정은 U-10Zr-2/4/6Ce으로 결과를 도출 하였으며 2원계 U-Zr 상태도에 나타나는 변태점[1]과 TG 측정결과 Peak 변이온도와 유사하게 나타났다. 이러한 측정결과는 그림 2에 TG를 이용한 장치보정 및 측정값을 보여주는 바와 같다. 실험결과 Solidus Temperature는 2Ce : 1234.6℃, 4Ce : 1205.5℃, 6Ce : 1213.9℃ 값을 얻었으며 Liquidus Temperature는 2Ce : 1372.5℃, 4Ce : 1244.4℃, 6Ce :1389.8℃를 보여 주었다. 이 실험 결과를 얻기까지 산화문제와 장비의 보정을 위한 변수는 다양한 형태로 나타나기에 적정한 실험 조건 변수로 정밀한 온도 측정을 필요로 하며 특히, 4Ce 측정 결과 값의 검증을 위한 실험과 장비 보정이 필요하다고 판단된다.

사 사

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었다.

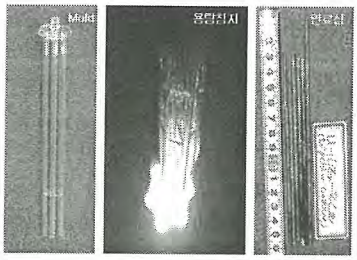


그림 1. 용해주조 과정 및 측정용 모의연료심

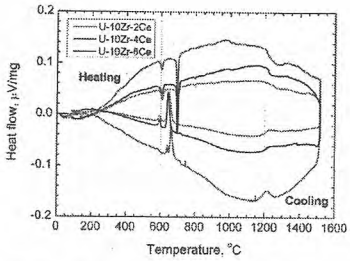


그림 2. TG를 이용한 장치 보정 및 측정 값

참고문헌

[1] Journal of Phase Equilibria and Diffusion Vol.28 No.5 2007 pp499~500

Design Study of PRIDE Facility

I. J. Cho, E. P. Lee, G. S. You, W. M. Choung, D. H. Hong, H. D. Kim
Korea Atomic Energy Research Institute, 1045 Daedeok-daero, Yuseong-gu, Daejeon, 305-353, Korea,
hyilje@kaeri.re.kr

I. Introduction

The PRIDE (PyRoprocess Integrated inactive DEmonstration) facility is essential to implement the pyroprocess which would be a promise option for the advanced nuclear fuel cycle. This facility is intended to demonstrate the engineering scale high-temperature molten salts system, interface technology between unit process, and advanced safeguards technology with fully remote operation concepts. It will also support the near-term mission to evaluate the integrated pyroprocess concepts and produce the reliable data for scale-up issues.

To achieve this mission, we are studying for the design technology of demonstration facility for advanced nuclear fuel cycle and the detail design works for PRIDE facility has been nearly completed.

II. PRIDE Facility Description

The PRIDE facility is a three story building and the PRIDE will be arranged as shown in Fig. 1, the second floor plan of the building. The facility has an argon gas atmosphere (argon cell) that have carbon steel frame with stainless lining plates and are surrounded by operating area. Fig. 1 is 2nd floor plan and a sectional elevation view of the PRIDE facility.

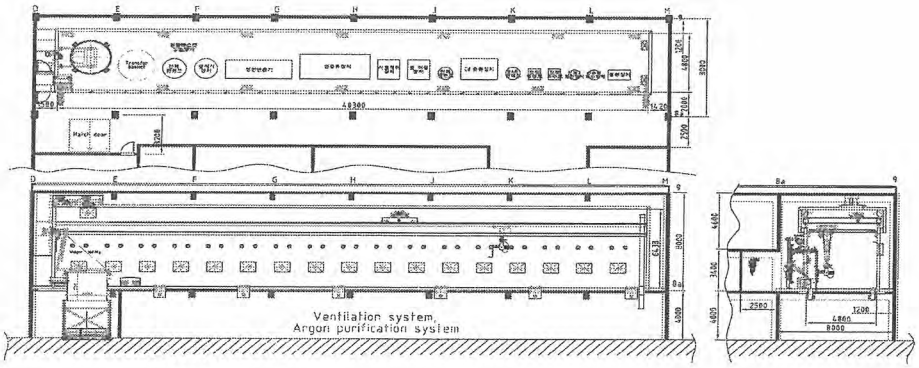


Fig. 1. PRIDE Operating Floor Plan and Sectional elevation View

PRIDE Facility Main Features

Fig. 2 shows the argon cell on the second floor and auxiliary equipments to operate the PRIDE facility on the first floor. The inner dimension of the argon cell is 40m × 4.8m × 6.4m. The main purpose of the argon cell is to provide inert-atmosphere area during pyroprocessing operations. In the argon cell, electrolytic reduction system, refiner system, salt distiller, drawdown vessel, winner, Cd distiller, and waste salt treatment equipment could be tested.

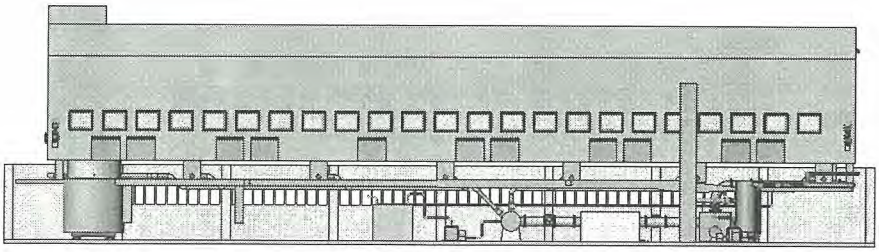


Fig. 2. PRIDE argon cell and argon system with operational equipments

Argon System Design

For argon environmental control of the PRIDE facility, the Ar system is provided with an argon supply, purification, exhaust, and cooling systems. To minimize the discharge of radioactivity, the pressure controls are designed to maintain a pressure from 10 to 200 below atmospheric pressure. At pressure above about -10mm of water, the emergency relief system will vent through the filters and ventilation system to the vent stack. At pressure above about +75mm of water, the emergency relief system will vent directly to the atmosphere. The cell is also provided with an emergency argon supply system to maintain the cell pressure in the event that normal additions of argon are insufficient to maintain the pressure. The reactive impurities in the argon atmosphere must be kept low and cooling of the cell atmosphere is necessary to remove the heat produced by the electric lights, furnace, motors, and etc. The design values of impurity level are 15 ppm water vapor and 40 ppm oxygen in the cell atmosphere. To minimize the air leakage through seals at the installed equipments, cell windows, feedthrough, small, large transfer lock, and gravity tube are designed with argon-pressurized double seals.

III. Conclusion

So far, the design technology on large scale inert atmosphere cell is not yet a mature technology in Korea for handling the high-temperature molten salts, but by our efforts is it possible to design essential equipments for large scale inert cell and the control system to maintain the inert atmosphere. Especially, the large transfer system for transporting the large equipments, small transfer lock system and crane system is newly designed to minimize leak rates of inert atmosphere and to repair by fully remote operation. These would be potential technology developments applicable for nuclear fuel cycle facility in near future. The innovative feed through, windows, and other devices are also designed to maintain the inert atmosphere and to satisfy the leak rate requirements of large scale inert cell. And safety evaluation is also performed to ensure the safety issues.

Acknowledgments

This work was supported by Nuclear Research & Development Program of the Korea Science and Engineering Foundation (KOSEF) grant funded by the Korean government (MEST).

PRIDE 시설의 원격장비 설계요건 및 운전/유지보수 공간분석

김성현, 박희성, 이효직, 이종광, 박병석, 김기호
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
hyun@kaeri.re.kr

1. 서론

공학규모의 Pyroprocess 공정을 일괄공정으로 실험하기 위한 파이로 종합시험시설(PyRoporcess Integrated DEmonstration)시설을 설계 중에 있다. Pyroprocess 공정의 목업에는 크레인, 원격조정기(Mechanical Master-Slave Manipulator) 및 서보매니퓰레이터 등과 같은 원격취급 장비가 설치된다. 현재 설계되는 파이로 종합시험시설은 기존의 건물의 안에 PRIDE 목업이 설치되는 구조로 공간이 매우 한정되어 있다. 공정장치, 원격취급 장비 등의 동작 및 공간분석을 위해서 3차원 캐드 데이터를 이용한 가상시제(Virtual Prototyping) 기술을 사용하고 있다. 본 논문에서는 3차원 디지털 목업을 구축하고, 이를 활용하여 원격장비 설계 요건을 분석하고 운전/유지보수 작업에 대한 공간분석을 수행하여 시설내의 원격장비설계요건 및 작업공간을 분석하고자 하였다.

2. 원격장비의 설계요건 및 공간분석

파이로 종합시험시설은 단일 셀로 구성된 목업을 그림 1 과 같이 상세 설계 중에 있다. 파이로 종합시험시설의 셀은 아르곤 분위기를 갖으며, 내부크기는 40(L) x 4.8(W) x 6.4(H)m 의 크기를 갖는다. 이 셀 내에는 4 개의 주요 공정(전해환원, 전해정련, 전해 제련, 염 폐기물)이 설치될 예정이다.

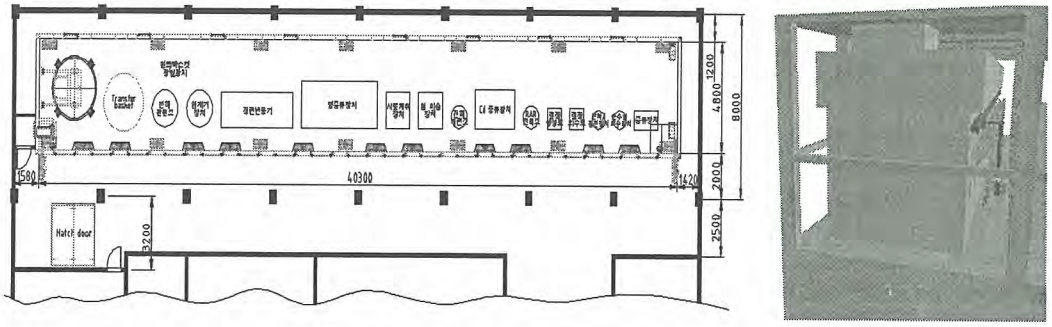


그림 1. 파이로 종합시험시설 개념도

가. 3차원 물체 모델링

가상시제 기술을 사용하기 위해서는 모든 물체를 3차원 캐드 데이터로 모델링하고 이를 이용하여 분석을 수행한다. 목업 시설에 사용되는 원격 취급 장비, 공정장치, 시설 등에 대하여 3차원 캐드 모델링을 하기우해 시설, 크레인, BDSM 등은 개념설계와 제작도면을 이용하여 모델링을 수행하였고 원격조정기는 제작사의 제원을 이용하여 모델링을 수행하였다. 모델링된 장치 및 시설의 자료들은 가상환경에 배치하였고, 동작을 하는 장비들은 동작할 수 있도록 기구학 및 동작에 대한 속성을 부여하였다.

나. 원격장비 설계 요건분석

공정장치를 조작할 수 있는 높이는 원격조정기의 작업영역과 작업자의 시야에 따른 밀접한 관계를 갖는다. 원격조정기의 설계요건은 작업높이(operating height)에 따라 셀 내의 작업가능 요건을 만족하여야 한다. 파이로 종합시험시설에서의 셀에서 사용이 가능한 원격조정기를 두 가지 모델을 대상으로 모델링하고 셀 내에서의 원격조정기의 작업영역을 분석하여, 파이로 종합시험시설에 설치되는 원격조정기는 3.05m에 설치되고 통(tong)이 셀 바닥까지 도달할 수 있는 설계요건을 도출하였다.

목업에 설치되는 원격조정기는 셀 벽에 설치 및 유지보수를 위한 일반적인 방법으로써 운전구역에서 슬레이브 매니퓰레이터를 목업 안으로 수평으로 넣고 빼는 방법을 사용한다. 이 경우에는 운전구역의

폭이 4m 이상의 공간을 확보해야 한다. 그러나 그림 2 와 같이 현재 원격조정기가 설치될 높이에서 운전구역의 폭은 약 1.5 m이다. 따라서 마스터, 튜브, 슬레이브의 3부분으로 분리된 원격조정기를 목업에서 조립/설치할 수 있는 구조의 원격조정기가 선정될 예정이다. 셀 내에 설치된 원격조정기는 고장 날 경우를 대비하여 유지보수를 원격으로 분리될 수 있는 구조이다. 이를 위해 그림 3 과 같이 목업 안에서 크레인을 이용하여 원격조정기가 견인되어 조립/분리 될 수 있는 요건 분석이 필요하다. 원격조정기로 크레인 고리의 접근 및 원격조정기의 후크 위치 관계는 크레인, 천정이동형 서보조작기 이송장치 및 원격조정기에 대한 설계요건에 반영된다. 이런 분석 결과를 이용하여 셀 내에 설치되는 원격장비에 대한 설계요건을 반영하였으며 원격조정기의 제작에 반영될 예정이다.

다. 원격장비 공간분석

천정이동형 서보조작기는 목업 내에 설치되는 슬레이브 서보조작기와 운전구역에 설치되는 마스터 서보조작기로 구성된다. PRIDE 목업은 기존의 건물 안에 건설되기 때문에 그림 2와 같이 좁은 운전구역에 마스터 서보조작기가 설치된다. 폭 40 m의 셀을 이동하면서 운전 및 유지보수를 수행하는 마스터 서보조작기는 좁은 공간에서 원격조정기의 마스터와 충돌하지 않고 이동할 수 있는 조건을 분석하였다. 원격조정기와 마스터 서보조작기의 home position 에서는 충돌가능성이 존재하여 약간의 위치이동으로 이동가능성을 확인하였다. 셀 전면에 설치된 차폐창 앞에서 마스터 서보조작기를 운영할 때에 마스터 서보조작기와 원격조정기의 충돌 없이 운전이 가능한 조건 등을 분석하였다. 그림 4는 마스터 서보조작기가 차폐창 전면을 향한 경우에 마스터 서보조작기의 작업을 위한 동작경로를 보여주고 있다.

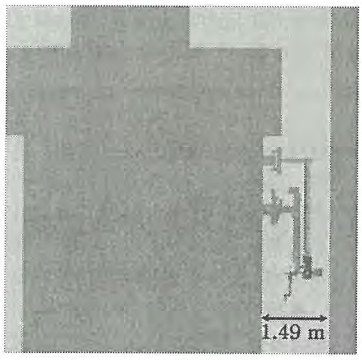


그림2. 운전구역

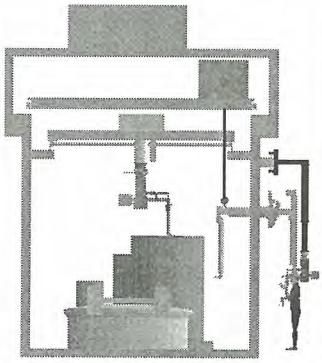


그림 3. 원격조정기의 견인

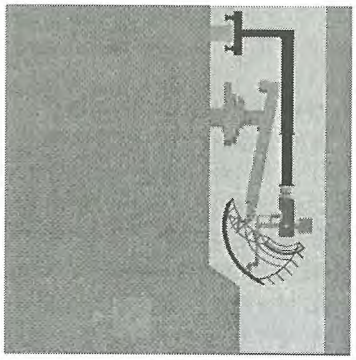


그림 4. 마스터 조작기의 작업공간

3. 결론

파이로 종합시험시설의 개념설계를 이용하여 원격취급 장비, 공정장치, 시설 등을 3차원 캐드 모델링을 수행하여 3차원 가상공간상에 배치하여 PRIDE 디지털 목업을 구축하였다. 셀 내에 설치될 공정장치를 운전 및 유지보수를 수행할 원격조정기에 대한 설계요건 및 슬레이브 원격조정기를 원격 조립/분리 공정에 사용될 장비들에 대한 설계요건을 도출하였다. 운전구역에 설치되는 원격조정기의 마스터와 천정이동형 서보조작기의 마스터 간의 이동 및 운영 대한 공간분석을 수행하여 운전 가능한 조건 등을 분석하였다. 이런 분석결과를 설계에 반영한 원격장비들은 다시 모델링되고 검증을 위한 시나리오에 의해 재검증을 수행할 필요가 있다. 반영된 원격장비들을 이용하여 추후에 설계될 공정장치들에 적용함으로써, Pyropocess 공정의 운전/유지보수 공정을 검증에 활용하고자 한다.

양팔 마스터-슬레이브 서보조작기 구동시험

이종광, 박병석, 김경태, 이효직, 김기호, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
leejk@kaeri.re.kr

1. 서론

Pyroprocess 기술을 종합적으로 평가하기 위한 PRIDE(PyRoprocess Integrated Inactive DEmonstration) 시설이 개발되고 있다. PRIDE 시설은 밀폐된 argon 분위기의 셀로 작업자의 직접 접근이 불가능하므로 모든 공정 운전 및 장치 유지보수 작업들이 마스터-슬레이브 원격 조작에 의해 수행되어야 한다. 본 논문에서는 PRIDE 시설 공정장치의 원격취급을 위해 제작된 양팔 마스터-슬레이브 서보조작기 시스템의 실시간 원격운전 구동시험 결과를 다룬다.

2. 양팔 마스터-슬레이브 서보조작기

PRIDE 공정장치의 운전 및 유지보수를 위한 원격취급장치는 벽고정 기계식 조작기, 천정이동 양팔 서보조작기(BDSM: Bridge transported Dual arm Servo Manipulator), 크레인 등으로 구성된다. 대부분의 작업들은 차폐창 근처에 설치된 기계식 조작기에 의해 수행된다. 서보조작기는 천정이동장치에 의해 셀 내부의 모든 공간을 접근할 수 있어, 기계식 조작기의 작업 영역을 벗어나는 공간인 공정장치의 후면 및 상부면에 대한 작업들을 수행할 수 있다. 슬레이브 조작기는 한 팔당 25 kgf의 하중을 연속적으로 취급할 수 있으며, 마스터 조작기는 5 kgf까지의 작업력을 조작자에게 전달할 수 있도록 개발되었다.

3. 양팔 서보조작기 구동시험

마스터-슬레이브 원격 조작에는 양방향 제어(bilateral control)가 적용된다. 즉, 슬레이브 조작기는 마스터 조작기의 운동을 추종하며, 마스터 조작기는 슬레이브 조작기가 받는 접촉력을 조작자가 느낄 수 있도록 설계된다. 양방향 제어 방법에는 크게 힘기준형 기법과 위치기준형 기법이 있다. 개발된 케이블 구동 서보조작기의 경우 힘 센서를 부착하기 어려운 구조를 갖고 있어 힘기준형 제어기의 적용이 제한된다. 또한 조작기 각 링크의 직접적인 각도 측정도 불가능하고 대신 모터축의 회전각만 측정이 가능한 점을 고려하여 제어기를 설계하여야 된다. 특히 제어기 구조는 슬레이브 조작기가 물체에 접촉하여 이동에 제한을 받을 때 이 힘을 조작자가 느낄 수 있어야 하므로 적분형 제어기는 사용이 제한된다. 이러한 제약고건을 고려하여 그림 1과 같은 위치기준형(위치-위치) 출력 비례-미분 제어기를 적용하였다.

천정이동형 양팔 마스터-슬레이브 서보조작기에는 전체 35축의 구동부가 사용되므로 시스템 제어에 필요한 연산량이 상당히 크다. 또한 OS인 Window XP가 실시간 제어 환경이 제공하지 못하므로, 멀티태스킹이 가능하고 높은 우선순위를 갖도록 그림 2와 같은 제어 루프를 구성하였다.

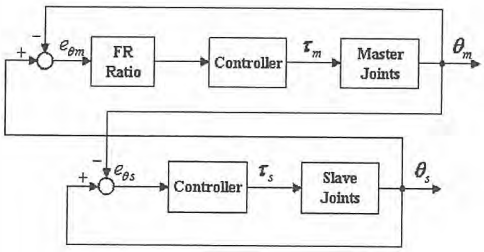


그림 1. 위치-위치 힘반영 제어 알고리즘

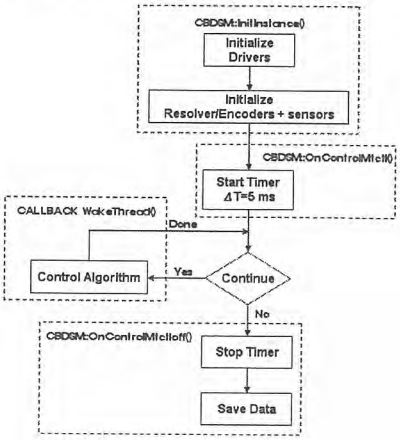


그림 2. 실시간 제어 알고리즘 플로우 차트

원격운전 프로그램의 GUI는 그림 3과 같이 구성하였다. 원격 운전 프로그램은 시스템의 리소스를 관리하며 조작자, 하드웨어 장치 및 내부 프로그램에서 발생하는 각종 이벤트들을 처리하도록 Config 모드, 힘반영 제어 모드, 모션 컨트롤 모드의 3개의 주요 화면으로 구성된다. Config 모드는 시스템에 필요한 여러 파라미터 값을 설정하기 위한 것이며, 힘반영 제어 모드는 마스터 서보조작기의 각 관절의 위치를 슬레이브 서보조작기의 각 관절이 추종하도록 제어하는데 사용된다. 이때 마스터 암과 슬레이브 암의 위치 오차를 기준을 마스터 서보조작기의 각 관절을 구동시켜 조작자에게 힘을 전달하게 된다. 그림 4는 정현 입력에 대한 구동부의 추종 결과를 보이며, 그림 5는 작업자가 마스터 조작기를 조종할 때 슬레이브 조작기의 추종 결과를 보여준다. 출력 비례-미분 제어기에 구동부 마찰을 보상하는 제어 출력을 추가함으로써 회전방향에 관계없이 추종 성능을 개선할 수 있었다.

(a) 힘반영 제어부 GUI (b) 제어 파라미터 설정 GUI

그림 3. 원격 운전 프로그램 GUI

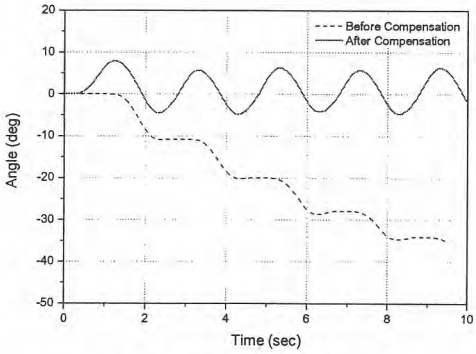


그림 4. 정현 입력에 대한 구동 특성

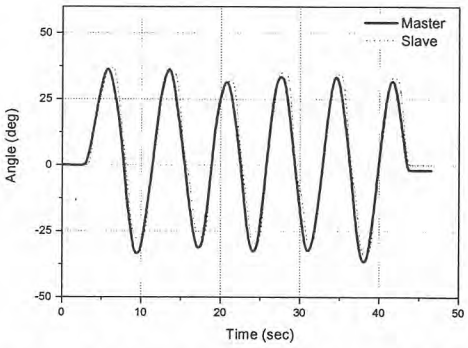


그림 5. 마스터 지령-슬레이브 추종 시험결과

4. 결론

PRIDE 공정장치의 원격 운전 및 유지보수를 위한 양팔 마스터-슬레이브 서보조작기를 제작하였으며, 위치기준형 힘반영 제어 알고리즘을 개발하고 시뮬레이션을 통해 제어 성능 및 안정성을 검증하였다. 현재 개발된 제어기를 실시간 시스템에 적용하기 위한 구동시험을 수행하고 있으며, 슬레이브 조작기가 마스터의 지령에 잘 추종할 수 있도록 구동부 마찰 특성을 보상해 줌으로써 제어 성능을 향상시킬 수 있었다.

사 사

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.(연구과제 관리코드: M2009-0062309)

PRIDE 원격 운전/유지보수용 천정이동 양팔 서보조작기 시스템 개발 현황

박병석, 이종광, 이효직, 김기호, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
nbspark@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 건식처리공정인 Pyroprocess 기술을 종합적으로 평가하기 위한 PRIDE 시설(Mock-up 시설)은 40.3(L)x4.3(W)x6.3(H) 크기의 아르곤 셀(Argon cell)로 구성되는데, 전면에는 34조(1조는 마스터-슬레이브 조작기)의 벽고정형 기계식 원격 조작기(manipulator)가 설치된다. 중대형 핫셀에서는 일반적으로 차폐창 근접지역의 작업을 위한 벽고정형 기계식 조작기외에도 이의 작업영역을 벗어난 공간의 작업을 위한 천정이동 서보조작기가 별도로 설치된다. PRIDE 시설에서도 셀 및 공정장치의 규모가 크기 때문에 천정이동 서보조작기가 필수적으로 요구된다. 이와 같은 배경으로 본 연구에서는 PRIDE 시설에 설치할 천정이동 서보조작기 시스템을 개발 중에 있다. 본 논문에서는 개발 중인 천정이동 양팔 서보조작기 시스템에 대해 소개한다.

2. PRIDE 원격 운전/유지보수용 천정이동 양팔 서보조작기 시스템

PRIDE 알곤 셀의 운전은 크레인, 천정이동 양팔 서보조작기(BDSM, Bridge transported Dual-arm Servo-Manipulator) 및 벽고정 기계식 양팔 조작기(Mechanical Master-Slave Manipulator)로 운전될 예정이다. 그림 1은 개발 중에 있는 천정이동 양팔 서보조작기 시스템의 개요를 보여준다. 이는 크게 양팔 마스터-슬레이브 서보조작기, 조작기 천정이동장치 및 제어반으로 구성된다. 슬레이브 양팔 서보조작기는 X, Y, Z(Telescopic) 및 회전 운동을 하는 셀내의 천정이동 장치에 매달리며, 마스터 양팔 서보조작기는 X, Y 및 회전 운동을 하는 셀밖의 천정이동 장치에 매달린다. 양팔 서보조작기는 텔레스코픽 기능을 제외하고는 기계식 마스터-슬레이브 조작기와 같은 구조를 가진다. 기계식 슬레이브 조작기의 텔레스코픽 운동은 일반적으로 3단(1개의 단은 고정, 2개의 단은 운동(1개의 단은 마스터 조작기의 텔레스코픽 운동과 연계되며, 1개의 단은 전기적으로 운동))으로 이루어지나, 개발하고 있는 슬레이브 서보조작기는 6단(1개의 단은 고정, 5개의 단은 운동)으로 이루어진다. 기계식 마스터 조작기의 텔레스코픽 운동은 일반적으로 2단(1개의 단은 고정, 1개의 단은 운동)으로 이루어지나, 개발하고 있는 마스터 서보조작기는 텔레스코픽 운동이 일어나지 않는다. 슬레이브 양팔 서보조작기는 텔레스코픽 튜브 하단의 회전판에 원격으로 탈착이 가능하도록 부착되고, 마스터 양팔 서보조작기는 고정 튜브 하단의 회전판에 탈착이 가능하도록 부착된다. 양팔 서보조작기의 마스터와 슬레이브에는 각각 14개(한팔 7개)의 서보모터가 부착되는데 운전자가 마스터를 붙잡고 동작을 취하면 마스터의 동작정보(위치)를 컴퓨터가 받아들여 슬레이브 모터에 지령하면 슬레이브는 마스터와 동일 동작을 하게 된다. 이때 슬레이브가 어떤 물체와 접촉하거나 물체를 파지하여 이동할 경우 마스터에 부착된 서보모터에 역구동 지령신호를 가하여 운전자에게 현실감 있는 힘을 느끼게 하며, 힘을 조절할 수 있어 작업자의 피로를 크게 줄일 수 있다. 운전자는 셀 창 또는 셀내 천정이동장치 및 조작기 회전판에 부착된 5개의 카메라 시각 정보를 전시하는 모니터를 보면서 작업한다. 서보식과 기계식의 큰 차이점은 서보식은 기계식에 비해 마스터 및 슬레이브 조작기가 X, Y 및 회전 운동을 부가적으로 할 수 있다는 점이다. 즉, 공간상에서의 운동이 가능하기 때문에 작업영역에 크게 제한을 받지 않는 장점이 있다. 표 1은 천정이동 양팔 서보조작기 시스템의 사양을 나타낸다. 양팔 서보조작기는 그림 2에서 보는 바와 같이 현재 제작이 완료되어 성능시험 중에 있으며, 서보조작기의 천정이동장치 및 제어반은 설계가 완료되어 제작 중에 있다.

3. 결론

본 연구에서 개발 중인 천정이동 양팔 서보조작기 시스템은 2009년 까지 제작을 완료하고, 2010년에는 성능시험을 완료하여 PRIDE 시설에 설치할 예정이다. 2011년부터는 PRIDE 시설의 원격 운전 및 유지보수에 활용할 예정이다.

사 사

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.(연구과제 관리코드: M2009-0062309)

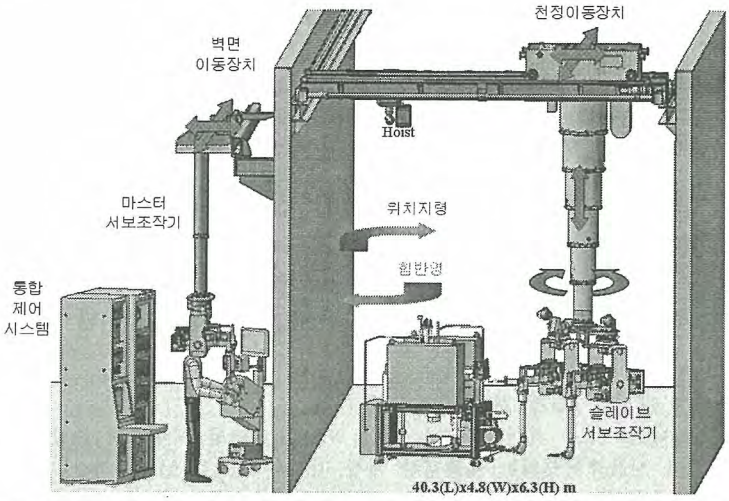


그림 1. PRIDE 원격 운전/유지보수용 천정이동 양팔 서보조작기 시스템 개략도.

➢ 취급 하중	25 kgf/arm
➢ 마스터 힘반영	5 kgf
➢ 힘반영 민감도	< 취급하중 4%
➢ 축간 간섭정도	< 0.01 mm
➢ 무게 불균형	< 0.4 kgf

(a) 서보조작기 사양

➢ 주행거리, 속도	38 m, 11 m/min
➢ 횡행거리, 속도	3 m, 9 m/min
➢ 수직신축, 속도	2 m, 3.8 m/min
➢ 수직 취급하중	500 kgf
➢ 호이스트 취급하중	500 kgf

(b) 천정이동 장치 사양

표 1. 천정이동 양팔 서보조작기 시스템 사양.

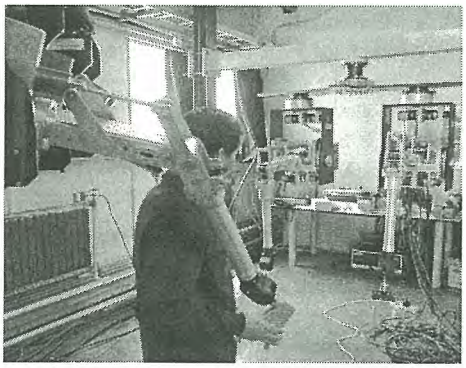


그림 2. 제작된 양팔 서보조작기.

파이로 시설에서의 MUF 계산 프로그램 개발

서지선, 임혜인, 신희성, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

sjs2004@kaeri.re.kr

1. 서 론

로스알라모스연구소(LANL)와의 국제공동연구를 통해서 KAPF(Korean Advanced Pyroprocess Facility)에서의 핵물질 흐름도 분석, 최적의 안전조치 접근 방법 제시, MUF(Measurement Uncertainty For, 미계량물질) 및 안전조치성 분석을 수행한 바 있다[1]. 파이로 공정 과정에서 발생하는 핵물질의 불확도를 랜덤오차, 계통오차 및 샘플링 오차로 분류하여 수치화하였으며, 이 불확도를 종합하여 100 tHM/year 규모의 KAPF 공정에서 U-235와 Pu의 MUF를 계산하였다.

이 국제공동연구에서는 MUF를 계산하기 위한 Excel file을 작성하였으나, 이것은 공정 진행에 따른 실시간 MUF 계산 결과 값을 산출하기 어렵다. 따라서, 본 연구에서는 LANL에서 작성한 Excel file을 기초자료로 하여 파이로 시설에서의 실시간 MUF 계산 프로그램을 개발하였다.

2. 파이로 시설에서의 실시간 MUF 계산 프로그램 개발

본 프로그램은 Windows XP를 기반으로 Microsoft Visual C++를 이용하여 개발하였으며, 크게 파이로 시설의 물질 흐름을 시뮬레이션하는 핵물질량 계산 기능과 실시간 MUF 계산 기능으로 나누어진다. 공정별 배치별 핵물질량은 처리될 핵물질 정보를 입력받아 임의로 설정된 공정별 핵물질 흐름에 대한 parameter에 의해서 계산된다. 실시간 MUF는 앞에서 계산된 공정별 배치별 핵물질량을 입력데이터로 받아, 물질수지구역(MBA) 및 주요측정지점(KMP)의 설계와 핵물질 계량 방법 및 측정 불확실도 평가 기준에 대한 parameter를 참조하여 실시간으로 계산되어지도록 개발하였다.

본 프로그램에 적용한 MUF 불확도 계산식은 다음과 같다.

$$\sigma_{ran}^2(MUF) = \sum_{k=1}^{K}\left[x_{kqpt}^2(\sigma_{rq..}^2 / n_k m_k + \sigma_{r.p.}^2 / r_k m_k + \sigma_{r..t}^2 / c_k n_k m_k)\right]$$

$$\sigma_{sys}^2(MUF) = \sum_q \left[\sum_{k=1}^{K} A_k x_{kqpt}\right]^2 \sigma_{sq..}^2 + \sum_p \left[\sum_{k=1}^{K} A_k x_{kqpt}\right]^2 \sigma_{s.p.}^2 + \sum_t \left[\sum_{k=1}^{K} A_k x_{kqpt}\right]^2 \sigma_{s..t}^2$$

$$\sigma_{MUF}^2 = \sigma_{ran}^2(MUF) + \sigma_{sys}^2(MUF)$$

k : 동질그룹(stratum)
A(k) : A(k)=+1 for input and beginning inventory strata
A(k)=-1 for output and ending inventory strata
x(k) : Total element에대한 핵물질의 조성비
n(k)*m(k) : 동질그룹의 item container 수
r(k)*m(k) : 동질그룹의 sample 수
c(k)*n(k)*m(k) : 동질그룹의 analysis 수
$\sigma_{rq..}$: random weigh error
$\sigma_{r.p.}$: random sampling error
$\sigma_{r..t}$: random analytic error
$\sigma_{sq..}$: system weigh error
$\sigma_{s.p.}$: system sampling error
$\sigma_{s..t}$: system analytic error
q : 핵물질의 bulk를 측정하는 method
p : 핵물질의 sampling for material type
t : 핵물질의 analytic을 측정하는 method

3. 프로그램 성능 분석

본 프로그램의 성능 분석을 위해서 KAPF를 기준으로 MBA 및 KMP 정보와 핵물질 계량 방법 및 측정 불확실도 평가 기준, 핵물질 질량 값을 설정하여 실시간 MUF 계산을 실행한 결과, 1 개월간 시설을 가동하였을 때, MUF 계산 결과 값이 LANL의 계산 값과 일치하였다.

그림 1은 ESPF를 기준으로 설정하여 실행한 화면으로, Flow-sheet는 주요 공정 기준으로 설계하였으며, 배치당 공정 장치를 거쳐가는 핵물질의 질량과 공정장치에 남아있는 Hold-up 값을 표시하였다. 여기서, Hold-up은 측정 불확실도 외에 MUF에 영향을 주는 요인 중 하나로 MUF 계산 결과 값 뿐만 아니라 물질 흐름 시뮬레이션을 더욱 정확하게 계산하기 위해서 설정하는 것으로 현재는 각 공정의 Hold-up 정보가 확보되지 않은 상태로 각각을 임의의 값을 설정하였다. 한 배치의 모든 공정이 끝날 때마다 U product와 Metal fuel이 채워지고 각 배치에 대한 MUF 불확도가 실시간으로 계산되어 화면 상단에 표시된다. 상단의 Completed Batch No는 모든 공정을 마친 Batch 수를 의미하며 Elapsed Time은 공정의 가동시간을 의미한다.

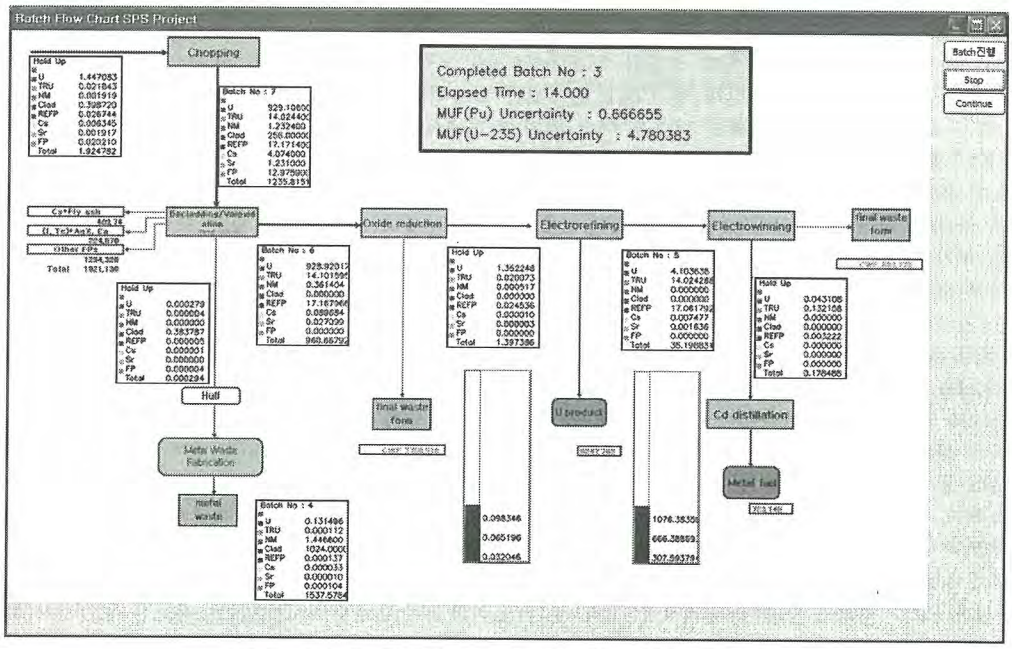


그림 1. 파이로 시설에서의 실시간 MUF 계산 프로그램

4. 결 론

본 연구에서는 파이로 시설에서의 배치별 핵물질 흐름을 계산하고 설정된 핵물질 계량 방법 및 측정 불확실도에 따라서 실시간 MUF를 계산하는 프로그램을 개발하였다. 향후 이 프로그램의 물질흐름 및 MUF 계산 알고리즘을 현재 개발 중인 파이로 시설에서의 안전조치성 분석 프로그램의 물질흐름 시뮬레이션 모듈과 실시간 MUF 계산 모듈 개발에 활용할 계획이다..

참고문헌

[1] S. Y. Lee, K. E. Thomas, J. B. Marlow, and H. O. Menlove., Safeguards Study for the Korean Advanced Pyroprocess Facility(KAPF), Los Alamos National Laboratory Interim Progress Report, LA-CP-07-1244 (2007).

RAR 공정에서 La-Ce-U-Cd 합금의 산화추출 회수거동

심준보, 한광선, 윤달성, 김지용, 정용주, 김시형, 백승우, 권상운, 김광락, 이한수, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
njbshim@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료의 감용 및 미래 원자력시스템에 연계시켜 활용하기 위해 한국원자력연구원에서 원자력 연구개발 중장기 계획사업으로 파이로 공정(Pyroprocessing)의 연구 및 개발이 수행되고 있다. 핵연료에 들어있는 우라늄 및 초우라늄(TRU)과 같은 악티늄족 원소는 전해정련 및 전해제련에 의해 대부분 회수가 가능하다. 전해제련 기술은 전해정련에서 U을 회수한 후 LiCl-KCl 공융염에 들어있는 U, TRU 및 일부의 희토류(RE) 금속을 카드뮴 액체음극(LCC)에 공석출시켜 회수하는 방법이다. 파이로 공정에서 발생하는 고준위폐기물 및 처분장에 보내는 악티늄족 원소의 양은 가능한 한 최소화시켜야 한다. 이를 위해 용융염폐기물을 처리하기 전에 폐 용융염에 남아있는 악티늄족 원소를 회수(Residual Actinides Recovery; RAR)하여 악티늄족의 농도를 0.01 wt%까지 낮추어주는 효율적인 방법의 확립이 필요하다. 최근에 KAERI에서는 LCC 전해 및 $CdCl_2$ 산화제를 활용하는 Hybrid 개념의 RAR 공정을 개발하였으며 그 기술적 타당성을 확인하는 실험을 여러 가지 측면에서 진행하고 있다.

본 논문에서는 LiCl-KCl 공융염/카드뮴 계로 구성된 실험장치에서 LCC 전해회수 후 $CdCl_2$ 산화를 이용한 폐용융염 잔류 악티늄족 원소 회수 특성 시험자료 확보를 위해 LCC 전해회수 실험에 사용된 동일한 전해조 내에서 제조한 La-Ce-U-Cd 합금을 이용하여 산화 포텐셜(첨가하는 $CdCl_2$ 산화제의 양을 점차 증가시켜 조절함) 변화에 따른 생성되는 U 및 RE 금속 염화물의 조성을 ICP 정량분석을 통해 확인하고 회수거동을 살펴보았다.

2. 실험 및 결과

2-1. La-Ce-U-Cd 합금의 $CdCl_2$ 이용한 산화추출 실험

RAR 공정의 제 1단계는 U 및 RE 원소를 LCC에 전착시켜 U의 잔류농도가 0.01 wt% (100 ppm) 이하로 낮아지도록 전해하는 것이며, 제 2단계의 산화추출에서 전해에 의해 LCC에 과량으로 동반 전착된 RE 금속을 용융염 속으로 다시 용해시키기 위해 첨가하는 산화제 양에 따른 U 잔류농도 변화를 측정하였다. 산화추출을 위해 용융염 속에 $CdCl_2$의 양을 LCC에 동반 석출된 RE 총량의 50, 75, 95%가 산화되도록 단계별로 증가시켜 가며 RE 금속만이 선택적으로 산화되도록 진행시켰다. 용융염 내 금속의 농도변화를 실험 진행 중에는 Cyclic Voltammetry(CV)에 의해 실시간으로 on-line 측정하여 피크의 형태, U와 RE의 변화량 등을 정성적으로 추적 및 확인하였으며 용융염에서 채취한 시료를 ICP 분석하여 회수율을 정량 분석하고 평가하였다.

La-Ce-U-Cd 합금의 산화추출 실험은 먼저 U, La 및 Ce 염화물로 구성된 용융염 상에서 전류밀도 30 mA/㎠로 LCC에 전해 석출하여 U의 잔류농도는 100 ppm 이하가 되도록 La-Ce-U-Cd 합금을 제조한 후, La-Ce-U-Cd 합금과 접촉하고 있는 상부의 용융염 속에 $CdCl_2$를 일정량 첨가하고 용융염 및 LCC를 45 rpm 내외로 동시에 교반하면서 일정 시간(30분, 1시간, 또는 2시간) 간격으로 용융염 상에서 CV 측정을 하여, 산화추출된 RE 금속 염화물의 생성 변화량을 정성적으로 확인하고 산화제의 감소에 따른 CV 피크의 형태 변화를 관찰하였다.

2-2. La-Ce-U-Cd 합금의 산화추출 회수 실험결과

U, La 및 Ce 염화물을 LCC에 전착시켜 U의 잔류농도가 100 ppm 이하가 될 때까지 전해하여 U, La 및 Ce의 LCC 내 농도가 최대로 전착될 경우 각각 1 wt% 되도록 La-Ce-U-Cd 합금을 준비한 뒤, 용융염 속에 첨가하는 $CdCl_2$ 산화제의 양을 LCC에 동반 석출된 La 총량의 50, 95 %가 산화되도록 1~2차까지 단계별로 첨가하여 La 금속만을 선택적으로 산화추출 시켰다. 그 후 LCC에 들어있는 Ce 총량의 50 %(잔여 La의 5%를 산화시키는 $CdCl_2$ 산화제의 양을 포함하여 첨가), 95 %가 산화되도록 3~4차까지 단계별로 첨가하여 증가시키면서 Ce 금속만을 선택적으로 산화추출 시키고자 하였으며 1차~4차까지 단계별로 La, Ce 및 U의 산화추출 거동을 조사하였다.

La-Ce-U-Cd 합금의 4차 산화추출 단계에 대한 CV측정 결과를 **그림 1**에 나타내었다. $CdCl_2$ 첨가

후 30분 간격으로 CV 측정한 것으로 시간이 지남에 따라 $CdCl_2$ 피크는 크기가 점차 감소하고 La 및 Ce의 다중피크는 점점 증가하면서 단일피크 형태로 바뀌고 있다. 1~4차 추출에 걸쳐 측정한 CV피크는 거의 유사한 형태로 나타났다. 표 1에는 용융염에 들어있는 각 금속 성분의 농도를 ICP 정량 분석한 결과를 실었으며, 첨가하는 산화제 양이 두 종류의 RE금속 총량(La+Ce)의 약 75 %가 산화되는 조건인 3차 산화추출 단계 후에도 용융염 내 우라늄의 잔류 농도가 약 50 ppm으로 측정되었다. 이와 같은 실험 데이터는 La-Ce-U-Cd 합금의 산화추출 후에도 U의 잔류농도를 본 연구에서 설정한 목표치인 0.01 wt%(100 ppm) 이하로 유지시킬 수 있음을 확인시켜 주는 결과이다. 산화추출 단계 1~4차에 걸친 실험에서 Ce 및 La의 용융염 내 농도는 점점 증가하며 3차 추출 후에 Ce 농도는 0.43 wt%, La는 0.65 wt%까지 용융염 상으로 용출되었다.

표 1. La-Ce-U-Cd 합금의 산화추출 시 용융염 시료의 ICP 분석결과

단계별 추출	$CdCl_2$ 산화제		U 농도, wt% (* μg/g)	Ce 농도, wt% (* μg/g)	La 농도, wt% (* μg/g)
	추출율, %	첨가량, g			
LCC 전착후	---	---	29.7*	301*	385*
1차	La의 50	0.99	153*	628*	0.12
2차	La의 95	0.89	39.2*	0.21	0.38
3차	La의 5 + Ce의 50	1.08	50.0*	0.43	0.65
4차**	Ce의 95	0.88	418*	0.68	0.79

** 4차 산화추출 실험이 진행 중에 도가니가 파손되어 실험을 중지함.

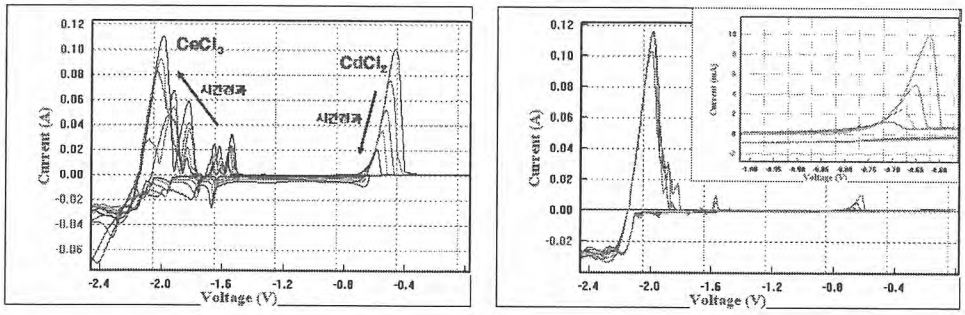


그림 1. La-Ce-U-Cd 합금의 3차 산회추출 단계에서 측정한 CV피크 변화

3. 결론

LCC 전해에 의해 제조한 La-Ce-U-Cd 합금의 $CdCl_2$ 산화제를 활용한 RAR 공정의 단계별 산화추출 실험결과 LCC에 전착된 La 및 Ce 총량의 약 75%를 산화시킬 수 있는 조건에서도 용융염 내 U의 잔류농도를 목표치(100 ppm) 이하인 약 50 ppm으로 유지시킬 수 있음을 확인하였다.

감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

(Na_2CO_3-H_2O_2)-FP 용액 계로부터 혼합침전제에 의한 Cs 및 Re(/Tc)의 공침 제거

이일희, 임재관, 정동용, 양한범, 김광욱
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진대로 1045
nehlee@kaeri.re.kr

1. 서 론

본 연구는 탄산염 계에 의한 SF의 산화용해 시 U과 공용해 되는 FP 중에서 각각 장수명 핵종으로 지하에서의 빠른 핵종 이동성과 고방열성 등으로 처분 환경을 저해하는 Tc 및 Cs의 공침 제거를 목적으로 수행하였다. 침전 모의 FP 용액은 Na_2CO_3-H_2O_2 탄산염 용액에서 U과 공용해되는 Cs, Re, Te, Mo 등이 함유된 4 성분계로 구성하였으며, 이들을 0.5M Na_2CO_3-0.5M H_2O_2 용액으로 산화용해한 후 여과한 여액을 직접 이용하였다.

2. 결과 및 토의

Fig. 1은 R=1과 R=2에서 침전시간에 따른 Cs, Re, Te 및 Mo의 침전율이다. 여기서 R은 [NaTPB]/[TPPCl] 농도 비이며, 초기 TPPCl의 농도는 0.005M 이고, 용액의 pH는 11.3~11.5 이었다. 각 원소의 침전반응은 R에 관계없이 매우 빠르게 진행되어 5~10분에 종료되는 것 같으며, Cs과 Re을 제외한 Mo, Te은 각각 pH 11 이상의 고 염기성 용액에서 MoO_4^{2}, $TeO_2(OH)_4^{2}$ 등 2가의 음이온으로 존재하여 , NaTPB와 TPPCl 즉, 1가의 양이온과 음이온의 TPB^+와 TPP^-과는 침전반응이 이루어지지 않아 약 5% 이하가 침전되었다. 반면에 Cs의 경우 R=1에서는 [NaTPB]/[Cs]=0.73 인데도 25~35% 만이 침전되었으며, R=2에서는 [NaTPB]/[Cs]=1.45 임에도 불구하고 79±3% 정도 침전되었다. 한편 Re의 경우는 R=1 및 R=2 모두 [TPPCl/[Re]=2.94 임에도 불구하고 R=1에서는 거의 100%가 침전된데 반하여 R=2에서는 약 50% 정도가 침전되었다. 이런 현상은 Na^+TPB^-와 TPP^+Cl^-간 즉, TPP^+-TPB^- 간에 착물이 형성된데 기인하는 것으로 추측되며 NaTPB나 TPPCl을 단독으로 첨가할 때 [NaTPB]/[Cs] 및 [TPPCl]/[Re]의 몰 농도 비 1 이상에서 Cs과 Re이 거의 100% 침전되는 결과와는 매우 상이한 결과이다.

Fig. 2에는 R=1 에서 침전시간 변화에 따른 온도 및 교반속도가 미치는 Cs, Re, Te 및 Mo의 침전율이 나타나 있다. 이때 초기 TPPCl의 농도는 0.005M이며, 용액의 pH는 11.5 이었다. NaTPB-TPPCl 혼합용액에 의한 Cs과 Re의 침전은 5분 이내에 종료되며, 침전 온도를 50℃ 그리고 교반속도를 최고 1,000 rpm 까지 증가시켜도 침전속도 및 침전율에는 거의 영향이 없었다. 이는 TPB^- 및 TPP^+의 용해도가 온도 증가에 따라서 다소 증가하지만 그 증가 폭이 매우 미미하고, TPPCl-Re 및 NaTPB-Cs 간의 침전반응이 매우 빠르게 진행되어 온도 및 교반속도 증가에 따라 별 영향이 없었던 것으로 보인다.

Fig. 3은 R=2에서 침전용액 내 pH 변화에 따른 Cs, Re, Te 및 Mo의 침전율이다. 이때 TPPCl의 초기 농도는 0.005M이다. Cs의 경우 [NaTPB]/[Cs]=1.45로 pH 10 까지는 거의 100% 침전 되다가 이후로 급격히 감소되어 pH 12 에서는 약 75%가 침전되었다. 반면에 Re은 [TPPCl]/[Re]=2.94 인데도 불구하고 pH 8~9까지는 12~15% 정도가 침전되다가 이후부터는 급격히 증가하여 pH 12에서는 약 63%가 침전되었다. 이는 예상치 못한 결과로 NaTPB와 TPPCl의 상호작용이 낮은 pH 영역과 높은 pH 영역에서 서로 다르게 작용한데 기인하는 것으로 추측되지만 본 연구에서는 이에 대한 원인규명을 수행하지 못했다. 특이점으로는 Mo의 경우 NaTPB 및 TPPCl 단독용액에 의한 침전 시 pH 6 이하에서는 상당량이 침전되는데 반하여, NaTPB-TPPCl 혼합용액에서는 pH 2 까지 감소시켜도 거의 침전되지 않는다는 점이다.

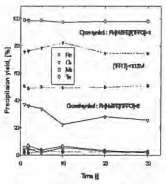
Fig. 4 및 Fig. 5는 각각 NaTPB와 TPPCl 간의 상호작용이 Cs과 Re에 미치는 영향을 관찰 하기위한 것으로 Fig. 4는 NaTPB-TPPCl 혼합 용액에서 NaTPB 농도 변화에 따른 Cs의 침전율을, Fig. 5는 NaTPB-TPPCl 혼합 용액에서 TPPCl의 농도 변화에 따른 Re의 침전율이다. 이때 Cs 및 Re의 농도는 각각 0.0069M과 0.0017M이었으며, 각 용액의 pH는 11.6~11.7 이었다. Cs의 경우 TPPCl 없는 경우 [NaTPB]/[Cs] >1 에서 거의 100% 침전되지만, TPPCl의 농도가 증가할 수 록 침전율이 감소하여 [NaTPB]=0.01M, [TPPCl]=0.008M에서는 약 48%가 침전되었다. 이는 TPPCl이 존재하는 경우 NaTPB의 상당부분이 TPPCl과 반응하여 Cs의 침전에 사용되어야 할 NaTPB의 농도가 많이 감소된데 기인하는 것

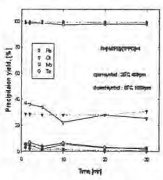
으로 판단된다. 그러므로 TPPCl이 함유된 용액에서 Cs을 99% 이상 침전시키기 위해서는 NaTPB 농도는 0.01M, TPPCl은 0.002M 이하가 되도록 조정해야한다. 마찬가지로 Re의 경우 또한 NaTPB가 없는 경우 [TPPCl]/[Re] >1에서 거의 모두 침전시킬 수 있지만 NaTPB의 농도가 증가할 수 록 침전율이 감소하여 [TPPCl]=0.01M, [NaTPB]=0.01M에서는 약 75%가 침전되었다. 그러므로 NaTPB가 함유된 용액에서 Re을 99% 이상 선택적으로 침전시키기 위해서는 TPPCl 농도는 0.004M, NaTPB는 0.002M 이하가 되도록 하는 것이 TPPCl의 소모 측면에서 효과적이다. Fig. 6은 Fig. 4와 Fig. 5의 결과를 R의 변화에 따라 나타낸 것으로 R이 증가 (NaTPB의 농도 증가)함에 따라 Cs의 침전은 증가하고 R이 감소 (TPPCl의 농도 증가)함에 따라 Re의 침전이 증가하고 있어 NaTBP-TPPCl의 혼합용액으로 Cs과 Re을 각각 99% 이상 공침전하여 분리제거 한다는 것은 거의 불가능함을 알 수 있었다.

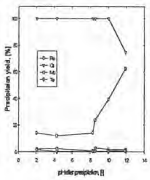
Fig. 7은 다성분계 용액을 대상으로 [TPPCl]=0.004M ([TPPCl]/[Re]=2.35)에서 NaTPB의 농도에 따른, 그리고 Fig. 8은 [NaTPB]=0.01M ([NaTPB]/[Cs]=1.45)에서 TPPCl의 농도에 따른 Cs, Re, Mo, Te 및 U의 침전율이다. 이때 용액의 pH 변화는 11.6~11.7이었다. Cs과 Re의 경우 단일성분 계의 Fig. 4와 Fig. 5에서 보여주는 것과 같이 NaTPB 농도 증가 및 TPPCl의 농도가 감소할 수 록 즉, R이 증가함에 따라 Cs의 침전율은 증가하는데 반하여 Re은 감소하고 있었다. 반면에 Mo와 Te은 거의 침전되지 않았다.

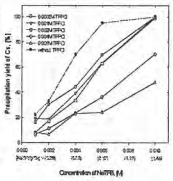
3. 결 론

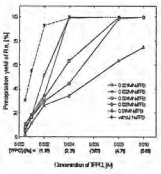
침전 모의 FP 용액은 FP-산화물을 0.5M Na_2CO_3-0.5M H_2O_2에 의해 2시간 동안 산화 용해한 후 여과한 여액을 사용하였으며, Cs과 Re의 공침전제로는 NaTBP-TPPCl의 혼합용액을 사용하였다. NaTPB-TPPC 혼합용액에 의한 Cs과 Re의 침전은 매우 빠르게 (5분 이내) 이루어지고 있으며, 온도를 50℃, 교반속도를 1000 rpm 까지 증가시켜도 침전 속도에 별 영향이 없었다. 그리고 이들의 침전율은 [NaTPB]/[TPPCl]의 농도 비가 증가함에 따라 Cs의 침전율은 증가되고 Re의 침전율은 감소하고 있으며, NaTBP-TPPCl 간의 착물 형성으로 99% 이상의 Cs과 Re을 동시에 침전 제거시키는 것은 불가능함을 알 수 있었다. 한편 Mo와 Te은 고 염기성용액에서 MoO_4^{-2}, $TeO_2(OH)_4^{-2}$의 2가의 음이온으로, U은 $UO_2(CO_3)_3^{-4}$ 및 $UO_2(O_2)_x(CO_3)_y^{2-2x-2y}$ 형태로 각각 존재하여 1가의 음이온과 양이온으로 존재하는 TPB^-과 TPP^+과 침전반응이 이루어지지 않아 거의 침전되지 않음을 알 수 있었다.

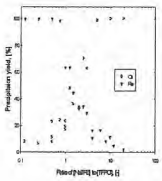

(Fig.1)

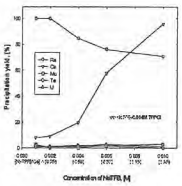

(Fig.2)

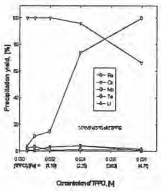

(Fig.3)


(Fig.4)


(Fig.5)


(Fig.6)


(Fig.7)


(Fig.8)

빈 면

제5분과

방사선 안전 및 환경 (Oral)

빈 면

월성원전 압력관교체 운반플라스크의 특별운반을 위한 구조평가

정성환*, 심성보, 맹성준
한국수력원자력(주) 원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1
shcung@khnp.co.kr

1. 서론

월성원전의 압력관 교체 시 발생하는 방사성물질을 원자로건물에서 원전부지내 저장시설까지 운반하기 위한 운반플라스크는 압력관 교체작업 및 원자로건물과의 연계성을 고려하여 캐나다 규정에 따라 건전성을 평가하고 설계하였으나 국내규정의 기술기준과 상이하기 때문에 국내 원자력법에 따른 특별운반 승인에 대한 규제기관의 심사를 위하여 상용 전산코드를 이용한 구조해석 및 실제 낙하시험을 수행하여 건전성을 평가하였다.

2. 운반플라스크

운반플라스크는 압력관 교체작업에서 발생하는 방사성물질이 삽입되는 콘테이너를 적재하여 운반차량을 이용하여 저장시설로 운반하기 위한 것으로, 압력관, 원자로관, 원자로관 삽입체 및 환형스페이서를 삽입한 소형콘테이너를 적재하는 소형운반플라스크(그림 1)와 엔드피팅을 삽입한 대형콘테이너를 적재하는 대형운반플라스크(그림 2)로 구분한다. 각 운반플라스크는 2개의 동심원으로 된 탄소강판과 그 사이의 납차폐체로 구성되는 원통형으로 상하부에 직사각형의 게이트가 부착되는데, 소형은 전체높이 1.1m, 최대중량 7.2톤이며, 대형은 전체높이 2.9mm, 최대중량 10톤이다.

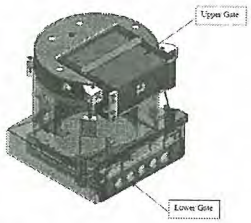


그림 1. 소형운반플라스크

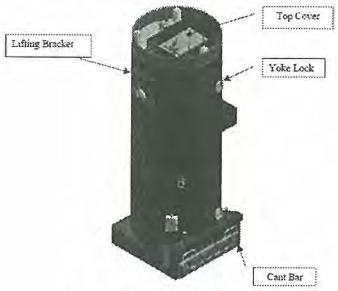
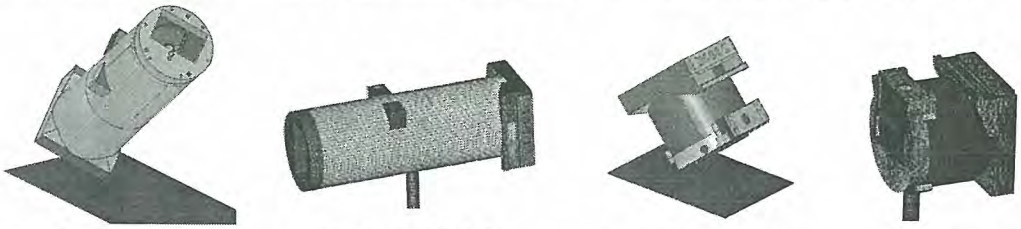


그림 2. 대형운반플라스크

3. 운반사고조건 구조평가

소형과 대형 운반플라스크의 건전성을 평가하기 위하여 교과부 고시 제2008-69호[1]에 따른 운반사고조건인 9m 자유낙하, 1m 파열 및 200m 침수 조건에 대하여 구조해석을 수행하였다. 외연적시간적분방식을 적용하는 유한요소프로그램인 상용 LS-DYNA3D 전산코드를 이용하여 3차원 solid 및 shell 요소로 구성되는 해석모델에 대하여 동적탄소성해석을 수행하였다. 9m 자유낙하조건은 최대손상방향을 고려하여 운반플라스크의 충돌 가능한 6가지 방향(상·하부수직, 수평, 상·하부모서리, 경사)에 대하여 해석을 수행하였으며, 1m 파열조건은 운반플라스크의 3군데(상·하부, 중앙부)가 파열봉 위로 타격하는 것을 기준하여 해석을 수행하였다(그림 3 참조). 또한, 침수조건은 200m 수심에 대한 정수압을 고려하였다.



(대형-경사낙하) (대형-중앙부파열) (소형-상부모서리낙하) (소형-상부파열)

그림 3. 운반플라스크 해석모델 예

방사성물질은 운반플라스크의 내부에 적재되는 컨테이너에 삽입되므로, 컨테이너 셀의 주요부가 완전히 파손되지 않는 이상 내부의 방사성물질이 외부로 유출되지 않을 것이므로 운반플라스크의 자유낙하, 파열 및 침수 조건 등 각 해석결과에서 내부 컨테이너의 셀 주요부에 발생한 최대응력에도 파손되지 않음을 확인하여 건전성을 평가하였다(그림 4~그림 7 참조). 또한, 내부 컨테이너의 이동경로인 운반플라스크의 상하부 게이트의 개방을 차단하는 게이트차단장치의 구성품에 대한 파손 및 변형상태를 분석하여 운반사고조건에서 파손되지 않고 게이트가 개방되지 않아 내부의 방사성물질이 유출되지 않는 것으로 평가되었다.

특히, 방사성물질이 비교적 적은 칩 형태로 장전되는 소형컨테이너에 대하여 운반 및 저장 과정중 최대취급높이(7.37m)의 낙하사고를 가정하여 방사성물질의 유출여부를 실제 컨테이너와 방사성물질을 모사하여 낙하시험을 수행하였는데, 어느 부위도 파손되지 않으며 내용물인 방사성물질이 외부로 유출되지 않음을 확인하였다(그림 8 참조).

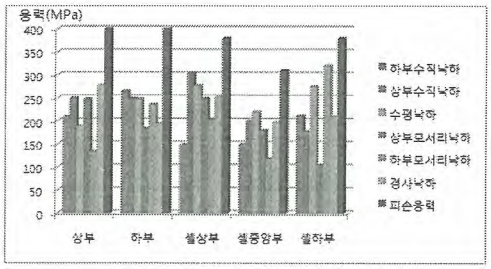


그림 4. 대형컨테이너 자유낙하해석결과

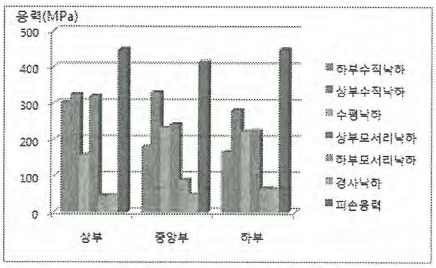


그림 5. 소형컨테이너 자유낙하해석결과

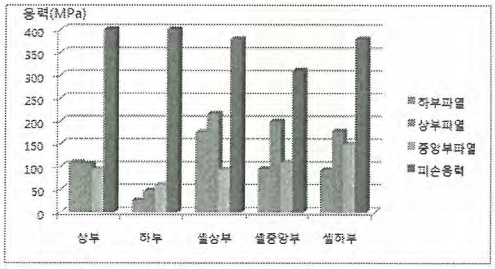


그림 6. 대형컨테이너 파열해석결과

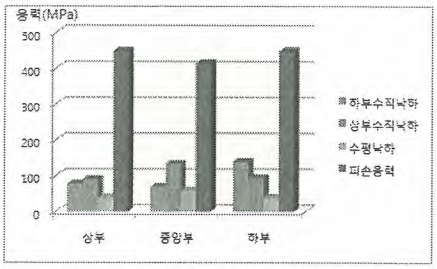


그림 7. 소형컨테이너 파열해석결과

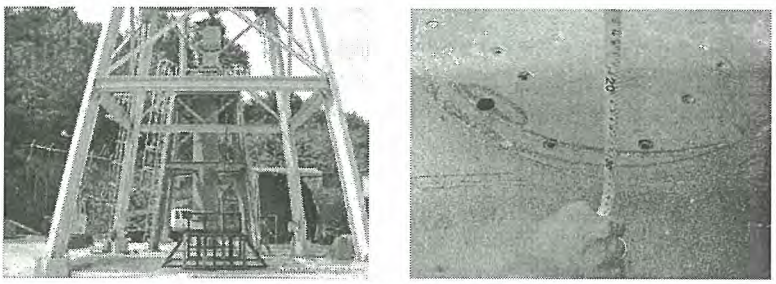


그림 8. 소형컨테이너 최대취급높이 낙하시험

4. 결론

두 종류의 월성원전 압력관교체 방사성물질 운반플라스크를 대상으로 관련규정의 운반사고조건에 대하여 전산코드를 이용한 구조해석 및 실제 낙하시험을 수행하여, 어느 경우에서도 방사성물질이 삽입된 운반플라스크 내부의 컨테이너가 파손되지 않으며 방사성물질이 외부로 유출되지 않음을 확인하였다.

참고문헌

[1] 교육과학기술부 고시 제2008-69호, 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정, 2008

공간통계학을 이용한 사고 지역의 방사능 오염지도 작성

정효준, 황원태, 김은한, 한문희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
jeong1208@kaeri.re.kr

1. 서론

도심에서 테러와 같이 방사성 물질로 인한 오염 사고시, 대피 및 소개와 같은 초기대응 행위와 더불어 오염예상 지역의 대기 및 지표에서 방사능 농도의 측정이 이루어진다. 측정된 방사성 물질의 농도는 초기 대응시 이루어진 대피 및 소개지역의 세부적 조정과 제염우선 지역의 설정 등에 사용되어, 비상대응 위원회와 같은 의사결정 기구의 의사결정을 지원하게 된다. 따라서 방사성 물질의 도시 확산으로 인한 대책 수립 및 환경영향평가에 있어서 방사성 물질의 측정 자료는 중요한 역할을 하게 된다. 그러나 인력, 장비 및 비용의 제약으로 모든 지점의 농도를 측정하는 것은 불가능하며 적절하지도 않다. 따라서 한정된 측정값을 이용하여 관심 지역 전체의 방사성 물질 농도 지도를 만드는 과정이 요구된다. 이러한 방법들 가운데 지하에 매장되어 있는 자원의 탐사에서 전통적으로 사용되었던 공간통계학(혹은 지구통계학)이 널리 응용되고 있다. 본 연구에서는 미국 A도시에서 측정된 Cd의 실측값을 서울 강남 일부 지역의 방사능 물질 지표농도로 가정하여 선형 내삽법과 공간통계기법을 적용하여 방사능 오염지도를 작성하여 비교하였다.

2. 방법 및 결과

선형내삽을 이용한 표면 값 추정은 측정점들을 들러네 삼각망(Delanunay triangulation)으로 구성하여 각 삼각형 중심점의 값을 구하는 과정을 반복하는 것이다. 이것은 측정점들이 전체도메인에 걸쳐 일정한 간격으로 규칙적으로 존재할 때 유용하게 적용될 수 있다. 반면, 공간통계학을 이용한 표면 값 추정은 측정 자료들 간의 공간적 상관관계를 일반화하는 베리오그램(Variogram)을 이용한다. 베리오그램은 측정 자료의 공간적 변동 규칙을 수학적으로 평가하는 방법의 일종으로 측정 자료간의 공간적 유사성을 나타내는 척도이다. 베리오그램은 공간에 분포하는 임의의 두 측정값의 차이에 대한 분산으로부터 구할 수 있으며 다음 식과 같다.

$$\begin{aligned} 2\gamma(h) &= E\sum[z(x)-z(x+h)]^2 \\ &= \frac{1}{N(h)}\sum_{i=1}^{N(h)}[z(x_i)-z(x_i+h)]^2 \end{aligned}$$

여기서 $2\gamma(h)$를 베리오그램, $\gamma(h)$를 반베리오그램(Semivariogram)이라 하며 $N(h)$는 h만큼 떨어진 측정 자료의 쌍을 나타낸다. 이론적 반베리오그램의 형태를 유도하기 위해서 선형(Linear), 구형(Spherical), 지수(Exponential), 가우스(Gaussian) 형태등의 함수가 이용되며 개별 함수들의 결합을 통한 베리오그램 모델 구축도 가능하다. $x_1, x_2, x_3, \cdots, x_n$ 이라는 n개의 관측지점 자료로부터 미관측 지점 x_0의 추정값 $z^*(x_0)$는 다음 식과 같이 관측지점 자료들의 선형결합으로 나타낼 수 있다.

$$z^*(x_0) = \sum_{i=1}^{n}\lambda_i z(x_i)$$

여기서 λ_i는 x_0에서의 추정값 $z^*(x_0)$를 구하기 위해 사용된 관측지점 자료들에 대한 가중치 행렬이다. 크리깅(Kriging)은 공간통계학 기법 중 대표적인 것의 하나로 미관측 지점의 값을 구하기 위한 가중치 λ_i에 대한 최적선형불편추정자(Best linear unbiased estimator, BLUE)를 구하는 과정을 통칭하는 표현이다. 특정한 지점 x_0에서의 크리깅 예측값은 예측오차의 분산을 최소로 하는 가중평균이다.

본 연구에서 모델링하고자 하는 전체 도메인(Domain)은 가로, 세로 2,500m인 정사각형 모양이며, 60개의 측정값이 존재한다. 그림 1은 전체 측정지점과 측정값을 나타낸다. 그림 1에 표시된 사각형은 가로, 세로 800 m의 정사각이며, 이 지역은 특정한 사정으로 인하여 측정이 이루어지지 않은 지역으로 가정하였다. 그림 2는 선형 내삽법을 이용하여 작성된 농도 분포이다. 그림 3은 측정값들을 이용해 작성한 베리오그램으로 지수함수를 이용하여 수식화하였다. 그림 4는 그림 3의 베리오그램을 이용하여 크리깅

과정을 거쳐 생산한 농도분포를 나타낸 것이다. 미관측 지역 농도를 추정값과 비교해 본 결과, 인근에 측정지점이 가장 근접해 있는 5.3 Bq/m^{2}은 선형내삽이 과소추정하고 있었으며, 가장 작은 값인 4 Bq/m^{2}은 오른쪽에 위치한 값들의 영향으로 선형내삽이 과대추정하는 것을 확인 할 수 있었다.

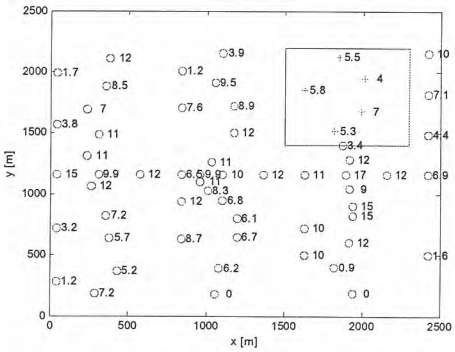


그림 1. 측정지점 지점 및 지표농도 (Bq/m^2)

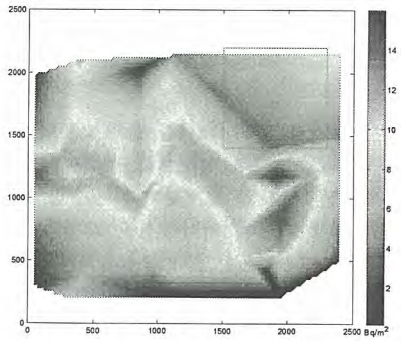


그림 2. 선형내삽법으로 구한 표면농도 분포

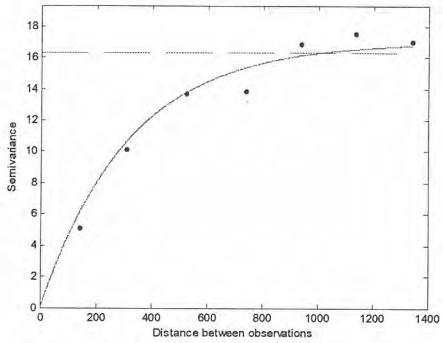


그림 3. 측정값을 이용하여 작성한 베리오그램

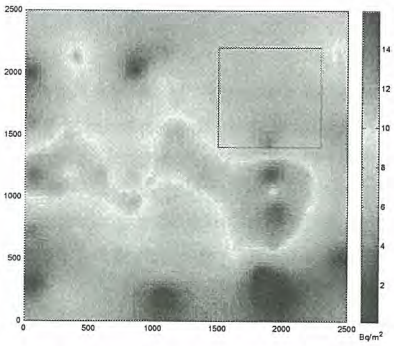


그림 4. Kriging으로 구한 표면농도 분포

3. 결론

도심에서 방사능 테러 후 오염지역의 농도 측정 계획은 관심지역을 공간적으로 대표할 수 있도록 수립되어야 하며, 측정된 방사능 농도는 적절한 방법을 이용하여 전체지역에 대한 농도 지도로 변환되어야 한다. 특별한 사정으로 인하여 측정지점의 공간적 분포가 불균일 할 경우 일반적인 내삽 뿐 아니라, 공간통계기법 등의 방법을 고려하여 오염지도가 작성되어야 방사능 비상시 의사결정의 효율성을 높이는데 기여할 수 있을 것으로 판단된다.

참고문헌

[1] M.H. Trauth, MATLAB Recipies for Earth Sciences, Springer, 2006
[2] 최종근, 공간정보 모델링, 구미서관, 2004

구조건전성 평가를 위한 CANDU 사용후연료 바스켓 낙하실증시험

최우석, 전재언, 서기석, 박정은*, 유규수*, 박완규*, 이희택**
한국원자력연구원, *한국수력원자력(주), **한국원자력안전기술원
wschoi@kaeri.re.kr

1. 서 론

조밀건식저장시설 MACSTOR/KN-400은 CANDU type의 사용후연료를 바스켓에 담아 실린더에 10단 적재하여 보관하는 시설이다. 바스켓을 실린더 내로 이송하여 적재하는 과정에서 사고조건으로 발생할 수 있는 상황에 대하여 실증시험을 수행하였다. 고려한 사고조건은 두 가지 경우이다. 첫 번째는 바스켓이 7.5 m 높이에서 실린더 내로 자유낙하하는 경우이고, 두 번째는 실린더 내에 최하단 바스켓 1조가 적재되어 있는 상태에서 다른 바스켓이 실린더 내부를 통하여 적재된 바스켓 위로 자유낙하하는 경우이다. 실제 조밀건식저장시설의 실린더는 공중에 매달려 있는 구조이다. 그러나, 시험조건을 선정하기 위해 사전 수행된 낙하해석 결과 실린더가 매달려 있는 경우보다 실린더 바닥이 변형하지 않는 바닥에 올려진 경우가 바스켓 관점에서 더 가혹한 조건으로 판명되었다. 따라서, 실증시험에서는 실린더가 변형하지 않는 바닥에 올려진 경우에 대하여 낙하시험을 수행하였다. 낙하시험 이후 각각의 바스켓에 대한 헬륨을 이용한 누설시험이 수행되었고 누설율을 측정하였다.

2. 낙하시험시설 및 바스켓 시험모델

바스켓의 낙하시험 이후 만족해야 하는 성능요건은 다음과 같이 크게 두 가지이다.

(1) 변형량 < 1,102 mm (바스켓 외경 기준), (2) 누설율 < 10-5 atm·cm^3/sec (He)

첫 번째 성능요건은 변형량에 대한 기준이고, 두 번째 성능요건은 누설율에 대한 기준이다. 변형량에 대한 성능요건은 바스켓의 낙하사고 이후 grappler를 이용하여 회수가능여부를 판단하기 위한 조건이다. 누설율에 대한 성능요건은 바스켓의 누설여부를 판단하기 위한 조건으로 바스켓의 격납경계가 용접부임을 고려할 때 누설이 전혀 발생하지 않아야 함을 의미한다. 사고조건에 대한 실증시험을 위한 바스켓 시험모델은 그림 1과 같이 현재 월성 원자력발전소에서 사용되고 있는 바스켓과 동일한 바스켓을 사용하였다. 바스켓 내부에는 실제 CANDU 사용후연료의 무게와 동일한 모형연료다발을 적재하여 실제 바스켓의 중량과 동일하도록 시험 바스켓을 제작하였다. 바스켓을 낙하하기 위해서 제작된 낙하시험설비는 그림 2와 같다. 낙하시험설비는 크게 실린더와 실린더를 지지하는 낙하타워로 구성된다. 실린더는 상부실린더 부분과 하부드럼 부분으로 나뉘어져 있으며 각각은 볼트로 체결되어 실린더를 형성한다. 실린더를 두 개의 독립된 부분으로 나누어 제작한 것은 낙하시험 이후 바스켓의 변형이 심하게 발생하여 바스켓을 실린더 상부를 통하여 인출할 수 없을 때를 대비한 것이다. 하부드럼은 2조가 제작되었으며 1조는 낙하시험시 사용하고, 다른 1조는 누설시험시 챔버로 사용한다.

2.1 충돌속도 측정을 위한 장치

바스켓은 실린더 내부를 통하여 낙하하기 때문에 개방된 공간에서의 자유낙하와는 다른 성격을 가진다. 실린더 내부의 공기가 완충역할을 하여 바스켓의 낙하속도가 감소하기 때문이다. 바스켓이 실린더 바닥에 충돌하는 속도를 측정하기 위하여 2가지 장치를 고안하여 설치하였다. 첫 번째는 그림 3과 같이 거리 차이를 두고 설치된 두 대의 레이져 변위센서를 이용하여 속도를 측정하는 방법이다. 바스켓이 낙하하며 각각의 레이져 변위센서 설치위치를 통과할 때의 시간을 측정하여 시간차이를 계산하고 이를 이용하여 충돌속도를 계산하는 방법이다. 두 번째 장치는 그림 4와 같이 회전체와 레이져 변위센서로 구성된다. 회전체에는 낚시줄이 감겨져 있고 낚시줄의 한 쪽이 바스켓의 상부에 고정되어 있다. 바스켓이 낙하하면 낚시줄이 풀리면서 회전체는 회전을 시작한다. 회전체에는 8개의 반경방향 리브(rib)가 있으며, 이 리브의 옆쪽에 레이져 변위센서를 위치시키고 회전체가 회전할 때 펄스 데이터를 얻도록 한다. 펄스 데이터를 이용하여 바스켓의 충돌속도를 계산한다. 각각의 충돌속도를 상호 비교하여 검증하였다.

2.2 변형률 및 가속도 측정

바스켓의 충돌전후의 변형률과 가속도를 측정하기 위하여 바스켓 외부에 8개의 변형률 센서와 4개의 가속도 센서를 부착하였다. 바스켓 상판의 post 용접부 근방에 90도 간격으로 4개의 변형률 센서가 설치되며, 바스켓 하부 용접부 근방에 90도 간격으로 4개의 변형률 센서가 설치된다. 가속도 센서는 바스켓 상판의 spacer pad에 90도 간격으로 총 4개 설치된다. 센서의 설치위치는 그림 5와 같다.

그림 1. 바스켓 시험모델

그림 2. 낙하시험설비

그림 3. 충돌속도 측정장치 1

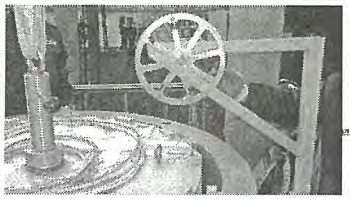


그림 4. 충돌속도 측정장치 2

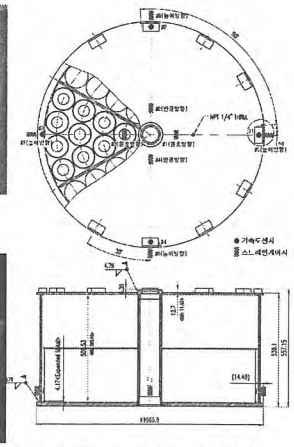


그림 5. 가속도센서와 변형률센서 부착위치

3. 낙하시험 결과 및 결론

낙하시험시 바스켓의 충돌속도는 표 1과 같다. 바스켓 충돌전후 가속도 및 변형률은 정해진 위치에서 모두 취득되었다. 그 중 일부가 그림 6과 그림 7에 나타나 있다. 바스켓 위 바스켓 낙하 시험조건에서 기 적재되어 있던 기존 바스켓의 상부용접부에서 허용누설율을 초과하는 누설이 발생하였다. 따라서, 유한요소해석 및 시편시험을 통해 바스켓의 설계를 개선하였고, 개선된 바스켓으로 재시험을 수행하였다. 개선된 바스켓은 두 가지 조건의 낙하시험 이후 요구되는 2가지의 성능요건을 모두 만족하였다. 낙하하는 바스켓의 최종 충돌 속도를 2가지 장치에 의해 측정하였으며 공기저항으로 인하여 이론적인 낙하속도보다 약 21 % ~ 23 % 정도의 속도감소가 발생하였다. 또한, 바스켓의 충돌 전후의 가속도 및 변형률을 측정하였다. 실증시험을 통하여 개선된 바스켓은 두 가지 성능요건을 모두 만족하였으며, 시험결과를 통하여 보건대, 저밀건식저장시설 MACSTOR/KN-400에 사용되는 바스켓은 낙하사고 조건에 대한 구조적 건전성을 유지한다고 할 수 있다.

표 1. 바스켓의 충돌속도 (Case 1: 실린더 바닥 낙하, Case 2: 바스켓 위 낙하)

낙하시험	낙하속도 #1	낙하속도 #2	낙하시험	낙하속도 #1	낙하속도 #2
1차 낙하시험 Case 1	9.43 m/s	9.26 m/s	1차 낙하시험 Case 2	9.15 m/s	9.17 m/s
2차 낙하시험 Case 1	9.42 m/s	N/A	2차 낙하시험 Case 2	9.22 m/s	N/A

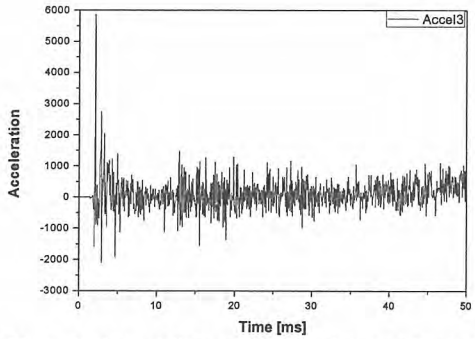


그림 6. 실린더 바닥위 낙하시험 가속도이력 @#3

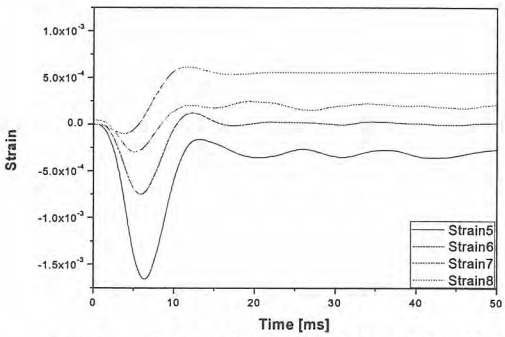


그림 7. 실린더 바닥 위 낙하시험 변형률 이력

참고문헌

1. Gheorghe Vieru, "Testing of the CANDU Spent Fuel Storage Basket Package," WM'02 Conference, 2002.

방사능분산장치 (RDD) 폭발시 강우에 의한 도시환경 방사능오염 영향

황원태, 정효준, 김은한, 한문희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
wthwang@kaeri.re.kr

1. 서론

도시환경 방사능오염은 원자력시설의 사고로 인한 방사성핵종 누설, 방사성동위원소의 분실, 방사능분산장치 (Radiological Dispersal Device ; RDD)의 폭발 등에 의해 야기될 수 있다. 그동안 환경에서 방사성핵종의 거동연구는 주로 토양이나 농경지를 대상으로 수행해 왔으나 최근에는 도시환경의 주요 특징인 아스발트나 콘크리트 등과 같은 인공표면에서 핵종거동에 관한 관심이 증가하고 있는 추세이다. 특히 체르노빌 원전사고, Goiania 방사선원 분실사고, 911테러 등은 이들 연구의 중요성 인식에 대한 계기가 되었다고 할 수 있다. 국제원자력기구 (IAEA)에서는 2003년에 국제비교프로그램 EMRAS-1 (Environmental Modelling for RAdiation Safety)을 발족하였으며, 7개로 구성된 분과 중에 하나가 도시오염평가분과이다. EMRAS-1의 일정에 맞추어 동 분과는 2007년 말까지 수행된 결과로부터 도시환경에서 핵종거동에 대한 지식 부족과 다양한 이해 차이가 있음을 보였다. EMRAS-1의 후속프로그램인 EMRAS-2가 2009년 초에 새롭게 조직되었으며, 동 프로그램에서도 도시환경오염이 중요 의제로 다루고 있다. 강우는 표면오염의 중요 인자이며 본 논문에서는 EMRAS-1에서 수행된 RDD 폭발의 가상 도시오염 시나리오 결과를 바탕으로 폭발 당시의 강우에 따른 방사능 오염 영향을 고찰하였다.

2. 본론

EMRAS-1의 도시오염평가분과에서는 RDD 폭발로 인한 도시환경오염에 대한 시나리오를 작성하여 이들에 대한 장기적 오염영향을 평가하도록 요구하였다. 동 시나리오에 대해 국내모델 METRO-K[1]를 사용한 계산결과가 제출되어 세계 각국의 다른 모델의 결과와 비교, 논의되었다. RDD 시나리오에서는 Goiania에서 Cs-137의 분실사고와 동일한 50 TBq이 대도시 중심가의 지표에서 폭발되는 것으로 가정하였으며, 이들로부터 거주자의 위치에 따른 각기 다른 오염 표면의 피폭영향 등을 평가하도록 요구받았으나 강우에 의한 오염영향은 다루지 않았다.

RDD의 폭발로 인한 공기중 방사성물질은 확산과 중력 (건침적) 뿐 아니라 강우 (습침적)에 의해 침적된다. 건침적된 방사성물질 중에서 일정 부분은 표면의 습기 등에 의해 고착되는데, 고착된 핵종은 바람이나 강우 등과 같은 외부의 환경적 요소에 의해 쉽게 제거되지 않는다. 반면 나머지 일정 부분은 핵종과 표면 간에 고착정도가 약해 상대적으로 환경적 요소에 의해 쉽게 제거된다. 전자를 고착성 분율 (fixed fraction), 후자를 이동성 분율 (mobile fraction)이라 한다. 습침적된 핵종은 대부분 고착성이 되며, 표면에 따라 일정 강우량 이상에서는 run-off가 일어난다. Run-off가 일어나는 최소 강우량을 임계량 (critical amount of precipitation ; CAP)이라 하며 이는 표면의 종류와 상태 등에 따라 다르다. 임계량을 초과한 강우는 모두 run-off 되지만 run-off water에 포함된 일정 부분의 방사성물질은 표면에 잔류하게 된다. 건침적된 이동성 핵종은 시간이 경과함에 따라 습기 등으로 인해 계속해서 일정부분은 고착성 핵종이 되며, 만일 도중에 강우가 있다면 모두 고착성이 되고 임계량 이상에서는 run-off가 되어 일정 부분은 표면에서 제거된다. 이를 수학적으로 표현하면 다음과 같다.

① 강우가 없는 경우 (건침적)

$$C_s = 86400\ C_a v_d \qquad (1)$$

② 강우가 CAP보다 적은 경우 (건침적+습침적)

$$C_s = 86400\, C_a v_d + 1\times10^{-3} C_a P w_p \qquad (2)$$

③ 강우가 CAP보다 많은 경우 (습침적)

$$C_s = 1\times10^{-3} C_a \left[P_c + (P - P_c) f_{ret}\right] w_p \qquad (3)$$

C_s : 표면오염 (Bq/m^2)

C_a : 시간 적분 공기중 농도 (Bq d/m^3)

v_d : 건침적속도 (m/sec)

P : 강우율 (mm/d)
w_p : washout ratio (m^3-air/m^3-rain)
P_c : 임계강우율 (mm/d)
f_{ret} : run-off되는 핵종 중에서 표면에 남는 분율

그림 1과 2는 각각 RDD가 폭발한 지점에서 가장 인접해 있는 60층 상업용 건물의 외부와 20층 실내에서 강우 (폭발 첫날에만 강우고려)에 따른 흡수선량율의 변화를 보여 준다. 거주 위치에 관계없이 강우에 따라 거주자의 피폭영향은 큰 차이를 나타냈다. 특히 흡수선량율은 강우의 강도보다는 강우의 유무에 보다 민감하게 나타났다.

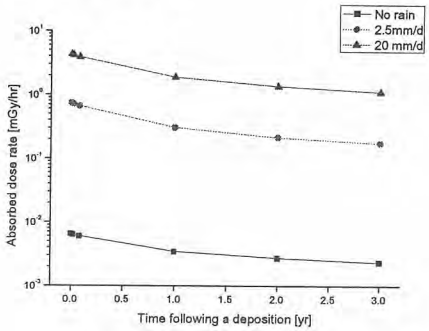


그림 1. 건물 외부에서 흡수선량율

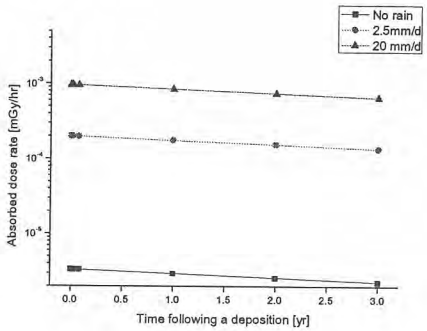


그림 2. 20층 실내에서 흡수선량율

그림 3과 4는 각각 건물 외부의 선량율에 대해 강우에 따른 오염 나무와 도로의 기여를 보여준다. 강우에 따라 선량율에 대한 오염표면의 기여는 뚜렷한 차이를 나타냈다.

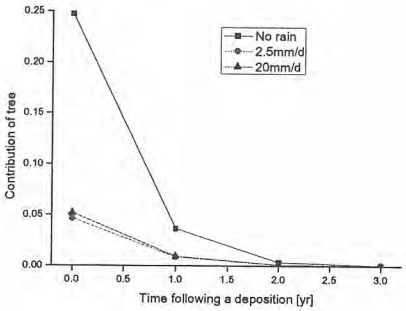


그림 3. 강우에 따른 나무의 선량기여

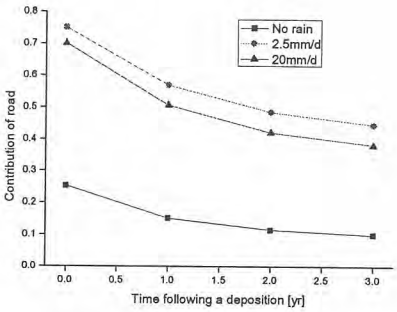


그림 4. 강우에 따른 도로의 선량기여

3. 결론

EMRAS-1에서 수행된 결과를 바탕으로 도시환경을 구성하는 표면의 강우에 따른 오염영향을 고찰하였다. 강우는 표면의 오염도를 결정하는 중요한 요소였으며, 오염도는 강우량의 차이보다는 강우의 유무에 보다 민감하다는 사실을 알 수 있었다.

사 사

본 연구는 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국과학재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다. (연구과제 관리코드 : M20702010001-08M0201-00110)

참고문헌

[1] 황원태 등, 대한방사선방어학회지, 30(3), 99-105, 2005.

Sequential determination of $^{239,240}Pu$, ^{238}Pu, ^{90}Sr and ^{241}Am Isotopes in Environmental Samples

Myung Ho Lee, Mi Hyun Jo, Jong Ho Park, Hong Joo Ahn, Chang Heon Lee, Kyuseok Song
Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Deokjin-Dong, Yuseong, Daejeon 305-353, Korea
mhlee@kaeri.re.kr

1. Introduction

Recently, several studies have been reported on the combined procedure for the determination of radionuclides in soils or sediment samples with extraction chromatographic materials such as the TRU, Sr and TEVA Spec resins [1,2]. These methods are somewhat difficult to apply for very low levels of fallout radionuclides without using large amount of extraction chromatographic resin. It was, also, reported that Pu, ^{90}Sr, ^{237}Np and ^{241}Am isotopes were purified in the soil and sediment with the anion exchange resin, Sr Spec resin and TRU resin [3,4]. However, these methods have a disadvantage in that extraction chromatographic materials are somewhat expensive, therefore, it is not suitable to determine Pu, Sr and Am isotopes for routine environmental samples. In order to reduce the analysis cost and turnaround time in conventional methods, a simultaneous method to determine Pu, Sr and Am nuclides in environmental samples has become increasingly important. A combination of chromatographic elution techniques with the use of anion exchange resin provides a powerful tool for separating and purifying actinides from other hindrance nuclides. In this study, the rapid and reliable determination of Pu, Sr and Am nuclides was developed in low levels of Pu, ^{90}Sr and ^{241}Am isotopes in environmental samples. The developed analytical method for Pu, ^{90}Sr and ^{241}Am isotopes was validated by application to IAEA Reference materials and environmental soil samples.

2. Experiments and Results

A flow chart of the radiochemical procedure for Pu, ^{90}Sr and ^{241}Am isotopes in the nitric acid medium is shown in Fig. 1. The determination of the actinides at low levelsin environmental materials has always been time consuming and involved the use of large amounts of hazardous materials. However, plutonium presentsfewer problems than other actinides like Am, because it is relatively easily separated by the anion exchange resin. Pu(IV) and Th(IV) are strongly adsorbed on the resin as anionic nitrate complexes while U(VI) is only weakly adsorbed. Also, Am(III) and Sr(II) as well as Fe(II), Ca(II), Mg(II), Al(III), Ti(IV), REEs and other soil matrix components are not retained on the anion exchange column and therefore pass completely through it. The column was then washed with 50 mL of 8M HNO_3 for removing hindrance nuclides such as trace levels of U isotopes and Fe ions weakly adsorbed on the column. Thorium was desorbed from the column by passing through 50 mL of 9M HCl. Plutonium(IV) is retained by the column as anionic chloride complexes. Finally, plutonium was stripped from the column by passing through with 20 mL of 0.1M NH_4I/12M HCl.

The separation of the actinides from environmental samples, especially in the trivalent state like ^{241}Am has been a complicated and time-consuming task. Recently, the chromatographic resins for extraction such as TRU, UTEVA and Diphonex resins have given an opportunity to develop fast and simple separation methods for many radionuclides [5,6]. The TRU Spec resin has been used for separation of Am isotopes from the Pu, U and Th isotopes. However, for high concentrations of inorganic elements such as Fe, Al, P and Ca as well as natural nuclides such as U and Th in the soil sample, it is necessary to remove these elements from the sample solution before passing the TRU Spec column. It was reported that actinides and lanthanides are coprecipitated with calcium oxalate effectively from acidic solutions at pH 1.5, while other major ions such as iron, aluminum, titanium, and phosphate are left in the solution. So, inthis study, iron, aluminum and phosphate were removed from Am fraction with the oxalate precipitation method.

The determination of Pu, Am and Sr isotopes updated in this study was validated by application to the IAEA-Reference samples. For the IAEA-375 soil sample, the activity concentrations of $^{239,240}Pu$, ^{90}Sr and ^{241}Am with the updated method in this study were 0.26 ± 0.5 Bq/kg, 113.7 ± 7.0 Bq/kg and 0.11 ± 0.004 Bq/kg, respectively. These values were consistent with the reference values reported by the IAEA. Also, for

the IAEA-300 sediment sample, the activity concentrations of $^{239,240}Pu$, ^{90}Sr and ^{241}Am were consistent with the reference values reported by the IAEA.

3. Summary

In this work, a quantitative method of the sequential separation of Pu, ^{90}Sr and ^{241}Am nuclides was developed in environmental soil samples using by an anion exchange resin connected with a Sr Spec resin. The sequential methods of Pu, ^{90}Sr and ^{241}Am nuclides can reduce analysis cost and time. With the sequential methodupdated in this study, the activity concentrations of $^{239,240}Pu$, ^{90}Sr and ^{241}Am in the IAEA reference materials were close to the reference values reported by the IAEA.

REFERENCES

[1] Horwttz, E. P., Chiarizia R., Dietz, M. L., Diamond, H., 1993. Separation and preconcentration of actinides from acidic media by extraction chromatography. Anal. Chim. Acta 281, 361.

[2] La Rosa, J. J., Burnett, W., Lee, S. H., Levy, I., Gastaud, J., Povinec, P. P., 2001. Separation of actinides, cesium and strontium from marine samples using extraction chromatography and sorbents. J. Radioanal. Nucl. Chem. 248, 765.

[3] Moreno, J., Vajda, N., Danesi, P. R., Larosa, J. J., Zeiller, E., Sinojmeri, M., 1997. Combined procedure for the determination of ^{90}Sr, ^{241}Am and Pu radionuclides in soil samples. J. Radioanal. Nucl. Chem. 226, 279.

[4] Tavcar, P., Jakopic, R., Benedik, L., 2005. Sequential determination of ^{241}Am, ^{237}Np, Pu radioisotopes and ^{90}Sr in soil and sediment samples. Anal. Chim. Slov. 52, 60.

[5] Kaye, J. H., Strebin, R. S., Orr, R. D., 1995. Rapid, quantitative analysis of americium, curium and plutonium isotopes in Hanford samples using extraction chromatography and precipitation plating. J. Radioanal. Nucl. Chem. 194, 191.

[6] Kim, G., Burnett, W., Horwitz, E. P., 2000. Use of Diphonix resin for analysis of actinides elements from large soil and sediment samples. Anal. Chem. 72, 4882.

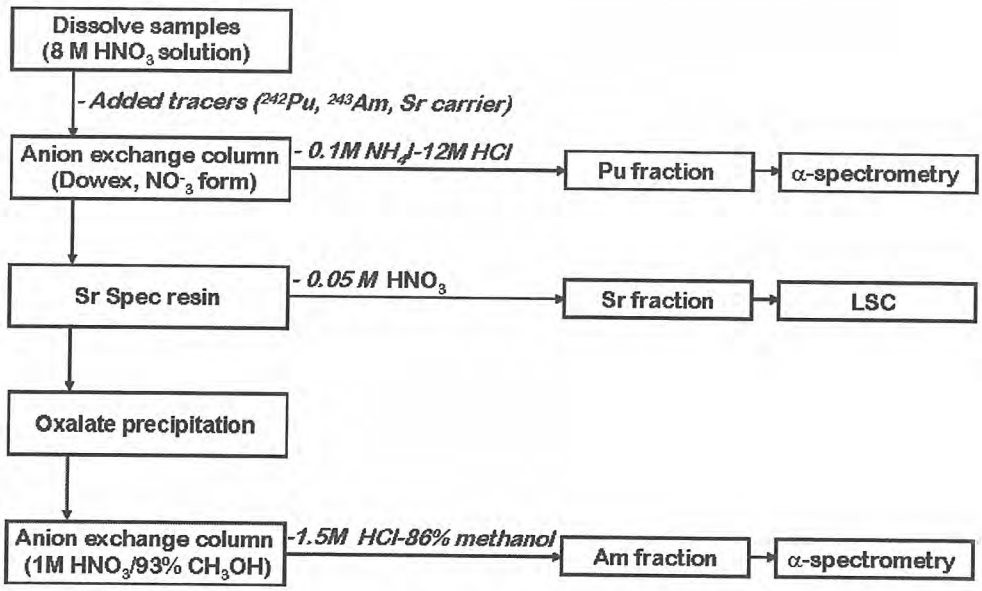


Fig. 1. Separation scheme of Pu, ^{90}Sr and ^{241}Am isotopes in environmental samples

울진원전 주변 해양 해조류에서의 ^{95}Nb와 ^{234m}Pa의 특성 조사

정의정, 김도훈, 문배곤
울진원전민간환경감시센터, 경북 울진군 근남면 산포리 821-1
euiya@ujnpes.or.kr

1. 서론

원자력발전소의 방사성폐기물 배출(기체, 액체)이 비록 법적기준치 이하라도 주변 환경에서 검출될 가능성이 있으며, 이로 인해 원자력발전소가 운영되기 이전에는 검출되지 않았던 인공방사성핵종이 미량이지만 검출 될 경우 원전 주변지역에서 생산되는 농수산물에 부정적 시각으로 나타날 수 있다. 이러한 것들은 지역주민들로 하여금 원자력 산업에 대한 불신으로 잠재되어 표출되기도 하는데, 최근 육상에서는 물시료(^{3}H), 해양에서는 해조류(^{95}Nb)가 대표적이다. 울진원전민간환경감시센터에서는 감마분광분석기(HPGe, Relative efficiency 40%, Resolution 1.8 keV at 1.33 MeV)를 이용, 월1회 주기로 28개월간('07년 4월~'09년 7월) 해조류 채취, 울진원전 주변 해조류에서의 ^{95}Nb 농도를 조사하였다. 더불어 지각기원 자연방사성핵종인 우라늄 계열의 3번째 핵종 ^{234m}Pa(766.3 keV)이 ^{95}Nb(765.8 keV) 감마선 에너지 스펙트럼 순계수율에 영향을 미치는 정도를 방사성 붕괴 이론으로 사실관계를 확인하였다.

2. 조사방법

가. 시료채취 : 울진원전 배수구를 기준으로 장호(23.8 km), 호산(10.9 km), 배수구(0 km), 골장(6.6 km), 망양(28.7 km) 5개 지점을 월1회 주기로 28개월간('07년~09'년) 방사능 축적 경향을 정기적으로 조사하였다. 또한, 2009년 6월, 7월에는 ^{95}Nb 확산 범위를 조사하기 위해 동해 연안 21개 지점(고성, 동명항, 주문진, 안인항, 묵호항, 추암 해수욕장, 대진항, 장호, 임원, 호산, 고포, 나곡, 죽변, 현내, 후포, 강구, 호미곶, 감포항, 문무왕릉, 경주 죽전, 울산 지경) 해조류를 채취 분석하였다.

나. 시료분석 : 채취한 해조류는 방사성 핵종의 손실을 최소화하기 위해 바닷물로 세척하고, 시료의 부피를 줄이기 위해 Stain Vat에 담아 75 ℃에서 48시간 이상 건조하였다. 건조시료 질량을 생체시료 질량으로 환산하고, 건조된 시료는 균질성(Homogeneous)을 고려 분쇄한 다음 측정 표준 용기인 마리넬리 비이커(1,000 mL)에 충진 하였다. 측정은 감마분광분석기를 이용, 교육과학기술부고시 제2008-28호 검출하한치(1 Bq/kg)를 만족할 수 있도록 계측시간을 80,000초로 하여 감마에너지 스펙트럼을 수집하였다.

3. 조사결과

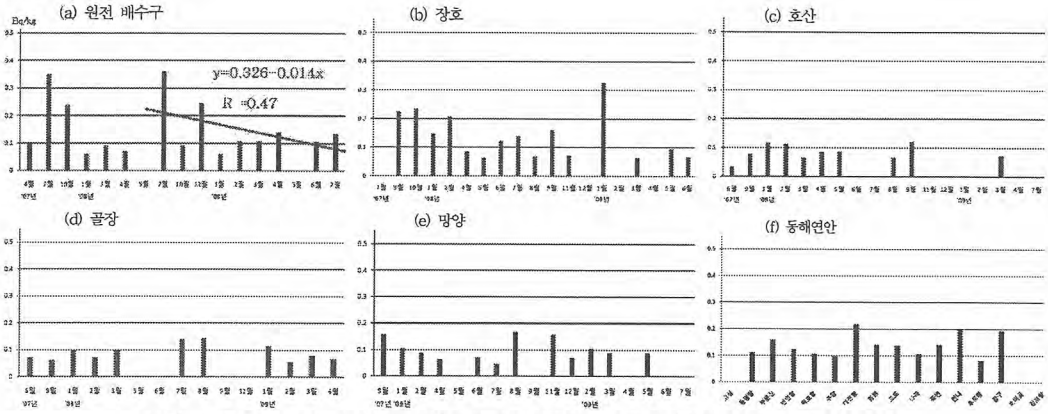


그림 1. '07년 4월 ~ '09년 7월까지의 지점별 해조류 ^{95}Nb 방사능 농도 분포

해조류에서의 ^{95}Nb 방사능 농도는 배수구(<MDA~0.360 Bq/kg), 장호(<MDA~0.326 Bq/kg), 호산(<MDA~0.120 Bq/kg), 골장(<MDA~0.144 Bq/kg), 망양(<MDA~0.168 Bq/kg)으로 측정되었으며, 최대값은 '08년 7월 배수구 시료에서 0.360 Bq/kg으로 검출되었다.

'08년 7월 25일 울진원전 제3발전소 액체방사성폐기물 전처리 설비개선(원심분리→역삼투압) 이후 ^{95}Zr-^{95}Nb 총 배출량은 <MDA인 반면에, 그림 1 (a)의 배수구 해조류 ^{95}Nb 농도를 살펴보면 감소하는 경향은 보이나 해조류의 생장속도·시기 등을 고려할 때 상관관계가 적은 것으로 평가되었다.

또한, 2009년 6월, 7월 동해 연안 21개 지역에 대한 해조류 ^{95}Nb를 분석한 결과를 살펴보면 방사능 농도범위는 <MDA~0.218 Bq/kg 이었으며, 최대검출 지점은 삼척 대진항으로 원전배수구를 중심으로 한 거리별 증감과 상관관계는 나타나지 않았다.

한편, 자연방사성핵종인 우라늄계열의 ^{238}U -^{234}Th -^{234m}Pa의 방사능 농도 상관관계와 ^{234m}Pa의 감마에너지 766.3 keV와 1,001 keV 피크와의 상관관계를 찾기 위해 스펙트럼 에너지 피크를 Gaussian fitting으로 순계수값(Net Counts)을 도출하였고, 각각의 에너지에 따른 순계수값을 Linear fitting 하였다. 그 결과 그림 2와 같이 매우 좋은 상관관계를 얻을 수 있었으며 이론값(기울기) 2.3과도 오차범위 내에서 잘 일치하였다. 또한 ^{234}Th(63.3 keV, 4.50%)와 ^{234m}Pa 방사평형에서도 매우 좋은 상관관계를 나타냈다. ^{238}U -^{234}Th의 방사평형 관계를 보기 위해 ^{234}Th(63.3 keV, 4.50%)의 17.4 Bq/kg 시료를 1년 6개월 지난 후 재계측한 결과 ^{234m}Pa의 방사능 값이 <MDA로 측정되었고, ^{234}Th(63.3 keV, 4.50%)는 0.969 Bq/kg로 측정됨에 따라 해조류 시료채취 시기에는 토륨 방사능이 우라늄에 비해 상대적으로 약 17배 높았음을 알 수 있었다.

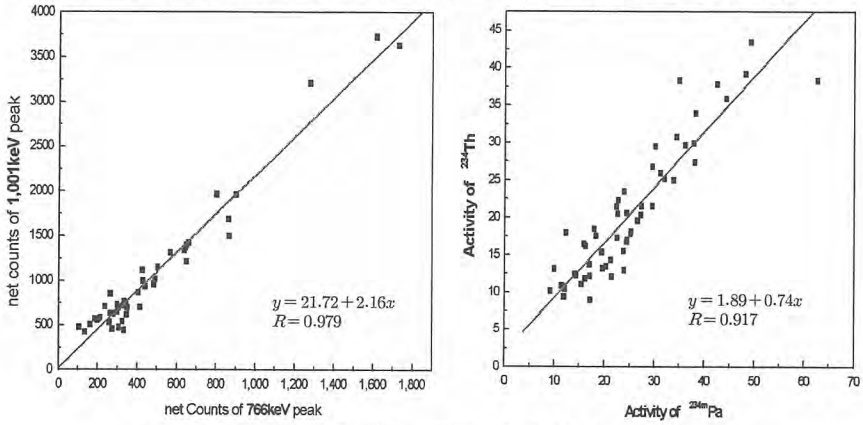


그림 2. 해조류에서의 ^{234}Th -^{234m}Pa의 방사능 농도 상관관계

4. 결론 및 향후과제

최근 3년간 울진 원전주변 해양 해조류에서 검출된 ^{95}Nb의 재평가 결과, ^{95}Nb 핵종의 주 방출 감마 에너지 765.8 keV에서 측정된 스펙트럼 피크는 우라늄 계열의 3번째 딸핵종인 ^{234m}Pa의 766.3 keV와 겹쳐 보임으로서 나타난 결과로 판단된다. ^{95}Nb 감마 에너지 스펙트럼 피크에 영향을 미치는 ^{234m}Pa의 기여 정도에 대한 계산은 아주 낮은 방사능 농도에서 실험적 계통 오차를 고려, ^{95}Nb 만을 별도 산출하여 방사능 값을 도출하기에는 무리가 있으며, 또한 물리적 의미 등도 찾을 수 없었다.

동해안 연안 해조류에서의 ^{234}Th 및 ^{234m}Pa를 분석한 결과 강릉, 동해, 삼척, 울진 주변에서 방사능 농도 값과 검출 회수가 확연히 높다는 사실이 조사되었다. 이에 대한 선원을 찾기 위해서는 ^{234}Th의 동위원소이며 자연 존재비가 100%인 ^{232}Th(토륨계열)을 정밀 분석할 필요성이 제기된다. 또한 알파 방출 에너지 측정 장비를 활용하여 해조류 및 해수시료에서 토륨과 우라늄 농도를 직접 측정한다면 토륨의 해양 유입원인을 확인 할 수 있을 것으로 기대된다.

육상에서 해상으로 지각기원 자연방사성 핵종인 우라늄과 토륨이 유입되었다면 그 예상경로는 강, 하천이 있으며, 또한 육상에서의 공간감마선량률과 무관하지 않음을 고려할 때 향후에는 해조류의 ^{234}Th 및 ^{234m}Pa이 높은 주변 하천토양 및 육상토양의 방사능 준위를 조사할 계획이다.

참고문헌

1. "우라늄 오염의 방사선/능 측정기술 개발", 한국원자력연구소
2. "원자력발전소 주변 환경방사능 조사 및 평가 보고서, '07년도 및 '08년도 연보", 한국수력원자력(주)

스펙트럼 조사선량 변환인자를 이용한 방사성폐기물의 감마핵종분석 방법에 대한 적용성 평가

지영용, 홍대석, 강일식, 김태국, 류우석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
yyji@kaeri.re.kr

1. 서론

비파괴분석을 통한 방사성물질의 감마핵종분석 방법으로는 고분해능의 검출기와 적절한 차폐 그리고 고유한 보정기술을 필요로 하는 감마 스캐닝 방법과 ISOCS(in-situ object counting system) 방법 등이 활용되지만, 이 방법들은 그들의 정확도에 비해 측정시간과 비용적인 측면에서 다소 불리한 면이 있으며, 이에 따라 실제 적용하기에 보다 간단한 측정방법이 요구되고 있다.

방사성물질로부터의 선량율을 측정하여 그로부터 감마핵종을 분석해 내는 선량 대 방사능(Dose to Cure, DTC) 변환 방법은 이론적인 계산과 연계하여 간단히 방사성물질 내 감마핵종들에 대한 방사능의 합리적인 추정을 가능하게 한다[1, 2]. 이 DTC 변환 방법은 선량율 측정 시스템의 기하학적 배열과 방사성물질 내 감마핵종들의 구성 및 공간적인 분포 등의 주어진 조건하에서 측정된 선량율은 감마핵종들의 방사능에 비례한다는 사실에 기초하고 있다. 그러나 DTC 변환 방법은 감마핵종들의 공간적인 분포와 선량율에 기여하는 감마핵종들의 존재비에 대한 평가에서 기인하는 큰 오차로 인해 그 사용이 제한되어 왔다. 따라서 본 연구에서는 DTC 변환 방법의 오차를 줄이기 위하여 감마핵종들의 공간분포 등 측정에 영향을 주는 인자들을 평가하였으며, 방사성물질 내 감마핵종들의 존재비에 대한 평가를 위해 기존의 폐기물 유형별 시료 채취 방식 대신에 스펙트럼 조사선량 변환인자 방식을 제시하고자 한다.

2. 선량 대 방사능 변환 방법

일반적으로 측정된 선량율은 주어진 조건하에서 방사성폐기물 내 감마핵종들의 방사능에 비례하기 때문에 감마핵종들의 존재비가 알려진다면 다음과 같이 감마핵종들의 방사능 추정이 가능해 진다.

$$A = \frac{D}{\Sigma d_i f_i} \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \qquad (1)$$

$$A_i = A f_i \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \qquad (2)$$

여기서, A(mCi)는 폐기물 내 감마핵종들에 대한 총방사능, A_i(mCi)는 폐기물 내 개별 감마핵종에 대한 방사능, D(mR/h)는 폐기물로부터의 조사선량율, f_i는 폐기물 내 존재하는 감마핵종들의 상대적 존재비 그리고 d_i(mR/h/mCi)는 각 핵종들에 대한 단위 방사능당 선량율로써 Monte Carlo 시뮬레이션 등의 이론적인 계산과정을 통해 얻어진다.

DTC 변환 방법을 보다 실용적인 사용이 가능하게 하기 위하여 선량율 측정 상에서 여러 가지 가정 및 제한 등이 수반되며, 이 가정 및 제한들이 DTC 변환 방법에서의 오차에 대한 근원이 된다. 따라서 선량율 측정에 영향을 주는 인자 즉, 방사성물질 내의 밀도변화와 핵종들의 공간분포들 등에 대한 평가가 필요하며, 이 영향들을 최소화할 수 있는 선량율 측정위치 및 방법을 결정해야 한다.

본 적용성 평가에서는 MCNP 코드를 이용하여 200 리터 방사성폐기물 드럼 내 감마핵종들의 hot spot을 가정하였으며 이를 반경방향으로 변화시켜가며 선량율 측정위치 별로 hot spot의 영향을 계산하였다. 그 결과 드럼의 전후좌우 4면으로부터 각각 2R(R=30cm : 드럼 반경) 떨어진 곳에서의 계산 결과들에 대한 기하평균 값이 hot spot에 대한 영향이 가장 작았다. 그리고 축방향에 대한 hot spot의 영향을 보정하기 위해서는 드럼의 윗면과 바닥에서의 선량율 측정이 필요하며, 이로부터 200 리터 방사성폐기물 드럼에 대하여 선량 대 방사능 변환 방법을 적용하는 경우 드럼 중앙으로부터 반경방향 4 지점 그리고 드럼 상하 표면에서의 선량율들에 대한 기하평균 값이 드럼 내 핵종들의 hot spot에 의한 영향을 최소화할 수 있는 선량율 측정방법으로 결정되었다.

3. 스펙트럼 조사선량 변환인자

여러 논문에서 제시된 DTC 변환 방법은 방사성폐기물로부터의 선량율 측정과 방사성폐기물 내 감마핵종들의 상대적 존재비 측정이 서로 다른 측정 메커니즘으로 이루어진다. 즉, 선량율을 측정하여 그로부터 DTC 변환 과정을 거쳐 최종 감마핵종을 평가하려는 대상 폐기물과 감마핵종들의 존재비를 측정하려는 대상이 서로 다른 폐기물이다. 일반적으로 원전 발생 폐기물의 감마핵종 존재비를 측정하는 방법은 폐기물 유형별로 대표시료를 채취하여 분석하거나 유형별 물질수지 등을 이용한 이론적 평가를 이용한다. 이런 이유로 실제 측정 대상 폐기물 내 감마핵종들의 상대적 존재비는 간접 측정에서 얻은 비교 데이터와 서로 상이할 수 있다. 따라서 방사성폐기물로부터의 선량율 측정과 상대적 존재비 측정을 동시에 할 수 있는 방법이 필요하며, 이는 환경방사능 분야에서 널리 이용되고 있는 스펙트럼 조사선량 변환인자(spectrum to dose conversion factor)[3]를 활용함으로써 현실화 될 수 있다.

일반적으로 조사선량율은 스펙트럼 조사선량 변환인자를 이용하여 감마선 계측시간(Tc) 동안의 펄스 파고 스펙트럼(pulse height spectrum)으로부터 다음과 같은 방법으로 얻을 수 있다.

$$\dot{X} = \frac{1}{T_c}\int_{E_0}^{E_1} N(E)G(E)dE \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots \qquad (3)$$

여기서 N(E)는 펄스 파고 스펙트럼에서 단위 에너지 폭당 계수(counts/keV), E_0 및 E_1은 펄스파고 스펙트럼에서 최소 및 최대 에너지 그리고 G(E)는 주어진 계측 환경에서 스펙트럼 조사선량 변환인자(uR/h/cps)로써 검출기의 반응함수(response function)와 관련되며, 이는 여러 종류의 입사 감마 에너지에 대하여 MCNP 코드 등의 이론적인 계산으로 구할 수 있다.

본 평가에서는 그림 1의 (a)와 같이 200 리터 드럼 중앙으로부터 약 90 cm 떨어진 지점에서 3″ ϕ× 3″ NaI(Tl) 검출기에 대한 반응함수를 MCNP 코드를 이용하여 입사 감마에너지 50 keV에서 3 MeV까지 계산하였다. 이때 감마 선원은 드럼의 중앙에 위치한다고 가정하였다. 그 결과로부터 스펙트럼 조사선량 변환인자를 (b)와 같이 입사 감마에너지의 함수로서 표현할 수 있었다. 이 결과를 식 (3)에 대입하면 측정된 펄스 파고 스펙트럼으로부터 조사선량율을 계산할 수 있다.

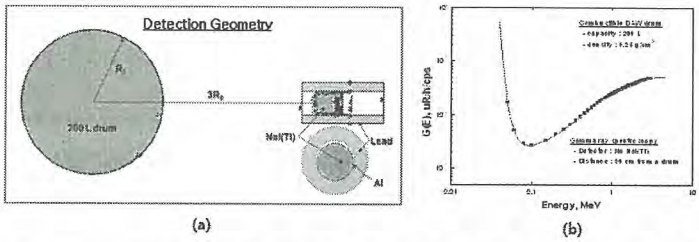


그림 1. NaI(Tl) 검출기의 반응함수를 계산하기 위한 측정 시스템 배열
(a)와 그로부터 계산된 스펙트럼 조사선량 변환인자 (b)

이상과 같이 스펙트럼 조사선량 변환인자를 이용할 경우, 선량율 값은 측정된 펄스 파고 스펙트럼으로부터 계산될 수 있으며 폐기물 내 감마핵종 존재비 또한 측정된 펄스 파고 스펙트럼 상에서 구분이 가능하다. 따라서 서로 다른 측정 메커니즘에서 기인된 오차로 인해 그 사용이 제한되어 왔던 DTC 변환 방법은 스펙트럼 조사선량 변환인자를 이용할 경우 그에 대한 측정 오차를 줄일 수 있을 것으로 판단된다.

참고문헌

[1] S.R. Gedeon, "Basic for Dose Rate to Curie Assay Method", WHC-SD-WM-RPT-267, 1996
[2] R.S. Howell, "Guidance on Dose Rate Measurement for Use in Dose-to-curie Conversion", 2000
[3] J.S. Jun, C.Y. Yi, H.S. Chai and H. Cho, "Calculation of Spectrum to Dose Conversion Factors for a NaI(Tl) Scintillation Detector Using the Response Matrix", J. Korean Physics Society, vol. 28, no. 6, pp. 716~726

The analytical impact of sample storage on tritium analysis

Dae Ji Kim, Ian W. Croudace, Phillip E. Warwick
GAU-Radioanalytical, National Oceanography Centre, University of Southampton, European Way, Southampton SO14 3ZH, UK
dxk@noc.soton.ac.uk or kimdj19@hanmail.net

1. Introduction

Decommissioning of nuclear facilities will generate large volumes of wastes (e.g. concrete, asbestos, wood, desiccants, reactor metal work, graphite blocks and tiles, soft wastes etc). These may contain widely varying tritium activity concentrations and need to be characterized prior to waste sentencing. Careful consideration needs to be given to their sampling and storage if reliable analytical data are to be obtained. For this characterization, it is essential to take samples, store and transport before finally analyzing. There is a potential for cross contamination during each stage if care is not taken. This study aimed to determine ^{3}H emanating behaviour and degree of cross contamination under various storage conditions (e.g. ^{3}H form and origin, storage temperature and materials composition) and to consider the implication for sample storage and sampling strategy resulting in accurate ^{3}H analysis.

2. Methodology

A range of materials derived from various nuclear decommissioning sites, having different forms of ^{3}H, were used as tritium emanation source materials. A range of tritium free materials were used as potential receivers. Initial sample characterization and tritium extraction wereperformed using a Raddec Pyrolyser Trio System (Figure 1), which was designed specifically for quantitative extraction of tritium and ^{14}C from nuclear and environmental samples (Kim et al., 2008). All tritium measurements were performed using a 1220 liquid scintillation counter (Wallac Quantulus™).

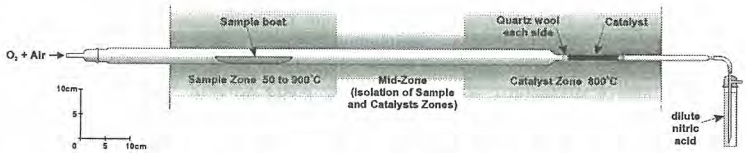


Figure 1. Schematic diagram of the Pyrolyser triple zone furnace

The magnitude of ^{3}H loss and hence cross contamination from concrete having different origin/form of ^{3}H was investigated. A known amount of active structural (~1 kBq) and bioshield (~6.6 kBq) concrete powder (<125m, 1g) in a sealed polythene bag were placed into Kilner jar (635ml volume) modified with inlet and outlet ports which permitted the measurement of ^{3}H activity in the air of the container. Ten milliliters of RO water in an open and a closed vial were placed in each of the Kilner jars and the jars sealed and stored in a freezer (-18°C) and at room temperature (22°C). After 2 weeks, any ^{3}H activities measurable in the glass jars were determined.

3. Results and discussion

The magnitude of tritium emanation is dependent on the form of ^{3}H in the contaminated material and storage temperature. The most significant ^{3}H loss occurred at room temperature from structural concrete (non-irradiated concrete) where ^{3}H contamination arose from exposure of the concrete to HTO vapour (Table 1). For the

bioshield concrete which had been exposed to a neutron flux, ^{3}H loss is not significant. The greatest contamination transfer occurred to water in open vial from structural concrete at room temperature. Another non-negligible ^{3}H contamination transfer occurred to the cardboard which was used to support the open vial containing RO water. However, the proportions of ^{3}H activity transfers to water and cardboard from bioshield concrete were significantly less even at room temperature. For both structural and bioshield concrete, ^{3}H loss and cross-contamination is low for jars stored in the freezer. Significant quantities of ^{3}H contamination in water is due to the high isotopic exchange rate of tritium with water vapour where the reaction is significantly decreased as temperature is decreased (Numata et al., 1990; Munakata et al., 2003; IAEA, 2004; Furuichi et al., 2007). Tritium cross-contamination and its emanation behaviour depend significantly on the form of ^{3}H in the material and also on storage temperature.

Table 1. Tritium distribution after storage depend on ^{3}H form and storage conditions

3H contaminated into	Activity (Bq) of 3H (% of 3H)			
	Structural concrete		Bioshield concrete	
	Room temp.	Freezer	Room temp.	Freezer
Air in the Kilner jar	45.9 (4.1)	4.4 (0.4)	18.5 (0.3)	2.7 (< 0.1)
Jar walls	0.7 (0.1)	0.1 (< 0.1)	0.2 (< 0.1)	0.1 (< 0.1)
Polythene bag (inside wash)	5.2 (0.5)	9.8 (0.9)	8.0 (0.1)	5.8 (0.1)
Polythene bag (outside wash)	0.1 (< 0.1)	0.1 (< 0.1)	0.1 (< 0.1)	0.1 (< 0.1)
RO water (open vial)	377.1 (33.9)	0.4 (< 0.1)	282.4 (4.3)	0.1 (< 0.1)
RO water (closed vial)	0.2 (< 0.1)	0.1 (< 0.1)	0.2 (< 0.1)	0.1 (< 0.1)
Out of scintillation vial	0.1 (< 0.1)	0.1 (< 0.1)	0.1 (< 0.1)	0.1 (< 0.1)
Cardboard a	146.3 (13.2)	17.7 (1.6)	33.8 (0.5)	5.2 (0.1)
3H remaining in the concrete	499 (45)	1046 (94)	6148 (94)	6383 (97)
Total	**1075 (97)**	**1078 (97)**	**6491 (99)**	**6397 (97)**
Original 3H (Bq) in Concrete	1112 (100)	1112 (100)	6577 (100)	6577 (100)

[a] *Cardboard support used with the open vial containing RO water*

4. Conclusions

Careful consideration must be given to strategies for sample preservation in order to ensure that a representative sample is supplied for analysis. Sample should be sealed in vapour tight containers (glass or high density plastic is preferred) to avoid cross contamination and tritium loss, as the hydrogen from water or water-bearing samples is readily exchanged with atmospheric water vapour. Samples should be frozen to limit ^{3}H release and cross contamination. Low temperature can effectively reduce the tritium emanating rate therefore storing sample at freezer is the most secure and recommended way to preserve sample integrity. Finally, suspected low activity samples should be segregated from high activity samples to further reduce the possibility of cross contamination.

5. References

Furuichi K, Takata H, Katayama K, Takeishi T, Nishikawa M, Hayashi T, Kobayashi K, Namba H. 2007. Evaluation of tritium behavior in concrete. Journal of Nuclear Materials 367-370: 1243-1247

IAEA. 2004. Technical reports series no. 421, Management of waste containing tritium and carbon-14 (printed by the IAEA, in Austria, 2004)

Kim DJ, Warwick PE, Croudace IW. 2008. Tritium speciation in nuclear reactor bioshield concrete and its impact on accurate analysis. Anal. Chem. 80: 5476-5480

Munakata K, Koga A, Yokoyama Y, Kanjo S, Beloglazov S, Ianovski D, Takeishi T, Penzhorn RD, Kawamoto K, Moriyama H. 2003. Effect of water vapor on tritium release from ceramic breeder material. Fusion Engineering and Design 69: 27-31

Numata S, Amano H, Okamoto M. 1990. Tritium inventory in portland cement exposed to trttiated water vapor. Journal of Nuclear Materials 171: 350-359

제5분과

방사선 안전 및 환경 (Poster)

빈 면

2009년 고리원자력 1, 2호기 사용후연료 소내 수송·저장 용역 방사선안전관리

배홍익, 오세용, 이상복, 김효철, 이건화, 이의동
하나검사기술(주)
led11@hanmail.net

1. 서 론

고리 원자력발전소 1, 2호기 사용후연료 저장시설 저장용량은 1990년대 초 호기별 저장용량의 한계점에 달해 고리 3, 4호기로 분산하여 저장시설에 저장하고 있다. 사용후연료 중간저장시설 건설이 당초 계획보다 지연됨에 따라, 고리 1, 2호기의 사용후연료는 중간저장시설의 건설이 완공되어 운반·저장이 될 때까지 고리 3, 4호기로 분산·저장하여야 한다. 본 논문에서는 사용후연료의 소내 수송 및 저장과정에서의 방사선작업 종사자의 피폭방사선량을 최소화시키고, 방사성오염확산을 방지하며, 원자력 관계법령에서 정한 수송관련 규제 기준을 만족하는지 확인하여 수송 작업에 따른 안정성과 신뢰성을 확보하여 수송·저장작업을 수행한 실적을 소개하고자 한다.

2. 본 론

가. 사용후연료 소내 수송 저장공사 수행 개요(2009년)

1) 공사 발주 : 한국수력원자력(주) 고리 1발전소
2) 현장 수송·저장작업 : 한전KPS(주)
3) 방사선안전관리 : 하나검사기술(주)
4) 2009년도 운반수량 및 수송횟수 : 사용후연료 156다발/13회(용기:KN-12)

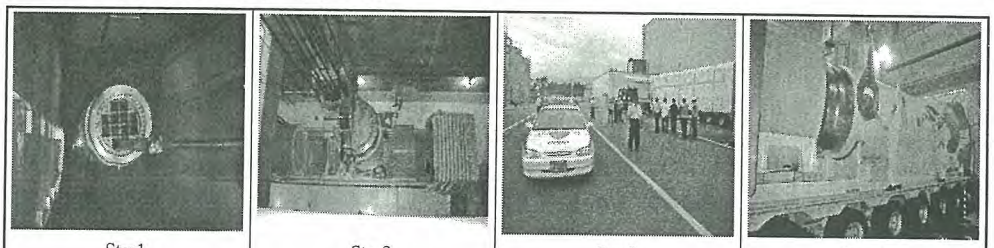
나. 년도별 사용후연료 소내 수송·저장작업 현황

년 도 별	연 료 다 발 수	비 고
1990년 ~ 1995년	312	고리 1, 2호기 → 고리 3, 4호기
2000년 ~ 2004년	472	고리 1, 2호기 → 고리 3, 4호기
2006년 ~ 2007년	144	고리 1, 2호기 → 고리 3, 4호기
2009년4월 ~ 8월	156	고리 1, 2호기 → 고리 3, 4호기

다. 사용후연료 수송에 따른 기술기준

1) IAEA Safety Standards Series No. ST-1(안전수송규정)
2) 원자력법, 동시행령, 동시행규칙, 교육과학기술부고시 등
3) 고리 1, 2호기 사용후연료 소내 운반·저장절차(0-5-205, 개정6)
4) 고리 1발전소 운영절차서

라. Step별 사용후연료 수송·저장 작업



Step1. 사용후연료 인출·운반용기장전	Step2. 운반용기차량적재	Step3. 운반용기 검사 및 소내 운송	Step4. 운반용기 하역

마. 방사선안전관리 수행내용

1) 사용후연료 인출, 운반용기 장전 및 저장 작업시 방사선 준위측정
2) 수송용기(KN-12) 적재, 하역시 방사선 준위측정 및 방사성오염도 검사
3) 기타 연료장전, 저장 및 수송관련 작업시 방사선안전관리
4) 사용후연료 수송용기 사용검사 작업시 방사선안전관리
5) 수송차량에 탑승하여 차량운행시 방사선안전관리
6) 사용후연료 수송로 오염검사
7) 방사성물질 등 소외 및 소내 물품 반출·입 관리
8) 작업자별 방사선 방호교육
9) 작업자 피폭관리 등

바. Step별 방사선안전관리 수행내용

			
Step1. 사용후연료 소내 운반교육	Step2. 사용후연료 인출·장전 방사선측정	Step3. 사용후연료 장전 운반용기 운반전 방사선측정	Step4. 사용후연료 적재후 운반전 검사

사. Step별 작업 종사자 피폭선량(총 피폭방사선량 : 9.89 man-mSv)

고리 1, 2호기 작업별	피폭방사선량 (man-mSv)	고리 3, 4호기 작업별	피폭방사선량 (man-mSv)
장전 준비작업	0.03	저장 준비작업	1.54
사용후연료 장전 작업	0	사용후연료 저장 작업	0.23
운반 준비작업(제염 및 체결)	4.01	빈용기 운반 준비작업	0.74
누설시험 및 용기 반출준비	0.66	빈용기 반출준비	0.29
사용후연료 운반 작업	0.96	빈용기 운반 작업	0.91
모의운반 및 장비이동	0.06	모의운반 및 장비점검	0.46
합 계	5.72	합 계	4.17

- 사용후연료 수송·저장작업 작업자 : 실출입인원(57명), 연출입인원(1,930명)
- 1인당 평균 피폭방사선량 : 0.17mSv

3. 결 론

2009년도 고리원자력본부 사용후연료 수송·저장작업은 제 1발전소 1, 2호기의 사용후연료 156다발을 제 2발전소 3, 4호기로 수송·저장작업(4월~8월, 5개월간)을 완료하였다.

수행기간 중 방사선안전관리는 작업 Step별 방사선량률 등의 꾸준한 모니터링을 통하여 작업자에게 지속적으로 교육시키는 한편, 운반용기 등의 제염작업시에는 제염지 재사용 및 고압수제염설비를 이용하여 2차 폐기물생성의 최소화를 위해 노력하였다. 또한 소내 운반차량의 이동시에 운반차량, 운반용기, 운반경로등의 방사선안전관리를 철저히 수행하여 환경으로의 오염확산방지 등 안정성과 신뢰성 또한 입증하였다.

참고문헌

[1] 고리본부 사용후연료 방사선안전관리 수행보고서[하나검사기술(주) 2007.03]

국내외 방사성물질 안전운반 규정체계

정성환, 김민철, 성강수
한국수력원자력(주) 원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1
shchung@khnp.co.kr

1. 서론

전 세계적으로 다양한 종류의 방사성물질이 매일 수 천회 정도 도로, 철도, 해상 및 항공 등의 여러 양상으로 운반되고 있다. 우리나라도 원전을 비롯한 원자력관계시설, 연구소, 산업체, 병원 등에서 다양한 종류의 방사성물질이 빈번하게 운반되고 있으며, 향후 경주 중·저준위폐기물 처분시설의 운영이 개시되면 많은 방사성폐기물이 전 해상을 통하여 운반될 것이므로 방사성물질의 운반에 대한 일반의 관심과 우려가 예상된다. 여기서는 방사성물질의 운반물, 운반용기 및 운반 등에 관한 기술기준을 제시하는 국내외 운반규정체계를 파악하여 방사성물질의 운반에 대한 안전성 확보 및 효율적인 관리를 도모하고자 하였다.

2. 국제원자력기구(IAEA) 안전운반규정

IAEA는 모든 방사성물질의 자국 또는 국제 운반에 적용하기 위한 "방사성물질 안전운반규정(Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material)"[1]을 1961년 Safety Series No.6로 제정 공포하여, UN 산하 관련 국제기구 등의 검토와 기술적 진보 고려, 운전경험 반영 및 규정요건의 정비 등을 통하여 1964년, 1967년, 1973년, 1985년, 1996년, 2001년, 2003년, 2005년, 2009년에 걸쳐 지속적으로 개정하고 있으며, 현재 2011년판 개정공포를 준비하고 있다. Safety Series No.6는 1996년 Safety Standards Series No.ST-1로, 2001년 Safety Standards Series No.TS-R-1로 개정하였다. 1964년 최초 개정시 IAEA는 이 규정을 IAEA 회원국 및 국제규정의 기본으로 채택할 것을 권고하였으며, 1969년부터 대부분의 회원국과 국제기구는 방사성물질 운반과 관련하여 이 규정을 적용하고 있다. 비록 "규정(Regulation)"이라고 하지만 운반활동에 대한 국제적 규제권고로 적용여부를 각 국가 또는 국제기구에게 의무를 부과하고 있는데, 책임의 소재는 각국의 법률, 관습 및 각국이 참여한 국제협약에 따라 다를 수 있으므로 책임을 부과하는 것은 각국 정부의 소관이다. 위험물 운반에 대한 국제연합(UN)의 권고에서도 방사성물질을 위험물로 분류하고 이 규정을 적용하였으며, 우리나라도 "방사선안전관리등의 기술기준에 관한 규칙(방사선규칙, 교과부령 제24호)" 및 "방사성물질 포장 및 운반규정(교과부 고시 제2008-69호)"에 반영하여 모든 방사성물질의 운반을 규제하고 있다.

안전운반규정은 방사선의 위험으로부터 인간과 환경을 보호하는 안전을 수립하기 위한 안전원칙(Safety Fundamentals), 안전요건(Safety Requirements) 및 안전지침(Safety Guides)의 3가지 범주로 구성되는 IAEA의 안전기준(Safety Standards) 중에서 인간과 환경에 대한 안전성을 보장하기 위하여 만족시켜야 하는 요건을 정립한 안전요건으로 규제적 성격의 안전기준이다. 규정에서 제시한 요건을 준수하면 방사성물질의 운반에 대한 기본안전기준의 원칙을 만족시키는 것으로 간주하고 있다. 또한, IAEA는 안전운반규정의 이행을 위하여 ①기술기준 만족방법(how)과 기술정보(why)에 대한 권고사항(IAEA SSS No.TS-G-1.1), ②사고비상대응계획 수립/준비(IAEA SSS No.TS-G-1.2), ③운반을 위한 방사선방호프로그램(IAEA SSS No.TS-G-1.3), ④운반관리체계(IAEA SSS No.TS-G-1.4), ⑤규정준수사항(IAEA SSS No.TS-G-1.5) 등의 안전지침을 발간하였다.

안전운반규정은 운반중인 방사성물질을 정상 및 사고조건에서 여러 위험으로부터 보호하기 위하여 적절하게 포장되어야만 한다는 원칙에 기초하는데, 운반 안전성은 운반의 형태가 어떠하더라도 운반도중 방사선의 직간접적인 영향에 대하여 인명, 재산, 환경을 보호하는 방사성물질의 포장방법에 달려있다. 이를 위하여 방사성내용물에 대한 안전한 격납, 외부의 방사선준위 관리, 연쇄반응 금지 및 열적손상 방지를 보장해야만 하는데, 규정은 규제면제, IP형, A형, B형, C형 등의 서로 다른 5가지 형식의 운반물을 제시하고(우리나라는 L형, IP형, A형, B형, C형, 핵분열성으로 분류함), 방사성물질의 방사능과 물리적 형태에 따라 기술기준 및 성능을 만족시키는 것을 입증하는 시험을 지정하였으며, 또한 운반물을 이동시키는 전 운반행위에 대하여 운반형태별로 기준을 제시하고 있다.

3. 국제해사기구(IMO) 방사성물질 해상운반기준

IMO는 모든 위험물(방사성물질은 제7종 위험물로 분류됨)의 안전한 해상운반을 위한 1965년 "국제해상위험물규칙(IMDG Code, International Maritime Dangerous Goods Code)"을 제정, 공포하였는데, 혼입금지 물질에 대한 격리방법, 특정 포장 및 운반물 적재 등에 대한 요건을 제시하고 있다. 방사성물질에 관한 기준은 IAEA의 안전운반규정의 요건에 근거하여 해상운반도중 방사성물질의 취급 및 운반 종사자들의 지침을 규정

하고 있다. 우리나라도 이를 근간으로 "위험물 선박운송 및 저장규칙(국해부령 제89호)"에 반영하고 있다.

1993년 IMO는 사용후연료의 대양운반 등 증가하는 방사성물질의 해상운반에 대하여 IAEA의 안전운반규정을 보완하기 위하여 IAEA와 공동으로 "사용후연료, 플루토늄 및 고준위폐기물의 운송선박에 대한 국제규정(INF Code, International Code for the Safe Carriage of Packaged Irradiated Nuclear Fuel, Plutonium and High-Level Radioactive Wastes on Board Ships)"을 제정하였으며, 2001년부터 각국이 강제사항으로 이행토록 하고 있는데, 주로 고방사능 방사성물질을 운반하는 선박의 설계에 대한 권고사항으로 구조안전성, 침몰안정성, 선실화재방지, 저항성 등을 제시하고 있다. 우리나라도 월성환경관리센터로의 중·저준위폐기물 해상운반에 대비하여 "방사성물질 운송선박의 안전기준(국해부 고시 제2008-118호)"을 제정하였으며, 나아가 "중·저준위폐기물 운송선박의 방사선안전관리에 관한 기술기준(교과부 고시 제2008-67호)"를 제정하였다.

이외에도 해상운반의 안전성을 확보하기 위하여 "국제해상인명안전협약(SOLAS, Safety of Life at Sea)" 및 "국제해상오염방지협약(MARPOL, Marine Pollution Prevention)" 등을 제정하여 각국의 규정에 반영토록 하고 있다. 우리나라 역시 국제해상인명안전협약을 "선박안전법"에 반영하였으며, "해양환경관리법"을 제정 공포하여 국제해상오염방지협약을 반영하였다.

4. 기타 국제 방사성물질 운반기준

방사성물질의 항공운반을 위하여 국제민간항공기구(ICAO)는 "1944년 국제민간항공 협약"의 부속으로 1981년 IAEA 안전운반규정의 요건을 반영한 "위험물 항공운반 기술지침"을 공포하였으며, 각 항공사를 대표하는 국제항공운송협회(IATA)는 ICAO 지침과 IAEA 규정에 부합되는 "항공위험물규정(DGR)"을 제시하고 있으며, 이외에도 방사성물질의 빈번한 육상운반을 위하여 미국의 DOE와 DOT 규정, 유럽의 ADR(도로), ADN(내륙수로), RID(철도) 등의 규정이 있다.

5. 국내 방사성물질 운반규정

우리나라의 방사성물질 운반규정은 기본적으로 IAEA의 안전운반규정 요건을 반영한 원자력법 체계를 따른다(표 1 참조). 운반물, 운반용기 및 운반에 관한 기술기준은 "방사선안전관리등의 기술기준에 관한 규칙(교과부령 제24호)"[2]와 "방사성물질 포장 및 운반에 관한 규정(교과부 고시 제2008-69호)"[3]에 제시하고 있다.

표 1. 방사성물질 운반관련 국내 원자력법 체계

원자력법	시행령	시행규칙	방사선규칙(교과부령 제24호)	교과부 고시
제86조 운반신고	제235조 운반신고	제90조 운반신고		
제87조 포장/운반 기술기준			제84조~88조 운반물/운반용기 기술기준	제2008-69호 포장 및 운반규정
			제90조~113조 포장/운반 기술기준	
			제115조~117조 송하인등 의무	
			제119조~122조 운반수단별 기술기준	
제90조 포장/운반검사	제237조 포장/운반검사	제91조 포장/운반검사		
		제91조2 서면심사대상		
		제91조3 서면심사		
제90조의2 운반용기 설계승인	제239조의2 설계승인	제92조 설계승인대상		
		제94조 설계승인신청		
		제95조 설계승인서발급		
		제96조 경미사항 변경신고		
제90조의3 검사	제239조의3 운반용기 검사	제97조 제작검사		제2008-68호 운반용기 제작검사 및 사용검사 규정
		제98조 사용검사		
	제239조의4 검사면제	제99조 검사면제신청		

6. 결 론

국내외적으로 빈번하게 이루어지고 있는 각종 방사성물질의 운반에 대한 안전성 확보 및 효율적인 관리는 관련규정을 준수하는 것이 무엇보다 필수적이며, 국내외 운반규정의 체계를 파악하면 방사성물질의 운반에 대한 규정의 기준 또는 요건을 이해하는 데 보다 도움이 될 것이다.

참고문헌

[1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, Safety Standards Series No.TS-R-1, 2009

[2] 교육과학부령 제24호, 방사선안전관리등의 기술기준에 관한 규칙, 2008

[3] 교육과학기술부 고시 제2008-69호, 방사성물질 포장 및 운반에 관한 규정, 2008

Statistical Analysis of Radioactive Effluent Data from Korean Pressurized Heavy Water Reactors - 1991 to 2008

Jae Hak Cheong, Kwan Hee Lee, Tae Won Suk, Youn Keun Lee
Korea Institute of Nuclear Safety, 34 Gwahak-ro, Yuseong-gu, Daejeon 305-338, Korea
radwaste@kins.re.kr

1. Introduction

The amount of radioactive materials released to the environment from nuclear power plants (NPPs) is a key indicator to determine the radiological performance of the NPPs. The results of a series of systematic analyses on gaseous and liquid radioactive effluent data from domestic pressurized light water reactors (PWRs) have been reported in 2004. However, specific analysis on the radioactive effluent data from pressurized heavy water reactors (PHWRs) has been rarely reported until recently. In order to demonstrate relative offsite radiological performance of domestic PHWRs, historical radioactive effluent data collected from PHWRs operating in Korea and Canada have been statistically analyzed and compared.

2. Approaches and results

2.1. Acquisition and classification of data

Radioactive effluent data from four units of Korean PHWRs and eighteen units of Canadian PHWRs in the period of 1991 to 2008 were collected and statistically analyzed. The domestic effluent data came from WACID (WAste Comprehensive Information 絪酷腎 base) system which has been operated by KINS and operator's annual report (i.e. Annual Report 昀氈甄攀渀玲 ation Control at NPPs). The information on the amount of radioactive materials released from eighteen units of Canadian PHWRs were collected by extracting the data in the reports published by the Canadian regulatory authority, Atomic Energy Control Board (AECB).

For the purpose of inter-comparison, two target radionuclide groups were chosen for liquid radioactive effluent such as: (1) tritium, and (2) gross beta/gamma or particulate activity. A few radionuclide groups (e.g. dissolved or entrained noble gases and gross alpha activity in liquid effluent) which have been monitored in Korean PHWRs pursuant to applicable regulatory requirements were not used for comparison since they are not reported by Canadian operators. However, carbon-14 in liquid effluent was also excluded in this study due to the fact that the data was only available from Canadian PHWRs. It is noted that most of Canadian operators started to quantify the amount of carbon-14 in liquid effluent around late 1990s, except for Gently 2. On the other hand, five radionuclide groups as (1) tritium, (2) carbon-14, (3) particulate, (4) iodine, and (5) noble gases were selected for inter-comparison of gaseous radioactive effluent data. The radionuclide groups monitored at both Korean and Canadian PHWRs are almost the same.

2.2. Analysis of liquid effluent data

As shown in Fig. 1, the annual average amount of radioactive particulate and tritium in the liquid effluent released from domestic PHWRs varies within the range of 1-order of magnitude. In general, the average tritium release tends to decrease gradually after 1996.

The annual average radioactivity of each nuclide group in liquid effluent released from Canadian PHWRs was compared to that of Korean PHWRs. For tritium, the percent rank of average of Korean PHWRs is top 1% of Canadian PHWRs. However, the average amount of particulate released from Korean PHWRs conforms to top 38% of Canadian PHWRs. Except for the oldest Korean PHWR, WolsonasUnit 1, the annual average of radioactive liquid releases from Korean PHWRs is higher than top 10% of Canadian PHWRs (see Fig. 2).

2.3. Analysis of gaseous effluent data

Fig. 3 shows the annual average radioactive gaseous releases from Korean PHWRs. Both tritium and carbon-14 releases vary within the range of 1-order of magnitude. However, the release data of radioactive particulate and iodines, of which concentrations in gaseous waste streams are easily affected by operating conditions, fluctuate within wider range of 3-order of magnitude. The average release of noble gases tends to

decrease after early 1990s. The apparent increased releases of noble gases and iodines in mid 1990s are ascribed to the fuel defect experienced at Wolsong Unit 1 in 1995 and 1996. It is noted that the amount of tritium in liquid effluent will further decrease along with full-scale operation of the tritium removal facility commissioned in 2007.

The annual average radioactivity of each nuclide group in gaseous release from Korean PHWRs was compared to that of Canadian PHWRs. The average amounts of radioactive particulate, iodines, and carbon-14 released from Korean PHWRs are equivalent to top 3%, 16%, and 24% of Canadian PHWRs, respectively. For tritium and noble gases, however, the percent rank of Korean PHWRs' annual average releases are lower than 50% of Canadian PHWRs. This can be also attributed to the fuel defect in mid 1990s. Except for the oldest Korean PHWR, Wolsong Unit 1, however, the percent rank of annual average of gaseous tritium and noble gases released from Korean PHWRs is higher than top 28% of Canadian PHWRs (see Fig. 4).

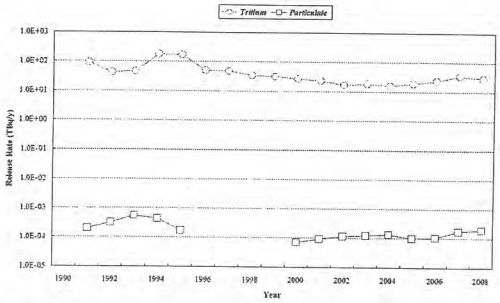


Fig. 1. Annual average liquid radioactive releases from Korean PHWRs (TBq/y per unit)

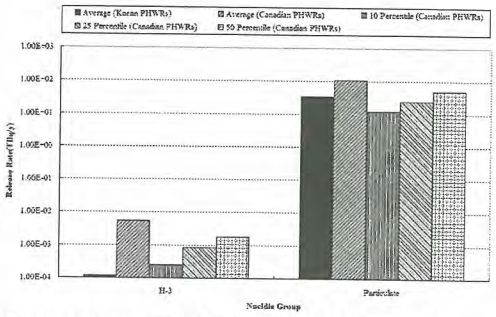


Fig. 2. Comparison of Korean PHWRs' annual average liquid radioactive release data to 10, 25, and 50 percentiles of Canadian PHWRs

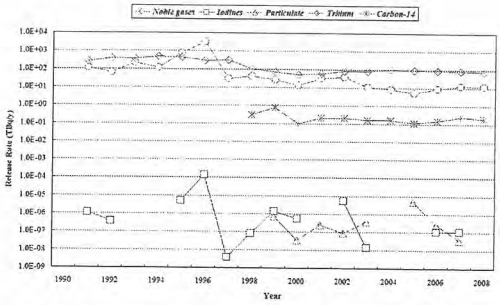


Fig. 3. Annual average gaseous radioactive releases from Korean PHWRs (TBq/y per unit)

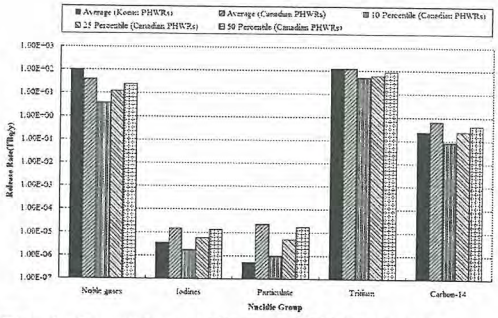


Fig. 4. Comparison of Korean PHWRs' annual average gaseous radioactive release data to 10, 25, and 50 percentiles of Canadian PHWRs

3. Conclusion

As an approach to quantify the offsite radiological performance of domestic PHWRs, historical radioactive effluent data from Canadian PHWRs have been collected and statistically analyzed. It turned out that the average performance of Korean PHWRs' radioactive effluent control is generally better than the average of Canadian PHWRs. The basic approach adopted in this study can be used as an effective tool for deriving an objective barometer to determine domestic PHWRs' environmental sustainability compared to foreign PHWRs.

경수로 원전 계획예방정비기간 중 계통 내 ^{14}C 거동특성 평가

양양희, 강덕원, 이갑복, 박경록*
한전전력연구원, 대전광역시 유성구 문지로 65
*한수원(주) 원자력발전기술원, 대전시 유성구 금병로 508

yhyang@kepri.re.kr

1. 개요

방사성탄소 ^{14}C 는 5,730년의 긴 반감기를 가지고 있으며, 호흡을 통한 인체 내의 유입과 광합성 작용을 통해 방사성탄소가 식물에 축척된 음식물을 섭취할 경우 인체의 내부피폭을 일으킬 수 있다. 원자력발전소의 경우 ^{14}C는 ^{14}N과 ^{17}O가 중성자와의 반응에 의해 대부분 생성되며, 건물 배기구를 통해 환경으로 방출된다. 원전 방사성유출물관리는 정상 운전과 계획예방정비로 크게 구분할 수 있다. 정상 운전 중 방사성유출물은 불시정지 등 특수한 상황 발생시 외에는 어느 정도 일정 수준을 유지한다고 볼 수 있다. 하지만 계획예방정비 중에는 공정별 발전소 운전 특성에 따라 방사성유출물의 방출량 등의 변화가 나타난다. 본 논문은 계획예방정비 중 ^{14}C의 방출특성을 파악하기 위해 냉각재 계통수 및 사용후 핵연료 저장조수 내에 함유된 방사성탄소의 화학형과 조성을 공정별로 분석하였다. 분석결과, 원자로냉각재의 경우 계획예방정비 기간 동안의 평균 방사능농도가 모든 발전소에서 정상운전과 같은 유기물형태의 방사성탄소(^{14}C)가 우세하였으며, 또한 모든 발전소에서 정지화학처리 기간 중 과산화수소 주입 공정 시 방사성탄소의 화학적 형태는 무기물 형태가 지배적으로 나타났다. 사용후핵연료저장조(SFP)의 경우는 모든 발전소가 동일하게 무기물 형태의 방사성탄소가 높게 나타났다. 본 고에서는 국내 경수로 원자력발전소의 계획예방정비 기간 중의 원자로 냉각재 및 사용후 핵연료 저장조수에 대한 방사성탄소(^{14}C)의 특성을 평가하고 그 결과를 기술하였다.

2. 계통 내 ^{14}C 거동 분석

경수로 원전 ^{14}C 방출감시 및 특성평가를 위하여 웨스팅하우스형(W 형), CE 형 및 프라마톰형(Framatome 형) 원전의 계획예방정비기간동안 각 발전소별로 원자로냉각재계통(RCS)과 사용 후 핵연료 저장조(SPF)에서 액체시료를 채취하여 방사성탄소의 거동특성을 분석하였다. RCS 계통은 O/H 기간 중 정지화학처리 공정기간을 중심으로 시료채취 및 분석을 실시하였으며, 사용 후 연료저장조 내 시료채취 및 분석은 사용 후 연료 저장조의 연료 이동에 따른 화학적 형태 변화를 파악하기 위해 실시하였다. 웨스팅하우스형(W 형)계획예방정비기간동안의 방사성탄소 특성분석 결과는 표 1과 그림 1, 2에 각각 나타내었다. RCS 계통의 경우 계획예방정비기간동안의 화학적 형태는 모든 발전소에서 정상운전과 같은 유기물형태의 방사성탄소(^{14}C)가 대체로 많이 존재하였으며, 또한 모든 발전소에서 공통적으로 정지화학처리 공정기간 중 과산화수소주입 공정 시 기상형태로 존재하는 방사성탄소의 화학적 형태는 무기물 형태가 지배적이었다. 이러한 주된 원인은 유기물형태의 방사성탄소가 산화되어 $^{14}CO_2$의 무기물 형태로 대부분 변화되었기 때문이다. SFP의 경우에는 모든 발전소가 동일하게 무기물 형태의 ^{14}C가 지배적인 것으로 나타났다.

계획예방정비기간동안 RCS 계통수의 ^{14}C 화학형은 정지화학 처리공정을 거치면서 상이 서로 바뀌는 것으로 나타났다. 정상운전 중에는 수소주입 운전으로 인한 환원 환경 하에 놓이기 때문에 냉각재의 ^{14}C는 유기화학형을 유지하고 있다가 원자로의 냉각/감압이 이루어지는 동안 VCT를 통한 퍼지에 의해 상당량이 폐기물계통과 격납건물내로 빠져나가면서 격납건물 내는 잠시 동안 유기형의 분율이 높은 상태에 놓이게 된다. 핵연료의 인출 및 검사단계에서는 방사선작업자의 피폭선량 저감을 위한 계통 내 과산화수소(H_2O_2)의 주입으로 산화 환경으로 바뀌면서 원자로냉각재는 다시 무기 형태($^{14}CO_2$)로 전환된다. ^{14}C의 화학형이 전환된 원자로냉각수는 핵연료의 교체가 이루어지는 동안 Reactor cavity나 핵연료저장조 내로 이동, 혼입되면서 무기 형태의 분율이 주종을 이루게 되며 이러한 환경으로 변화된 핵연료저장조수는 수 표면에서 기•액 평형반응에 의해 $^{14}CO_2$ 형태로 분리되어 건물 배기구를 통해 빠져나가게 되는데 이의 확인을 위해, SFP 저장조수, 주변 공기 및 핵연료 건물 방출단에서의 시료를 분석해 본 결과, 대부분 무기형이 주종을 이루고 있는 것으로 나타났다.

표 1. RCS 및 SFP 시료의 ^{14}C 특성 분석

구분	운전상황	방사능농도 (Bq/kg)		분율(%)		총방사능 농도
		무기물	유기물	무기물	유기물	
RCS	계통병해전	792.06	1965.19	28.7	71.3	2757
	붕산화완료후	1246.65	2859.42	30.4	69.6	4106
	VCT질소교체후	130.73	1955.46	6.3	93.7	2086
	H_2O_2주입후	1544.40	32.16	98.0	2.0	1577
SFP	계통병해전	105.34	50.46	67.6	32.4	156
	연료인출	456.80	49.98	90.1	9.9	507
	연료검사	548.60	24.56	95.7	4.3	573
	연료장전	353.34	43.29	89.1	10.9	397

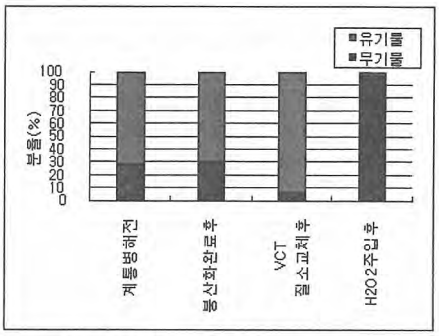


그림1. RCS의 방사능농도 분율

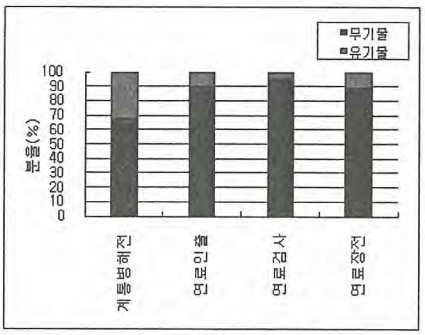


그림2. SFP의 방사능농도 분율

3. 결론

국내 경수로 원전 ^{14}C 방출감시 및 특성평가를 위하여 W 형, CE 형 및 Framatome 형 원전의 계획예방정비기간동안 각 발전소별로 원자로냉각재계통(RCS)과 사용 후 핵연료 저장조(SPF)에서 액체시료를 채취하여 방사성탄소의 거동특성을 분석하였다. RCS 계통은 O/H 기간 중 정지화학처리 공정기간을 중심으로 실시하였으며, 사용 후 연료저장조 내 시료채취 및 분석은 사용 후 연료 저장조의 연료 이동에 따른 화학적 형태 변화를 파악하기 위해 실시하였다. 계획예방정비기간동안의 방사성탄소 특성분석 결과, RCS 계통의 경우 계획예방정비기간동안의 화학적 형태는 모든 발전소에서 정상운전과 같은 유기물 형태의 방사성탄소(^{14}C)가 우세하였다. 또한 정지화학처리 공정기간 중 과산화수소주입 공정 시 기상형태로 존재하는 방사성탄소의 화학적 형태는 대상 발전소 모두 무기물 형태가 지배적이었다. 이러한 주된 원인은 유기물형태의 방사성탄소가 산화되어 $^{14}CO_2$의 무기물 형태로 대부분 변화되었기 때문이다. SFP의 경우에는 모든 발전소가 동일하게 무기물 형태의 ^{14}C가 지배적인 것으로 나타났다. 이는 핵연료의 교체시 방사선작업자의 피폭선량 저감을 위해 과산화수소(H_2O_2)의 주입에 의한 무기화학형으로 전환된 원자로냉각수가 Reactor cavity나 핵연료저장조 내로 이동, 혼입에 의한 것으로 추측된다.

참고문헌

[1] Thomas Ibach "Study on the Emission Monitoring of Radiocarbon (C-14)and general C-14 Aspects in at least 10Nuclear Power Plantswith Pressurized Water Reactors in European countries such as Germany, Switzerland, and England, September 2007.10.

[2] Magnusson A, " ^{14}C Produced by Nuclear Power Reactors" -Generation and Characterization of Gaseous, Liquid and Solis Waste" Lund University, 2007

[3] 강덕원 등, "Evaluation and Characterization of the Discharged Radioactive Carbon Compounds from Domestic PWRs" KEPRI, R06NS07, Oct.2008.

Sensitivity of Inhalation Radiation Dose to Airborne Particle Properties: Focusing on Radioactive Waste and TENORM

Kwang Pyo Kim
Kyung Hee University, Yongin-si, Gyeonggi-do, Republic of Korea
kpkim@khu.ac.kr

1. Introduction

Radiation exposure due to inhalation of radioactive airborne particles is one of the most common intakes in industry associated with radioactive waste and Technologically Enhanced Naturally Occurring Radioactive Material (TENORM).

In 1994, the International Commission on Radiological Protection (ICRP) issued Publication 66, Human Respiratory Tract Model (HRTM) for radiological protection [1]. The model includes morphological, physiological, and radiobiological characteristics of the respiratory tract, deposition and clearance of inhaled particles, and radiation dosimetry. A substantial improvement of this model was ability to explicitly consider particle properties (size, shape, density, and solubility) for radiation dosimetry. The particle properties influence particle deposition and clearance in the respiratory tract and hence influencing radiation dose. The ICRP 66 HRTM recommends that site-specific information on particle physicochemical properties should be measured and then used. In the absence of specific information, ICRP 66 HRTM suggests default reference values. However, the reference values were obtained by pooling data from several studies. In reality, particle properties are widely distributed. Consequently, using recommended default values can potentially skew dose estimates to unrealistic values in individual exposure cases.

The objectives of present study are to to calculate radiation doses for various particle properties and to determine the degree to which uncertainties in particle size, shape, density, and solubility contribute to variations in the effective dose to workers. The results will provide rationale to use site-specific particle properties to reduce uncertainty in the dose assessment.

2. Materials and Methods

The values of 50-year committed effective dose per unit intake were computed for U-238 and Th-230 to workers. Dose computation was performed using Integrated Modules for Bioassay Analysis (IMBA) code (Richland, WA).

Radiation dose was initially calculated using ICRP default particle parameters: activity median aerodynamic diameters (AMAD) are 5 um for workplace and 1 um for the general public, density is 3 g/cm^3, shape factor is 1.5, and solubility is type M for U-238 and type S (for Th-230). After that, radiation doses were calculated for various particle sizes: AMAD, particle density, and shape factor were allowed vary from 0.01 um to 100 um, from 0.7 g/cm^3 to 11 g/cm^3, and from 1 to 2, respectively. Three different absorption types, type F, M and S, were used for dose calculation.

3. Results and Discussion

Figure 1 displays the effective dose due to U-238 and Th-230 particle inhalation. For particle sizes, the inhalation dose generally decreases with increasing particle size. For types M or S, the effective dose due to the inhalation of 0.01 um particles is about an order of magnitude larger than that due to inhalation of 100 um particles. Generally, smaller particles are deposited at deeper region of the respiratory track and stay longer time. This results in higher dose for smaller particles [2].

For particle density and shape, a higher mass density and smaller shape factor results in a higher dose. Particle deposition in the respiratory tract depends on aerodynamic diameter and thermodynamic diameter. The higher density and smaller shape factor decreases the thermodynamic diameter for the same aerodynamic size. This allows for deposition of the particles in deeper region of the respiratory track and hence resulting in higher dose [3].

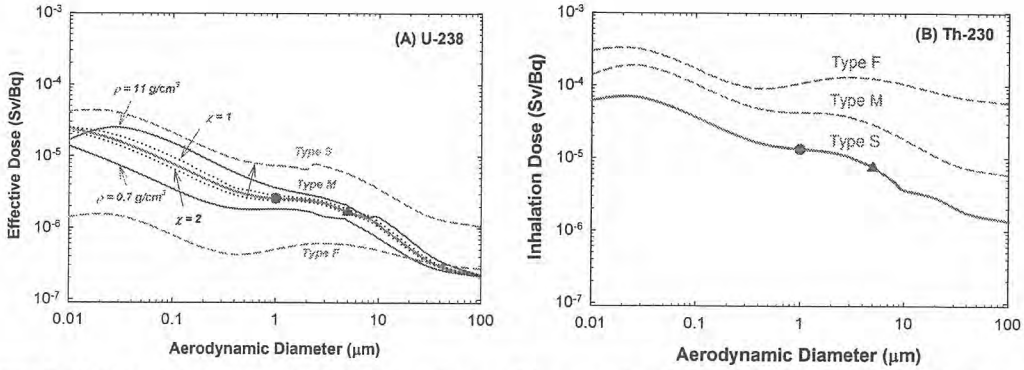


Figure 1. Inhalation dose per unit intake for various particle properties: (A) U-238 and (B) Th-230. Circle and triangle are doses for ICRP reference values for workplace and general public, respectively.

For solubility in lung fluid, type S, type M, and type F material result in the higher dose in that sequence for U-238. In contrast type F result in the highest dose for Th-230. The difference trends can be attributed to different behavior of the radionuclides after absorbed into blood [4]. Type S U-238 materials are slowly absorbed into blood. In other words, they remain within the respiratory tract for longer time and hence resulting in higher dose to lung. After absorbed into blood, they are distributed to internal organs and tissues. However, radiation dose to the organs are much smaller than dose to the lung. As a result, type S results in the highest dose for U-238. While a large fraction of uranium is excreted following its absorption to blood, a large fraction of thorium is taken up within bone and stay there with a considerably longer retention time. Therefore, radiation dose to bone marrow and bone surface for type F Th-230 particles are noted to be significantly higher than doses to the lungs for Type S aerosols of Th-230. Therefore, type F resultd in the higher dose than type S for Th-230 particles

4. Conclusion

This study indicates that the particle size and absorption type are important input parameters for individual and site-specific dose assessments. Conservative assumptions on the size or absorption type can greatly skew dose assessments to unrealistic values by up to an order of magnitude. Therefore, it is highly recommended to measure and then use site-specific information on particle properties for inhalation dosimetry

References

[1] ICRP. Human respiratory tract model for radiological protection. Oxford: Pergamon Press; International Commission on Radiological Protection; ICRP Publication 66; 1994.

[2] Kim K, Wu C, Birky B, Bolch W. Effective dose scaling factors for use with uranium series cascade impactor data: Reassessment using the IMBA code. Health Phys 91:331-337; 2006a.

[3] Kim K, Wu C, Birky B, Nall W, Bolch W. Characterization of radioactive aerosols in Florida phosphate processing facilities. Aerosol Sci Technol 40:410-421; 2006b.

[4] Kim K, Wu C, Birky B, Nall W, Bolch W. Tenorm aerosols in the Florida phosphate industry - Assessment of lung fluid solubility and annual effective dose to workers. Rad Prot Dos 123:41-55; 2007.

민감도 분석에 따른 삼중수소 열량계 운영방안 개발

송규민, 이계우, 고병욱, 이숙경, 손순환
한국전력공사 전력연구원, 대전광역시 유성구 문지로 65
kmsong@kepri.re.kr

1. 서론

한국전력공사 전력연구원에 구축 중인 삼중수소 실험실은 한수원(주)의 월성원전 삼중수소 제거설비(TRF)에서 생산되는 삼중수소를 계량·분배할 수 있는 시설이다. 전력연구원은 본 시설에 입출고 되는 삼중수소의 재고관리를 위해 삼중수소 열량계를 구축한 바 있다. 삼중수소 열량계는 삼중수소를 저장용기로부터 꺼내지 않고 삼중수소 붕괴열만을 측정하여 재고량을 정량하는 비파괴 분석기기이다. 본 논문에서는 삼중수소 실험실에 설치된 삼중수소 열량계의 측정 범위에 따른 민감도를 측정하고 이를 분석하여 삼중수소 열량계의 효율적인 운영방안을 개발하고자 한다.

2. 본론

2.1 실험방법

삼중수소 1 g은 베타붕괴를 하면서 약 0.32 W (0.91 ㎽/TBq)의 열을 발산하게 되는데, 삼중수소 열량계는 삼중수소 붕괴열을 감지하여 삼중수소의 재고량을 정량하는 분석장비를 말한다. 전력연구원에 설치된 열량계는 twin cell type으로 펠티에소자로 기전력을 측정하여 열량을 계산한다. 따라서 삼중수소 재고량의 정확한 측정을 위해서는 사전 안정화와 펠티에소자의 민감도 측정이 수행되어야 한다. 펠티에소자의 민감도 측정은 삼중수소 열량계 측정셀에 열량을 공급할 수 있는 Joule Effect Cell(JEC)을 이용하였으며, 본 실험에서는 50 ㎽에서 6,000 ㎽까지의 발생열량에 따른 민감도를 측정하였다. 민감도 계산법으로 제작업체에서 제공한 실험 초기값 기준법과 새로 제안하고자 하는 long duration baseline 기준법을 적용하여 비교실험을 수행하였다. 이 방법은 열량계를 24 시간 동안 안정화 할 때 마지막 7 시간 동안 얻은 baseline을 기준값으로 이용하는 방법이다. 측정시간을 결정하기 위해 6,000 ㎽에 대한 장기(22 시간) 측정시험이 수행되었으며 이로부터 각 실험시간을 14 시간으로 결정하였다. 50~6,000 ㎽ 실험에서는 14 시간 측정에 각 실험종료 시 7 시간의 안정화 시간을 주었으며, 실험실 여건상 부득이하게 연속실험이 어려운 1000, 2000, 2400, 3000 ㎽의 경우에 추가로 안정화 시간을 주었다. JEC에서 공급하는 열량은 설정값을 적용하지 않고 실제 실험시간동안 측정된 전류 및 전압으로 계산된 열량의 평균값(오차 0.01% 수준)을 적용하였다. 기전력측정 및 계산은 실험초기 30분 전 2,000개 data와 실험종료 30분 전 2,000개 data를 각각 적용하여 표본수량의 일관성을 주었다.

2.2 결과 및 고찰

<그림 1>은 6,000 ㎽에 대한 22 시간 측정실험에서 얻은 민감도의 상대오차와 %RSD (Relative Standard Deviation)를 시간에 따라 나타낸 그래프이다. 상대오차는 최종적으로 측정된 민감도 95.52 ㎶/㎽를 기준으로 하였으며, %RSD는 주어진 시간에서 종료시간까지 측정된 값에 대한 편차를 적용하였다. <그림 1>에서 보듯이 %RSD의 경우 0.1% 이내로 낮추기 위해서는 12 시간 이상의 측정시간이 요구되며, 상대오차의 경우 0.1% 이내로 유지하기 위해서는 14 시간 이상의 측정시간이 요구되는 것으로 나타났다. 상대오차 0.1%는 삼중수소 약 0.02 gT에 해당된다. 열량이 높을수록 정상상태에 도달하거나 안정화에 소요되는 시간이 많이 필요하므로 현재 측정범위에서는 14 시간이 적절한 것으로 판단된다.

<그림 2>는 삼중수소 열량계 민감도를 JEC 공급열량에 따라 나타낸 그래프이다. 초기값 기준법과 baseline 기준법을 적용하여 민감도 계산법을 비교하여 나타냈다. 초기값 기준법은 기존에 일반적으로 사용하는 방법으로 기전력 변화량의 기준값을 JEC로 열량을 공급하기 전 측정셀과 레퍼런스셀에서 측정된 기전력 차이를 기준으로 삼는 방법이다. 반면에 baseline 기준법은 안정화 조건에서의 측정셀과 레퍼런스셀에서 측정된 기전력 차이를 미리 측정하여 이 값을 기준값으로 계속 사용하는 방법이다. 따라서 초기값 기준법은 실험마다 안정화 시간이 필요하다는 단점이 있으나 실험조건이 바뀌어도 문제가 없다는 장점이 있다. 반면, baseline 기준법은 실험조건이 많이 바뀌었을 경우 재확인이 필요하지만 측정실험마다 소요되는 안정화 시간을 단축할 수 있어 전체 측정시간을 줄일 수 있다는 장점이 있다.

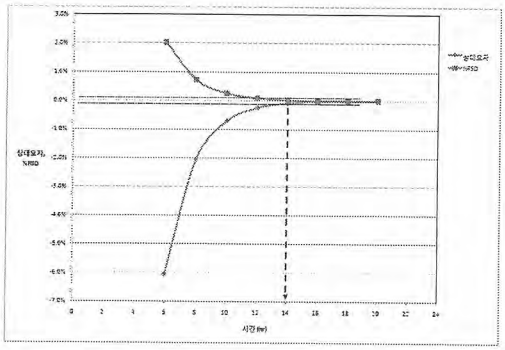


그림 1. 열량 6,000 ㎽에 대한 22 시간 실험 시 민감도 상대오차와 %RSD

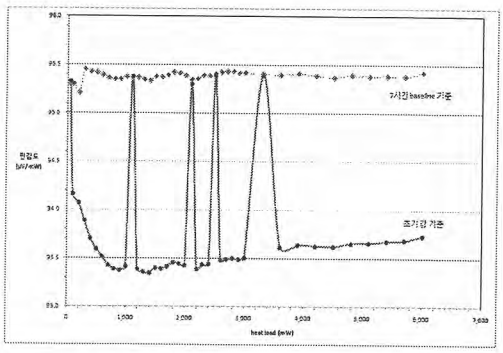


그림 2. 초기값 기준법과 7 시간 baseline 기준법에 의한 민감도 변화비교

<그림 2>에서 초기값 기준법에 의해 측정된 민감도는 평균 93.77 ㎶/㎽였으며 %RDS는 약 0.7% 정도였다. 하지만 baseline 기준법으로 측정된 민감도는 평균 95.38 ㎶/㎽에 %RSD 0.05% 이내를 유지하고 있다. 초기값 기준법은 앞 실험의 영향을 많이 받으며 특히 안정화 정도가 큰 영향을 미치고 있음을 알 수 있다. 안정화 시간을 길게 한 1000, 2000, 2400, 3000 ㎽의 경우에 대해 연속된 다음 측정실험에서는 baseline 기준법과 거의 동일한 민감도를 얻을 수 있었다. 따라서 기존 방법을 적용할 경우 baseline 회귀를 위해 소요되는 시간이 측정시간과 거의 동일하게 필요하므로 1회 측정시간을 28 시간 이상으로 하여야 한다. 또한 제작업체가 추가로 제안한 측정전후 baseline 평균값 기준법을 적용한다면 소요시간이 더 증가하여 42 시간 이상이 필요하게 된다. 하지만 실험조건의 변화가 크지 않다는 전제조건에서 baseline 기준법을 적용한다면, 별도의 안정화 시간이 요구되지 않기 때문에 본 실험에서는 최대 21 시간, 최소 14 시간으로도 가능할 것으로 보인다. 만약 실험조건이 변한다고 해도 소요되는 시간은 여전히 초기값 기준법에서 요구하는 시간을 넘지는 않는다. 한편, 7 시간 안정화 조건에서 초기값 기준법을 적용할 경우 삼중수소 0.3 gT 이상의 측정오차가 발생할 것으로 추정된다.

3. 결론 및 향후계획

삼중수소 열량계 민감도 측정실험을 통해 최적 측정시간 선정 및 민감도 계산법을 제시하였다. 초기값 기준법에 의해 측정된 민감도는 93.77 ㎶/㎽, baseline 기준법에 의해 측정된 민감도는 95.38 ㎶/㎽였다. 기존 초기값 기준법은 최대 측정시간 42 시간이 소요될 수 있는 반면 baseline 기준법은 14 시간 정도로도 가능할 것으로 본다. 또한 기존 7 시간 안정화 조건의 초기값 기준법을 적용할 경우 6,000 ㎽에서 삼중수소 0.3 gT의 측정오차가 예상되지만, baseline 기준법을 사용할 경우 삼중수소 0.01 gT까지 측정오차를 줄일 수 있다. 향후 측정범위를 넓혀 추가실험을 수행할 예정이며, ITER 삼중수소 운반·저장용기 등 측정대상의 구조 및 형태에 따른 영향도 검토하여 삼중수소 열량계의 효율적인 관리 및 정확도 향상을 위한 운전절차개발과 정량분석시스템을 구축할 계획이다.

사 사

본 연구는 지식경제부의 전력산업연구개발사업으로 수행 중에 있다.

우라늄 동위원소 질량비 결정을 위한 FRAM 분석

박세환, 엄성호, 안성규, 임혜인, 신희성, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
ex-spark@kaeri.re.kr

1. 서 론

감마선 분광분석을 이용하여 우라늄 동위원소비를 구하고자 할 경우 우라늄 동위원소에서 발생하는 감마선 에너지가 50 keV에서 1 MeV 까지 넓은 영역에 걸쳐 있기 때문에 에너지에 변화에 따른 검출 효율을 보정해 주어야 한다. FRAM (Fixed-energy Response-function Analysis with Multiple efficiencies)은 우라늄에서 발생하는 감마선 측정을 이용하여 별도의 검출기 효율 보정 없이 우라늄 동위원소비 결정이 가능하다. 본 논문에서는 HPGe 검출기로 우라늄에서 발생하는 감마선을 측정하고 다양한 변수 변환을 포함한 FRAM을 이용한 우라늄 동위원소비 분석에 대하여 소개한다.

2. 실험 및 분석

가. 우라늄 감마선 스펙트럼 측정

HPGe 감마선 검출기를 이용하여 우라늄에서 발생하는 감마선 에너지 스펙트럼을 측정하였다. HPGe 검출기 (ORTEC Model GEM-30185-P)는 원통형으로 동작을 위하여 3800 V의 고전압을 인가하며 검출 효율은 30 %이다. 검출기에서 발생한 신호는 preamplifier, shaping amplifier를 거쳐서 MCA (Multi Channel Analyzer)에서 아날로그 신호로 바꾼 후 PC에 저장되게 된다. 측정이 이루어지는 동안 1332 keV 감마선에 대하여 2.1 %의 에너지 분해능을 유지하였다. 이는 통상적으로 알려진 HPGe 검출기의 에너지 분해능과 비교하여 약간 큰 값이다. 측정에 이용된 시료는 NU(Natural Uranium) 1 kg, 2 kg 과 농축도를 달리하는 우라늄 선원 (0.31, 0.71, 1.94, 2.95, 4.46 %)이다. 우라늄 측정은 30 분과 1 시간으로 나누어 이루어 졌다. U-235에서 발생하는 143.8, 185.7 keV 영역의 에너지 peak을 확인할 수 있었으며, U-238에서 발생하는 1001 keV의 높은 에너지 peak을 측정 에너지 스펙트럼 상에서 구분하였다. 우라늄 표준 선원 감마선 측정을 통하여 우라늄 농축도가 커질수록 동일한 시간동안 측정한 에너지 스펙트럼을 비교한 결과 U-235에서 발생하는 185.7 keV 에너지 peak의 크기가 커짐을 확인할 수 있었다.

나. FRAM 분석

FRAM은 LANL (Los Alamos National Laboratory)에서 개발한 감마선 에너지 스펙트럼을 측정하고 이를 이용하여 감마선을 발생하는 동위원소의 비를 구할 수 있는 프로그램이다. 일반적으로 FRAM을 이용하여 우라늄과 플루토늄 동위원소비를 구할 수 있으며, 에너지 분해능이 뛰어난 HPGe 검출기나 CdTe 검출기를 이용하여 측정된 에너지 스펙트럼 분석에 이용된다 [1,2]. FRAM은 일반적으로 동위원소비를 구하고자 하는 시료 측정 후 표준선원을 이용하여 에너지에 따른 검출효율 보정이나, 채널-에너지 보정을 수행해야 하는 별도의 측정 필요 없이 한 번의 측정으로 시료에 포함된 우라늄이나 플루토늄의 비를 구할 수 있는 장점이 있다.

우라늄 측정 에너지 peak 중에서 크기가 큰 peak들을 이용하여 에너지, 검출 효율, peak 모양 등에 대한 보정을 수행하도록 FRAM 변수를 변화시켰다 [3]. 검출 효율 계산은 물리적 모델을 이용하였다. FRAM 계산 결과 얻어진 검출 효율이 우라늄 동위원소의 경우 계산 결과와 물리적 모델이 잘 일치함을 보였다. 또한 FRAM 결과로 얻어진 감마선 peak의 모양이 측정된 감마선 peak의 모양을 잘 설명함을 볼 수 있었다. NU 1 kg과 2 kg 측정으로부터 얻은 스펙트럼 분석을 통하여 U-235의 비가 각각 0.66 %, 0.77 %를 얻었다. 이는 NU에서 알려진 U-235 비인 0.71 %와 비교하여 근접하는 결과이다. 보다 정확한 분석값을 얻기 위하여 HPGe 검출기 및 검출 회로에 대한 보정을 통하여 에너지 분해능을 1332 keV에 대하여 1.8 %로 향상시킨 후 추가적인 실험 및 FRAM 분석을 수행하였다.

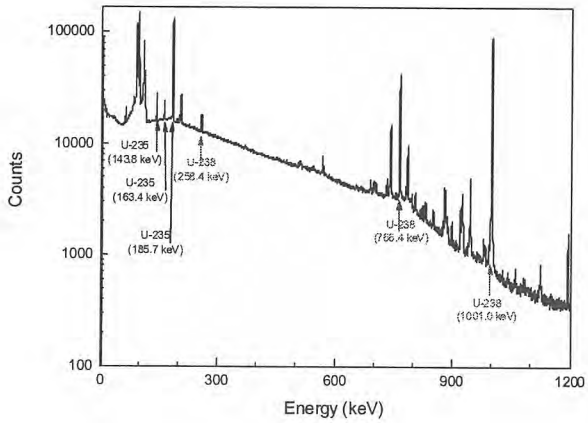


그림 1. HPGe 검출기를 이용하여 측정한 우라늄 감마선 에너지 스펙트럼

3. 결 론

FRAM 분석은 감마선 분광 분석을 통하여 우라늄 및 플루토늄 동위원소비를 정밀하게 구할 수 있는 분석법이다. 본 연구에서는 우라늄 사료를 이용한 감마선 에너지 스펙트럼 측정 및 측정 자료를 이용한 FRAM 분석을 시도하였다. 검출기 동작 조건, 측정 시간, 데이터 처리에 따른 분석 결과 변화에 대한 결과를 얻었다. 본 연구를 통하여 얻어진 결과는 핵물질 계량 기술 발전에 기여할 것을 기대한다.

Acknowledgment

This work was supported by the Ministry of Education, Science and Technology of the Korea. We thank to Dr. Duc T. Vo at Los Alamos National Laboratory for his advices on suggestion to acquire improved spectra from spent fuels. .

참고문헌

1. T. Sampson, G.W. Butler, D.T. Vo, T. Wenz, S. Myers: The use of FRAM with a portable, HPGe-based nuclide identifier to measure the isotopic composition of plutonium and uranium, http://www.ortec-online.com
2. D.T. Vo, P.A. Russo (2002): PC/FRAM plutonium isotopic analysis of CdTe gamma-ray spectra, Nucl. Instr. Meth A 486, 813.
3. Personal contact to D.V. Vo at Los Alamos National Laboratory

민감핵물질 정량분석을 위한 LSDS 시스템의 타깃 금속 및 납 매질의 방사화 특성 평가

박창제, 이용덕, 박근일, 강권호, 이정원
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
cjpark@kaeri.re.kr

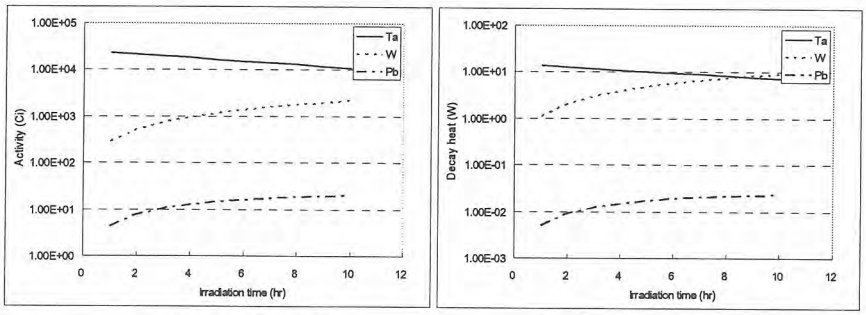
1. 서론

민감핵물질을 핵종별 분석하기위해 Lead Slowing-Down Time Spectrometer (LSDS) 시스템에 대한 개념평가 연구가 진행중에 있다. 이 시스템에서는 고수율의 중성자 발생을 위해 전자가속기를 고려하고 있으며 방출된 전자빔과 타깃 금속과의 반응으로 중성자 및 감마선이 발생한다. 높은 중성자 수율은 측정대상인 핵연료내의 중성자 백그라운드를 극복하기 위한 것으로 타깃에서 중성자 생성된 중성자는 납 매질을 통과하면서 감속되어 핵연료와 핵분열 반응을 일으키게된다. 이 핵분열 생성 중성자를 측정함으로써 동위원소별 핵분열성 물질의 함량을 정량적으로 측정하게 된다.[1] 이에 금속 타깃에 대한 예비적인 설계가 수행되었으며 구조 및 형상에 대한 민감도 평가가 수행되었다.[2]

본 논문에서는 이러한 타깃 금속으로 고려되고 있는 Ta나 W에 대해 중성자 및 감마선에 의한 방사화 특성 평가를 하였다. 또한 주위의 납 매질에 대해서도 방사화 평가를 수행하였다.

2. 계산방법 및 결과 고찰

미국의 ORNL에서 개발한 방사화 특성평가 코드인 SCALE5 시스템[3]을 이용하여 타깃 금속과 납매질에 대한 특성 평가를 수행하였다. 방사화 특성 평가를 수행하기 위해 전자가속기에서 방출되는 수십 MeV 에너지의 전자빔에 의한 중성자 및 감마선원을 근사하여야 하지만 보다 보수적으로 중성자 및 감마선의 다양한 에너지 스펙트럼을 가지는 원자로에서 이러한 물질이 100g 정도로 불순물형태로 핵연료와 같이 있을 때로 가정하여 계산을 하였다. 핵연료의 기준은 농축도가 4.5 wt% 이며 연소도는 55 GWD/tU로 가정하였다. 이 결과로부터 타깃 금속과 납 매질의 방사화로 인한 핵종 변화, 방사능 및 붕괴열을 평가하였다. 전자빔이 짧은 시간 입사될 것이므로 총 10시간에 대해 계산을 수행하였다. 그림 1은 시간 변화에 따른 Ta, W, 및 Pb의 방사능 변화와 붕괴열 변화를 보여주고 있다. 중성자 세기는 2.37E+13 n/cm^2-s 스펙트럼은 Ta의 경우 초기에 높은 방사능을 보이다가 점점 감소하는 경향을 보이는데 주로 Ta-180의 영향이 가장 높은 것을 알 수 있다. 나머지의 경우는 중성자에 의한 방사화로 인해 점점 방사능 물질이 많아지는 것을 알 수 있다. 붕괴열의 경우도 유사한 경향을 보이고 있다. 전반적으로 납 매질의 경우 예상하였던 것과 마찬가지로 단시간 조사시 큰 방사능과 붕괴열을 보이지 않고 있다. 충분한 방사능 차폐재로의 역할을 하고 있음을 확인할 수 있다. 표 1은 건식재가공전환체의 핵종별 방사능 변화를 나타내고 있다. 1시간 조사된 경우 Ta의 경우 2.34E+04 Ci, W는 2.93E+02 Ci, 그리고 Pb의 경우는 4.33E+00 Ci를 나타내었다. 10시간이 경과된 경우 비슷한 차이를 유지하고 있는데 Ta의 경우 W에 비해 약 5배 정도 높으며, Pb에 비해 약 550배 정도 높게 방사능을 보여주고 있다. 1 톤 기준 핵연료의 경우 10시간 경과시 총 방사능은 약 1.27E+08 Ci 정도임을 고려하면 Ta의 방사능은 무시하지 못할 양이다. 따라서 상대적으로 방사능과 발열량이 낮은 W 가 더욱 우수할 것으로 예상된다. 그렇지만 LSDS 시스템은 모두 납 매질로 둘러싸여 있기 때문에 그 내부에 있는 타깃 금속의 방사화 정도는 납 매질의 차폐효과로 충분히 수용될 것이다.



(a) 방사능 변화 (b) 붕괴열 변화

그림 1. 타깃 금속 및 납매질의 방사능 및 붕괴열 변화

표 1. 타깃 금속 및 납매질의 방사화에 따른 방사능 변화 (Ci)

Element	Time (hr)	1.00E+00	2.00E+00	5.00E+00	7.00E+00	1.00E+01
Ta	ta180	2.34E+04	2.15E+04	1.67E+04	1.41E+04	1.09E+04
	ta182	9.06E+00	1.81E+01	4.53E+01	6.33E+01	9.04E+01
	ta182m	1.64E+01	1.76E+01	1.77E+01	1.77E+01	1.77E+01
	w183m	3.72E-02	1.48E-01	9.22E-01	1.80E+00	3.65E+00
	ta183	3.72E-02	1.48E-01	9.22E-01	1.80E+00	3.65E+00
	total	2.34E+04	2.15E+04	1.67E+04	1.41E+04	1.10E+04
W	w187	2.38E+02	4.70E+02	1.13E+03	1.53E+03	2.10E+03
	w183m	5.26E+01	5.26E+01	5.26E+01	5.26E+01	5.26E+01
	w185m	1.69E+00	1.69E+00	1.69E+00	1.69E+00	1.69E+00
	w185	1.42E-01	2.84E-01	7.10E-01	9.94E-01	1.42E+00
	total	2.93E+02	5.24E+02	1.18E+03	1.59E+03	2.15E+03
Pb	pb209	4.33E+00	7.83E+00	1.48E+01	1.75E+01	1.99E+01
	bi210	1.89E-11	1.43E-10	1.93E-09	4.84E-09	1.24E-08
	pb205	1.30E-11	2.60E-11	6.50E-11	9.11E-11	1.30E-10

3. 결론

SCALE5 코드를 이용하여 민감핵물질 정량측정을 위한 LSDS 시스템의 중성자발생장치 타깃 금속 물질과 납 매질에 대한 방사화 특성 평가를 수행하였다. 이러한 기초 계산을 통하여 타깃 금속인 Ta와 W 중에서 W가 보다 낮은 방사화 특성 결과를 보였고, Pb의 경우 충분히 낮은 방사능과 붕괴열을 나타내었다. 단시간 조사를 기준으로 하였을 경우에 가정하였는데 장시간 거동을 통한 타깃의 수명 평가도 같이 병행해야 할 것이다. 또한 보다 실질적인 조건을 부여하기 위하여 고에너지 중성자 스펙트럼 영역에서의 방사화 평가도 같이 수행해야 할 것이다. 이러한 타깃에 대한 기초자료로부터 중성자 발생장치의 상세설계 변수를 도출하는데 많은 기여를 할 것으로 기대된다.

References

[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, J.H. Song, K.C. Song, "Sensitivity Study on the Target of the Fast Neutron Sources for the Lead Slowing Down Time Spectrometry with a Monte Carlo Simulation," Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting, pp. 125-126, Pyeong Chang, Korea, October 30-31, 2008.

[3] I.G. Gauld, O.W. Hermann, R.M. Westfall, ORIGEN-S: SCALE System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Associated Radiation Source Terms, ORNL/TM-2005/39, 2005.

폐 이온교환수지의 ^{14}C 측정법에 대한 고찰

김진길, 이상태, 김창환, 김민재
하나검사기술(주), 경기도 하남시 감북동 412-5
freeflying04@naver.com

1. 서론

이온교환수지는 원자력시설에서 발생하는 다량의 공정수 처리와 폐기물 유출물 계통에서 오염된 방사성 물질을 제거하기 위해 사용되고 있다. 폐수지의 최적 처리와 처분을 위해서는 방사성 핵종의 종류와 함량을 알아야할 필요가 있다. ^{14}C는 긴 반감기, 잠재적인 농도 및 환경으로의 이동성 때문에 정량화하는데 특별한 관심을 가져야 하는 방사성핵종(T1/2=5730years) 중의 하나이다. 처분된 방사성폐기물에서 ^{14}C의 환경적인 거동은 존재하는 화학형에 따라서 상당히 다르다. 따라서 총 ^{14}C 방사능뿐 만 아니라 화학형을 규명하는 것은 매우 중요하다. 경수로(LWRs)에서의 ^{14}C 생성은 주로 핵연료, 구조재 및 1차 냉각재에서 생성된다. 1차 냉각재에서 생성된 ^{14}C의 일부는 배기체 처리계통(off-gas system)을 통해서 빠져나가고, 일부는 계통수 정화계통의 수지 내에 머무르게 된다. 이 논문의 목적은 원자력발전소에서 사용되는 다양한 공정수의 정화용 이온교환수지에 함유된 ^{14}C의 측정을 위해 그간 개발 및 사용된 다양한 분석법들에 대해 고찰하기 위함이다. 본 논문에서는 유기화학형의 ^{14}C(예: hydrocarbons)와 무기화학형의 ^{14}C(예: carbonates)와 관련한 ^{14}C의 화학종들의 분석법들을 검토하였으며 검토된 문서들 중 일부는 해외 원전에서 사용된 이온교환수지에 대한 측정결과도 포함하고 있다. 해외 원전에서 사용된 분석기술에 관한 내용과 일차냉각재 및 이온교환수지에서의 ^{14}C의 화학형에 대해 조사한 내용을 기술하였다.

2. ^{14}C 화학종의 형성

가. 1차 냉각재중의 ^{14}C 화학형

원자로형과 운전방식에 따라 1차 냉각재에 나타난 ^{14}C의 화학형은 상당한 차이가 있다. PHWR(가압중수로)에서의 ^{14}C는 대부분 $^{14}CO_2$의 화학형이고 PWRs(경수로)에서는 높은 환원환경에 놓여 있기 때문에 ^{14}C는 거의 hydrocarbons 또는 ^{14}CO로 나타나며 적은 분율의 $^{14}CO_2$와 carbonates 형으로 존재한다. Rosset et al(1994)은 높은 온도 및 환원조건(300℃ 및 pH 7.1에 있는 methane 및 methanol)에 있는 원자로 냉각재중의 ^{14}C의 존재가능 형태는 원자로가 차가워 졌을 때 methane은 공기 중으로 빠져나가고, ^{14}C의 화학형은 methanol, hydrogen carbo nate, carbonate 및 formiate에서 발견될 수 있다고 언급하고 있다. Matsumoto et al(1995)는 PWRs 냉각재에서의 유기 ^{14}C 화학형은 주로 acetaldehyde, methanol, ethanol, acetone 및 acetic acid로 구성되어 있을 것으로 예측하였으며 Lundgren et al은 환원조건 하에서 methane 형성 및 formaldehyde와 formic acid의 형성은 가능할 것으로 결론짓고 있으며 산화환경 조건 하에서는 주로 산화된 탄소형인 $^{14}CO_2$와 HCO_3 형으로 존재할 것으로 예측하였다.

나. 1차냉각재 이온교환수지중의 ^{14}C 화학형

이온교환수지상의 다양한 탄소종의 머무름(retention)에 대해선 아직까지도 과학자들 사이에다양한 견해들을 지니고 있다. Martin(1986)의 보고서에 의하면, PWRs 원전에서 사용되는 혼상수지탑에 포집된 ^{14}C는 carbonate형이라고 이제까지 믿어왔으나 hydrocarbons 화학형이 혼상수지에서도 나타나는 있을 수 없는 현상에 대해 기술하고 있다. Vance et al(1995)에 따르면, PWR과 일부 BWR에 사용된 1차냉각재 탈염탑 수지에서의 ^{14}C의 대부분은 유기물 형태가 우세한 것으로 언급하고 있으며 이는 전통적인 이온교환 반응이라기보다는 흡착공정에 의해 발생된 것으로 주장하고 있다. Torstenfelt는 PWR의 폐수지에서 유.무기형의 ^{14}C가 모두 검출되는데 유기분율이 더 우세하고, 무기분율은 일부 경우에만 우세하게 나타났으며 이러한 변화는 주로 원자로 냉각재중의 수소기체의 분압에 의존된다고 기술하였다. G Matsumoto et al(1995)는 일본 PWRs 원전의 냉각재중에 ^{14}C가 acetaldehyde 40%, methanol 20%, ethanol과 acetone 30% 그리고 acetic acid 2%로 구성되어 있는 것으로 평가하였다. Matsumoto et al.은 일반적으로 alcohol이나 acetone으로 방출되는 ^{14}C의 대부분은 높은 휘발성 때문에 폐기물을 포장,처리하는 동안에 배기체 연돌을 통해 빠져나가며 그로인해 저준위폐기물중에 함유된 ^{14}C는 주로 carbonate, acetaldehyde 및 acetic acid 화학형이라 여기고 있다. 요약하면, 이온교환수지탑에 포획되어있는 ^{14}C의 분율 크기와 화학적 조성에 대한 불확실성은 측정기술의 복잡성과 신뢰할 만한 분석자료가 충분히 축적

되어 있지 않아 여전히 불확실하다는 것이다.

3. 검토된 이온교환수지중의 ^{14}C 측정법

원자력발전소에서 계통 정화용으로 사용되는 이온교환수지중의 ^{14}C 측정을 위해 그간 다양한 분석기술들이 개발되어져 왔으며 몇몇 분석법들은 실적용을 위해 심도 깊게 다루어져 왔다. 총 ^{14}C 방사능 및 무기·유기 화학형의 분율과 ^{14}C 화학종의 형성과정을 평가하기 위한 방법들이 검토되었다. 이들 분석법 중에서 가장 중요한 두 가지 분석법은 산 처리와 연소기술이며 Salonen/Snellman(1981, 1982, 1985)는 $^{14}CO_2$ 형태로 있거나 hydrocarbons 및 CO 형태로 있는 ^{14}C의 동시 측정법 사용하여 이온교환수지중의 ^{14}C를 분석하였다. 이 시스템의 개략도는 그림 1에 나타내었다.

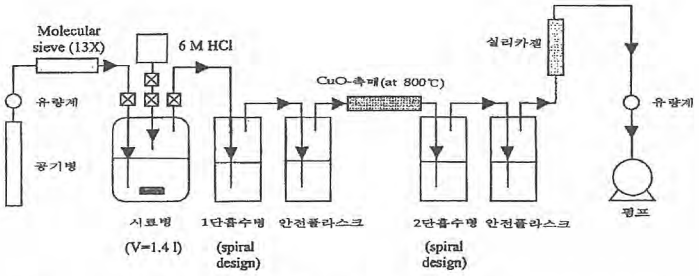


그림 1. 이온교환수지의 ^{14}C 화학형의분리 실험에 사용된 장치의 공정도(Snellman and Salonen(1981)

4. 결 론

본 논문에서 제시된 정보를 기본으로 유·무기화학형의 ^{14}C를 측정하기 위한 산 제거 장치는 물론 연소시스템을 설계, 제작하고 실험할 계획이다. 산 제거 장치는 Salonen and Snellman의 장치를 참조하여 구성할 예정이며, 연소장치는 Speranzini and Buckey의 원리를 인용하여 제작하고자 한다. 또한, 다양한 ^{14}C 표지화합물을 이용한 광범위한 실험을 통해 각각의 주요 부품별 기능을 보증하기 위해 행해질 것이다. 향후 최적화된 ^{14}C 실험 장치를 최종 선정하여 국내 처분장에 반입되는 폐기물과 원전에서 발생되는 폐수지중의 ^{14}C를 분석, 평가하는데 활용하고자 한다.

참고문헌

[1] Asa Magnusson " ^{14}C Produced by Nuclear Power Reactors" Dept. of Physics Lund University. 2007

유·무기화학형의 ^{14}C 분율 정량화 측정법

김진길, 홍성준, 김현기, 김민재
하나검사기술(주), 경기도 하남시 감북동 412-5
freeflying04@naver.com

1. 서론

^{14}C는 원전에서 생성되는 매우 중요한 방사성핵종으로 중·저준위 폐기물에 의한 집단유효선량은 거의 ^{14}C에 기인한다. ^{14}C의 생성 및 방출을 억제하기 위해선 원전 계통내의 ^{14}C의 특성(화학적 및 물리적)을 반드시 알아야 하고, 서로 다른 폐기물흐름에서 ^{14}C의 상대량과 절대량도 파악해야 한다. 원전에서 생성된 ^{14}C의 대부분은 기상으로 방출되고, 나머지는 이온교환수지에 축적되거나 액상으로 배출된다. ^{14}C의 화학형(유기 또는 무기)은 대기로의 방출에서 일어나는 선량을 예측할 때 매우 중요한 인자이다. 처리계통에 있는 ^{14}C의 화학형에 대한 평가는 처분장에서의 관리와 환경으로의 유출 모델링시 중요하다. 본 논문에서는 ^{14}C의 순차적 추출에 의한 다양한 처리매체 시료 중에서 유.무기 ^{14}C 종을 분리, 정량화하는 이온교환수지와 공정수(액상 및 기상)에 대한 ^{14}C의 분석법을 기술하였다. 분석은 유.무기 화합물을 대표하는 기지의 표준 ^{14}C이라 명명된 화합물을 이용해서 수행되었다. 표준 ^{14}C 시료인 sodium carbonate, sodium acetate 및 sodium formate를 이용한 회수율 실험에서 94~98%의 회수효율을 얻었으며 분석절차에 대한 유효성과 신뢰성을 확인할 수 있었다.

2. 실험

2.1 원리

이 추출법은 시료에 산을 첨가함으로서 무기분율을 우선 추출하고(산제거) 알카리성 기체세척병 양쪽에서 발생된 $^{14}CO_2$를 흡수한다. 2번째 단계에서는 남아있는 탄소화합물(즉 유기분율)은 강산화제(습식산화)를 첨가함으로서 추출되고 산출된 $^{14}CO_2$는 2개의 가스세척병에 흡수된다(병 #4와 5). 2개의 세척병 사이에 위치한 촉매로는 환원된 화합물를 산화시킨다.

2.2 장치구성 및 기구

실험장치는 그림 1에 도식적으로 나타내었다. 운반기체로 사용되는 질소는 다이아프람 진공펌프(Air Cadet, Cole Parmer, 최고 펌핑속도=14 l/min)를 이용해서 장치내로 유입되도록 설계하였고, 사용촉매는 alumina pellets과 CuO(선, 0.65mm x 6mm, pro analysi, Merck, Germany) 상에서 platinum(1wt.%)이 함유된 quartz tube(~200mm, 9mm 내과, 12mm 외관)로 둘러싼 튜브형 로로 구성하였다.

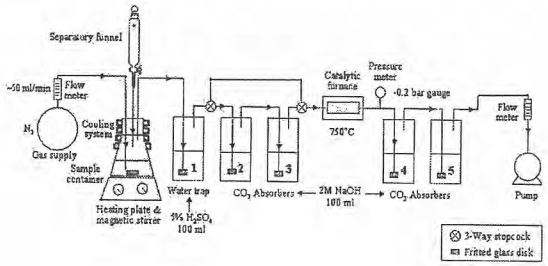


그림 1. ^{14}C 추출을 위한 실험장치 구성도

2.3 촉매로 효율

운반기체로서 불활성 기체를 사용하기 위해서는 외부 산소 공급없이 효율적으로 동작되기 위한 촉매전환로가 필요하다. 촉매혼합의 효율은 거의 100% 산화를 나타내는 CH_4를 이용해 실험하였다(철선 CuO 촉매도 실험했으나 유사한 산화도를 얻지 못함). 촉매로는 200시간 이상 운전이 가능한 것으로 나타났다.

2.4 수지처리절차

~1g ww(습식무게) 수지 시료를 시료용기에 넣고 장치는 대기압보다 낮은 0.2bar로 진공시킨 다음 운

반기체(질소) 유량은 40ml/min에 맞춘다. -0.2bar까지의 게이지 압력은 전 과정에 걸쳐서 유지시켰고 6M 17ml의 H_2SO_4를 분약깔대기를 통해 용기에 첨가시켰다. 2번째 단계에서는 남아있는 유기 ^{14}C 분율을 강산화제와 지속적 가열(80-90℃)을 통해 혼합, 산화시킨다. 20ml 5% $K_2S_2O_8$과 4ml 4% $AgNO_3$(반응율 촉진)가 시료용기에 첨가된다.

2.5 공정수 처리절차

공정수에 대한 ^{14}C의 추출공정은 그림 2에 나타내었다. 분석절차는 액상은 물론 기상에서 유.무기 ^{14}C 화합물에 대한 정량화가 가능하다. 만일 기상 및 액상에서 ^{14}C 농도에 대한 분리 자료가 필요하지 않다면, 초기 기상추출 단계를 생략하면 된다.

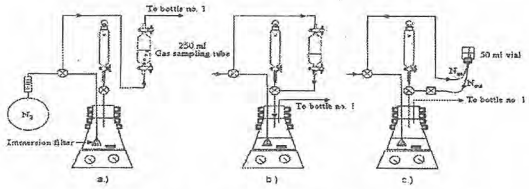


그림 2. 공정수 처리를 위한 보조실험장치

a)기체추출,b)산처리 전 시료이송,c)기체추출 전 기·액상 시료이송

2.6 시료채취

^{14}C 추출절차는 100ml 물시료를 최적화하는 것이다. 기상을 포함함 공정수는 미리 진공된 250ml 기체 시료채취 튜브나 50ml 유리바이알을 사용하여 채취한다.

2.7 기상추출

250ml 기상 시료채취 튜브로부터 기상 ^{14}C 추출을 위해서 튜브는 그림. 2a에서 보여주는 것처럼 장치에 장착된다. 기상 탄소화합물은 튜브의 상단마개에서부터 1번 병으로 이송된다. 탄소의 산화된 형은 2번 병에서 흡수되고, 반면 환원된 형은 촉매로를 이용한 완전한 산화 후에 4번병에 흡수된다.

2.8 산 제거

2번병과 4번 병을 교체 후, 장치는 대기압보다 낮은 0.2bar로 진공시키고 운반기체 유량은 60ml/min로 설정한다. 무기 ^{14}C 분율은 50ml 8M H_2SO_4를 분리된 깔대기를 통해 시료용기에 첨가함으로서 액상에서 추출한다.

2.9 습식산화

산처리 후에 물에서 유기분율은 50ml 5% $K_2S_2O_8$과 5ml 4% $AgNO_3$를 시료용기에 지속적인 가열(95℃)과 마크네틱 stirring 동안에 첨가함으로서 산화된다. 1시간 후에, 동일한 양의 $K_2S_2O_8$과 $AgNO_3$가 반응용기에 첨가하며 습식산화에 필요한 총시간은 2시간 정도 걸린다.

2.10 세척

모든 유리제품은 서로 다른 시료사이의 교차오염을 피하기 위해서 농축된 HCl로 세척하고 중성세제로 헹군다. 3개 구멍을 가진 고무마개는 물론 튜빙 부분은 교차오염의 위험때문에 단 1회만 사용한다.

3. 결과 및 논의

^{14}C 추출법을 개발하기 위해 비방사성 표준 모의시료를 이용해 수행하였다. 전형적으로 sodium carbonate(Na_2CO_3), acetic acid sodium salt(CH_3CO_2Na) 또는 formic acid sodium salt(HCO_2 Na)의 10kBq의 방사능을 사용하였다. acetate와 formate는 PWRs의 원자로 계통수 중에서 소량이지만 검출되는 유기화합물 중에서 가장 농도가 높은 것으로 문헌상에 언급되어 있으며 이러한 유기산은 본 분석기술을 이용한 정량화 평가를 통해 공정수 시료에 대한 평가와 사용된 수지에서도 분석이 가능할 것으로 기대된다.

참고문헌

[1] Asa Magnusson " ^{14}C Produced by Nuclear Power Reactors" Dept. of Physics Lund University. 2007

무인 원격 감시시스템의 데이터 암호화 및 Review 프로그램

이철용, 신희성, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
lcy@kaeri.re.kr

1. 서론

미국의 LANL(Los Alamos National Labortory)는 무인 원격 감시(Unattended and Remote Monitoring; UNARM) 시스템을 개발하여 사용하고 있다. 안전조치의 신뢰성 향상을 위해 UNARM의 모든 데이터는 암호화되어야 하며, 데이터 통신은 암호화된 데이터를 사용하여야 한다. DES(Data Encryption Standard)는 NIST(National Institute of Standards Technology)에 의해 국제 표준화되어 오랫동안 사용되었으며, DES의 강화된 알고리즘인 TDES(Triple Data Encryption Standard) 가 이용되기도 하였다. 그러나 국제 표준화 기간 만료와 강화된 데이터 암호화 알고리즘의 요구로 인해 새로운 국제 표준화 알고리즘이 필요하게 되었다. 이에 NIST는 새로운 국제 표준화 암호 알고리즘을 공개적으로 공모하였으며, 2001년에 비로소 AES(Advanced applied Standard) 알고리즘을 승인하였다. 본 논문에서는 AES 알고리즘을 UNARM 시스템의 데이터에 적용하고, XOR 암호화 알고리즘을 비교하였다.

2. 데이터 암호화 알고리즘

가. AES 암호화 알고리즘의 적용

AES 암호화 알고리즘은 공개된 프로그램으로 소스를 인터넷상에서 확인할 수 있다. 본 논문에서는 Rijndael 의 AES block 암호화 알고리즘인 VB class 를 프로그램에 사용하였다. Collect 컴퓨터의 암호화 알고리즘 적용과정은 다음과 같다. 영상 정보는 임시 디렉토리에 파일로 저장되고 이 파일은 AES_ENC 모듈에 의해 암호화 된 파일로 새롭게 저장된다. 암호화된 영상 파일은 MicXfer 프로그램에 의해 Review 컴퓨터로 전송된다. 이때 원래의 영상파일의 크기는 45 kbyte 였지만, 암호화된 파일의 크기는 거의 2배인 87 kbyte가 된다. Review 프로그램에서는 Collect 컴퓨터에서 수신된 암호화 파일을 원래 파일로 복원하여야 한다. 그림1은 원래의 ReviewInformation.txt 파일의 내용이며, 이 텍스트 파일을 AES 알고리즘으로 암호화하면 그림 2와 같이 변환된다. 원래의 파일을 이진 파일로 읽어 Block 단위로 암호화되며, 마찬가지로 암호화 후에는 이진 파일로 저장된다. Review 프로그램을 수행시키면 암호화된 영상파일은 자동적으로 복호화 되어 메인 화면의 preview 영역에 표시된다. 암호화 과정을 거치지 않은 Review 프로그램과 비교하면 review 속도면에서 차이가 있다. 이것은 전술한 바와 같이 거의 2배로 암호화된 파일을 복호화하는 과정으로 생기는 당연한 결과이다.

그림 1. AES 적용 ReviewInformation.txt

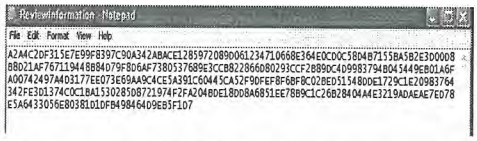


그림 2. AES 에 의한 ReviewInformation.txt

나. XOR 암호화 알고리즘의 적용

AES 알고리즘은 암호화와 복호화시 약간의 시간이 소요된다. 따라서 암호화와 복호화시 실시간으로 동작되는 알고리즘이 필요하다. XOR 알고리즘은 간단하고 유용하다. 원래 XOR 은 "exclusive OR" 이라는 의미로 정보값 중 하나의 true가 있으면 결과값이 true로 된다. XOR 알고리즘은 매우 간단하지만 암호화한 후 파일 크기의 변화가 없다. 따라서 암호화된 파일을 원래의 파일로 복원화 하는데 매우 유리하다. 그림 3은 2 kbyte 의 ReviewInformation.txt 파일을 16bit XOR 알고리즘으로 암호화한 결과이다. UNARM 시스템도 암호화 및 복호화 알고리즘이 적용되어야하며, 앞에서 검토한 바와 같이 실제적인 측면에서 XOR 알고리즘이 가장 적합한 것으로 사려된다. LANL의 UNARM 시스템을 Upgrade 하고 새로운 Review 프로그램을 개발하였다. 여기에 텍스트 데이터와 영상데이터를 XOR 알고리즘으로 적용시킨 프로그램을 개발하였는데, 그림 4는 이에 대한 결과이다.

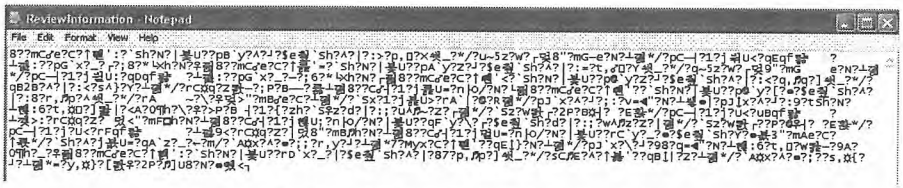


그림 3. XOR 알고리즘으로 암호화된 ReviewInformation

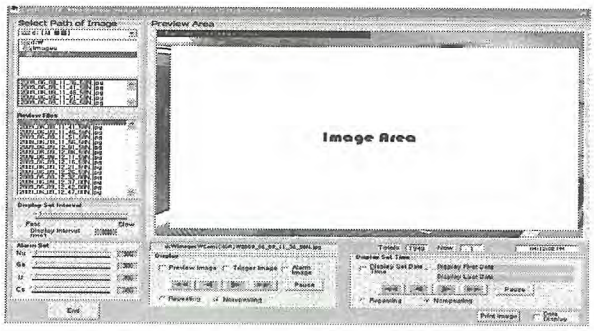


그림 4. XOR 알고리즘이 적용된 Review 프로그램

3.. 결론

LANL의 UNARM 시스템의 문제점을 분석하고 IP 카메라를 사용하는 최적화 시스템으로 Upgrade 하였다. 그리고 Upgrade 시스템에 맞추어 암호화 및 복호화 모듈로 AES 알고리즘과 XOR 알고리즘이 적용된 새로운 Review 프로그램을 개발하였다. 프로그램 성능평가 결과 XOR 알고리즘이 적용된 Review 프로그램이 UNARM 시스템에 가장 합당하다.

참고문헌

1. J.Halbig, "Overview of an Unattended Monitoring System", LA-UR-01-4547, 2001.
2. K.Alvar, "UNARM an Overview of Los Alamos Activities", LA-UR-01-3609, 2001.

삼중수소 분배시설에서의 재고관리 프로그램 개발

이상철, 이건재, 송규민*, 손순환*
한국과학기술원, 대전광역시 유성구 과학로 335
*한국전력공사 전력연구원, 대전광역시 유성구 문지동 103-16번지
lsc237@kaist.ac.kr

최근 국내에서는 월성 삼중수소 제거 설비에 의해 수집된 삼중수소의 이용을 위한 분배시설에 관한 연구가 진행 중이다. 관리되어진 삼중수소는 현재 진행 중인 International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER) 프로젝트의 연료로서 제공될 수 있으며, 방사선 이용 분야에 사용될 수 있다. 분배시설에 공급된 삼중수소를 판매자에게 원활하게 공급하게 위해서는 삼중수소 재고량 관리를 위한 프로그램이 필요하여 본 연구에서는 이를 개발하였다. 개발된 삼중수소 재고관리 프로그램은 아래의 네 가지 특징을 가진다.

(1) 삼중수소 재고량의 실시간 평가

다른 재고관리 프로그램과 삼중수소 재고관리 프로그램이 다른 점이 있다면, 삼중수소는 시간이 지남에 따라 붕괴가 되어 그 양이 줄어든다. 이를 고려하기 위해, 삼중수소 재고량은 매일매일 붕괴를 고려하여 새롭게 계산되도록 하였다. 붕괴 외에도 삼중수소는 흡탈장 과정을 거치는 과정에서 손실되게 된다. 삼중수소 분배시설로 오게 되면, 입고창고를 거쳐 3개의 저장고 중 하나로 이동하게 된다. 입고창고에서 3개의 창고 중 이동하는 과정은 흡탈장을 통해 이동하게 되는데, 흡탈장 시 일정 비율(Leak Rate)은 공기 중으로 배출된다고 가정하였다. 배출되는 가스의 대부분의 TRS(Tritium Recovery System)에 의해 다시 회수되게 되는데, 이 회수율을 DF 계수라 하는데, 회수가 되지 않은 가스는 손실로 볼 수 있다. 이를 계산하도록 되어 있다.

(2) 삼중수소 재주문 시점의 계산

삼중수소의 재주문 시점은 재고관리 모델 중 고정주문량 모델과 확률적 모형을 적용하여 계산하게 된다. 이는 삼중수소의 수송용기의 용량이 일정하게 정해져 있으며, 수요가 일정하지 않으며, 안전재고량 마진율이 필요하기 때문이다. 프로그램에서는 삼중수소 출고량 DB를 통해 재주문점을 계산하게 되고, 삼중수소 재고 총량이 재주문점보다 작을 경우, 재주문이 이루어 계산된다.

(3) DB(Database) 기반 재고 프로그램 관리

데이터베이스 기반으로 프로그램이 작성되어 User ID 관리 및 Log Access 관리를 손쉽게 이루어질 수 있게 하였다. 또한 프로그램과 별도로 DB 만들어지게 됨으로써, 추후 다른 프로그램이 만들어질 경우, 기존의 데이터를 병행해서 사용할 수 있도록 하였다. 특히 DB 기반 자료를 활용하여 보고서가 생성되도록 하였다.

(4) UI(User Interface)의 향상

다이얼로그와 버튼에 스킨을 입혀서 UI를 향상시켰으며, Reporting 전문 component인 크리스탈 리포트를 구입하여, pdf 등의 파일 형식을 보고서를 제공할 수 있게 하였다.

삼중수소 재고관리 프로그램은 크게 시스템 관리, 삼중수소재고관리, 우라늄재고관리의 메뉴로 구성되어 있다. 그림 1은 삼중수소 재고관리 프로그램의 메인화면을 나타낸다.

시스템 관리는 사용자 관리, Log Access, 환경설정 항목으로 나누어지며, 사용자관리 항목은 사용자 조회, 사용자 추가, 사용자 삭제 기능이 있으며, Log Access 항목은 전체 조회, 사용자별 조회, 시간별 조회 기능이 있다. 환경 설정 항목에서는 삼중수소의 이동시(흡탈장시) 발생하는 누출률, TRS의 제염계수, 재주문시점 계산을 위한 서비스 수준, 조달 기간, 고정 주문량을 입력할 수 있게 되어 있다.

삼중수소 재고관리는 그림 2에서 볼 수 있듯이 삼중수소 재고관리, 삼중수소 재고계산, 재고관리 보고서 항목으로 나누어진다. 삼중수소재고관리는 입고량 신규, 출고량 신규, 입고후 이동, 이동량 조회, 입고량 조회, 출고량 조회 기능이 있으며, 삼중수소재고 계산은 실시간 삼중수소재고 계산, 삼중수소 재주문시점, 손실된 삼중수소 계산 항목이 있다. 재고관리 보고서 항목은 삼중수소 재고량 및 재고변동내역 보고, 국외반출예정 삼중수소 관한 사전보고, 국내반입예정 삼중수소 관한 사전보고 항목으로 구성되어

있다.

우라늄 재고관리는 우라늄 재고관리, 재고관리 보고서 항목으로 나누어진다. 우라늄 재고관리는 입고량 신규, 출고량 신규, 입고량 조회, 출고량 조회 기능이 있다. 재고관리 보고서 항목은 우라늄 재고량 및 재고변동내역보고, 국외반출예정 삼중수소 관한 사전보고, 국내반입예정 우라늄 관한 사전보고 항목으로 구성되어 있다.

본 연구에서는 삼중수소 분배시설이 실제 운영될 때 효율적으로 재고를 관리할 수 있는 프로그램을 개발하였으며, 재고관리 프로그램의 운영을 통해 축적된 데이터베이스는 추후 개선된 프로그램에 적용 가능하다.

그림 1. 삼중수소 재고관리 프로그램 메인화면

그림 2. 삼중수소 재고관리 화면

Preliminary Study on the Development of Integrated Dose Assessment Program for Accident Analysis on LILW managed in Temporary Storage Facility

Min Ho Ahn, Kun Jai Lee, Kynug Woo Choi*
Korea Advanced Institute of Science and Technology, 335 Gwahak-ro, Yuseong-gu, Daejeon 305-701, Republic of Korea
*Korea Institute of Nuclear Safety, 34 Gwahak-ro, Yuseong-gu, Daejeon 305-338, Republic of Korea

daniel-holy@nuchen.kaist.ac.kr

Ⅰ. Introduction

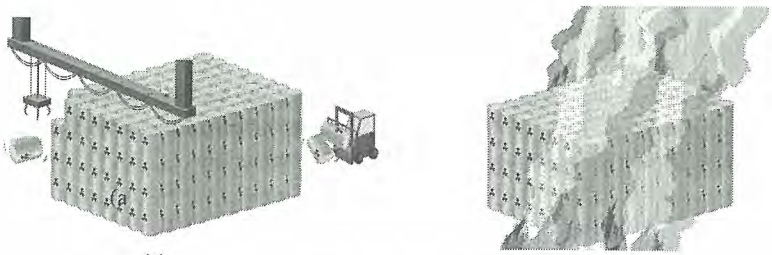
In order to develop the integrated dose assessment program for accident analysis on LILW managed in temporary storage facility (TSF), a variety of parameters were considered such as risk factor, radionuclide inventory, atmospheric dispersion factor, dose conversion factor, and so on. In case of risk factor, the master logic diagram (MLD) method, which is based on the fault tree analysis but without the formal mathematical properties, was used. And then, the release rates with respect to the type of wastes and radionuclides were considered to evaluate the amount of radionuclides released by derived risk factors. Furthermore, the atmospheric dispersion factor was calculated by the U.S. NRC computer program named PAVAN [1-2].

Synthesizing above parameters, the integrated dose assessment program for accident analysis on LILW managed in TSF has being developed by Visual C# in Microsoft Visual 爀愀洀 io.NET 2003. The final goal of this st洀 昀聚is to develop the integrated dose assessment program for accident analysis.

Ⅱ. Information Analysis for Dose Assessment originated by Arbitrary Accidents

Ⅱ-1. Risk factor

The main risk factor led to arbitrary accidents, the dropping of a drum and fire were derived from the MLD method (Fig. 1). Based on two risk factors, four heading events for establishment of risk-based accident scenarios were also derived.



(a) (b)

Figure 1. The main risk factors (a) Drop, (b) Fire

Ⅱ-2. Radionuclide inventory

In order to evaluate the exposure dose from main risk factors with regard to the TSF, we first calculated the radionuclide inventory by the dose to curies conversion method considering the release rates with respect to the type of wastes and radionuclides.

Ⅱ-3. Atmospheric dispersion factor

In this study the atmospheric dispersion factor was calculated by PAVAN, which is based on various models and assumptions suggested in U.S. NRC Regulatory Guide 1.145 [3]. For final exposure dose assessment, we adapted the χ/Q value corresponding to the 50 percentile for workers and public, i.e., 2.35E-3 sec/m^3 for workers and 2.82E-5 sec/m^3 for public.

Ⅲ. Development of Integrated Dose Assessment Program for Accident Analysis

Based on the information analysis for dose assessment originated by arbitrary accidents, this computer program has being developed by a tool named Visual C# in Microsoft Visual Studio.NET 2003. Furthermore, this program will be integrated with the existing dose assessment code for evaluating the exposure dose resulted from gaseous and liquid radioactive materials released in normal operation of NPP. Figure 2 shows the flow chart of computer program being developed.

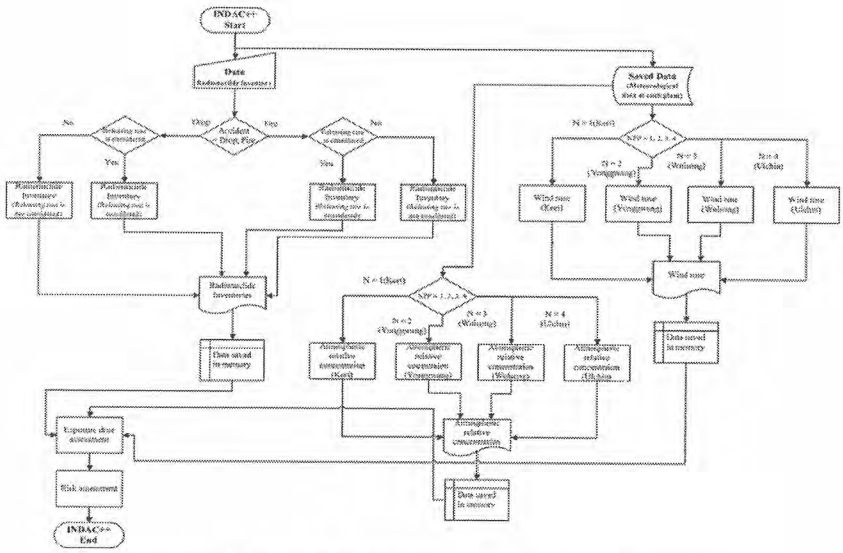


Figure 2. The flow chart of integrated dose assessment program

Ⅳ. Conclusion

Based on the previous studies, the integrated dose assessment program has being developed to evaluate the risk level of accidents originated in TSF. To do this work, a variety of parameters were also considered such as risk factor, radionuclide inventory, atmospheric dispersion factor, and so on.

References

[1] M. H. Ahn, etc., 2008, Establishment of Risk-based Accident Scenarios using the Master Logic Diagram related to LILW Management in the Temporary Storage Facility, Annals of Nuclear Energy, Vol. 35, Issue 12, pp.2420-2425

[2] W. T. Hwang, etc., 2004, Basic Document for the Fundamental Emergency Planning Zone of the HANARO Facilities, KAERI/TR-2831/2004, KAERI

[3] Nuclear Regulatory Commission, 1982, PAVAN: An Atmospheric Dispersion Program for Evaluating Design-basis Accidental Releases of Radioactive Materials from Nuclear Power Stations, NUREG/CR-2858 PNL-4413

ITER 삼중수소 저장 및 공급시스템의 삼중수소 측정 및 재고관리 방안

송규민, 고병욱, 이계우, 손순환, 강현구*, 윤세훈*,
장민호*, 조승연*, 정기정*, 구대서**, 정홍석**, 김덕진***
한국전력공사 전력연구원, 대전광역시 유성구 문지로 65
*국가핵융합연구소, 대전광역시 유성구 과학로 113
**한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
***(주)코센, 경기도 성남시 중원구 상대원동 5442-1
kmsong@kepri.re.kr

1. 서론

국제핵융합실험로 ITER(International Thermonuclear Experimental Reactor)는 핵융합연료로서 삼중수소를 리싸이클 개념으로 사용한다. 이를 위해 삼중수소를 저장, 공급, 분리, 정제, 회수할 수 있는 기능을 갖는 삼중수소 플랜트를 별도로 두고 있다. 우리나라는 이중에서 삼중수소 저장 및 공급시스템(SDS: Storage and Delivery System)의 조달을 맡고 있다. 본 계통은 타 계통에 비해 삼중수소 재고량이 상당히 많아 운전 및 정지상태에서의 삼중수소 재고량 파악이 전체 연료주기 상의 삼중수소 재고량 파악에 큰 영향을 미칠 것으로 보고 있다. 이에 본 논문에서는 SDS에서 확보하고 있는 삼중수소 측정기술의 장단점을 파악하고 이를 통해 삼중수소 플랜트 SDS 계통내 삼중수소 재고량의 모니터링과 재고관리 방안을 제시하고자 한다.

2. 본론

SDS에서 삼중수소 재고량 파악을 위해 적용할 수 있는 측정기기 및 방법으로는 삼중수소 열량계, pVT-c 측정법, in-bed 열량계, 질량유량미터(MFM: Mass Flow Meter)를 들 수 있다. SDS 삼중수소 재고관리를 위한 각각의 특징과 사용 범위 및 공정상 상호교차확인 방법은 다음과 같다.

2.1 삼중수소 열량계

삼중수소 열량계는 시료채취를 통해 측정하기 곤란한 밀봉선원 또는 폐기물 특히 삼중수소화재료 내에서 발생하는 삼중수소 붕괴열만을 감지하여 삼중수소의 재고량을 정량하는 분석장비이다. ITER에서는 삼중수소 플랜트로 입출고 되는 지점인 TLS(Tritium Loading Station)에서 사용된다. TLS 삼중수소 열량계는 2가지 경우에 적용된다. 첫째, 외부로 공급된 삼중수소를 운반·저장용기에서 꺼내지 않은 상태에서 측정이 수행되며 공급자가 제공한 인증서와의 비교를 통해 교차확인이 가능하다. 측정범위는 운반·저장용기의 용량인 70 gT 근처가 될 것이며, 정밀도(Precision, %RSD)는 0.5% 이내일 것으로 판단된다. 열량계의 측정시간은 24 시간이 소요되며, 별도의 안정화시간은 초기 운전 시 약 24 시간, 각각의 1회 측정 후 7 시간이 소요될 것으로 예상된다. 열량계 민감도 교정주기는 6개월로 보지만 운영환경에 따라 변할 수 있다. 둘째, 삼중수소를 운반·저장용기에서 SDS로 인출한 후 재사용용기 또는 폐기용기에 대한 삼중수소 재고량 측정도 삼중수소 열량계를 이용한다. 이때는 측정 범위가 1 gT 이하로 정밀도는 10% 이내로 확보할 수 있다. 측정시간은 14 시간 이내로 줄어들 것으로 예상되며 안정화 시간과 교정주기는 동일하다. 삼중수소 운반·저장용기에서 삼중수소를 인출한 후 재고량변동 값은 SDS의 pVT-c 측정법으로 측정된 삼중수소 양과 교차확인이 가능하다. 삼중수소 열량계의 교정은 삼중수소 붕괴열 모사장비를 측정셀에 넣고 수행할 수 있다.

2.2 pVT-c 측정법

pVT-c 측정법은 계통내에 기체형태로 존재하는 중수소, 삼중수소, 헬륨-3 등을 SDS에 설치된 계량탱크(pVT-c tank)와 ANS(ANalysis System)의 GC(Gas Chromatography) 혹은 Raman 분석법을 이용하여 정량·정성분석하는 방법이다. pVT-c 측정법은 ① 초기장입 및 삼중수소 보충, ② 헬륨-3 회수, ③ in-bed 열량계 교정, ④ SDS 저장용기 재생운전의 4가지 경우에 대해 적용할 예정이다. 대부분의 경우 측정범위는 0~70 gT로 예상되며, 정밀도는 계량탱크의 부피변화, 온도측정오차, 압력측정오차 및 GC (혹은 Raman) 측정오차에 의해 결정될 예정이다. ① 초기장입 및 삼중수소 보충의 경우 TLS 삼중수소 열량계에서 측정된 값과 교차확인이 가능하며, ② 헬륨-3 회수의 경우 헬륨-3 회수 후 재흡장시의 압력차(partial pressure와 동일)와 GC에서 측정된 조성비로 교차확인이 가능하나 헬륨-3의 양이 충분하지

않아 검출제한치(detection limit) 이하일 경우 불가할 수 있다. ③ in-bed 열량계 교정시 저장용기 자체에 설치될 내부히터(미정)에 의한 교정법을 이용한 교차확인만이 가능하다. ④ SDS 저장용기 재생운전의 경우 저장재로 사용하고 있는 ZrCo의 주기적 재생운전시 탈장된 삼중수소를 계량탱크에 임시로 저장할 때 pVT-c 측정법을 적용할 수 있다. 이때 측정되는 삼중수소 양은 SDS 저장용기의 이용률과 운전이력에 영향을 받는다. 이에 대한 교차확인법은 SDS 저장용기 설계 및 시운전 시 측정된 자료를 분석하여 제시할 수 있을 것으로 기대된다.

2.3 in-bed 열량계

in-bed 열량계는 SDS 저장용기내 삼중수소 재고량 측정법에 적용된다. 측정시간이 24시간 정도 소요될 것으로 예상되어 운전 중에 적용하는 것은 불가하며 운전정지시나 운전에 사용되지 않는 저장용기에 대해 적용할 수 있다. 따라서 in-bed 열량계의 효율적인 적용을 위해 다수의 SDS 저장용기에 대해 적용시점, 차례, 시간 등을 관리할 수 있는 기술이 필요하다. 삼중수소 초기 장입의 경우 pVT-c 측정법이나 TLS 열량계로 측정된 삼중수소 양과 교차확인이 가능하고, 일정 운전시간경과 시엔 MFM 적산법과 교차확인을 할 수 있다.

2.4 MFM 적산법

위의 3가지 방법은 기본적으로 회분식이며 운전정지 시 혹은 운전과 무관한 상태에서 가능하다. 하지만 MFM을 이용하는 방법은 운전 중 SDS와 타 계통간에 이동한 삼중수소를 운전시간에 따라 실시간으로 적산하여 추정하는 방식이다. 삼중수소 재고량 측정오차는 MFM의 정확도에 상당히 종속적이며 현재 SDS에 적용될 MFM을 기준으로 상압에서는 1% 이내이지만 진공상태에서는 상당히 떨어질 것으로 예상된다.

2.5 삼중수소 물질수지

SDS에서의 삼중수소는 다음의 식에 의해 삼중수소 재고량이 결정된다.

$$T_{T,SDS} = T_{P,SDS} - (T_{FS} + T_{ANS} + T_{DS} + T_D) + (T_{ISS} + T_{TEP}) + (T_{I,TLS} + T_{O,TLS})$$

여기서 각 변수의 하첨자는 SDS와 연계하여 운전되는 삼중수소 플랜트의 계통(FS: Fueling system, DS: Detritiation System, ISS: Isotope Separation System, TEP: Tritium Exhaust Process)을 의미하며, D는 삼중수소 붕괴에 의해 소멸하는 것을, I와 O는 TLS를 통한 삼중수소 입출고, T와 P는 각각 현재 시점과 이전 시점을 의미한다. 실제 운전 중 타 계통과의 삼중수소 이동에 대해서는 MFM과 삼중수소 모니터(TM: Tritium Monitor)에 의존하여 재고량을 결정할 수밖에 없다. 인허가 측면에서는 TLS를 경계로 전 계통이 동일한 MBA(Material Balance Area)로 관리될 예정이지만 계통별 삼중수소 관리를 위해서는 실시간 MFM 적산법 적용과 운전정지 시 in-bed 열량계 및 pVTc-측정법에 의한 상호교차확인과 오차수정 작업이 병행되어야 할 것이다.

3. 결론 및 향후계획

국제핵융합실험로 삼중수소 플랜트 SDS의 삼중수소 재고량 관리에 적용할 삼중수소 열량계, pVT-c 측정법, in-bed 열량계, MFM에 대한 특징과 사용 범위 및 공정상 상호교차확인 방법을 기술하였다. SDS의 삼중수소 재고량 관리를 위한 물질수지식을 제시하였으며 향후 누적오차의 처리방법 및 타 계통과의 재고관리를 위한 함수관계 등이 고려되어 삼중수소 플랜트 MBA에 대한 고찰도 수행할 것이다.

사 사

본 연구는 교육과학기술부 국제핵융합실험로 공동개발사업으로 수행 중에 있다.

사용후핵연료의 중성자 계수율과 Cm-244량 간의 상관관계

주준식, 박광준, 신희성, 서항석, 전용범, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
njsju@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료내에 존재하는 핵물질의 양과 중성자 방출 수는 비례하게 된다. 따라서 사용후핵연료를 대상으로 중성자를 측정하게 되면 그 연료내의 핵물질 양을 추정할 수 있다. 그러나 측정되는 중성자의 대부분이 큐륨(Cm)으로부터 방출되는 것이기 때문에 주요 핵물질인 플루토늄(Pu)의 량을 직접적으로 추정할 수는 없다. 그래서 우선 큐륨과 중성자 계수율과의 상관관계를 구한 후, 플루토늄과 큐륨의 비로부터 플루토늄을 결정하는 단계를 거쳐야 한다. 본 연구에서는 큐륨량과 중성자 계수율과의 관계식을 결정하기 위하여 새로 개발하여 활용중인 감마/중성자 계수기를 사용하였다.

2. 사용후핵연료 시편 준비/이송

중성자 측정대상 핵연료 시편은 조사후시험시설에서 보유하고 있는 시편들로서 선정 기준은 연소도 값이 동일하거나 유사한 값을 갖는 것으로 그림1과 같은 위치에서 선정하였다.

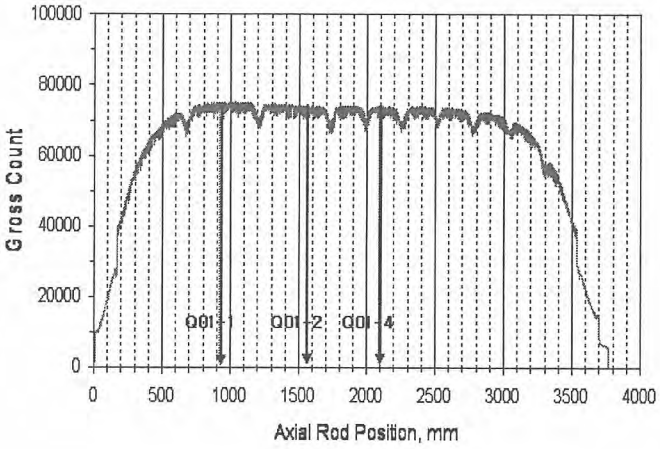


그림1. P11-Q01 사용후연료봉의 축방향 연소도분포 및 시편선정 위치

그 이유는 연소도 값이 시편마다 다를 경우, 큐륨-중성자 계수율 간의 비례관계가 성립될 수 없기 때문이다. 시편의 크기는 5mm, 6mm, 그리고 8mm 등 3개의 시편을 조합하여 11mm, 13mm 및 14mm 등 6개 조를 구성하여 중성자 측정시험을 수행하게 되었다. 이들 시편은 조사후시험시설 저장셀(9406)에서 9409셀을 거쳐 소형 사용후핵연료 시편 운반용기를 이용하여 감마/중성자 측정시스템이 설치된 차폐글로브박스 내로 이송되었다.

3. 사용후핵연료 시편에 대한 중성자 측정 및 결과분석

위에서와 같이 준비된 6개 조의 시편에 대하여 동일한 조건 (HV=1240V, 측정시간 = 120초, cycle 수 <한 시편당 반복측정횟수> = 10회) 으로 측정하였다. 또한 P11 연료에 대한 질량변화에 따른 중성자 방출율을 ORIGEN-ARP 코드를 이용하여 계산하였다. 그림2는 실험자료 및 코드계산 자료를 ORIGIN-8를 이용하여 플로팅한 것이다. 그림에서 보는 바와 같이 실험결과와 계산결과가 일치하지 않는 것으로 나타났는데, 이러한 것은 Cm-244 량이 실제 존재값 보다 과대평가되었다는 것을 예상할 수 있으며, 이러한 것은 시료자체 핵분열물질에 의한 유도핵분열에 의한 중성자가 포함되어 있기 때문이다.

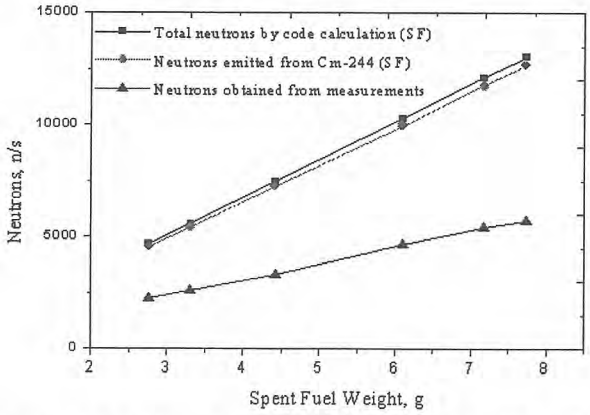


그림2. 사용후핵연료 시편 질량변화에 따른 중성자 계수율 변화

4. 결론

사용후핵연료 질량변화에 따른 중성자 계수율을 측정하여 Cm량과 중성자 계수율과의 관계식을 도출하였다. 또한 ORIGEN-ARP 코드계산에 의한 Cm-중성자 방출율 간의 관계식도 결정하였다. 이들 두 결과의 불일치는 코드계산 값이 실제량 보다 과대평가되었다는 것을 의미하는 것으로 앞으로 자체보정 등을 통하면, 중성자 계수율로부터 핵물질량을 추정하는데 활용할 수 있을 것이다.

PWR 사용후핵연료 건식저장 구조재료 적용 현황

이영호, 양용식, 방제건, 김형규, 송근우, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
leeyh@kaeri.re.kr

현재까지 CANDU형 원전을 제외한 국내 경수로에서 발생하는 사용후핵연료는 모두 습식저장으로 각 발전소 내에서 보관하고 있으며, 저장시설 확충을 위한 조밀랙 설치를 고려하더라도 2016년에 이르러 포화상태를 이룰 것으로 예상된다. 또한, 사용후핵연료 발생량을 획기적으로 줄일 수 있는 Pyroprocess 공정과 소듐고속로(SFR) 기술은 현재의 진행 상태로 보아 실용화하기까지 상당한 예산 및 시간이 필요하다. 따라서 아직까지 사용후핵연료 처리방식에 대한 국가차원의 정책이 명확하진 않지만 전 세계적으로 활발히 진행되고 있는 건식저장방식이 유일한 대안으로 고려되고 있다. 건식저장의 장점은 사용후핵연료 냉각을 자연대류 방식으로 수행하므로 추가적인 전력이 필요 없으며(단, Vault 방식 제외), 주기적인 관리 및 모니터링을 통하여 장기간 동안 건전성을 유지할 수 있다는 것이다(표 1 참조). 또한 습식저장에 비해 제작 및 관리비용이 저렴한 특징을 가지며(예로써 2004년 기준으로 5,000 ton의 사용후핵연료를 저장할 때 건식저장에서는 USD 1,090,500이 필요하나 습식저장에서는 USD 2,440,000이 필요), 비용 및 제조성 관점에서 Cask의 재질을 금속보다는 콘크리트를 우선적으로 선호하고 있다[1]. 이에 따라 다양한 건식저장 시스템 중에서 수평식 NUHOMS® Cask가 미국에서 현재 상용으로 널리 사용되고 있다[2].

한편, 국내 경수로형 원전에서 경제성 향상을 위해 적용하고 있는 고연소도 핵연료는 사용후핵연료의 양을 감소시키는 장점이 있으나 사용후핵연료 자체의 건정성은 상대적으로 취약하게 된다. 따라서 고연소도 사용후핵연료 건식저장 시스템을 국내 독자 기술로 제작하기 위해서는 붕괴열 증가가 추가적인 피복관 손상을 발생시키지 않는다는 것을 입증해야 하고 관련 모델을 개발하여 이에 대한 새로운 건전성 기준이 수립되어야 한다[3]. 이것은 결국 건식저장 시스템 저장환경 조건의 변화로 이어지며 장기 저장 기간동안 저장 시스템의 구조재료/부품의 특성 변화를 일으킬 수 있다. 따라서 고연소도 사용후핵연료를 적용하기 위한 건식저장용기의 구조재료 및 부품에 대한 장기 건전성 기준을 분석하고 이를 근거로 장기 열화특성을 평가해야 한다.

표 1. 사용후핵연료(Spent Nuclear Fuel, SNF) 저장방식 장단점 비교[1]

저장형태	장점	단점
습식저장		
Pool	1. Inspection, 2. SNF changing	1. Purity, cooling and H2O level control 2. Corrosion
Racks modification	1. Inspection, 2. SNF changing 3. More space provided in pools	1. Purity, cooling and H2O level control 2. Corrosion
Rods consolidation	1. More space provided in pools	1. Purity, cooling and H2O level control 2. Corrosion
Centralized pools	1. SNF cylinders mobility	1. Purity, cooling and H2O level control 2. SNF transportaion
건식저장		
Vaults	1. No SNF corrosion	1. Lack of inspection, 2. Forced cooling
Silos	1. No SNF corrosion, 2. Passive cooling	1. Lack of inspection
Metallic casks	1. No SNF corrosion, 2. Passive cooling 3. Tranport cask is the same as storage 4. Casks mobility	1. Lack of inspection
Concrete casks	1. No SNF corrosion, 2. Passive cooling 3. Tranport cask is the same as storage 4. Casks mobility, 5. Lower cost than metallic	1. Lack of inspection

SRP(NUREC-1567)에서는 최소한 20년 이상 건전성을 유지하기 위해서는 피복관의 허용온도가 정상/비정상 상태시 각각 380℃/570℃ 이하로 유지되어야 한다고 명시하고 있다. 피복관의 허용 온도를 명시하는 이유는 온도 및 연료봉 내압 증가에 의한 hoop stress가 피복관의 Creep 현상을 발생시키기 때문이다. 이와 유사하게 Cask 표면의 허용온도 또한 명시하고 있는데 최대 허용온도가 명시된 이유는 재질

강도의 변화와 균열생성을 발생시키는 열 및 인장응력을 피하기 위함이다. 특히 구조재료의 열화(Creep, 피로, 균열성장 및 부식 등)는 환경(온도, 습도 등) 및 조사량에 매우 민감하며, 건식저장 환경을 모사한 부식 실험 결과(그림 1)로부터 적용 재질의 부식속도를 유추할 수 있으나 단기간의 실험결과를 이용하여 추정하는 방법이 대부분이다. 또한 겨울철 저온에서도 취성파괴 등과 같은 금속 구조물 열화, Seal 재료의 탄성력의 손실 등이 고려된다. 무엇보다도 Cask 표면온도의 제한은 저장된 사용후핵연료의 피복관 온도를 허용한도 내에서 유지하기 위함이다. 일반적으로 적용하는 최대 및 최소 허용온도 범위는 Cask 재질 및 적용환경에 따라 다소 차이가 있으나 대략 각각 72~75℃/-13~-15℃를 유지한다. 구조재료의 경우 취급 시 문제가 될 수 있는 구조변형을 방지하기 위해서 Basket과 Canister의 기계구조는 열/구조 응력, 부식, 환경영향 등을 충분히 고려하여 적용하고 있다.

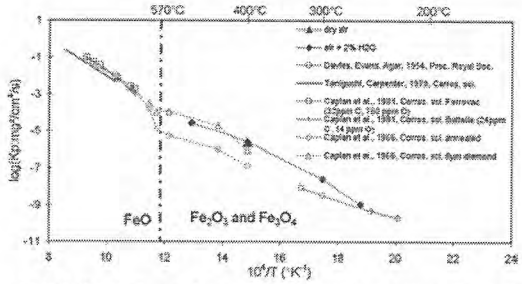


그림 1. 건식저장 환경 모사조건에서 온도에 따른 부식 속도상수[4]

일반적으로 건식저장 구조재료로는 차폐재가 도포된 스테인레스 강, 저탄소강(low carbon steel) 등이 사용된다. 스테인레스강은 건식저장 환경에서 부식속도가 매우 느린 것으로 알려져 있으나 국내 원전 모두 해안가에 위치한 것을 고려해 볼 때 염분이 많고 고온다습한 여름철에서는 부식이 빠르게 진행할 수 있다. 특히 습기가 많은 환경하에서 조사에 의한 질소산화물을 형성하게 되는데 이때에는 용접부 등과 같은 금속학적으로 취약한 부위에 국부적인 부식손상을 발생시킬 수 있다. 국외에서 14년 동안 관찰한 결과, 스테인레스 강의 basket 및 lid에서는 별다른 부식손상이 없는 것으로 보고하고 있으나 국내의 기후조건과 다소 상이하므로 이에 대한 충분한 연구가 필요하다. 저탄소강은 Cask, 냉각핀 및 Basket assemblies (Zn 혹은 Al 코팅)에 적용되며 용접부에서의 탄화물 석출을 억제, 재질 예민화 현상을 현저히 줄일 수 있다. 또한 부식환경하에서 모재인 탄소강 대신 코팅재질(Zn 혹은 Al)이 우선적으로 산화되므로 주기적인 관리를 통해 열화를 최소화 할 수 있다. 건식저장용 Cask 및 Canister에 적용되는 금속 seal의 재질은 스테인레스 강, 인코넬 합금 등이 적용되거나 혹은 알루미늄, 은 및 구리와 같이 연성이 큰 재질을 코팅하여 사용한다. 일부 건식저장 시스템은 저장 중 누출을 감지하기 위하여 Double O-ring을 적용, 두 seal 사이의 공간에서 압력을 모니터링 하여 건전성을 확인하며 일부 O-ring에서는 Galvanic 부식에 의한 O-ring 손상을 보고하고 있다.

건식저장 시스템에 적용되고 있는 주요 구조재료/부품에 대한 요건 및 재료/부품의 현황으로부터, 고연소도 사용후핵연료의 저장과 참조 연소도 사용후핵연료의 50년 이상 장기 저장을 위해서는 국내 사용후핵연료 특성을 고려한 고유 수송/저장 시스템 선정 단계에서 예상되는 열화거동 특성을 평가해야 하며 이를 이용하여 구체적인 구조재료/부품 적용기준을 설정할 수 있을 것으로 생각된다.

참고문헌

[1] 'Advantages on Dry Interim Storage for Spent Nuclear Fuel', First American IRPA Congress 2006.

[2] 'Spent Fuel Storage-Dry Storage Options and Issues', International Conference on Nuclear Energy for New Europe 2007.

[3] 'PWR 사용후핵연료 건식저장기준 현황 및 국내 핵연료 적용성 평가', 2006년도 한국방사성폐기물학회 추계학술대회 논문요약집.

[4] 'Dry Oxidation Behaviour of Metallic Containers during Long Term Interim Storages', ATALANTE 2004 Advances for future nuclear fuel cycles, France.

지하형태 장기건식저장 시설의 화재 및 공기유로 막힘 사고 열해석

지준석, 차정훈, 최경우*, 김상녕
경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 서천동 1번지
*한국원자력안전기술원 , 대전광역시 유성구 구성동 19
Corresponding author : snkim@khu.ac.kr

1. 서론

현재 국 내외에 건설된 다양한 건식저장시설은 열적 특성 측면에서 3가지로 크게 나눌 수 있다.[1] 그 중에서 지상에 건설되는 건식 콘크리트 CASK 방식의 시설은 세계적으로 가장 많은 수가 건설되어 활용 되고 있다. 지하형태 시설은 Dry well 방식으로써, 건식 콘크리트 CASK 형태의 시설을 지하에 설치하는 방식이다. 지하형태의 건식저장시설은 상부 덮개만 지상에 노출된 방식으로 지상시설 보다 일사량에 대한 열적 부하가 적으며, 외부로부터의 위협(비행기 충돌, 미사일 어택 등등)에 더 유리하다는 조건을 가지고 있다. 또한 지하시설이 설치되는 지하 암반의 온도는 지상보다 온도변화가 적으며, 여름철 지상의 공기온도 보다 너 낮은 온도를 유지하는 특성을 가지고 있어서 열적 측면에서 건식저장시설에 유리한 조건을 제시한다. 본 연구에서는 이러한 지하형태 건식저장시설이 24개와 32개의 경수로형 사용후핵연료를 저장하는 용기를 포함하고 있을 때 가장 높은 붕괴열량에서의 화재조건, 유로 반 막힘 조건등과 같은 사고조건에 대한 예비계산을 수행하여 시간에 따른 저장용기 최대 표면온도를 분석하였다. 또한 표면온도에 대한 사용후핵연료 피복재 온도를 분석하여[3] 사고조건에서의 시설의 열적 여유도를 분석하였다. 또한 이를 지상형태 건식저장시설의 예비계산 결과[4]와 비교하여 지하형태 저장시설이 가지는 열적 여유도를 비교하였다.

2. 본론

지하형태 건식저장시설의 과도상태 열해석을 수행하기 위한 초기온도 분석은 이전연구에서 수행되었으며 그 결과 용기벽면의 초기온도 보다는 붕괴열량에 의해 최대 용기벽면온도가 변화하는 것을 볼 수 있었다[3]. 이에 본 연구에서는 24개 PWR 사용후핵연료(SNF)과 32개 PWR SNF에 대한 붕괴열량을 반영하였다.

2.1 지하건식저장시설의 모델 및 경계조건

지하건식저장시설의 외부 공기온도는 40℃ 이며 상부 덮개에는 400W/m^{2}의 일사량을 적용하였다. 화재조건은 화재로 인해 상부덮개의 온도가 801.7℃로 온도가 Fixed되었다고 가정하였으며 24시간 동안의 건식저장용기의 최대 표면온도를 계산하였다. 유로 반 막힘 조건에서는 상부의 4개 공기 유로 중 마주보고 있는 유로가 1개씩 막혀 총 4개중 2개의 유로가 유실되어 공기가 흐르지 못한다고 가정하고, 30일간의 온도를 관찰하였다.

2.2 화재사고

화재조건에서도 저장용기의 온도는 저장시설의 화재조건 계산결과(그림 1) 보다 더 완만하게 상승하는 것을 볼 수 있으며 계산결과를 보면 24시간이 지난 후에도 24-PWR 용기의 용기 표면 최대온도는 약 261℃로 아직 정상운전 한계온도를 넘어서지 않고 있으며, 32-PWR 용기의 표면 최대온도는 약 283℃로 정상운전 한계온도보다는 높지만 사고 한계온도 보다 아래로 유지 되고 있음을 볼 수 있다.

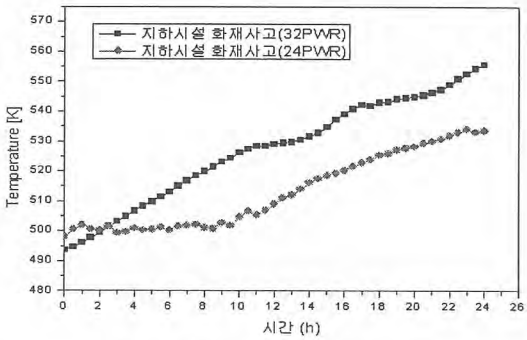


그림 1. 지하시설 화재사고 열해석 결과

2.3 공기유로 반막힘

그림 2 공기유로 반막힘 해석 모델이고 그림 3은 공기유로 반 막힘 조건에서의 지상시설과 지하시설의 결과 그래프이다. 그래프의 온도 영역을 보면 지상시설의 유로 반 막힘 해석 결과에서 용기 최대 표면 온도가 낮아 보이지만 이는 초기 온도 설정이 서로 상이한 것에 대한 영향이며, 시간에 따른

온도 기울기를 보면 지하시설의 결과 그래프가 더 완만한 것을 볼 수 있다. 계산 결과 30일이 경과하여도 24-PWR 용기 표면 최대온도는 291℃로 정상운전 한계온도 이하로 정상운전 상태로 유지되고 있었으며, 32-PWR 용기 표면 최대온도는 346℃로 사고한계 온도 이하로 유지되고 있음을 알 수 있다. 또한 약 20일 이후부터 용기 최대온도 변화가 미미한 것으로 보아 시간이 충분히 경과하면 암반의 냉각효과로 인해 용기표면의 최대 온도가 더욱 내려 갈 것으로 예상된다.

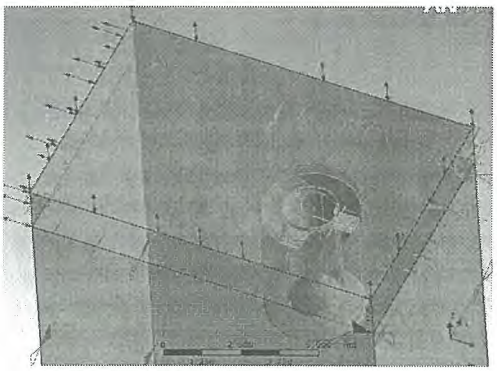


그림 2. 지하시설 공기유로 반 막힘 해석 모델

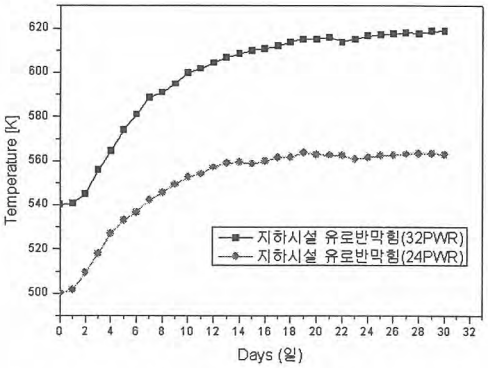


그림 3. 지하유로반막힘 결과

3. 결론

현재 국내외 적으로 가장 많이 건설된 시설은 지상형태의 콘크리트 CASK방식의 사용후핵연료 건식저장시설이다. 본 연구에서는 지상형태 건식저장 시설과 지하형태의 건식저장 시설을 사고 조건에서 비교 분석하였다. 두 시설의 초기온도 분석을 위해서는 지상시설의 경우 정상상태 열해석 방법을 사용하는게 적합하며 지하시설의 경우 과도상태 열해석 방법을 통해 초기온도 값을 결정하는 것이 적합하다. 이는 지하시설의 경우 암반의 영향으로 정상상태 열해석을 수행할 경우 온도가 시간에 따라 Peak 값을 가지기 때문이다. 화재사고 조건 열해석 결과를 비교하면 지상시설이 화재사고에 대해 지하시설보다 더 취약함을 알 수 있다. 두 시설 모두 유로가 막히는 사고에 대해서는 어느 정도 여유가 있음을 볼 수 있었다.

표 1. 각 장기건식저장 시설 별 해석조건 및 결과

시설	해석목표	방법	해석조건	해석결과	
				24 PWR 정상 : 293℃, 사고 : 494℃	32 PWR 정상 : 191℃, 사고 : 440℃
지상	화재사고	TA (1일)	F, Q_{max} , E_T	11시간 이후 사고제한온도 초과	8시간 이후 사고제한 온도 초과
	유로막힘	TA (20일)	E_T, Q_{max}, 1/2A, S	용기 표면온도 185℃ 이하로 유지	용기 표면온도 215 ℃ 이하로 유지
지하	화재사고	TA (1일)	F, Q_{max} , E_T	24시간 경과 용기표면온도 261℃	24시간 경과 용기표면 온도 283℃
	유로막힘	TA (30일)	E_T, Q_{max}, 1/2A, S	용기 표면온도 291℃이하 유지	용기 표면온도 346℃이하 유지

4. 참고문헌

[1] 김상녕, 차정훈, 정현철, 유미, "HLW 장기건식저장에 따른 열적 안전성 해석기법 개발", KINS/HR-852, 한국원자력안전기술원(2008)

[2] 김상녕, 차정훈, 윤범수, 이현우, 윤형주, "HLW 장기건식저장에 따른 열적 안전성 해석기법 개발", KINS/HR-905, 한국원자력안전기술원(2009)

[3] 차정훈, 김상녕, 최 경우, "지하형태 사용후 핵연료 장기건식저장시설의 내부 저장요기 초기온도분석", 2009 한국방사성폐기물학회 춘계학술대회(2009)

[4] 지준석, 차정훈, 이현우, 최경우, 김상녕, "지상형태 장기건식저장 시설의 사고 열해석", 2009 한국방사성폐기물학회 춘계학술대회(2009)

1/3 축소모델시험을 통한 SNF 운반용기 파열조건 해석방법론 분석

김갑순, 이동규, 정인수, 김종수, 최규섭
(주)코네스코퍼레이션, 서울시 서초구 양재동 210-2 합동빌딩 5, 6F
kskim@kones21.com

1. 서론

관련 기준에 따르면 사용후핵연료(SNF) 운반용기는 운반사고조건에 대한 구조적 안전성을 확보하기 위해 단단한 바닥면으로의 9m 자유낙하, 150mm 직경 연강봉 위로의 1m 자유낙하(파열조건) 등에 견딜 수 있어야 한다. 일반적으로 운반용기의 안전성은 유한요소해석에 의한 해석적방법과 검증시험에 의해 평가되는데, 용기외측에 레진이나 목재와 같은 파열조건에서 국부적인 파손이 예상되는 재료가 존재하는 경우엔 그 동적 충격특성이 매우 복잡하기 때문에 해석적으로 정확한 거동을 규명하기가 쉽지 않다.

따라서 본 연구에서는 파열조건에 대한 합리적인 해석방법론을 제안하기 위해, 1/3 축소모델을 이용한 SNF 운반용기 파열시험을 수행하고 그 결과를 다양한 해석방법론에 의한 해석결과와 비교분석하였다.

2. 시험결과 및 유한요소해석방법

그림 1에는 본 연구에서 파열조건 해석방법론 분석을 위해 사용한 SNF 운반용기 개념도와 1/3 축소모델 파열조건 시험셋팅 및 시험결과를 나타내었다. 운반용기는 그림 1(a)와 같이 탄소강 재질의 용기본체, 스테인리스강 재질의 용기뚜껑, 그리고 용기내부의 더미 바스켓으로 구성되며, 용기본체 외면에는 중성자 차폐체로 사용되는 레진과 강재 케이싱이 설치된다. 운반용기 수평 파열조건 시험결과, 그림 1(c)에서와 같이 강재 케이싱은 강봉에 의해 뚫림이 발생했으며 강봉 직 상부의 레진은 국부적으로 완전히 분쇄되었고 최종적으로 강봉은 용기본체를 타격하는 복잡한 에너지 흡수거동을 보였다.

(a) Configuration of Cask (b) 1/3 Scale model test setup (c) Test result

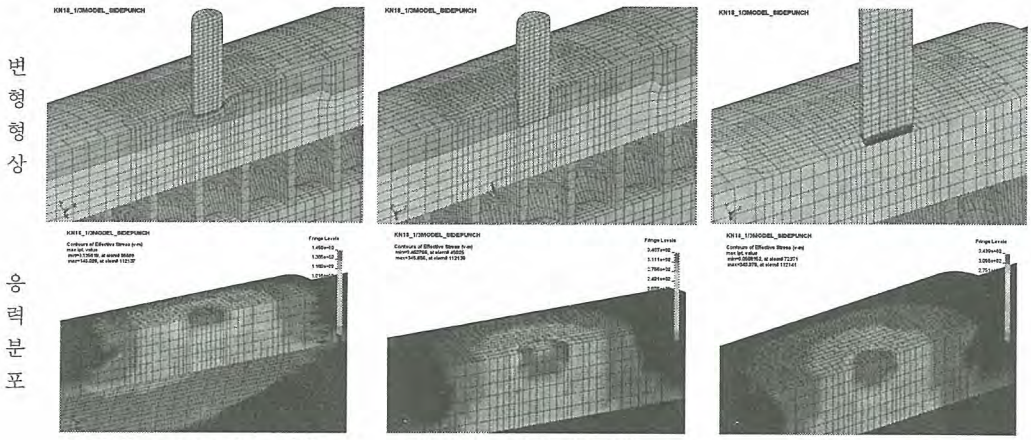
그림 1. 평가대상 운반용기 및 1/3축소모델 시험결과

일반적으로 위와 같은 파열조건에 대한 해석방법으로는 a) 강재케이싱과 레진을 모두 모델링에 포함시키지만 재료의 파손은 고려하지 않는 방법, b) 두 가지 모두 모델링에 포함시키고 재료의 파손을 고려하는 방법(즉, 재료의 파손을 고려하기 위해 요소 적분점에서의 응력이나 변형률이 특정값 이상이 되면 그 요소를 제거하도록 하는 방법), c)강재케이싱과 레진의 전단파괴강성은 무시하여 강봉과 직접 접촉하는 부분의 케이싱과 레진만 모델링에 포함시키는 방법, d) 외부 강재케이싱과 레진 전체를 무시하여 모델링에 포함시키지 않고 강봉이 용기본체와 직접 충돌하게 하는 방법 등이 고려될 수 있으며, 본 연구에서는 지나치게 보수적인 결과를 나타낼 수 있는 d)방법은 제외하고 a), b), c)방법에 의한 파열조건 해석을 수행하고 결과를 비교분석 하였다. 유한요소해석은 범용코드인 LS-DYNA Explicit를 사용하여 외연적 시간적분방식을 적용한 3차원 비선형 동적해석으로 수행하였다. 해석조건으로는 볼트초기축력 및 1m 자유낙하에 대한 초기속도(4.43m/s) 등을 고려했으며, 대칭조건을 이용하여 운반용기의 1/2만 모델링에 포함시켰다. 각 방법에 사용된 해석모델은 그림 2에 나타내었으며, 그림에서와 같이 강봉 접촉면 요소망은 국부적인 변형거동을 고려하기 위해 보다 조밀하게 분할하였다. 모든 재질에 대해 재료모델은 탄소성 구성방정식을 갖는 모델을 적용하였고, 재료의 파손기준은 시험결과를 참조하여 레진은 소성변형율이 0.65, 강재케이싱은 0.55에 도달하면 요소가 제거되도록 설정하였으며, 봉과 충돌하는 부위의 접촉조건은 요소제거 기능을 고려해주는 "CONTACT_ERODING"조건을 사용했다.

3. 해석결과 분석

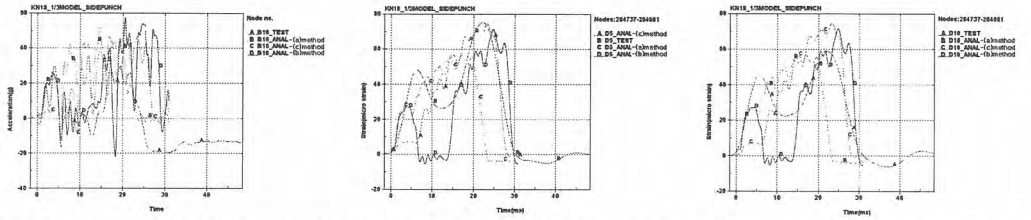
그림 2에는 해석방법에 따른 강봉타격부의 변형형상 및 용기본체의 응력분포를 나타내었으며, 그림 3에는 시험 및 해석결과로부터 구한 가속도 및 변형률 시간이력선도를 비교하여 나타내었다. 그림 1과 2에서 볼 수 있듯이 재료의 파손을 고려하는 (b)의 경우가 실제 시험에서의 변형거동을 가장 잘 구현하였고, (a)의 경우는 타 방법에 비해 용기본체에 발생하는 응력을 과소평가하고 있는 것으로 나타났다.

그림 3에서 볼 수 있듯이 (a)의 경우는 시험결과에 비해 다소 비보수적인 결과를 나타내었고, (c)의 경우는 이력거동을 정확히 모사하지는 못했지만 전체적으로 시험치를 포괄하는 형태의 보수적인 결과를 보였으며, (b)의 경우는 두 번의 최대 정점을 갖는 파열조건 시험에서의 가속도 및 변형률 이력거동을 가장 잘 구현하고 있는 것으로 나타났다.



(a) Full model without failure (b) Full model with failure (c) Cutting model

그림 2. 해석방법에 따른 변형형상 및 용기본체 응력분포



(a)Acceleration trace_300Hz filtered(B16) (b)Strain trace_300Hz filtered(D5) (c)Strain trace_300Hz filtered(D10)

그림 3. 시험 및 해석결과 비교

4. 결론

파열조건 해석방법론에 대한 분석결과, 재료의 파손을 고려하여 요소제거기법을 적용하는 해석방법이 대체적으로 축소모델 시험에서의 결과를 가장 근접하게 구현하고 있는 것으로 나타났다. 따라서 정확한 재료특성 값이 입력될 수 있다면, 재료파손을 고려하는 (b)방법이 대변형 및 재료파단이 발생하는 파열조건에서의 복잡한 에너지 흡수거동을 보다 근사적으로 구현할 수 있는 가장 합리적인 대안임을 알 수 있었다.

참고문헌

1. Jaksic, N., Nilsson, K.F. (2008): Finite element modeling of the one meter drop test on a steel bar for the CASTOR cask, Nuclear Engineering and Design 239, 201-213.
2. 권기찬, 서기석, 유길성 (2009): 충격완충체의 효과를 고려할 수 있는 운반용기의 파열낙하시험 유한요소해석방법, 한국방사성폐기물학회지 Vol.07, No.01
3. Livermore Software Technology Corp. (2007): LS-DYNA Keyword User's Manual, Version 971.

사용후핵연료 축방향 연소도 분포의 그룹화에 따른 핵종량 변화분석

임혜인, 서지선, 엄성호, 박세환, 신희성, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 대덕대로 1045
hyein_lim@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료의 수용용기를 설계하거나 저장, 이동할 경우에는 핵임계 안전성을 반드시 고려해야 한다. 이 경우, 핵임계 안전의 보수성을 확보하기 위해 사용후핵연료를 신핵연료로 가정하고 핵임계 안전성 분석을 수행하는 것이 일반적이다. 하지만 사용후핵연료의 핵종량등을 정확이 파악하여 연소도 효과(burnup credit) 적용방법을 활용한다면 사용후핵연료의 저장 및 수송 용량을 30% 이상 증대 시킬 수 있다. 이는 사용후핵연료의 연소도에 근간을 두고 산출되기 때문에 연소도의 정확한 측정은 Burnup Credit의 핵심과제이다. 그러나 30,000 MWd/tU 이상의 연소도에서는 집합체 평균 연소도 값을 기준으로 계산한 핵임계도 값이 축방향 연소도 분포를 고려한 핵임계도 값보다 낮기 때문에 핵임계도 관점에서 보수성을 확보할 수 없다(End Effect). 따라서 사용후핵연료 집합체의 축방향 연소도 분포를 정확히 측정해야 보다 효율적으로 Burnup Credit을 활용할 수 있으며, 따라서 사용후핵연료 집합체의 축방향 연소도 분포 측정이 필요하다. 이런 목적으로 KAERI에서는 '사용후핵연료 연소도 효과적용을위한 연소도분포 측정기술 개발 과제'를 수행하고 있다.

사용후핵연료 집합체의 축방향 연소도 분포 측정을 위해서는 집합체의 축방향 위치별 연소도와 핵종 분포와의 관계를 명확히 해야한다. 따라서 본 연구에서는 ORIGEN 코드를 활용하여 축방향 연소도 분포를 그룹화하여 그룹의 수에 따라 핵임계도값에 크게 영향을 미치는 U-235와 Pu-239의 핵종량의 변화를 관찰하였다.

2. 본론

- K23-B16 연료봉 그룹화 및 ORIGEN을 통한 연소계산

핵연료봉을 길이방향으로 각각 3, 8, 18, 24 등분 한 후 각각의 연소도와 연소이력을 바탕으로 ORIGEN 계산을 수행하였다.[1,2] 처음 3 등분을 한 그룹은 연소도를 고려하지 않고 연료봉 길이 데이터를 기준으로 나누었다. 다음으로 8, 18, 24 개로 등분한 그룹들은 처음 3 등분한 데이터를 바탕으로 Cs-137의 축방향 감마 측정 데이터로 얻은 연소도를 참고하여 구분하였다.[3] 특히 양 쪽 끝부분은 End Effect를 유발하는 점을 고려하여 연소도의 기울기가 급하게 변한 부분을 추가등분 하는 방법으로 핵연료 봉을 나누었다.

본 연구의 대상 핵연료인 울진 2호기의 K23B16연료봉은 17X17 집합체, 4.2wt%의 농축도, 44,410MWd/tU의 연소도의 특성을 가지고 있으며, 연소 이력인 연소일 1316일, 냉각기간 1730일을 기준으로 연소계산을 수행하였다. 핵연료 연소주기 중간의 decay기간은 고려하지 않았다.

- 데이터 분석

그룹별로 ORIGEN 계산을 진행한 후에, 결과 데이터를 분석하였다. ORIGEN 연소계산을 통해 얻을 수 있는 정보는 light elements, Actinides, fission products이며, 본 연구는 Actinide 원소인 U-235와 Pu-239를 분석데이터로 사용하였다. 길이별로 균등하게 등분한 것이 아니므로 각각의 결과 데이터는 핵연료봉의 전체 축 방향 길이의 비율로 보정해 주었다. 각 부분을 보정한 후 그룹별로 U-235, Pu-239의 무게를 합하여 3, 8, 18, 24개의 부분으로 구분한 그룹의 결과 데이터들을 서로 비교해 보았다. 그림 1은 U-235의 무게를 그룹별로 나타낸 그래프이고, 마찬가지로 그림2 역시 Pu-239의 무게를 그룹별로 나타내었다.

연소계산을 통해 얻은 U-235, Pu-239의 무게로 분석한 결과, 두 핵종 모두 세 그룹으로 나눈 경우보다 그룹의 개수를 증가시킬수록 수렴하는 경향을 보였다.

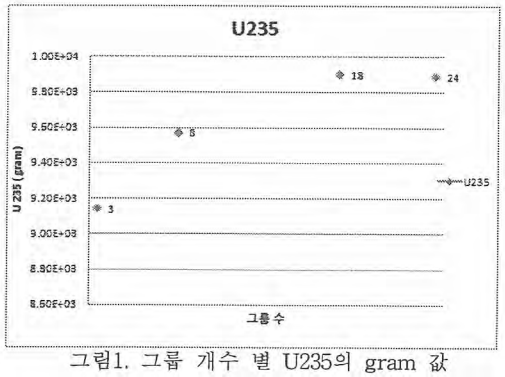


그림1. 그룹 개수 별 U235의 gram 값

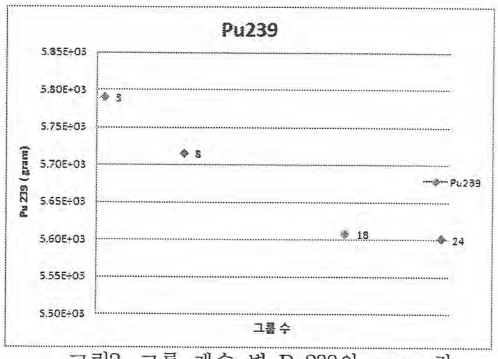


그림2. 그룹 개수 별 Pu239의 gram 값

3. 결론

현재 KAERI에서 수행하고 있는 사용후핵연료 연소도 분포 측정과제의 일환으로 본 연구를 수행하였다. ORIGEN 계산결과를 바탕으로 사용후핵연료의 축방향 연소도의 그룹화에 따른 U-235, Pu-239의 변화량 분석을 통하여 그룹수의 증가에 따라 수렴하는 경향을 확인하였다. 또한, 앞으로 보다 다양한 그룹화 분석을 통해 그룹 수에 따른 핵종량의 수렴경향을 파악할 계획이다. 또한 U-235, Pu-239 뿐 아니라 다른 Actinide계 원소들이나 Cs-134, Cm-244등의 핵종들의 결과도 함께 비교하며 사용후핵연료의 연소도 분포 측정과제에 기여해 나갈 계획이다.

4. 참고문헌

[1] I.C. Gauld, O.W. Hermann, "ORIGEN-S: scale system module to calculate fuel depletion, actinide transmutation, fission product buildup and decay, and associated radiation source terms" (2005).

[2] I.C. Gauld, S.M. Bowman "ORIGEN-ARP: automatic rapid processing for spent fuel depletion, decay, and source term analysis" (2005).

[3] H.S. Shin, S.G. Ro, K.S. Seo, and S.W. Park "Non-destructive Burnup Determination of PWR Spent Fuel Using Activity Ratio Cs-134/Cs-137," ISRSM (2001).

사용후핵연료 수송방안분석 및 위험도 평가를 위한 영향인자

신상원, 이재민, 이수홍, 한병섭
(주)에네시스, 대전광역시 유성구 구암동 328번지
swshin@enesys.co.kr

1. 서론

사용후핵연료 관리의 안전성 확보 및 대국민 신뢰성 제고를 위해서는 수송위험도에 대한 정량적 평가가 필연적으로 수반되어야 한다. 방사성폐기물의 정상 수송 또는 사고 시 위험도 평가를 위한 검증 코드로서 RADTRAN, INTERTRAN, RISKIND, MARINRAD 등 이 있다. RISKIND 는 사용후핵연료의 site-specfic 한 수송위험도 평가를 목적으로 아르곤 국립연구소(ANL)에 의해 개발되었다. RADTRAN 은 미국 샌디아 국립연구소(SNL)에 의해 개발되었으며, 1991년 국제협력 프로젝트로 개발된 INTERTRAN은 RADTRAN를 기본 평가 모듈 모체로 하여 AMC Konsult AB사가 개발하였다. 본 연구에서는 수정·보완된 INTERTRAN2(version 2.8)의 입력자료 DB 구조 분석을 통한 사용후핵연료 수송방안분석 및 위험도 평가를 위한 영향인자를 검토하였다.

2. 영향인자

INTERTRAN2는 사용자에 의해 정의된 Database 자료들을 INTERTRAN2-RT4 프로그램을 사용하여 위험도 평가 Case input을 생성하고, 정상조건(Aggregate mode) 및 루트별 세분화된 Link 데이터를 선택하여 정상 및 사고시 집단 피폭(Population dose) 선량 및 유효선량 또는 예탁유효선량 계산을 사용자의 선택에 따라 수행한다.

2.1 사고 데이타

사고 데이타는 인구구역(Population zone)별 사고율 및 각 중대 사고 범주별 발생확률로 구분되며, 인구구역은 인구밀도(persons/km^2)에 따라 rural, suburban, urban으로 구분한다. 소내수송 또는 해상수송의 경우에는 rural 로 지정할 수 있으며, 인구밀도 기준은 Default 값을 제공하며, 수정가능하다. 수송모드는 트럭, 철도, 바지선, 외양선(ocean-going ship,>3000 grooss tons), 항공화물, 일반 항공, 미니밴, 트럭+미니밴, 트럭+철도, 트럭+항공으로 분류된다. 수송모드별 인구밀도별 사고율은 연간 사고 수/(연간 통행량*연간평균 이동거리)로 정의된다. 중대사고 범주는 사건수목분석법(Event-Tree Analysis)이 선호되고 있으며, 인구구역별 개발된 사고 범주의 발생확률(severity fraction)의 합은 근사적으로 1.0이 되어야 한다. IAEA에서는 방사성물질등의 해상운반에서 발생할 수 있는 사고 중에서 충돌, 화재 및 폭발, 침몰의 범주별로 전 세계 사고 자료를 바탕으로 발생율을 평가하였다. 특히 LMIS사의 Lloyd DB를 주로 사용하고 있다. 우리나라의 경우, 실제 사고 자료 분석결과 방사성폐기물 운송 전용선박급의 사고 발생율이 극히 미비함에 따라 보수적 평가가 적용되고 있다.

2.2 대기확산

RADTRAN에서는 풍향 데이터를 이용한 대기확산 사고 분석을 수행할 수 없는 제약사항 있지만, INTERTRAN2에서는 대기확산사고 분석을 고려하기 위한 TRANSAT 프로그램이 패키지내에 별도로 존재하며, Default로 Pasquill data 또한 제공하고 있다.

2.3 지역 특성 자료

지역특성자료 DB에서는 각 인구구역별 인구밀도(persons/km^2), 보행자 밀도율, 각 인구구역별 건물 차폐율, 상업용여객기의 평균 탑승자수, 지게차 및 크레인에 의한 선하적 운반물의 허용면적, Building dose, 토지 경작율, 제염 수준, aerosol 방출에 따른 개인 흡입률, 사고시 대피 시간의 인자를 포함하고 있으며, Default 값을 제공하고 있다.

2.4 경제성 평가 자료

경제성 평가 자료 DB에서는 중대사고 범주의 수 및 각 중대사고별 비상 제염 비용을 사용자가 입력하게 되어 있다.

2.5 핵종 자료

대부분 사용되고 있는 핵종 특성 라이브러리가 제공되며 수정 또는 추가할 수 있다. 핵종별 평균수명, 에너지. cloud shine-dose, 흡입/섭치에 따른 유효선량, 음식 전이율, 토양 전이율, aerosol의 침전속도,

등의 자료를 포함하고 있다. 실제 평가를 위해서는 방사선원항에 대한 재정의가 필요하다.

2.6 수송 루트 연계 세부화 자료

수송경로의 각 Segment 또는 Link의 요소별 수송위험도 평가를 위해 수송수단, Link 별 이동거리, 속도, 인구밀도, 통행량, 사고율, 인구구역별 인구밀도를 사용자가 입력해야 한다.

2.7 정상 수송 자료

정상수송에 따른 선량계산을 위해서는 각 인구구역별 수송비율, 속도, 수송 승무원 수, 수송중 수송화물과 승무원간 거리, 선하역작업자 수, 수송 중 정지시간, 수송중 피폭자 수, 정지시 평균 피폭거리, 수송당 저장시간, 저장중 피폭자 수, 평균 피폭거리, 혼잡시간동안 도심구역 운반 비율, 각 인구구역별 통행량의 DB자료가 필요하다.

2.8 수송용기 누출 자료

방사성물질의 수송중 발생하는 사고에 의해 인간이 받게 되는 건강상 위험은 Cask의 차폐능력이 감소되거나 소실되었을 때, 또는 수송 용기로부터 방출되는 방사성 물질에 의해서 생기는 노출로부터 발생한다. 수송용기의 방출율(package release fraction)은 특정한 중대성을 갖는 사고 동안에 방출될 수 있는 수송용기안에 있는 방사성 물질의 양으로 정의의 된다. 아울러, 용기 형태, 방사성폐기물의 물리적 형태에 따라 다양하다. 따라서 수송용기 기본 자료로서 수송용기의 수, 표면선량, 방사선중 감마 및 중성자 비율, 규격이 필요하며, 수송용기 내 방사성물질의 특성자료서는 핵종, 핵종별 방사능, 물리화학적 거동특성에 따른 그룹 분류(예)엑티나이드 가스), 그룹별 중대사고 범주의 수, 중대사고 범주별 누출율(release fraction), 분산(Dispersibility) 범주, 범주별 중대사고 수, 중대사고 범주별 에어로졸 비율, 호흡율이 필요하다.

3. 결론

본 연구에서는 사용후핵연료의 수송위험도 평가를 위해 필요한 입력값을 분석하였다. 수송관련 위험도 평가를 위한 입력자료는 정상 수송 및 가상적 사고발생시 위험도 계산에 사용되는 값으로 구분할 수 있다. 정상수송시 안전성 평가를 위한 데이터로는 수송용기 관련 데이터, 수송수단별 제원 데이터, 수송작업을 위한 기반시설 및 인구·지리학적 데이터, 정지상황 관련 데이터, 선하적 관련 데이터 집합이 요구된다. 사고시 안전성 평가를 위한 데이터로는 방사성핵종 관련 데이터, 사고의 확률 및 핵종 방출율 관련 데이터, 기상학적 데이터, 피폭경로 관련 데이터등이 기본적으로 필요하다. 이러한 각각의 입력값들은 수송안전성 평가의 영향인자로서, DB로 구성되어 체계적으로 자료 관리함에 따라 평가대상이 되는 입력자료들을 조건검새을 통한 데이터 로딩을 통해 손쉽게 입력파일을 만들어 다양한 분석을 용이하게 한다. 아울러 추가적인 분석의 입력파일을 만드는데 확장되어 사용할 수 있을 것으로 판단한다.

국외 사용후핵연료 건식저장시설 핵임계해석 및 설계동향 분석

김태만, 서하나, 조천형, 윤정현
한국방사성폐기물관리공단, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1
tmkim@krmc.or.kr

1. 서론

현재 사용후핵연료(Spent Fuel, SF)의 건식저장시설의 핵임계안전성 평가는 신연료로 가정하여 임계도 해석을 수행하고 있으며, 이는 원자로에서 인출된 후 저장시설에서의 핵종구성 및 농축도와는 상당한 차이를 가진다[1]. 이에 최근에는 원자로에서 조사현상에 의한 핵연료집합체의 핵종구성 변화에 따른 반응도 감소현상(연소도효과, Burnup Credit, BUC)을 반영하여 핵임계 안전성을 평가하는 연구가 국제적으로 활발히 진행되고 있다[2]. 이에, 선진국가들의 연소도효과를 적용한 임계도해석의 기술개발 현황을 조사/분석하고 이를 통하여 국내에서의 연구개발 타당성 평가에 대한 범위를 설정하고, 향후에 진행될 SF 수송/저장시스템의 개념설계에 활용하고자 한다.

2. 본론

2.1 미국의 현황

현재 미국(NRC)의 경우, 습식저장시설에 대해서는 Actinide와 핵분열생성물(F・P)을 규정하였으나, 건식저장시설과 운반용기에는 아직 Actinide만을 적용하는 개념을 승인하였으며, 다양한 정부관계 연구기관과 산업체가 연계하여 활발히 적용기술 연구를 진행하고 인허가 기관에 검토 및 적용승인을 요청하고 있다. 특히, 원전에서 배출된 SF의 초기농축도, 연소이력자료와 Actinide만을 고려한 용기의 장전곡선을 활용하여 비교평가하고, 고용량의 운반/저장용기에 대량의 SF를 적용하는데 필요한 추가적 부반응도를 도출하였다. 주요 Fission Product(F.P)와 Minor Actinides(M.A)를 포함한 효과적 핵종 적용방안을 제시하고 있다[3][4].

특히, 미국 NRC는 ISG-8.Rev2(BUC in the Criticality Safety Analyses of PWR SF in Transport and Storage Casks)를 바탕으로 HOLTEC사의 HI-STAR 100 System에 사용되는 MPC32(Multi Purpose Canisters)에 대하여 Actinide 핵종의 BUC에 적용을 승인하였다. HOLETC사는 MPC32에 대하여 2002년에 CoC(Certification of Compliance)의 변경허가를 신청하였으며, 2006년 10월에 변경을 승인받았다. HI-STAR 100 System은 7개의 MPC를 포함하는 저장시스템으로 외형은 그림1과 같으며, 개념도는 그림 2와 같다. MPC 32의 설계특징은 WH17×17(3종)과 B&W15×15(4종)의 핵연료를 장전할 수 있으며, HOLTEC사는 미국 원전내 수조의 90%이상 수송 가능할 것으로 예상하고 있다. [5][6]

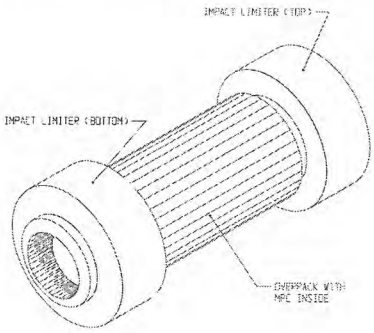


그림 1. HI-STAR 100 Overpack(Cask)

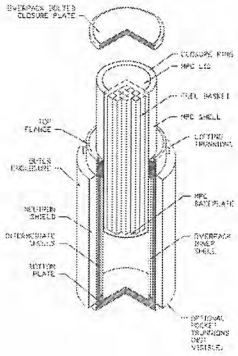


그림2. The MPC in HI-STAR 100

2.2 독일의 현황

현재 독일의 BUC적용은 건식저장시설과 운반용기에 대하여 Actinide만을 적용하는 것은 이행하고 있으며, 세계에서 유일하게 Actinide와 F・P까지 고려할수 있는 'Concept'을 인정한 국가이다. 독일의 다양한 사용후연료의 중간저장시설은 대부분 'CASTOR®'형식으로 건설되었다.[7] 특히, 독일은 아래사항

과 같은 개념을 설정하여 BUC적용을 이행하고 있다.

- BUC의 활용/이행 방안 : 독일에서는 운반/저장용기를 활용하기 위해서는 감독기관의 설계승인과 운반승인을 받아야 하며, 관리기관으로부터 저장시설의 건설승인을 받아야 한다.
- BUC적용 절차 : 상용원전의 SF는 운전/연소이력과 조성/구조에 기초하여 주요관심 핵종의 조성을 결정하며, 본 사항을 바탕으로 유효증배계수를 평가해야 한다.
- 장전곡선의 적용 : 핵연료의 초기농축도와 연소이력을 바탕으로 SF의 장전곡선을 도출하여야 한다.

2.3 일본의 현황

일본의 경우 현재까지는 습/건식저장시설과 운반용기에 BUC의 적용사례나 Concept 승인된 사례는 없다. 그러나 일본은 다양한 '국제 PWR & BWR SF의 조사후 분석 등' 연구협력체에 참여하여 왔으며, 주도적으로 연구자료를 생산하여 왔다. 특히, 해당 자료(SFCOMPO) 는 OECD/NEA의 참여국이 활용할 수 있도록 공개하고 있다. 특히, 일본은 JNES에서 개발한 '통합적 감쇠계산 코드(MVP-ORBURN, 본 코드는 몬테카를로 기법과 상용코드인 'ORIGEN2'를 기반으로함)'를 바탕으로 SF의 선원항에 대한 정확한 예측과 안정규정에 부합하는 임계안전성 해석평가에 방법 및 가상평가에 결과를 제시하고 있다. 또한, SF의 모델링의 경우 핵연료집합체의 불균질한 구성/조성과 제어봉 등을 포함하고 있으며, 최근의 핵자료를 바탕으로 하고 있다. 본 코드를 활용하여 계산한 자료와 PWR SF의 실험적 자료를 비교한 결과는 주요 Actinide 핵종에 대해서는 약 10%이하로 나타났다. 그러나 BWR 사용후연료에 대해서는 몇몇 Actinide 핵종에 약 15%이상의 차이가 발생하여 향후 보완이 필요함을 제시하고 있다.[8]

3. 결론

본 연구를 통하여 국내 BUC 관련기술 개발 시 Actinide에 대한 고려는 필수적인 것으로 판단되며, 더불어 일본 등과 같이 국제적 협력을 통해 그 타당성과 신뢰성을 입증해야 할 것이다. 특히, 미국의 경우 최고 30%의 운반/저장용량을 증가 시킬 수 있음을 제시하여 다양한 Vendor들이 연구개발을 추진하고 있으며, 운반의 경우 운반횟수를 감소함으로 비용절감(경제적 효과)을 기대 할 수 있을 것이다. 하지만, 이는 핵임계 안전성 측면만 고려한 것으로 BUC의 실질적 효용성을 예측하기 위해서는 '그 외의 안전성 측면(구조적/열적 건전성)'에 대한 기술기준 만족여부와 '엔지니어링 측면(바스켓의 제작성 등)'을 고려한 '종합적 안전성 평가'가 이루어져야 하며, 이를 통하여 국내 SF 수송/저장 시스템에 BUC적용의 타당성에 대한 평가가 가능할 것으로 기대된다.

참고문헌

[1] 김종경 외, 방사성폐기물 규제기술 개발 - 경수로 사용후핵연료 건식저장 시설 안전성 해석 방법에 관한 연구, KINS/HR-782 (2007)

[2] Advances in Applications of BUC to Enhance SF Transportation, Storage, Reprocessing and Disposition, IAEA-TECDOC-1547 (2007)

[3] Dale Lancaster, 2005 Status and future of BUC in the USA (2005)

[4] J. C. Wagner, Evaluation of BUC for Accommodating PWR Spent Fuel in High-capacity Cask Design, ICNC2003 (2003)

[5] StoreFuel, Vol9. No.99 (2006)

[6] Certification of Compliance for Radioactive Material Packages, DOCKET NUMBER 71-9261, 2006

[7] A Burn-up Credit concept for CASTOR® Transport and Storage Casks with PWR Spent Fuel, D.Winterhagen, 2005

[8] Intergrated Depletion code MVP-ORBURN ; Development, validation and application study to the burn-up credit, T.Nakata, 2005

핫셀 운반용기의 정상운반 및 운반사고조건에 대한 열해석 평가

이주찬, 방경식, 최우석, 이상훈, 서중석, 서기석, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
siclee@kaeri.re.kr

1. 서 론

사용후핵연료 건식처리공정인 파이로 공정 기술을 통한 선진 핵연료주기를 구현하기 위해서는 파이로 공정에서 발생하는 고방사성물질에 대한 운반 및 저장시스템의 개발이 필수적이다. 한국원자력연구원에서는 파이로 공정 실증을 대비하여 사용후핵연료, TRU 연료물질, 기타 공정물질 등을 핫셀 및 관련 시설로 운반하기 위한 핫셀 운반용기를 개발하고 있다. 그림 1은 핫셀 운반용기의 단면도를 나타내며, 운반용기의 1회 운반용량은 연소도 55 GWd/MtU, 초기연소도 4.5 wt%, 냉각기간 8년의 PWR 사용후핵연료 20 kg 또는 Pyro-process 공정에서 발생되는 AMFP 세라믹폐기물 21 kg 또는 I/Tc fly ash 5 kg이다. 운반용기 본체의 치수는 직경 800 mm, 높이 1,150 mm이고 상하부 완충체를 포함한 총 중량은 약 3.7톤이다. 핫셀 운반용기는 B형 운반용기로 구분되며, B형 운반용기는 국내외의 관련법규에 따라 정상운반은 물론 가상사고조건에서도 방사성물질의 누설이 발생되지 않도록 방사선차폐, 열 및 구조적 건전성이 유지되어야 한다. 운반용기의 열적 건전성을 유지시키기 위하여 정상운반조건에서는 내부의 운반물로부터 방출되는 붕괴열(decay heat)을 외부로 적절하게 방출시켜야 하며, 운반사고조건인 800 ℃ 화재조건에서는 외부 화염으로부터 유입되는 열을 적절히 차단하여 설계압력 유지 및 밀봉재, 차폐재 등 주요 부품의 허용온도를 초과하지 않아야 한다. 본 연구에서는 법규에서 규정하는 정상운반 및 운반사고조건에 대한 열안전성을 평가하였다.

2. 열해석 조건 및 방법

열해석을 위한 해석조건은 법규에서 규정하고 있는 정상운반조건 및 운반사고조건을 적용하였으며, 정상운반조건은 대기온도 38 ℃에서 최대 태양열이 유입되는 경우이며, 화재사고조건은 정상조건하에서 800 ℃화재가 30분 동안 진행된 후 자연 냉각되는 조건이다.

핫셀 운반용기의 중성자차폐체로 60 mm 두께의 K-resin을 고려하였으며, K-resin은 열전도율(k = 1.14 W/m-K)이 낮아서 화재조건에서 단열재 역할을 한다. 운반용기의 상하부에는 Balsa wood 재질의 충격완충체가 장착되며, Balsa wood의 열전도도는 0.05 W/m-K를 적용하였다.

운반용기 내부의 운반 내용물로부터 발열량은 사용후핵연료 20 kg의 경우 32 W, 세라믹 폐기물 21 kg의 경우 397 W이며, I/Tc fly ash 5 kg의 경우는 약 0.006 W로서 거의 무시할 수 있는 양이므로 사용후핵연료 및 세라믹 폐기물을 장전할 경우에 대한 해석을 수행하였다. 운반용기가 수직 상태로 운반되고 용기 표면에 유입되는 태양열 유속은 국내외 원자력법에서 규정하고 있으며, 용기 측면의 형상은 곡면이므로 400 W/㎡, 용기 상부는 수직평면이므로 800 W/㎡을 고려하였다. 해석코드는 범용 열유동해석 프로그램인 FLUENT 코드를 사용하였다.

3. 해석결과 및 고찰

표 1은 핫셀 운반용기의 정상 및 화재사고조건에 대한 열해석 결과이며, 그림 2은 세라믹 폐기물을 장전할 경우에 대한 화재사고조건 온도분포를 나타낸다. 표 1의 결과로부터 사용후핵연료 20 kg을 장전할 경우 붕괴열이 32 W로 비교적 적은 양이며, 정상조건에서 용기 본체의 온도가 대기온도에 비하여 높게 상승한 이유는 용기 표면에 유입되는 태양복사열에 의한 영향으로 판단된다. 정상조건에서 운반용기의 표면온도는 교육과학기술부고시 제 2008-69호 제 26조[1], IAEA Standard Safety Series No. TS-R-1[2]에서 규정하고 있는 허용 표면온도인 85 ℃보다 낮은 60 ℃로 계산되었다. 800 ℃ 화재가 30분 동안 진행되는 화재사고조건에서 운반용기의 격납경계를 이루는 O-ring의 온도는 최대 183 ℃까지 상승하지만 Viton O-ring의 허용온도가 250 ℃이므로 운반용기의 격납 건전성이 유지되며, 납 차폐체의 온도도 최대 119 ℃로 용융온도인 327 ℃보다 훨씬 낮으므로 차폐 건전성도 충분히 유지됨을 알 수 있다.

세라믹폐기물 21 kg을 적용할 경우 붕괴열이 397 W로 비교적 커서 정상조건에서 세라믹 폐기물의 최대온도는 300 ℃이상 상승하였으나 용기 본체의 온도는 100 ℃ 이하로 계산되었다. 정상조건에서 운반용기의 표면온도는 허용 표면온도 85 ℃보다 낮은 79 ℃로 계산되었다. 800 ℃ 30분 화재사고조건에서 운반용기의 격납경계를 이루는 O-ring의 온도는 최대 208 ℃까지 상승하여 Viton O-ring의 허용온도인 250 ℃에 비하여 낮으며, 납차폐체의 온도는 최대 149 ℃로 납의 용융온도 327 ℃보다 훨씬 낮으므로 차폐 건전성이 충분히 유지되었다. 세라믹 폐기물의 최대온도는 338 ℃로 허용온도로 설정된 450 ℃이내이므로 운반용기의 열적 건전성이 유지되었다.

이상의 결과로 보아 핫셀 운반용기는 정상운반조건 뿐만 아니라 및 운반사고조건에서도 열적 건전성이 충분히 유지될 것으로 판단된다. 본 연구결과는 핫셀 운반용기의 SAR 및 설계승인을 위한 기본 자료로 활용될 예정이다.

4. 참고문헌

[1] 교육과학기술부고시 제 2008-69호, "방사성물질 등의 포장 및 운반에 관한 규정", 2008.

[2] IAEA Safety Standard Series No. TS-R-1, "Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material", 2005.

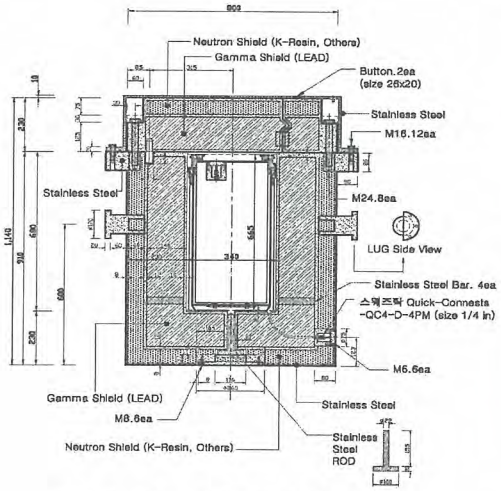


그림 1. 핫셀 운반용기 설계도

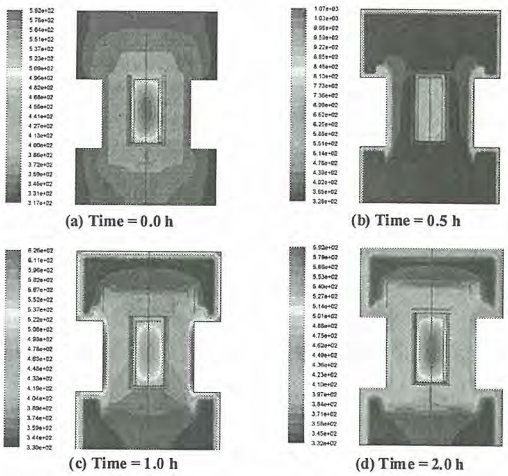


그림 2. 화재사고조건 온도분포 (세라믹폐기물)

표 1. 핫셀 운반용기의 정상운반 및 운반사고조건 열해석 결과

Location	Maximum calculated temperature (℃)			
	Spent fuel 20 kg (32 W)		Ceramic waste 21 kg (397 W)	
	Normal	Accident	Normal	Accident
Spent fuel or ceramic waste)	68	94	319	338
O-ring (viton)	51	183	80	208
Lead shield	53	119	90	149
K-resin (core)	53	279	83	298
K-resin (max.)	53	712	88	715
Cask surface	60	797	78	797

사용후핵연료 임시저장 시설의 항공기 충돌 안전성평가 기술개발 현황

이상훈, 방경식, 이주찬, 최우석, 서중석, 서기석, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
shlee1222@kaeri.re.kr

1. 서 론

911 테러사건 이후로 유해물질을 다량 보유하고 있는 시설의 항공기 충돌 대처 설계 및 안전성평가의 필요성이 크게 대두되고 있다. 방사성 물질을 다량 보유하고 있는 원자력발전소 및 핵연료 저장시설은 개중 안전에 대한 요구가 큰 시설들로서 원전 격납건물 등의 항공기 충돌 안전성 해석은 오래전부터 수행되어 왔다. [1]. 하지만 사용후핵연료의 임시저장 시설 및 저장용기 등의 항공기충돌 안전성 평가는 현재까지 수행된 사례가 많지 않으며 일본 및 독일 등에서 발표된 몇몇 사례가 알려져 있을 뿐이다. 또한, 항공기 충돌 대처 설계를 통하여 신규 원자력 관련 설비의 인허가를 받기 위한 공인된 절차 및 기술은 확립되어 있지 않은 상태인데, 최근 미국 NRC (Nuclear Regulatory Commission)에서 10CFR 50, 52를 개정하여 신규 원전의 인허가 요건에 항공기 충돌대처 설계를 포함시킴으로써 관련된 기술 개발의 필요성이 크게 증대되었다고 할 수 있다. 한국원자력연구원에서는 사용후핵연료 임시저장 시설과 용기의 항공기 충돌 안전성 해석평가를 수행하기 위한 기술개발을 올 해부터 수행하고 있으며 해당 연구의 일환으로 관련된 기술 개발 동향을 파악하는 작업을 수행 중에 있다. 이 논문에서는 미국, 일본, 독일 등 원자력 선진국에서 지금까지 항공기 충돌 안전성 평가와 관련하여 개발한 절차 및 시험, 해석 방법에 대한 현황을 소개하며, 한국원자력연구원에서 향후 개발하려는 기술 개발의 방향을 제시하고자 한다.

2. 항공기 충돌 위험 평가 절차 (DOE Standard)

항공기 충돌사건이 잦은 빈도로 일어나는 사건은 아니지만 사고의 규모 및 영향이 클 수 있기 때문에 위험물질을 보유하고 있는 시설의 항공기 충돌 위험도를 체계적이고 정량적으로 분석해야할 필요가 있다. 미국 DOE(Department of Energy)에서는 1996년 방사성 물질과 같은 유해물질을 보유한 시설이 항공기 충돌로 인하여 손상되어 유해물질이 유출될 위험을 평가하는 표준 절차를 수립하여 발간하였다. [2]. 이 표준은 실제 항공기 충돌사고가 발생할 수 있는 확률 평가로부터 시작하여 시설의 구조에 유효한 손상을 가져올 확률 및 이러한 손상으로부터 유해물질이 유출되어 시설 경계에 있는 사람들에게 위해를 가할 위험도를 평가하는 포괄적이고 거시적인 절차를 제시하고 있다.

항공기 충돌 위험도 평가는 그림 1과 같이 총 3단계로 이루어진다. 1단계(Phase I)에서는 시설에 보유된 유해물질의 재고로부터 해당시설에 대한 항공기 충돌위험 평가가 필요한지 여부를 결정하게 된다. 2단계(Phase II)에서는 시설의 입지 및 근처 공항의 배치, 항공노선 등의 정보로부터 항공기 충돌 사고가 일어날 확률을 평가하고 각각의 충돌 사고로 발생하는 시설의 구조 손상 정도를 평가한다. 3단계에서는 시설의 구조손상으로부터 야기될 수 있는 유해물질 유출 가능성을 평가하고 시설 외로의 유출량을 평가한다. 방사성 물질의 경우 시설 경계에 위치한 사람이 0.25 Sv의 선량에 노출되면 위험한 것으로 보며 시설의 항공기 충돌사고 빈도가 10^{-6}/yr 이상이면 위험도가 유의한 것으로 판단한다.

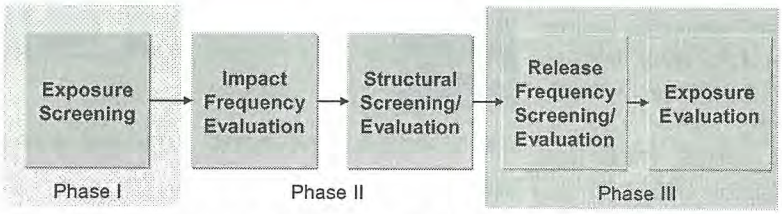


그림 1. 항공기 충돌사고 위험도 평가 절차

3. 구조손상 평가 기법

고속충돌로 야기되는 구조손상의 평가는 안전성평가 분야에서는 오랜 기간 동안 연구되어온 주제로서 현재까지는 경험식에 기반한 평가법이 주로 사용되고 있다. 항공기 충돌로 인한 구조손상은 일반적으로

엔진 등의 충돌로 인한 국부적 손상과 전반적 손상으로 나누어 평가하며 강화콘크리트 구조물의 국부적 손상평가를 위하여 다음 그림 2에 나열된 경험식들이 주로 사용되고 있다. [2]
그림에서 U는 기준속도(200 ft/sec), V는 충돌체의 속도, M은 충돌체의 질량, D는 충돌체의 유효직경, f_c'은 콘크리트의 압축강도, K는 콘크리트의 관통인자(penetrability factor), N, W는 각각 충돌체의 형상계수, 중량이다. 철 구조의 관통손상은 BRL 공식으로 주로 평가한다. [참고문헌] 최근에는 이러한 경험식을 보다 정확한 해석으로 대체하려는 연구가 활발히 이루어지고 있으며 유한요소법을 활용한 해석을 도입하려는 시도가 대표적이다. 사용후핵연료 저장시설의 손상평가와 관련해서는 아직까지 발표된 사례가 많지 않으나, 비행기의 충돌로 야기되는 충격력을 먼저 근사한 후 이를 저장시설이나 저장용기의 유한요소해석 모델에 적용하는 기법들이 시도된 바 있다. 특히 저장용기의 경우에는 그 크기가 상대적으로 작기 때문에, 일반적으로 시설의 국부적 손상평가에 사용되는 기법만으로 충분한 손상평가가 가능하다. 이 경우 항공기의 엔진과 같은 밀도가 높은 질량체로 야기되는 국부손상이 평가의 주가 되며 일본의 CRIEPI, 독일의 BAM연구소 등에서 항공기 엔진의 충돌로 인해 야기되는 충격력을 근사한 바 있다. [3], [4] 이 평가 기법에서 가장 중요한 요소의 하나는 얼마나 정확히 항공기 충돌로 인한 충격력을 근사해 낼 수 있는가 하는 것인데, 1970년대 말 미국의 Sandia National Lab에서 실제 항공기를 콘크리트 격납벽에 충돌시켜 시험적으로 충격력을 계산하였고 CRIEPI에서는 이러한 시험을 유한요소해석으로 대체하여 항공기의 엔진의 충돌로 야기되는 충격력을 계산해 낸 바 있다[3]. 한국원자력연구원에서는 유한요소해석을 통한 항공기 충돌 안전성평가의 기술 개발을 위하여 유한요소해석을 활용한 구조 손상 평가의 시험적 검증, 보다 정확한 재료 모델링에 기반한 계산 정확도 향상, 평가의 보수성 확보를 위한 방안 개발을 추진하고 있다.

Damage Mode	Model	Formula	Design criteria
Penetration & Spalling 	Modified NDRC formula	$x=\sqrt{4KNWD\left(\frac{V}{1000D}\right)^{1.8}}$ for $\frac{x}{D}\le 2.0$ $x=\left[KNW\left(\frac{V}{1000D}\right)^{1.8}\right]+D$ for $\frac{x}{D}\ge 2.0$	
Scabbing 	Chang	$t_s=1.84\left(\frac{U}{V}\right)^{0.13}\frac{(MV^2)^{0.4}}{D^{0.2}(f_c')^{0.4}}$	$t_d\ge 1.1t_s$
Perforation 	Chang	$t_p=\left(\frac{U}{V}\right)^{0.25}\left(\frac{MV^2}{Df'}\right)^{0.4}$	$t_d\ge 1.2t_p$

그림 2. 강화콘크리트 구조물의 국부손상 평가를 위한 경험식들

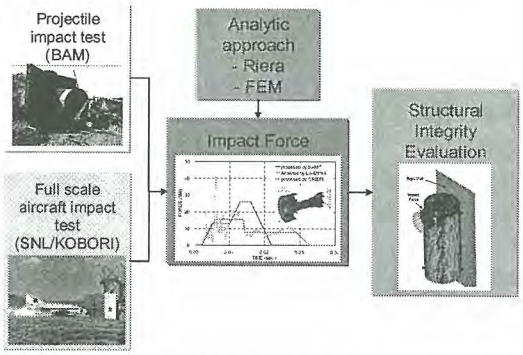


그림 3. 유한요소해석과 충격력 근사를 통한 평가

4. 참고문헌

[1] On the stress analysis of structures subject to aircraft impact forces, J. D. Riera, Nuclear Engineering and Design, Vol. 8, pp. 415-426, 1968

[2] Accident analysis for aircraft crash into hazardous facilities, US DOE, DOE-STD-3014-2006, 1996

[3] Safety analysis of dual purose metal cask subject to impulsive loads due to aircraft engine crash, K. Shirai, K. Namba, T. Saegusa, Journal of power and energy systems, Vol. 3, No. 1, 1999

[4] Experimental tests and finitie element anlayses of the aircraft impact resistance of CASTOR transport and storage casks, G. Dreier, W. Volzer, R. Huggernberg, Proceedings of SMiRT 14, 1997

사용후핵연료 건식저장방식별 열성능 및 설계특성 분석

김형진, 백창열, 이경구, 우상인
한국방사성폐기물관리공단, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1
hjkim@krmc.or.kr

1. 서론

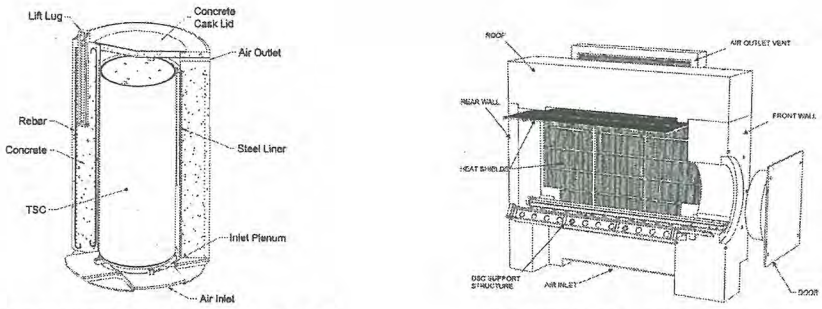
사용후핵연료 건식저장시스템은 일반적으로 용기방식(금속/콘크리트용기, 모듈), 볼트 방식으로 구분할 수 있으며[1], 최근 국외 건식저장시스템의 운영현황[2]을 살펴보면 저장용량 확장 및 자본투자의 이점으로 인해서 용기방식을 선호하고 있는 것을 확인할 수 있다. 이에 용기방식을 대상으로 열성능 관련 설계특성 및 열제거능 개선을 위한 설계동향을 파악하고자 한다.

용기방식 중에 모듈방식과 콘크리트방식을 대상으로 했으며, 각각 2007년과 2009년에 미국 NRC의 인허가를 취득한 Transnuclear Inc.사의 NUHOMS-HD(수평저장형모듈방식), NAC International사의 MAGNASTOR(콘크리트저장용기방식)를 선택했다. 본 분석을 통해서 최근 국외 건식저장시스템의 열성능 관련 기술현황 및 설계특성을 파악하고, 이를 통해서 향후에 개발/운영될 수송 및 저장 시스템의 개념설계에 활용하고자 한다.

2. 본론

2.1 시스템 개요

MAGNASTOR와 NUHOMS-HD는 수송과 저장을 겸하는 캐니스터와 운반전용용기, 저장전용용기로 구성되어 있다.[3][4] 방식의 차이는 있지만 두 시스템 모두 콘크리트 구조물에 저장을 한다. 즉 사용후핵연료에서 발생하는 열을 효과적으로 제거하기 위한 설계가 가장 필요한 부분은 콘크리트 구조물이라 할 수 있다. 이에 콘크리트저장용기/모듈의 설계특성 및 열제거능을 알아보고자 한다. 두 모델의 저장용기 및 모듈은 그림 1과 같으며, 저장가능한 PWR 사용후핵연료의 열적특성은 표 1과 같다.[5][6] 사용후핵연료 다발당 열량은 MANASTOR, NUHOMS-HD 각각 0.959kW, 1.088kW이다.



(a) MAGNASTOR의 콘크리트저장용기 (b) NUHOMS-HD의 HSM-H

그림 1. 콘크리트저장모듈 및 저장용기

표 1. 사용후핵연료(PWR) 열적특성

	저장량 (다발)	농축도 (w/o)	연소도 (GWd/MTU)	냉각기간 (년)	열용량 (kW)	설계승인 (년)
MAGNASTOR	37	5.0	60	4	35.5	2009
NUHOMS-HD (32PTH 캐니스터)	32	5.0	60	5	34.8	2007

2.2 저장용기 설계 특성

MAGNASTOR의 콘크리트 저장용기는 자연대류를 통해서 캐니스터의 열을 제거하는 방식으로 용기 상·하부에 공기 입출구를 가지고 있다. 저장용기 하부에는 유량 조절장치를 설계하여 캐니스터 주위로 고른 유량 분포를 보이도록 하였으며, 용기내부 금속라이너는 캐니스터의 복사열을 공기유로 혹은 콘크리트로 대류,전도의 형태로 열을 제거한다. 또한 금속라이너는 과도한 복사열을 차단하는 역할 및 캐니스터 전복 시에 콘크리트 저장용기를 보호하는 기능도 겸하고 있다.

NUHOMS-HD도 MAGNASTOR와 마찬가지로 HSM(Horizontal Storage Module) 내부의 자연대류를 통해서 캐니스터와 열차단체(heat shield)의 열을 제거하며, HSM 전면부 양쪽과 상부양쪽에 공기 입출구를 가지고 있다. 이 모델은 최소한의 차폐는 가능하지만 모듈의 완전한 차폐를 위해서는 좌/우/후면에 다른 모듈을 설치해야한다. 즉 모듈의 공기와의 접촉면적이 작기 때문에 대류에 의한 모듈의 열제거능은 용기방식에 비해 현저히 떨어진다. 또한 모듈별로 밀착해서 설치를 하기 때문에 인접한 모듈간의 열교환이 이루어질 수 있다. 이러한 이유로 인해서 NUHOMS-HD에서의 열차단체는 설계상 중요한 부분으로, 그림 1에서도 확인할 수 있듯이 모듈 내부 전체에 설치가 되어있음을 확인할 수 있다.

2.3 열제거능

저장시 정상조건하에서 두 모델의 주요 부분에서의 최대온도는 표 2와 같다. 열용량을 고려하더라도 MANASTOR의 온도가 대체적으로 높은 것으로 나타난다. 열전달 효율은 두 모델이 유사하며, 접촉면적의 차이에도 불구하고 NUHOMS-HD의 콘크리트 최대온도가 표 2와 같은 것은 열차단체에 의한 것으로 판단된다. 열차단체의 경우 측면에 비해 상부의 온도가 높게 나타나고 있다. 모듈내부의 공기 입출구 위치에 의해서 상부 중앙 측은 상대적으로 공기 유량이 작기 때문에 대류에 의한 차단체의 열제거가 떨어지기 때문으로 보인다. 차단체의 형상 및 재질에 따라 열제거능의 성능이 달라지며, 표 3은 형상과 재질에 따른 열용량을 나타내고 있다.

표 2. 정상조건 최대온도

	최대온도(℃)		최대허용온도(℃)
	MAGNASTOR	NUHOMS-HD	
핵연료 피복관	379	362	400
캐니스터	236	208	
상부 열차단체	-	93	
측면 열차단체	-	86	
콘크리트	132	100	149

표 3. NUHOMS-HD 열차단체에 따른 수용가능 열용량

	알루미늄(굴곡형상)	알루미늄	아연도금강
열용량(kW)	34.8	32.0	26.1

3. 결론

콘크리트저장용기 혹은 수평저장모듈은 콘크리트 구조물의 장기건전성 측면에서 최대온도를 낮추기 위하여 열차단체를 고려해보아야 할 것으로 판단된다. 차단체의 형상과 재질, 저장용기/모듈 내부 전체적으로 균일한 유량을 확보하는 방안도 고려해야 할 것이다. 안전성과 구조물의 장기건전성 측면을 모두 고려하는 개념설계를 위하여 열성능 측면에서는 이러한 사항을 검토해봐야 할 것으로 보인다.

참고문헌

[1] IAEA-TECDOC-1100, Survey of Wet and Dry Spent Fuel Storage, IAEA, 1999
[2] IAEA-TECDOC-1613, Nuclear Fuel Cycle Information System, IAEA, 2009
[3] http://www.transnuclear.com/nuhoms.htm
[4] http://www.nacintl.com/default.aspx?pgid=magnastor
[5] MAGNASTOR Safety Analysis Report, NAC International, 2008
[6] Final Safety Analysis Report For The NUHOMS-HD®, Transnuclear Inc., 2007

사용후핵연료로부터 방출되는 방사선의 효과적인 차폐를 위한 차폐물질의 두께 계산

양재환, 박창제, 나상호, 강권호, 이정원
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
yjh98@kaeri.re.kr

1. 서론

현재 사용후핵연료를 고속로에서 재사용하기 위해 개발되고 있는 파이로프로세스의 전해정련공정을 통해 금속 우라늄, 초우라늄원소(TRU), 희토류 원소(Rare Earth), 핵분열생성물(Fission product) 등이 분리되어 산출된다[1]. 이들 각각은 중성자와 감마선을 방출하는 방사성물질이므로 각 핵종에서 방출하는 중성자와 감마선 선량에 대한 정확한 계산이 이루어져 선량기준치 미만임을 보증할 수 있을 때 파이로프로세스의 안전한 공정수행이 가능할 것이다. 그렇지 못할 경우 적절한 차폐물질을 사용하여 중성자와 감마선을 선량기준치 미만으로 차폐시켜야 한다. 본 논문에서는 사용후핵연료에 대한 핵종별 방사능 평가를 SCALE5 코드를 이용하여 수행한 뒤 MCNP 코드를 통해 각 핵종별 방사선 차폐물질의 두께를 계산하였다.

2. 계산방법 및 결과 고찰

먼저 SCALE5 코드[2]를 이용하여 핵연료를 모의연소 후 냉각시킨 사용후핵연료에 대한 방사능평가를 수행하였다. 핵연료는 1톤 우라늄을 기준으로 농축도 4.5 wt%, 연소도 55GWD/tU으로 연소한 뒤 10년간 냉각시켰으며, 피복관의 조성과 무게는 고리원자력발전소 1호기의 핵연료집합체를 기준으로 사용하였다. 계산을 통해 구한 각 핵종별 질량을 구한 뒤 핵종에 따른 방사선량을 평가하기 위해 MCNP 코드[3]를 이용하여 중성자선량률과 감마선량률을 각각 계산하였다. 계산을 위하여 각 핵종별 질량에 해당하는 구형 물질을 가정하였고, 보수적인 차폐계산을 위해 구 바깥은 10 cm 두께의 물로 둘러싸여 있는 것을 가정하였다. 또한 중성자 차폐물질로는 밀도가 0.872 g/cc인 폴리에틸렌(C2H4)을, 감마선 차폐물질로는 밀도가 11.34 g/cc인 납(Pb)을 사용하였다. 이와 같은 조건을 이용하여 방사선 선량기준치인 2 mSv/hr 미만을 만족하는 차폐물질의 두께를 결정하고자 하였으며, 선량기준치 단위로 변화시키고자 MCNP 계산시 ICRP에서 발간한 단위 전환 인자를 포함시켰다[4]. 표 1은 계산결과 나타난 핵종별 차폐물질의 두께와 그에 따른 중성자선량률을 나타낸 것이다. 우라늄은 중성자와 감마선을 동시에 방출하는 핵분열성 원소로서 두 가지 종류의 차폐물질을 사용해야 하나 선량률 계산결과로부터 알 수 있듯이 차폐물질이 전혀 없어도 중성자와 감마선량률은 선량기준치에 훨씬 못 미치는 값을 나타내고 있음을 알 수 있다. 다시 말해 사용후핵연료 1톤에서 회수되는 우라늄 취급시 별도의 차폐설비가 필요치 않음을 의미한다. TRU의 경우 중성자선량률 계산이 되지 않았으며 이는 사용후핵연료 1톤에서 포함된 TRU의 질량이 임계치를 넘어서 계산시 중성자 분열이 기하급수적으로 늘어나기 때문인 것으로 판단된다. 세슘, 스트론튬, 테크네슘, 피복관의 경우 안전한 차폐를 위해 필요한 차폐물질의 두께는 각각 17 cm, 15 cm, 0, 10 cm로 분석되었다.

3. 결론

사용후핵연료의 핵종별 차폐물질의 두께를 계산하기 위해 SCALE5 코드를 이용하여 핵연료 연소를 모사하고, MCNP 코드를 통해 핵종별 선량률을 계산하였다. 우라늄과 TRU는 핵분열성 원소이기 때문에 중성자와 감마선 차폐물질이 동시에 필요한데, 계산을 통해 우라늄의 경우 중성자 차폐물질은 전혀 필요치 않을 정도로 사용후핵연료 1톤에서 발생하는 선량이 낮다는 것을 알 수 있었다. 반면에 TRU는 사용후핵연료 1톤에 포함된 양이 임계질량을 넘기 때문에 그 양을 분산시키지 않고 모아둘 경우 핵분열 연쇄반응으로 인해 높은 발열량과 방사능 수치를 나타내게 될 것임을 추정할 수 있다. 세슘과 스트론튬은 고방사성물질이어서 안전한 차폐를 위해서 15 cm 이상의 납이 필요하다는 것을 보였고, 테크네튬은 방사성 물질이지만 사용후핵연료에 함유된 양이 그리 많지 않아서 별도의 차폐가 필요하지 않다는 것을 보였다. 피복관은 원래 방사성 물질이 아니지만 핵연료 연소과정에서 방사화되었기 때문에 안전한 취급을 위해서는 10 cm 두께의 납이 차폐를 위해 요구됨을 알 수 있었다. 향후 피복관에 침투된 TRU의 양

을 계산하여 침투된 TRU로 인해 필요한 차폐물질의 두께를 결정하는 연구도 실제 사용후핵연료를 안전하게 취급하는데 많은 도움이 될 것으로 예상된다.

표 1. 핵종별 차폐물질의 두께에 따른 선량률

U (22.6 cm)	중성자선량률(mSv/hr)	32.6 cm (H_2O)	33 cm (C_2H_4)	34 cm (C_2H_4)	35 cm (Pb)	36 cm (Pb)	37 cm (Pb)
		2.56E-04 ±1.95E-06	1.79E-04 ±1.95E-06	8.85E-05 ±1.95E-06	8.29E-05 ±1.95E-06	7.35E-05 ±1.95E-06	6.32E-05 ±1.95E-06
	감마선량률(mSv/hr)		1.90E-02 ±2.47E-05	1.65E-02 ±2.32E-05	7.89E-03 ±1.34E-05	4.55E-03 ±8.18E-06	2.68E-03 ±5.09E-06
TRU (5.3 cm) (keff=1.02)	중성자선량률(mSv/hr)	15.3 cm (H_2O)	16 cm (C_2H_4)	18 cm (C_2H_4)	20 cm (Pb)	22 cm (Pb)	24 cm (Pb)
		-	-	-	-	-	-
	감마선량률(mSv/hr)			2.82E-02 ±2.47E-05	1.25E-03 ±2.32E-05	6.22E-05 ±1.34E-05	4.86E-06 ±8.18E-06
Cs (8 cm)	감마선량률(mSv/hr)	20 cm(Pb)	30 cm (Pb)	32 cm (Pb)	34 cm (Pb)	36 cm (Pb)	38 cm (Pb)
		5.71E+05 ±1.71E+02	4.66E+01 ±8.11E-01	1.14E+01 ±3.18E-01	3.05E+00 ±1.23E-01	8.28E-01 ±4.59E-02	2.36E-01 ±1.71E-02
Sr (4.8 cm)	감마선량률(mSv/hr)	23 cm (Pb)	26 cm (Pb)	29 cm (Pb)	32 cm (Pb)	35 cm (Pb)	40 cm (Pb)
		1.84E+02 ±5.34E-01	2.50E+01 ±1.28E-01	3.69E+00 ±3.17E-02	5.65E-01 ±7.97E-03	8.98E-02 ±2.05E-03	4.09E-03 ±2.40E-04
Tc (3 cm)	감마선량률(mSv/hr)	13.2 cm (Pb)	13.4 cm (Pb)	13.6 cm(Pb)	13.8 cm(Pb)	14 cm (Pb)	14.2 cm (Pb)
		1.24E-02 ±2.84E-05	7.43E-03 ±1.93E-05	4.90E-03 ±1.42E-05	3.33E-03 ±9.99E-06	2.30E-03 ±7.37E-06	1.58E-03 ±5.21E-06
Cladding (Zr-4) (21 cm)	감마선량률(mSv/hr)	26cm(Pb)	27 cm (Pb)	28 cm (Pb)	29cm (Pb)	30 cm (Pb)	31 cm (Pb)
		6.18E+01 ±1.71E-02	2.98E+01 ±1.95E-02	1.47E+01 ±2.21E-02	7.30E+00 ±2.44E-02	3.66E+00 ±2.66E-02	1.84E+00 ±2.87E-02

References

[1] J.J. Laidler, J.E. Battles, W.E. Miller, J.P. Ackerman, and E.L. Carls, "Development of Pyroprocessing Technology", Progress in Nuclear Energy, 31, 1/2, pp. 131-140, 1997.

[2] I.G. Gauld, O.W. Hermann, R.M. Westfall, ORIGEN-S: SCALE System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Associated Radiation Source Terms, ORNL/TM-2005/39, 2005.

[3] MCNPX User's Manual, version 2.5.0, LA-CP-05-0369, Denise B. Pelowitz, April 2005.

[4] ICRP Publication 74: Conversion Coefficients for Use In Radiological Protection Against External Radiation, 74, 1995.

사용후핵연료 특수핵물질 분석을 위한 감마선 분광 분석 연구

엄성호, 박세환, 안성규, 임혜인, 권형문, 신희성, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
eom@kaeri.re.kr

1. 서 론

사용후핵연료에 포함된 플루토늄 등 특수핵물질 (SNM; Special Nuclear Material)의 양을 결정하는 일반적 방법은 사용후핵연료에서 발생하는 중성자원인 큐륨(Cm)에서 발생하는 중성자를 측정하고 [1], 사용후핵연료에서 큐륨과 플루토늄의 비가 일정하게 유지되고 있다는 가정에 기반을 두고 있다. 이러한 분석법은 간접적인 방식으로 특수핵물질을 결정하는 방식이다. 특히, 사용후핵연료에서 큐륨과 플루토늄의 비가 일정하게 유지되지 않는다면 이 분석법으로 플루토늄 양을 결정하는 방식은 많은 오차를 포함하게 된다. 특히 파이로 일부 공정에서는 큐륨과 플루토늄의 비가 일정하게 유지되지 않을 수 있으므로, 직접적으로 사용후핵연료에 포함된 플루토늄 양을 결정할 수 있는 새로운 분석법이 필요하게 된다.

본 연구에서는 HPGe 검출기를 이용한 감마선 분광분석을 통하여 사용후핵연료에 포함된 큐륨과 플루토늄을 직접적으로 측정할 수 있는 새로운 분석법 및 이를 이용한 실험 결과 및 앞으로의 진행 방향에 대하여 소개한다.

2. 실험 및 결과

가. 플루토늄, 큐륨 측정을 위한 감마선 분광분석법

감마선 분광분석은 일반적으로 방사성 물질에서 발생하는 감마선 에너지를 HPGe 검출기 등을 이용하여 정밀하게 측정하고 측정된 감마선 에너지에 해당하는 방사성 물질의 종류를 판별하는 분석법이다. 그러나, 감마선 분광 분석법을 직접적으로 이용하여 사용후핵연료에 포함된 플루토늄 양을 결정하고자 할 경우, 플루토늄에서 발생하는 대부분의 감마선 에너지가 1 MeV 이하임에 비하여, 사용후핵연료에서 발생하는 많은 높은 에너지의 감마선이 HPGe 검출기 내에서 1 MeV 이하 에너지 영역에 많은 콤프턴 반응 (Compton Interaction)에 의한 에너지를 잃게되고 이러한 에너지가 백그라운드를 만들게 된다. 따라서, 직접적으로 감마선분광분석을 이용하여 사용후핵연료에 포함된 플루토늄을 측정할 수 없다. 그러나, 플루토늄은 아주 작은 확률 ($3.e^{10}$ %) [2] 로 자발핵분열 (Spontaneous Fission)을 하게 되며 이때 1 MeV 이상 높은 에너지 감마선이 발생하게 되며 이러한 높은 에너지 영역에서는 비교적 컴푸톤 백그라운드가 작게 되므로 직접적으로 감마선 분광분석을 이용하여 사용후핵연료의 플루토늄을 측정할 수 있을 것으로 기대할 수 있다. 본 연구에서는 사용후 핵연료에서 발생하는 감마선을 측정하고 이를 플루토늄 자발 붕괴에서 발생하는 감마선 측정 데이터와 비교하여 감마선 분광분석을 적용한 사용후핵연료 플루토늄 직접 측정에 대한 연구를 진행하였다.

나. 사용후핵연료 감마선 측정

한국원자력연구원 조사후실험시설 (PIEF; Post Irradiation Examination Facility) 핫셀에 설치된 감마선 측정 장치를 이용하여 사용후핵연료에서 발생하는 감마선을 측정하였다. 그림 1 은 감마 측정 장치 구조로서 HPGe 검출기가 설치되어 있으며, 시료와 검출기 사이에 시준기(collimator)가 존재하며, 시료와 검출기 사이의 거리는 자유롭게 이동이 가능하도록 되어 있다. 시료 운반체(specimen carrying assembly unit)는 Z축 방향으로 검출기와 시료사이의 거리를 410mm ~ 980mm까지 수직으로 이동시킬 수 있으며, 이동거리는 벽에 설치되어 있는 눈금자로 알 수 있다. 본 연구에서는 감마선 측정 조건을 바꾸면서 사용후핵연료에서 발생하는 감마선을 측정하여 자발핵분열시 발생하는 감마선 측정을 위한 최적의 실험 조건을 도출하였다. 측정에 사용된 사용후핵연료 시료는 3회 연소한 영광 2호기 사용후 핵연료봉에서 잘라 낸 약 5mm, 7mm, 8mm, 10mm 두께의 시료와 HPGe 검출기 사이에 collimator를 두고 감마선을 측정하였다. 이 때 사용후핵연료시료에서 발생하는 많은 감마선이 검출기 내에서 콤프턴 반응을 일으켜서 전체 측정 에너지 스펙트럼에서 낮은 에너지 영역의 측정치가 높게 나타나는 결과를 보였다. 자발핵분열에서 발생하는 감마선을 측정하기 위한 실험 조건은 a) 자발핵분열이 일어날 확률이 대단히 작기 때문에 짧은 효율적으로 감마선을 측정할 수 있도록 하는 것과 b) 자발핵분열에서 발생하는 높은 에너지 감마선을 측정하는 것을 목표로 하기 때문에 전체 스펙트럼 상에서 1 MeV 이하의 낮은 에너지

감마선 측정 빈도를 최대한 낮추고, 1 MeV 이상 높은 감마선 측정 빈도를 최대한 높이는 방향으로 실험 조건을 구하였다. 이러한 실험 조건을 만족하기 위하여 검출기와 사용후핵연료시료 사이의 거리를 최대한 가까이 두도록 하였으며, 전체 스펙트럼 상에서 낮은 에너지 측정 영역의 비중을 낮추고 높은 에너지 측정 영역의 비중을 높이기 위하여 납차폐체를 두었다. 즉 일정한 두께의 납 차폐체를 둘 경우 낮은 에너지의 감마선이 높은 에너지의 감마선에 비하여 차폐체 투과시 보다 감쇠가 많이 된다는 사실을 이용하였다. 또한 차폐체에 산란하여 검출기에 입사되는 낮은 에너지 감마선을 최소화하기 위하여 차폐체 구조를 설계하였다. 차폐체 설계시 EGSnrc 몬테카를로 시뮬레이션을 이용하였다. 그림 2 는 차폐체 설치 후 측정한 감마선 스펙트럼이다. 측정된 감마선 스펙트럼에서 플루토늄 및 큐륨에서 자발핵분열에서 발생하는 감마선을 구분하기 위하여 LANL (Los Alamos National Laboratory)에서 측정한 자발핵분열 측정 스펙트럼과 비교하였다 [3].

3. 결 론

사용후핵연료에 포함된 플루토늄의 양을 직접적으로 측정할 수 있는 분석법 개발은 핵물질 안전 조치를 위하여 필요한 기술이다. 특히 큐륨과 플루토늄의 비가 일정하지 않을 수 있는 파이로 공정에서는 그 중요성이 큰 기술이다. 본 논문에서는 감마선 분광분석을 이용하여 사용후핵연료에 포함된 플루토늄을 직접 측정할 수 있는 측정법에 대한 연구를 수행하였다. 플루토늄 자발붕괴시 발생하는 높은 에너지 감마선 측정을 위한 최적의 측정 구조를 도출하기 위하여 다양한 차폐체를 이용하였다. 플루토늄 자발붕괴감마선 스펙트럼과 본 연구에서 측정한 스펙트럼을 비교하여 가능성 있는 감마선 peak에 대하여 분석을 진행하였다. 측정 감마선 에너지 범위 변화, 측정 시료 수 등을 변화시키면서 직접적 감마선 분광분석법을 통한 사용후핵연료 플루토늄 측정 조건을 도출할 계획이다.

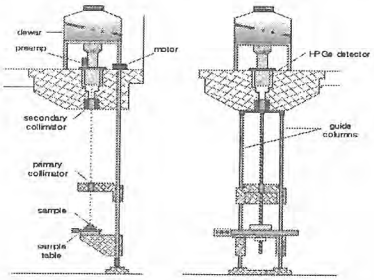


그림 1. 감마 측정장치의 구조

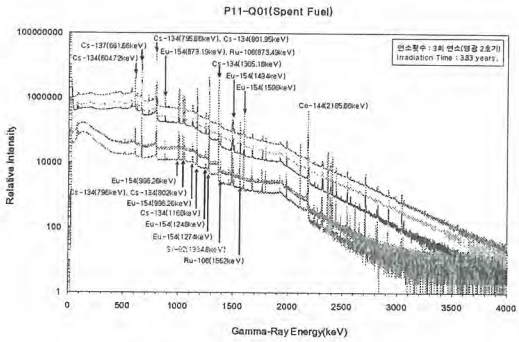


그림 2. 차폐체 설치 후 측정한 감마선 스펙트럼

참고문헌

1. Passive Nondestructive Assay of Nuclear Materials, NUREG/CR-5550.
2. http://www.nndc.bnl.gov.
3. Personal contact to D.V. Vo at Los Alamos National Laboratory.

Ru 동위원소 비 측정에서 나타나는 동중원소 영향

전영신, 김정석, 한선호, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150 번지
ysjeon@kaeri.re.kr

1. 서론

Ru은 핵연료 핵분열생성물질 중 하나로 이의 동위원소 비를 측정함으로서 핵연료의 조사거동을 알아내는 지표원소로 이용된다. W. Smulek 등은 Zr과 Ru의 동위원소로부터 총 연소도에 플루토늄이 기여한 정도를 알아내는 연구를 수행하였으며, 또한 원자로에 문제가 발생할 때 유출물로 가스 상태인 RuO_4로 공기 중에 방출되는데 이를 탐지하여 방사성물질오염 척도인자로 이용한다. Ru은 가열하면 산화되어 청색 RuO_2가 되고 일부는 RuO_4로서 휘발한다. 조사 후 핵연료 중 몰리브덴, 백금족원소들과 같이 Ru은 질산에 잘 녹지 않고 잔유물로 남아있어 필터 및 추출과정에 심각한 문제를 일으킨다. 사용 후 핵연료에서 이들의 거동을 알기위하여 정량분석은 필수이며, Ru 스파이크를 사용한 동위원소희석질량분석법이 적합한 방법으로 알려져 있다. 그러나 Ru은 높은 이온화 에너지(7.37 eV)를 갖기 때문에 동위원소 비를 정확하고 안정되게 측정하기가 쉽지 않다. 본 실험은 이온화효율을 높이기 위한 방법과 안정적 이온생성을 얻기 위한 실험, 그리고 레늄 필라멘트에 함유된 불순물들에 대한 동중원소 영향을 실험하였다.

2. 실험

사용한 기기는 Finnigan MAT 262, 열 이온화질량분석기를 사용하였으며, Re 필라멘트를 별도의 진공, 가열시스템에서 5.5 A, 60 분 동안 baking하여 실험에 사용하였다. 질량영역(m/z=96, 98, 99, 100, 101, 102, 104)에 대하여 측정조건에 따른 바탕값 영향을 실험하였다. 이온생성효율을 높이기 위해 이온화 에너지를 낮추는 방법으로 보론, 바륨, 실리케이트 화합물 등을 첨가하거나 산화상태로 휘발되는 것을 억제하기 위하여 환원제로 HI 또는 설탕용액을 사용하였다. 온도에 따른 산화상태의 안정과 효율적인 이온을 얻기 위해 single filament와 double filament를 비교 실험하였다. 또한 filament current(온도)에 따라 변화되는 이온생성경향을 Ru-101 피크를 기준으로 알아보았다.

3. 결과 및 토의

Fig 1.에서 볼 수 있듯이 baking을 하지 않은 필라멘트에 있는 불순물들로 Rb-85, 87과 Mo-92, 94, 95, 96, 97, 98, 100 질량(m/z)들이 작지 않게 나오는 것을 볼 수 있으며 이는 Ru-96, 98, 100 동위원소 비 측정에 심각한 동중원소 영향을 직접 미치게 된다. 또한 Rb는 $^{85}Rb^{16}O^{+}$(m/z=101)이 Ru-101에 영향을 미친다. Baking을 시행한 필라멘트에 대하여 SEM 검출기를 사용하여 Ru 질량(m/z) 영역을 스켄 하였으며 이를 Fig. 2에 보였다. 이 또한 작지 않은 불순물 Mo가 남아 있었으며 이때 나타난 피크 중 Ru-100을 기준으로 Ru 동위원소 비 측정에 미치는 영향을 대략적으로 계산하였다. m/z=100에서 10000 CPS가

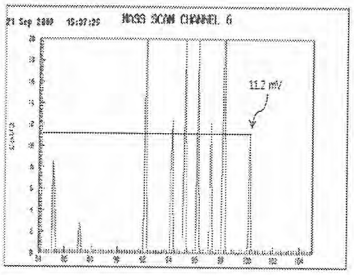


Fig. 1. None baked Re filament blank test for Ru isotope range(m/z).

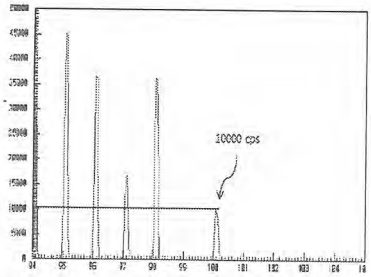


Fig. 2. Baked Re filament blank test for Ru isotope range(m/z).

얻어졌으며 이는 Ru-100 측정값에 약 0.4% 정도 오차를 주는 것으로 나타났다. Filament current(온도)

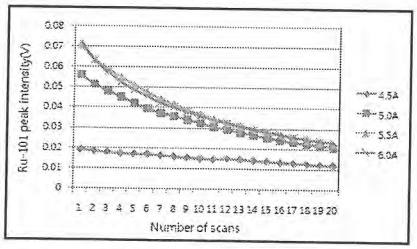


Fig. 3. Tendency of Ru ionization according to filament current.

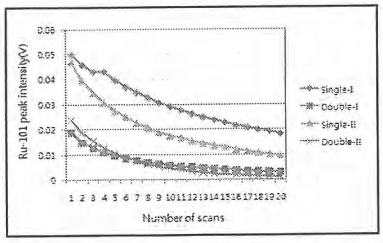


Fig. 4. Comparison of single filament to double filament configuration in Ru isotope measurement.

에 따라 변화되는 이온생성경향을 Ru-101 peak를 기준으로 실험하여 Fig. 3에 보였다. 4.5 A에서는 비교적 안정된 경향을 보였지만 전체적으로 너무 낮았다. 또한 5.0, 5.5 와 6.0 A에서 비슷한 peak intensity를 보였으며, 낮은 온도에서 측정하는 것이 필라멘트로부터 오는 Mo 영향을 적게 받기 때문에 5.0 A에서 측정하는 것이 적당한 것으로 나타났다. Fig. 4.에서 볼 수 있듯이 Ru 동위원소 비 측정에서 double filament 보다 single filament를 사용하는 것이 더 안정적이며 많은 이온이 얻어졌다. 따라서 한 개의 필라멘트보다 두개로부터 오는 동중원소 영향을 미치는 불순물이 많기 때문에 single filament를 사용하는 것이 더 바람직함을 알 수 있다.

참고문헌

1. Petra Krystek, Klaus G. Heumann, *Fresenius J Anal. Chem.*, 364, 87-90(1999).
2. Min Huang, Yongzhong Liu, and Akimasa Masuda, *Anal. Chem.*, 68, 841-844(1996)..
3. Min Huang, Akimasa Masuda, Anal. Chem., 69, 1135-1139(1997).
4. K. Gunji, Z. Yoshida, T. Adachi, T. Komori, *J. Radioanal. Nucl. Chem., Letters* 118(3), 225-233(1987).
5. W. Smullek, R. K. Al-Dabbagh, K. Goroccek, M. Borkowski, *J. Radioanal. Nucl. Chem.*,121(2) , 385-393(1988).
6. M.A. El-Absy, M.A. El-Amir, M. Mostafa, A.A. Abdel Fattah, H. M. Aly, *J. Radioanal. Nucl. Chem.*,266(2), 295-305(2005).

Integrity Assessment of Bare Basket for Pre-packing Type B Radwaste

S.K. Kim, D.G. Lee, K.W. Lee
Korea Atomic Energy Research Institute, 1045, Daedeok-daero, Yuseong-gu, Daejeon, 305-353, Korea
sungkyun@kaeri.re.kr

1. Introduction

ITER radwaste will be generated in various ITER buildings such as Tokamak, a hot cell building, personnel assess control building, and a tritium plant building during the machine operation and maintenance periods. ITER radwaste is classified into Type B waste and purely tritiated waste which are at an intermediate level waste; Type A waste which is a low level solid; and liquid waste, and TFA waste which is a very low level. Among these radwaste types, Type B waste and purely tritiated waste are expected to generate about 1,200 and 43 tons, respectively[1]. Type B radwaste is to be transferred to the hot cell basement, treated (cutting & tritium removal), characterized and measured, pre-packed, characterized, and stored in the low-level radwaste building for 6 months, and then transferred to the extension located next to the hot cell building and stored for about 20 years.

Since an enormous amount of Type B radwaste will be generated compared to other waste types, it is important to select its pre-packaging method to store effectively and safely in the hot cell. In this study, among the various basket types, the stress analysis was performed to find the optimized side and bottom wall thicknesses for the bare basket.

2. Stress Analysis Results of the Bare Basket

The bare basket is made of a frame and a plate to reduce cost and basket weight. Its outer dimension is 1.4 m x 1.4 m x 1.4 m and it weighs about 6.4 ton (in case of side wall thickness: 0.075 m and bottom wall thickness: 0.4 m) [2]. The maximum loading weight of the bare basket is about 7.5 tons and it can store an average of 3.5 tons. In this study, a stress analysis was conducted on the condition of the maximum loading weight being 7.5 tons for a conservative analysis.

(1) Stacking

The normal operation for handling baskets is defined as they are stacked in the hot cell. The bare baskets are stacked in 3 levels in the hot cell, and the height of the piled baskets is 4.2 m. When the bare basket is stacked, bare baskets in the first level take 2 times the total weight of it. Therefore, the bare basket must sustain the structural integrity for that weight. Fig. 1(a) shows the maximum stress contour with respect to the side and bottom wall variations. The maximum stress in the bare basket is about 100 MPa and the maximum stresses in the matrix of the side and bottom wall thickness satisfies the normal operation stress criteria (138 MPa).

(2) Vertical drop

In the vertical drop simulation, it is necessary to know the velocity just before the impact as an initial condition. In this case, the velocity of the basket just before the impact is 9.1 m/sec. In this simulation it is assumed that the ground is not deformable and the waste in the basket is uniformly distributed. Fig. 1(b) shows the maximum stress contour for the matrix of the side wall thickness (0.075 m~0.125 m) and bottom wall thickness (0.075 m ~ 0.4 m). As shown in Figure 8, the maximum stresses in the matrix of the side and bottom wall thickness satisfies the accident stress criteria (<385 MPa). Therefore in only vertical drop case, the optimized side wall and bottom thicknesses to maximize the inner volume of the bare basket are 0.075 m and 0.075 m, respectively.

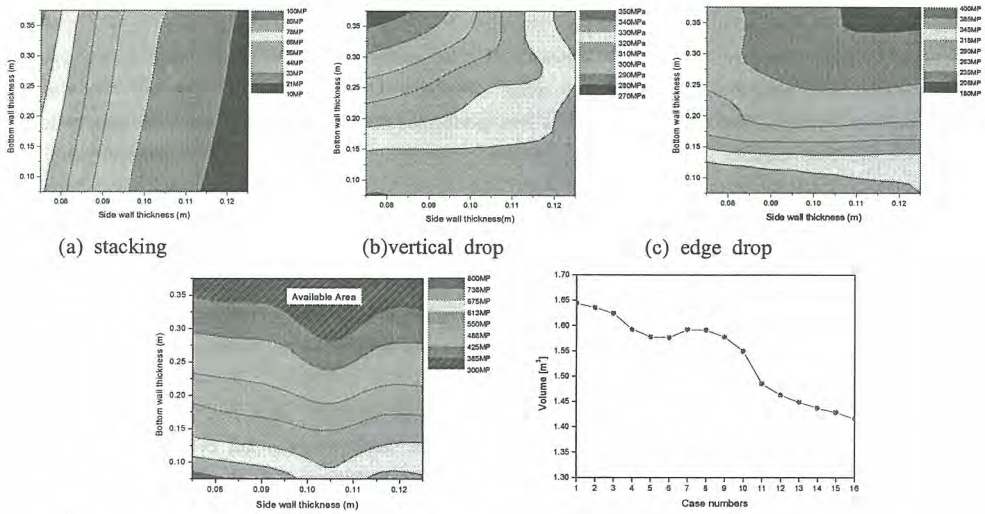
(3) Edge drop

The edge drop is one of the accident conditions of a basket and it is defined that the basket's bottom edge line is hitting on the ground. Fig. 1(c) shows the maximum stress contour with respect to the side wall thickness (0.075 m ~ 0.125 m) and bottom wall thickness (0.075 m ~ 0.4 m) variations. In this figure, the

maximum stress trends to increase as the side and bottom wall thicknesses decrease. On the contrary, the maximum stress trends to decrease as they increase. And also the maximum stresses in the matrix of the side and bottom wall thickness satisfies the accident stress criteria (<385 MPa).

(4) Corner drop

The corner drop is the most severe case in the accident conditions. The corner drop is defined as the corner point of a basket collides with the ground. Generally the less the contact area is small, the more increases the stress there. Therefore in this case the maximum stress might be more increased than other cases. Fig. 1(d) shows the maximum stress contour with respect to the side wall thickness (0.075 m ~ 0.125 m) and bottom wall thickness (0.075 m ~ 0.4 m) variations. The hitched area means the side and bottom areas satisfy the stress limit of the accident condition. In order to determine optimized side and wall thickness for the accident condition, the inner volumes were calculated along with the stress limit board line (red line in Fig. 1(d)). Fig. 1(e) shows the inner volume variation along with the board line. In this figure, the optimized side and bottom wall thicknesses are 0.075 m and 0.348 m, respectively. It is found that the maximized inner volume is 1.644 m3 and its weight is 6.56 tons.



(a) stacking (b)vertical drop (c) edge drop

(d) corner drop (e) volume variation plot

Fig. 1. Contour of maximum stress for various drop cases

3. Conclusion

In this study we performed the stress analysis to find the optimized side and bottom wall thickness for the bare basket. According to the stress analysis results, it needs 0.075 m thickness of side wall and 0.348 m thickness of bottom wall thickness to satisfy the all drop conditions. However if ITER takes risks such as a vertical, edge and a corner drop accidents, the cost and space for prepackaging Type B waste can be dramatically reduced.

Reference

[1] Updated Layout of the Type B Radioactive Waste Treatment and Storage System in the Hot Cell Building, ITER_D_27XYVR(V1.1), 2008

[2] Functional Analysis of the Radioactive Waste Process and Storage Equipment in Hot Cell Building and Analysis of its Design Impact, COMEX NUCLEAIRE, 2008

폐수지 운반용기 화재시험

방경식, 이주찬, 서기석, 최기섭*
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
*한국수력원자력, 서울특별시 강남구 삼성동 167
nksbang@kaeri.re.kr

원자력발전소의 폐수지 건조설비(SRDS)에서 발생되는 폐수지, 폐필터 및 기타 폐기물 등을 운반하기 위한 폐수지 운반용기는 그림 1과 같이 원통형 구조를 가진 운반용기로 차폐체인 운반용기 본체(Cask body)와 상·하부 완충체(Shock absorber) 등으로 구성되어 있다. 폐수지 운반용기에 적재할 수 있는 운반물의 최대 방사능량은 폐수지의 경우 850 Ci까지 운반할 수 있으며, 이는 운반용기 관련법규의 규정상 B형 운반물로 구분된다. B형 운반용기의 경우 가상 사고조건인 800 °C 화재조건에서 견딜 수 있는 능력을 갖추어야 한다. 따라서, 폐수지 운반용기의 화재조건에서의 안전성 여부를 평가하기 위하여 화재시험을 수행하였다. 화재시험은 4.0 m × 3.5 m × 3.0 m 크기의 무연화재시험설비에서 Open pool fire test 방법으로 수행되었다.

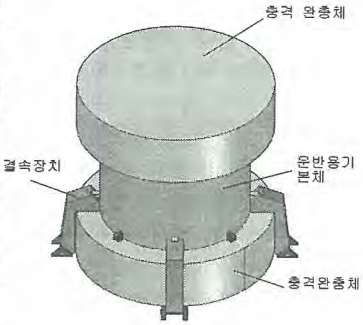


그림 1. 폐수지 운반용기

화재시험에 사용된 시험모델은 1/4 Slice model이다. 이 시험모델은 단면방향의 형상은 실제 운반용기와 동일하며 길이방향은 실제 운반용기 내부 cavity의 길이를 1/4로 자른 형상을 하고 있으며, 시험모델의 양 끝단에는 열 시험에 있어서 화염으로부터의 높은 열이 양 끝단을 통해 들어오는 것을 차단하기 위해 단열재를 설치하였다. 또한 시험모델을 취급하기 위한 lug를 시험모델에 설치하였다. 시험모델의 온도측정을 위해 그림 2와 같이 모델 본체에 상부·중앙부·하부에 각 6개씩 18개의 열전대를 부착하였으며, 폐수지 운반용기의 내용물인 수지부분의 온도를 측정하기 위해 7개의 열전대를 부착하였다. 화재시험에 있어서 화염으로부터 모델로 유입되는 열 유속을 평가하기 위해서는 시험모델 표면 및 시험모델 주변의 정확한 화염온도측정이 무엇보다 중요하다. Burgess는 화염온도는 시험모델로부터 50 ㎝ 떨어진 곳에 설치한 열전대가 화염보다 차가운 모델표면으로부터의 복사에 의한 영향을 가장 적게 받는다고 하였다[1]. 실제로 KN-12 운반용기 화재시험결과로부터 보면, slice 모델표면으로부터 10 ㎝, 20 ㎝, 40 ㎝ 떨어진 곳에서의 화염온도는 40 ㎝ 떨어진 곳에 설치한 열전대에서 측정된 온도가 가장 높게 나타났었다[2]. 따라서, 모델 주변의 화염온도를 측정하기 위해 인코넬로 외장된 직경이 3 ㎜인 K형 열전대 27개를 용기의 상부·중앙부 및 하부에 모델로부터 50 ㎝ 떨어진 곳에 설치하였다.

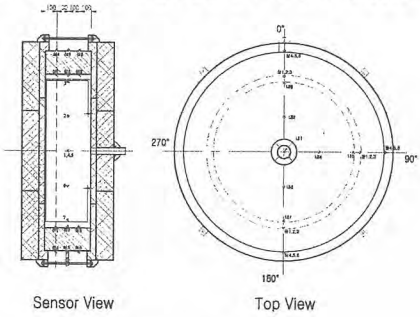


그림 2. 열전대 부착 위치.

화재시험은 법규에서 규정하고 있는 시험방법 중 open pool fire 방법으로 3.5 m × 4.0 m × 3.0 m 크기를 가진 화재시험설비에서 수행되었다. 화재시험설비의 문을 열고 크레인을 사용하여 시험모델을 화재시험설비 내의 모델 supporter에 설치하였다. 시험모델 및 모델주변의 화염온도를 측정하기 위해 설치된 총 52개의 열전대를 화염으로부터 보호하기 위해 세라믹 울을 사용하여 처리한 후 열전대는 열전대 탐지기에 연결하였다.

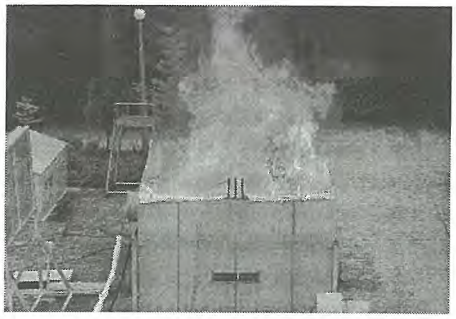


그림 3. 화염이 성염된 모습.

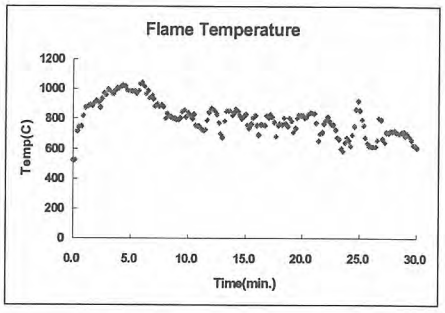


그림 4. 화재시험기간 동안 화염온도 변화.

화재시험에 앞서 시험모델은 태양 열유속(solar heat flux)이 있는 고요하고 정지된 약 9 °C의 주변온도에 노출되었으며, 화재시험설비 pit 내에 물을 20 ㎝ 높이로 채우고, 시험모델의 가장 낮은 바닥면과 등유의 높이가 1 m 이상 차이가 나도록 등유를 채워 그림 3과 같이 평균 800 °C 이상의 화염 속에서 시험모델을 30분 이상 방치한 후 자연 냉각시켰다.

열 시험 동안 측정된 상부에서의 평균 화염온도는 801 °C로 그림 4와 같이 측정되었다. 화재시험에서 화염의 온도는 상부보다 중앙부 및 하부에서 높게 측정된다. 그것은 상부는 바람의 영향에 의해 노출되는 경우가 있지만 중앙부 및 하부는 바람의 영향에 의해 노출되지 않기 때문이다. 따라서, 시험모델 주변의 전체적인 화염의 평균온도는 상부에서 측정된 화염의 평균온도인 801 °C보다 높을 것으로 판단된다. 표 1은 화재시험에서 측정된 시험모델의 최고온도를 보여주고 있다. 화재시험에서 폐수지 운반용기의 최고온도는 화염이 발생한 시점에서 30분 경과한 후 본체 중앙부 표면에서 343 °C로 측정되었다. 폐수지 운반용기의 운반 내용물인 수지 부위에서의 최고온도는 약 32.5 시간이 경과한 자연냉각 상태에서 상부의 수지 최 외곽에 설치된 열전대에서 79 °C로 측정되었다. 따라서, 800 °C 열 조건에서 운반 내용물인 수지는 안전성을 유지할 수 있을 것으로 판단되므로, 폐수지 운반용기는 800 °C 화재조건에서 열적 건전성이 유지됨을 알 수 있다.

표 1. 화재시험에서 시험모델의 온도

위 치		Temp.(°C)	시간(hr)	위 치		Temp.(°C)	시간(hr)
Cask Body Inside	상1	157	2.0	Cask Body Inside	중1	196	1.0
	상2	156	"		중2	197	"
	상3	157	"		중3	195	"
Cask Body Outside	상4	288	0.5	Cask Body Outside	중4	289	0.5
	상5	342	"		중5	343	"
	상6	271	"		중6	303	"
수 지	내2	30	32.5	수 지	내4	22	32.5
	내3	79	4.3		내5	63	5.0

참고문헌

[1] M.H. Burgess, and C.J. Fry, "Fire Testing for Package Approval," Int. J. Radioactive Materials Transport, Vol. I, No. 1, pp. 7-16, Nuclear Technology Publishing, Ashford, Kent, England, 1990.

[2] 방경식 외., "운반용기의 Pool Fire Test", 2002 원자력학회 추계학술발표 논문집, 용평 2002. 10.

감사의 글

본 연구는 한국수력원자력(주)로부터 수탁사업의 일환으로 수행되었음.

건식저장 용기내 PWR 사용후핵연료 열전달 해석

인왕기, 신창환, 양용식, 전태헌, 송근우, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
wkin@kaeri.re.kr

1. 개요

가압경수로(PWR) 사용후핵연료는 일반적으로 수조에 임시저장후 재처리 또는 영구처분 된다. 그러나 국내의 경우 사용후핵연료 처리방식이 아직 결정되지 않아 각 원자력발전소별 임시저장 시설이 조만간 포화될 것으로 전망되고 있다. 따라서 사용후핵연료 중간저장의 방안으로 건식저장 방식의 필요성이 제기되고 있다. 건식저장 방식은 사용후 핵연료집합체를 용기에 넣어 보관하는 것을 의미하며 용기내의 유체는 공기 또는 헬륨을 사용한다.

건식저장용 용기내의 사용후핵연료는 영구처분 또는 재처리가 완료 될 때까지 안전하게 보관되어야 한다. 특히 붕괴열(Decay heat)에 의해 사용후핵연료 피복관 온도가 제한치 이하로 유지되도록 적절한 냉각이 필요하다. 핵연료에서 발생한 열은 저장용기내 유체(공기, 헬륨 등)의 자연순환 대류열전달 및 복사/전도 열전달에 의해 궁극적으로 저장용기 외부로 방출된다. 따라서 건식저장 용기내 사용후핵연료의 피복관 온도를 정확하게 예측하기 위해서는 상세 열전달 해석이 필수적이다. 핵연료집합체 부수로 해석방법을 이용하여 예측한 피복관 온도는 측정치와 20-30 °C 이내로 일치하는 것을 선행연구[1]에서 보인바 있다. 그러나 부수로 해석방법은 복잡한 저장용기 형상에 대한 열전달 해석이 어려우며 상세한 유동장 해석이 불가능하다. 더욱이 보다 정확한 피복관 온도를 예측하기 위해서는 형상 및 열전달 현상을 보다 정확하게 모델링할 수 있는 전산유체역학(Computational Fluid Dynamics) 방법의 적용이 필요하다.

본 연구에서는 CFD 해석방법의 적용성을 조사하기 위해 건식 저장용기내의 단일 핵연료집합체에서의 열전달 및 유동 특성을 분석하였다. 즉 범용 CFD 코드를 이용하여 저장용기내 유동분포, 유체온도 및 핵연료 온도를 예측하였다.

2. CFD 해석 방법

CFD 시험해석을 위해 원통형 용기내부에 저장한 PWR 사용후 15x15 핵연료집합체 시험장치(그림 1)를 모델링하였다. 핵연료 봉 외경과 봉 간격은 각 10.7mm 와 14.3mm 이며 봉 길이는 3658mm 이다. 핵연료집합체는 204개의 연료봉과 1개의 계측기 안내관 및 20개의 제어봉 안내관으로 구성되어 있다.

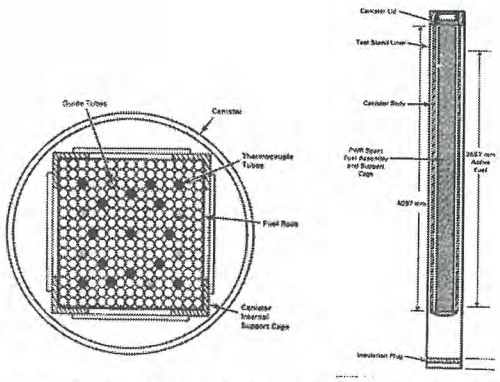


그림 1. 단일 사용후 핵연료집합체의 건식저장 시험장치

시험장치의 대칭성을 이용하여 핵연료집합체의 1/8과 저장용기를 CFD 해석영역으로 설정하였다(그림 2). CFD 모델은 저장용기 내부 유동영역뿐만이 아니라 연료봉의 소결체와 피복관을 포함하고 있다. 본 CFD 해석에 사용한 전산격자 노드 수는 약 5백만 개이다. 시험 집합체의 봉괴열은 1.17 kW이고 측정된 핵연료집합체 축방향의 출력분포는 불균일하지만 본 CFD 계산에서는 균일한 것으로 가정하였다. 반경방향 봉별 출력분포는 측정자료가 없으므로 균일한 것으로 가정하였다. 저장용기내의 유체는 공기이며 저장용기 내벽의 온도를 일정한 값(120 °C)으로 설정하고 자연대류(층류) 복합열전달 해석을 수행하였으며 본 예비 CFD 해석에서는 복사열전달을 포함시키지 않았다.

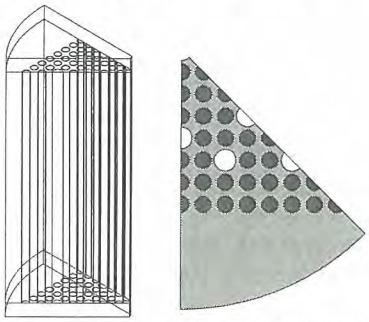


그림 2. 건식저장 사용후 핵연료집합체 열전달해석 CFD 모델

3. CFD 해석 결과

CFD 방법으로 예측한 건식저장 용기 내부 사용후핵연료의 온도 및 유동속도 분포 예비결과는 그림 3과 같다. 핵연료집합체 내부의 유체(공기)는 연료봉에 의해 가열되므로 용기 위쪽으로 흐르지만 용기 내벽에 인접한 영역에서는 아래쪽으로 공기유동이 발생하는 것을 알 수 있다. 핵연료 피복관의 온도는 집합체 중앙으로 갈수록 높아지며 외곽에서는 상대적으로 낮게 나타났다. 한편, 연료봉 축방향의 온도는 위쪽으로 갈수록 높은데 이는 축방향으로 균일분포의 봉괴열을 가정하였고 공기온도가 높기 때문이다.

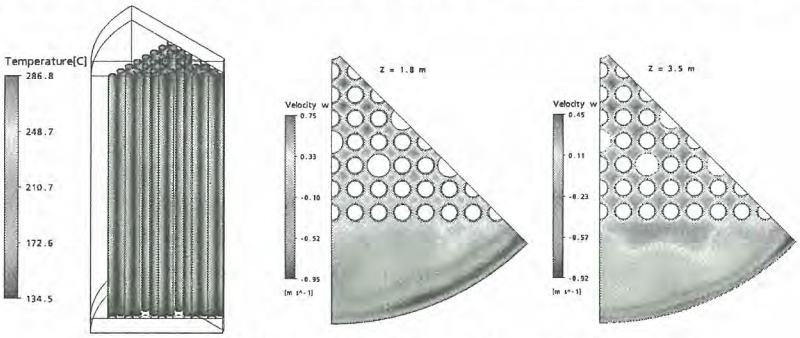


그림 3. 건식저장 용기 내부 핵연료 온도 및 유동속도 분포

4. 요약

CFD 방법을 이용하여 건식저장 용기내 사용후핵연료 열전달 해석을 수행한 결과 연료봉의 봉괴열에 의한 내부 유체의 자연대류 현상과 상세 핵연료 온도분포를 예측할 수 있음을 확인하였다. 향후에는 다양한 시험조건에서 복사열전달을 포함한 정밀한 CFD 계산을 수행하여 피복관 온도분포의 예측치를 실험결과와 비교할 예정이다.

5. 참고문헌

[1] N. J. Lombardo et al., COBRA-SFS: A Thermal-Hydraulic Analysis Computer Code, Vol. III, Validation Assessments, PNL, December 1986.

PWR 사용후핵연료 집합체 방사선 방출특성 평가

문주현, 박찬희
동국대학교, 경상북도 경주시 석장동 707
jhmoon86@dongguk.ac.kr

1. 서론

사용후핵연료는 핵반응에 의해 생성된 막대한 방사성물질을 포함하고 있다. 이 방사성물질은 인간과 환경에 치명적 영향을 미칠 수 있으므로, 사용후핵연료는 최종 처분이 될 때까지 안전하고 엄격하게 관리되어야 한다. 사용후핵연료를 안전하게 관리하기 위해서는 사용후핵연료 특성, 특히 방사선 방출 특성을 잘 알고 있어야 한다. 따라서 본 논문에서는 Monte Carlo 법을 적용하여 웨스팅하우스형 PWR 사용후핵연료 집합체의 방사선 방출 특성을 분석하였다. 이 사용후핵연료 집합체의 수평 및 수직 축 방향에 대한 중성자 및 감마선량 분포를 계산하고, 두 선량의 비(比)를 도출하였다.

2. 본론

가. 평가 개요

고리 3, 4호기의 17×17 집합체를 평가대상으로 선정하였다. 이 집합체는 248개의 핵연료봉, 16개의 가연성 흡수핵연료봉, 25개의 가이드 튜브로 구성되어 있다. 방사선원항 평가를 위해 SCALE 5.1 코드 패키지에 있는 ORIGEN-ARP 코드[1]를 사용하고, 방사선량 평가를 위하여 MCNPX 코드[2]를 사용하였다.

나. 방사선원 평가

방사선원 평가를 위해, 연소도는 48,000 MWD/MTU, 평균 출력은 38.54 MW/MTU, 냉각시간은 9 days로 가정하였다. 방사선원으로 중성자 선원과 감마 선원을 고려하였다. 중성자 선원은 (α,n) 반응, 자발 핵분열 중성자, 지발중성자를 고려하여 평가하였으며, 광자 선원은 가벼운 원소, 악티나이드, 핵분열생성물 등을 고려하여 평가하였다. ORIGEN-ARP를 이용하여 계산한 중성자 선원과 감마 선원은 그림 1과 그림 2와 같다.

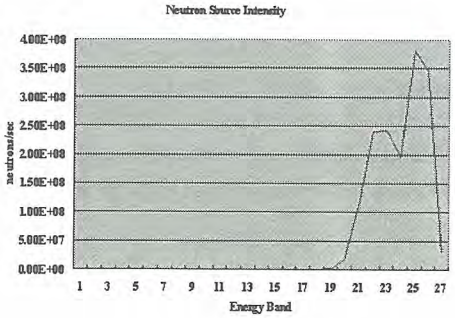


그림 1. 중성자선원

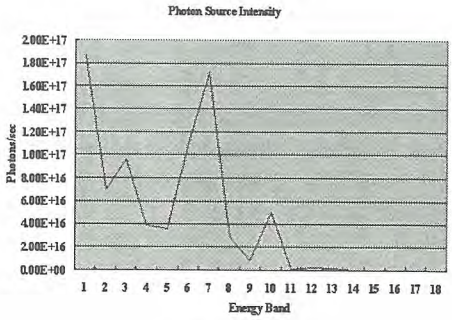


그림 2. 감마선원

다. 방사선량 평가

본 연구에서는 반복되는 구조를 가진 핵연료 집합체 구성을 위해서 MCNPX에서 사용되는 Universe & fill card를 사용하여 그림 3과 같은 기하 구조를 구성하였다. 또한 중성자 및 광자선의 선량 평가를 위하여 그림 3의 Tally 1부터 Tally 6까지 6개의 위치에 검출기가 있는 것으로 가정하였다. 중성자와 감마선량을 평가하기 위하여 F4(flux averaged over a cell) tally와 Segmentation tally를 사용하였다. Segmentation tally는 수직방향의 선량분포를 계산하기 위해 사용한 것이다. 이 Tally를 사용하여, 수직

방향 선량분포를 계산하는 기본 개념을 그림 4에 나타내었다. 다음으로 핵연료 집합체의 수평 방향 선량 평가를 위하여, 그림 5와 같이, 그림 3의 우측 상단에 표시된 Tally 1부터 Tally 6과 같이 각기 다른 위치를 지정하였다. 방사선량 계산을 위한 선량환산인자는 ICRP-74[3]을 적용하였다.

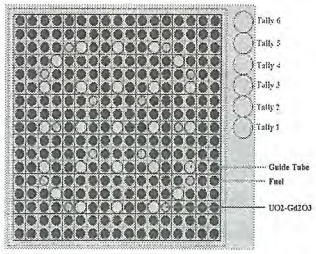


그림 3. Monte Carlo 계산을 위한 기학적 구조

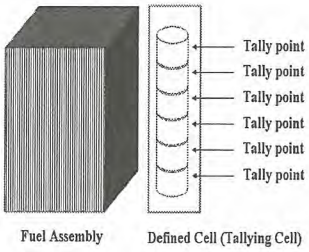


그림 4. Segmentation tally

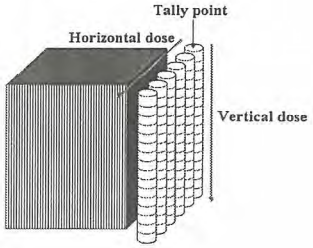


그림 5. 수평 방향 Tally

앞서 설명한 바와 같이 수평 방향으로 6개의 지점 및 각 지점의 수직 방향에 대한 중성자 및 감마선량율(rem/h)을 평가하여 그림 6과 그림 7에 제시하였다.

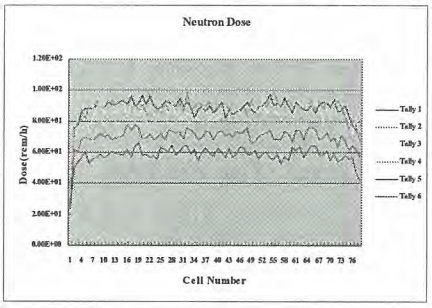


그림 6. 중성자선량

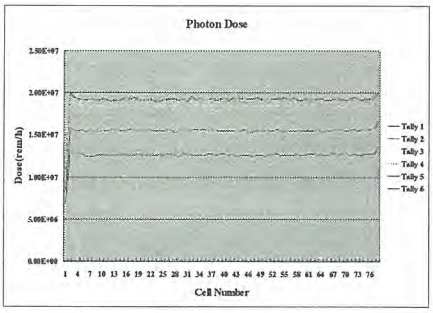


그림 7. 감마선량

3. 결론

본 연구에서는 사용후핵연료 집합체 외곽에서의 방사선량 평가를 위하여 MCNPX 시뮬레이션을 수행하였다. 6개의 원통형 셀에 대하여, 각각 F4 tally와 Segmentation tally를 적용하여 사용후핵연료 집합체 수평방향과 수직방향의 선량분포를 계산하였다. 검출기 셀이 위치한 6개 지점의 중성자 및 감마선량을 평가한 결과, 평균 10^5배 정도 감마선량(~10^7 rem/h)이 중성자 선량(~10^2 rem/h)보다 높은 것으로 평가되었다. 이와 같은 결과는 물질내의 중성자와 광자선의 투과율 차이와 집합체 내의 입자 초기 선속(방사선원) 차이 때문으로 판단된다.

참고문헌

1. Gauld, I.C. et al., 2006. ORIGEN-ARP: Automatic Rapid Processing for Spent Fuel Depletion, Decay, and Source Term Analysis, Oak Ridge National Laboratory report ORNL/TM-2005/39.
2. Pelowitz, D.B., ed., 2005. MCNPX User's Manual version 2.5.0, Los Alamos National Laboratory report, LA-CP-0369.
3. International Commission on Radiological Protection (ICPR), 1996. Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation, ICRP Publication 74, London UK, Elservier.

사사

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국과학재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.(과제번호:2009-0067277)

미국 NRC 사용후핵연료 건식캐스크 저장시스템 안전심사 지침 동향 분석

김성일, 최경우
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19

sikim@kins.re.kr

Ⅰ. 서론

국내 사용후핵연료 관리정책은 제253차 원자력위원회 의결사항(2004.12.17)에 따라 국가정책방향, 국내외 기술개발추이 등을 감안하여 중장기적으로 충분한 논의를 거쳐 국민적 공감대하에서 추진하는 것이다. 2016년경 사용후핵연료 임시저장고가 포화됨에 따라 국내 발전용원자로의 사용후핵연료 중간저장시스템(캐스크 및 시설)의 설계 및 건설·운영을 위한 사전준비가 시급하다. 따라서 사용후핵연료 중간저장시스템 건설사업의 효율적인 추진 및 장기적인 안전성확보를 위해서는 보다 구체적인 안전요건 및 안전지침의 개발이 필수적이며, 동 연구에서는 이의 일환으로 최근 개정안이 발표된 미국의 사용후핵연료 건식저장시스템의 안전심사 지침서 변경내용을 분석하였다.

Ⅱ. 미국 NRC 사용후핵연료 건식캐스크 저장시스템 안전심사 지침서 변경내용 분석

10CFR72 체계에 따른 미국의 사용후핵연료 중간저장시설 인허가체계는 부지별 허가와 일반허가로 크게 구분할 수 있으며, 개별 캐스크에 대해서는 부합성인증서 허가 제도를 시행하고 있다. 미국 NRC는 사용후핵연료 저장시설의 안전성 평가와 관련하여 ISFSI[1] 시설과 캐스크에 대하여 별도의 심사지침을 개발하여 적용하고 있다. NUREG-1567에서는 ISFSI 시설에 대한 안전심사지침을 제시하고 있으며, NUREG-1536(Standard Review Plan for Dry Cask Storage Systems)에서는 캐스크의 안전심사지침을 제시하고 있다. 동 심사지침서는 1997년 작성되어 최근 2009년에 NUREG-1536 Revision 1A(Standard Review Plan for Dry Storage Systems at a General License Facility) 개정안으로 수정되어 발표되었다. NRC에서는 Spent Fuel Project Office(SFPO)에서는 기발간된 안전심사지침의 내용을 명확하게 하거나 또는 기존 안전심사지침에 제시되지 않았던 현안에 대하여 임시지침 ISG[2]를 발간하고 있으며, 22개 항목에 대하여 NUREG-1536에 반영여부에 대한 분석 결과는 표1과 같다. 주요한 변경사항으로는 재료에 대한 안전성평가 항목 추가 및 연소도 이득(Burnup Credit)을 적용하는 반면, 기존 안전성평가 항목이었던 해체 안전성평가 항목이 삭제되었다. 또한, 모델링을 위한 전산프로그램의 적용에 관한 내용이 강화되었다.

표1. ISG에 따른 미국 사용후핵연료 건식저장시스템 안전심사지침서(NUREG-1536) 반영여부

ISG# & Rev.	제목	NUREG-1536 반영여부
1 Rev. 2	손상된 핵연료	추가됨
2	핵연료 회수 가능성	반영 안됨
3	사고후 복구 및 10CFR72.122(1)과의 부합성	추가됨
4 Rev. 1	캐스크 폐쇄 용접검사	ISGs 15, 18로 대체됨
5 Rev. 1	격납 평가	추가됨
6	설계기준 핵연료집합체에 대한 최소 초기농축도 산출	추가됨
7	수송사고시 캐스크 열전달에 관한 잠재적인 일반현안	추가됨

1) Independent Spent Fuel Storage Installation (사용후핵연료 독립저장시설)
2) Interim Staff Guidance (임시규제지침)

ISG# & Rev.	제목	NUREG-1536 반영여부
8 Rev. 2	수속캐스크 및 저장캐스크 내 PWR 사용후핵연료에 대한 임계안전성 해석시 연소도 이득	추가됨
9 Rev. 1	핵연료집합체 관련 기기의 저장	추가됨
10 Rev. 1	ASME 코드에 대한 대체방안	추가됨
11 Rev. 3	사용후핵연료 수송 및 저장을 위한 피복관에 대한 고려사항	추가됨
12 Rev. 1	하부 말단부 낙하조건 하에서 조사된 핵연료의 비틀림 현상	추가됨(new revision pending)
13	실제 개인	추가됨
14	보충적인 차폐	추가됨
15	재료에 대한 안전성평가	추가됨
16	비상계획	반영 안됨
17	GTCC 폐기물의 중간저장	반영 안됨
18 Rev. 1	사용후핵연료 저장을 위한 격납경계로써의 Austentic 스테인리스 캐니스터 용접의 설계 및 시험	추가됨
19	가상사고 조건하에서 감속재 배제 및 10CFR71.55(e) 요건에 따른 사용후핵연료 미임계 입증	반영 안됨
20	NRC 승인없이 10CFR Part71 조항에 따른 운송용기 설계변경	반영 안됨
21	전산모델링 소프트웨어의 사용	추가됨
22	LWR 또는 우라늄산화물 핵연료에서 단기적인 캐스크 하역 작업중 산화분위기에 노출됨에 따른 잠재적인 핵연료봉 절단	추가됨

Ⅲ. 결론

본 연구에서는 미국의 최근 규제현안으로 NRC 핵연료사업국이 발간한 22개 분야의 임시규제지침(ISG)에 대한 검토를 통하여 개정된 안전심사 지침서를 분석함으로써 ISG 반영여부 및 안전심사 지침서 동향을 분석하였다. 이를 통해 향후 국내 사용후핵연료 중간저장시설 안전심사 지침서 개발에 활용 가능할 것으로 기대된다. 특히 미국이 건식저장 캐스크에 연소도 이득을 적용함으로써, 이에 대한 국내 규제입장 정리가 필요할 것이며, 고연소도 사용후핵연료 등 국내 사용후핵연료 특성을 반영한 규제지침 개발이 필요할 것으로 판단된다.

사용후핵연료 중간저장시설 PSA 도구 개발

정종태, 황미정, 최인길, 김형진*, 윤정현*
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
*한국방사성폐기물관리공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
jtjeong@kaeri.re.kr

1. 서론

현재 국내에서는 20기의 원자력발전소가 운영 중에 있으며 이로 인해 발생하는 사용후핵연료는 발전소 내에 임시 저장되어 있다. 그러나, 발전으로 인해 사용후핵연료 발생양은 계속 증가하며 발전소의 저장용량은 부지별로 차이는 있지만 2016년도에는 포화에 이를 것으로 예상되고 있다. 이러한 문제를 해결하기 위하여 2009년부터 방사성폐기물관리공단을 중심으로 사용후핵연료를 임시 저장하기 위한 연구가 진행되고 있다. 사용후핵연료 중간저장시설을 설계하고 운영하는데 있어서 최우선적으로 고려해야할 사항은 안전성 확보이다. 본 연구에서는 안전성을 평가하고 확보하기 위한 수단으로 활용되고 있는 확률론적 안전성평가 도구 개발 방안을 제안하는데 그 목적이 있다.

2. PSA 도구 개발 방안

확률론적 안전성 평가(PSA, Probabilistic Safety Assessment) 기법은 원자력발전소의 안전성을 평가하기 위한 방안으로 활용이 시작된 이후 필요한 도구 개발 및 신뢰도 자료의 데이터베이스 구축 등에 관한 연구가 활발하게 진행되어 오고 있다. 또한, 원자력발전소의 안전성평가 뿐만 아니라 방사성폐기물 처분장, 사용후핵연료 중간저장 시설 또는 다른 산업 분야에서도 안전성평가를 위한 수단으로 널리 활용되고 있다. 일반적으로 확률론적 안전성 평가는 자료 수집, 초기사건 선정, 사건수목 분석, 고장수목 분석, 결말분석으로 이루어져 있다.

그림 1에는 현재 개발이 진행 중인 사용후핵연료 저장시설의 확률론적 안전성 평가 도구 개발 구조 및 활용분야가 도시되어 있다. 그림에서와 같이 PSA 도구 개발은 정보수집 및 PSA 도구 모듈 개발로 구성되어 있으며 개발된 도구의 활용분야도 도시되어 있다. 정보수집 단계에서는 안전성평가를 위한 부지 자료, 시설설계 및 운영 자료, 저장 예정인 사용후핵연료 특성 자료 등이 있다. 이들 자료는 참조부지와 참조시설을 참조로 하여 데이터베이스 형태로 구축되어 평가 모듈인 고장수목 및 사건수목 분석, 피폭선량 평가의 기본 자료로 활용될 예정이다.

운영 재해도 분석은 저장시설의 운영 중 발생 가능한 초기사건을 선정하기 위한 모듈이다. 초기사건은 운영중 발생 가능한 정상상태로부터의 이탈을 예상하고 이로 인해 작업자 및 일반대중에게 방사선 피폭을 야기할수 있는 사건으로 정의된다. 원전의 PSA 수행을 위한 초기사건은 많은 경험을 토대로 평가를 위한 초기사건이 선정되어 있다. 그러나, 사용후핵연료 저장시설의 안전성 평가를 위한 초기사건은 부지 및 시설의 특성을 반영하여 선정되어야 하며 적절한 선별기준을 적용하여 분석에 필요한 초기사건을 선정하여야 한다. 이를 위해서 What-If Procedures, FMEA, 또는 HAZOP 방법론 등이 활용될 예정이다.

사건수목 분석은 초기사건이 발생하고 사고 영향을 완화하기 위한 안전계통의 작동여부 등을 고려하여 최종적으로 방사성물질의 누출이 발생할 수 있는 사고 시나리오를 구성하고 그 확률을 추정하는 방법이다. 각 계통의 분기별 확률 추정은 고장수목 분석 방법론을 활용하여 이루어진다. 이들 고장수목 및 사건수목 분석을 위해서는 한국원자력연구원에서 원전의 PSA 수행을 위해 개발한 프로그램인 AIMS PSA Manager에 포함되어 있는 CONPAS와 K-cut 프로그램을 활용할 예정이다.

결말분석은 방사성 물질의 누출이 발생하는 모든 사고 시나리오에 대해 피폭선량을 평가하는 모듈이다. 피폭선량 평가는 외부 작업자와 일반 대중에 대해 각각 적절한 피폭경로와 선량인자를 활용하여 평가가 이루어질 예정이다. 결말평가 결과는 평균값을 제시하는 방안뿐만 아니라 확률론적인 분석이 가능하도록 평균값과 적절한 신뢰도 구간에서의 값을 제시할 수 있도록 할 예정이다. 또한, 결과 분석의 편의와 활용성을 위하여 결과를 상보누적함수 (CCDF; Complementary Cumulative Distribution Function) 형태로도 제공될 예정이다.

사용후핵연료 저장시설의 PSA 도구는 향후 저장시설의 안전성 평가 및 확보에 활용될뿐만 아니라

시설 전체의 종합적인 리스크 평가, 규제요건 만족여부 확인에 활용될 수 있다. 또한, 안전에 중요한 구조물, 시스템, 부품 등의 안전성에 미치는 상대적인 중요도를 파악하여 설계개선이 필요할 경우에 주요 입력자료를 제공하는데 활용될 수 있다.

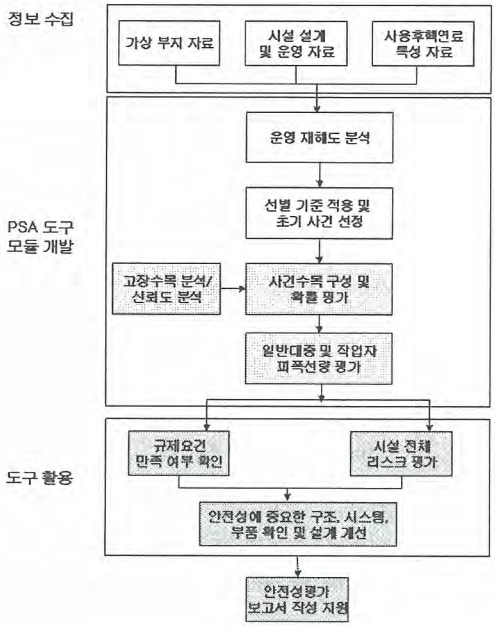


그림 1. PSA 도구의 주요 구조 및 활용 분야

3. 결론

사용후핵연료 저장시설의 안전성 평가뿐만 아니라 설계개선 및 안전성평가 보고서 작성 지원을 위해 활용이 가능한 확률론적 안전성 평가 개발 방안을 제시하였다. 개발된 도구는 향후 다양한 분야에서 활용이 가능할 뿐만 아니라 활용경험을 토대로 다른 후행핵연료주기시설의 안전성평가 도구로서의 확장이 가능할 수 있다.

CSFM 방법론 및 모델 분석을 통한 국내 SF 건식저장 열화모델/방법론 개발계획 수립

양용식, 국동학, 방제건, 송근우, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045, 305-353
yys@kaeri.re.kr

1. 서 론

2016년 포화가 예상되는 사용후핵연료 저장 문제는 원자력발전의 지속성을 위협하는 중대한 문제이다. 사용후핵연료에 대한 영구 처분 혹은 재활용 기술이 상용화되기까지 많은 시간이 투입되어야 하는 점을 고려하면, 건식저장방식을 통한 사용후핵연료 중간저장은 더 이상 선택의 문제가 아닌 필수적인 문제라 할 수 있다. 국내의 경우 중수형 원자로 사용후핵연료의 건식저장은 현재까지 큰 기술적 문제 없이 성공적으로 수행되어왔으나, 국내 원전의 대부분을 차지하고 있는 경수로형 사용후핵연료에 대한 건식저장 경험은 전무한 상태이다. 인출시 건전한 사용후핵연료는 저장 기간중 어떠한 원인에서도 손상이 발생하지 않아야 하는데, 이는 건식저장이 중간저장이기 때문에 저장된 사용후핵연료는 재인출되어 처분 혹은 재활용 되어야만 하기 때문이다. 따라서, 건식저장 선진국들의 경우 건식저장 핵연료의 건전성을 보장하기 위해 방법론/모델/코드 개발하고, 엄격한 기술 기준을 보유하고 있다.

본 연구는 사용후핵연료 건식저장에 대한 미국 USNRC의 사용후핵연료 건전성 해석모델/코드를 분석하여 이를 참조로 하여 국내에서 개발할 모델 및 코드의 개발 계획을 수립하기 위해 수행되었으며, 역시 USNRC의 평가 방법론을 분석하여, 국내 사용후핵연료 장기건식저장 연구의 진행방향 설정에 목적을 두고 있다.

2. 사용후핵연료 건식중간저장 건전성 평가방법론 분석

사용후핵연료 건식저장은 원자로와는 달리 다양한 형태의 저장방식이 존재한다. 또한 각 저장방식에 핵연료별로도 다양한 연소도/재질/형태/설계를 가지고 있다. 1975년 이전에 건식저장된 핵연료의 경우 Johnson의 연구결과를 바탕으로 한 단일 핵연료 설계기준(피복관 최대 온도 380℃ 이하)을 적용하였으나, 다양한 저장방식/핵연료 종류/습식저장기간을 가진 핵연료의 건식저장 필요성이 대두됨에 따라, USNRC에서는 저장방식과 핵연료 종류에 무관하게 건식저장시 사용후핵연료 건전성 보장을 위해 범용적으로 적용할 수 있는 기술기준 및 평가방법론의 필요성이 대두되었다. PNL의 주관하에 CSFM(Commercial Spent Fuel Management) 프로젝트라는 이름으로 수행된 연구에서는 다양한 핵연료에 적용할 수 있는 설계기준 및 해석방법론을 확립하였으며, 이를 CSFM 방법론이라 하여 USNRC에서 사용후핵연료 건식저장 건전성을 평가하는 기준으로 삼고 있다. 표 1에는 CSFM 방법론 개발을 위해 수행된 사용후핵연료 건전성 관련 시험 조건들과 모델 적용 범위가 표시되어 있다.

표 1. CSFM 방법론 수립을 위해 수행된 시험데이터베이스 범위

연소도 범위 [MWD/MTU]	12,000 ~ 40,000	핵연료 type	BWR, PWR
최대 시험 온도 [℃]	~ 570	핵연료 형태	7×7 / 8×8 14×14/15×15/16×16/17×17
최대 시험 기간 [day]	325	# of Irradiated rods	~ 190
피복관 재질	Zr-2, STD Zr-4	# of As-fab. rods	~ 1000

CSFM 방법론에서 건식저장 대상인 사용후핵연료의 최대 피복관 온도를 제한하는 것은 기존의 방법론과 동일하지만, 핵연료 설계/연소이력/재질/습식저장조 저장조건등의 차이를 고려할 수 있는 다양한 온도기준을 마련하였다(multiple temperature limit). 또한, 건전성 평가를 위해 응력/온도를 해석할 때 필수적으로 고려해야 할 항목 및 절차를 구체적으로 제시함으로써, 건식저장 사업자의 혼란을 크게 감소시킬 수 있었다. 저장 중 사용후핵연료 열화를 평가하기 위한 방법론에서는 creep-rupture를 주 원인으로 하여 이에 대한 평가 방법 및 절차를 제시하였다. 물론, 핵연료의 재질/설계/연소이력등이 CSFM 방법론 개발에 사용된 데이터범위에 포함되지 못하는 경우에는 case by case 형태로 건전성을 입증해야

함을 규제 측면 및 방법론 측면에서 선언하고 있는 점을 고려하고 있으며, 이는 건전성 측면에서 신뢰성을 확보할 수 었기 때문이다. 결론적으로, 국내 원자력 규제체계 및 기준이 미국과 유사한 국내의 경우, 앞으로 마련될 사용후핵연료 건식저장 건전성 평가 체계 및 기준 또한, USNRC의 그것과 유사할 것으로 예상되며, 이를 고려할 때, 국내 기술개발 또한 현행 USNRC의 방법론과 양립할 수 있는 바탕위에서 이루어져야 할 것으로 판단되며, 본 연구에서도 CSFM 방법론을 만족할 수 있는 건전성 평가 절차를 진행해야 할 것이다.

3. 건식중간저장시 사용후핵연료 주요 열화모델 및 평가코드 분석

PNL에서 수행된 다양한 시험을 통해, 시험 데이터베이스 범위에서는 creep-rupture에 의한 핵연료 파손이 가장 중요한 손상원인으로 선정되었다. SCC, DHC등의 효과 또한 검토되었지만, 낮은 봉내압의 한계로 인해 이의 영향은 미미한 것으로 판단되었는데. Creep-rupture에 대한 다양한 실험을 통해 creep-rate (그림 1)및 creep-rupture map (그림 2)이 작성되었으며, 시간에 따라 변화하는 온도/응력에 따른 creep-rupture를 예측하기 위해 DATING 코드가 개발되었으며, Life fraction rule을 통한 평가방법이 DATING 코드에 반영되었다.

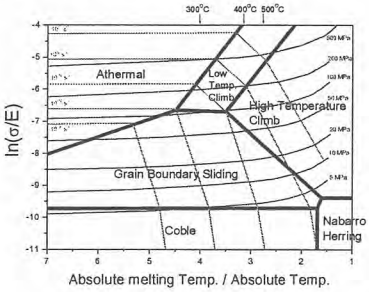


그림 1. Creep-rate map by CSFM

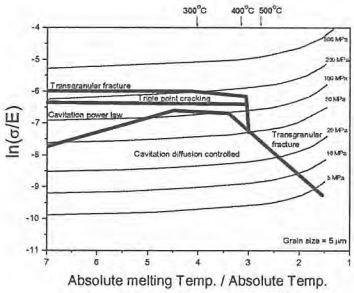


그림 2. Creep-rupture map by CSFM

DATING 코드에 사용된 주요 열화모델의 분석 결과, 비록 SCC, DHC등의 열화 현상의 영향이 크지 않은 것은 사실이지만, 핵연료 연소이력/재질등이 미국의 핵연료와 다르고, 특히 저장기간이 40년 이상으로 설계될 경우에는 이들 현상에 대한 재검토가 이루어져야 할 필요성이 있는 것으로 나타났다. 또한, 기존 모델을 사용할 경우에도 USNRC 규체체계를 따를 경우, 국내 사용후핵연료 시험을 통해 모델이 적합함을 입증할 의무가 요구될 것으로 판단된다.

4. 사용후핵연료 건식저장조건 열화모델 개발 계획 수립

USNRC의 건전성 평가방법론 및 DATING 코드의 평가모델을 분석한 결과를 바탕으로, 국내 사용후핵연료 건전성 평가 모델/코드/방법론 개발을 위한 기본방향을 확립하였다. 연소도 40,000MWD/MTU 이하의 핵연료에서는 주로 creep-rupture와 관련된 열화기구만이 핵연료 건전성에 영향을 끼치는 것으로 나타났으나, 설계/재질/연소이력에서 PNL 시험데이터베이스와 차이가 있으며, 40년 이상의 장기저장을 목표로 하는 국내에서는 SCC 및 DHC등의 영향을 확인해야 할 필요성이 있다. 크립 모델링은 PNL의 시험데이터베이스를 포함하고 Haden등 최신연구결과를 반영한 모델을 개발 중에 있다. 건전성 코드 체계는 creep map을 이용한 DATING 코드의 방법이 매우 유용한 방법으로 평가되었으며, 국내에서도 Life fraction rule을 활용한 평가방법 및 최신 연구 결과를 반영 계산 scheme을 사용할 예정이다.

5. 결 론

본 과제를 통해 개발될 고유 열화모델들은 CSFM 결과에 따라 creep 모델링에 초점을 두며, SCC, DHC등의 모델은 필요타당성을 검토한 후 진행할 계획이다. 개발 모델들은 Halden 국제공동연구등의 최신연구결과들도 반영할 수 있는 모델링을 수행할 계획이다. USNRC 체계를 검토한 결과, 모델 및 코드 검증을 위해서는 저장 대상 국내 사용후핵연료의 재질/설계/연소이력등을 검토하여 CSFM 데이터베이스를 적용할 수 없는 영역에 대한 실험이 필수적일 것으로 판단된다. 또한, 모든 모델/코드의 개발 및 실험계획 수립은 CSFM에서 제시한 방법론을 만족하여야 할 것으로 판단된다.

이온주입에 의한 크립톤 및 제논 기준물질 제조

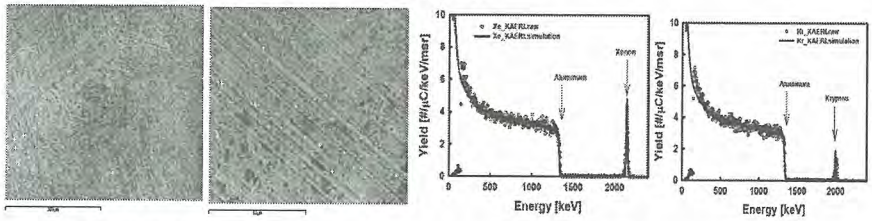
박순달, 김정석, 하영경, 송규석
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
nsdpark@kaeri.re.kr

크립톤 및 제논 등 핵분열생성기체는 핵연료의 중성자 조사 시 생성되는 핵분열생성물중 가장 많이 생성되는 핵종이다. 생성된 크립톤 및 제논은 대부분 사용후핵연료 조직내에 잔류되어 핵연료의 물리화학적 특성을 변화시키며, 일부는 방출되어 핵연료봉내압을 증가시키고 헬륨 몰분율을 감소시킨다[1,2,3]. 핵분열기체방출율(Fission Gas Release(FGR))은 상용 원자로의 연소도 상한 설정에 중요한 자료가 된다. 핵분열기체방출율은 핵연료의 중성자조사 시 생성된 핵분열기체의 총량과 핵연료봉내 방출량으로부터 구할 수 있다. 핵분열기체생성량(Fission gas generation(FGG))은 코드에 의한 계산 혹은 실험적 측정으로 구할 수 있다. 보다 정확한 핵분열기체관련 코드를 개발하고 검증하기 위해서는 사용후핵연료 내 잔류핵분열기체의 조성 및 동위원소 분포에 대한 실험적 자료의 축적이 요구된다.

사용후핵연료 내 잔류 핵분열기체 측정은 잔류기체 추출을 위한 시료의 파괴, 방출기체 포집, 측정의 단계로 이루어진다. 잔류핵분열기체의 정량적 측정을 위해서는 크립톤 혹은 제논이 주입된 고체 표준물질이 요구된다. 크립톤 및 제논은 주기율표상 영족의 불활성기체로서 어떤 재료와도 반응하기 힘든 성질을 가진다. 이와 같은 크립톤 및 제논 기체의 특성으로 인해 고체매질에 정량적으로 주입한 표준물질 제조가 용이하지 않다. 따라서 본 연구에서는 재료의 표면특성 개질에 이용되는 이온주입기를 사용하여 고체 매질에 주입된 크립톤 혹은 제논 기준시편을 제조하고자 하였다.

이온주입에 의한 크립톤 및 제논 기준시편 제조 시 타겟은 가정용 알루미늄 호일을 사용하였다. 고체매질에 이온주입 시 주입 깊이는 수백 nm 이하이며 이온주입량은 일정 농도까지 주입시간에 비례하는 경향을 보인다[4]. 사중극자질량분석기에 의한 기체 시료의 크립톤 및 제논 측정한계는 0.5 vpm 정도이다. 알루미늄은 취급 및 가공이 용이하고 이온주입 후 원하는 농도에 따라 절단하여 사용할 수 있는 장점이 있다. 따라서 본 연구에서는 두께 약 15 ㎛-18 ㎛인 가정용 알루미늄 호일에 각기 다른 성능의 이온주입기로 크립톤 혹은 제논을 주입 하였다. 이온주입기로 알루미늄 호일에 크립톤은 가속전압 70 keV에서 1.0 E17-4.0 E17 ions/Cm^2를 목표로 주입하였다. 또한 제논은 같은 가속전압에서 1.3 E18 ions/Cm^2를 목표로 주입하였다. 이 정도의 높은 주입량을 얻기 위해서는 4 시간-8 시간의 주입이 요구된다. 이온주입량을 조절할 수 있는 다른 이온주입기로 가속전압 400 keV에서 크립톤 질량 84를 분리하면서 3.0 E16 ions/Cm^2를 목표로 주입하였다.

이온주입한 알루미늄 호일에 주입된 크립톤 및 제논의 주입량을 정량적으로 확인하기 위해서는 Rutherford backscattering spectrometer(RBS)라는 기기로 표면분석을 해야 한다. 본 연구에서는 1.7 MeV tandem Van de Graff 가속기에 설치되어 있는 RBS로 분석하였다. 이 분석방법은 표준물질이 필요 없는 절대분석법이며 비파괴분석법이다. 그림 1은 크립톤 및 제논을 주입한 알루미늄 호일 표면의 200배 이차전자현미경상 및 RBS 정량분석 스펙트럼이다.



Kr implanted Xe implanted Xe spectrum Kr spectrum

Fig. 1. Secondary electron image(SEI) and rutherford backscattering spectroscopy(RBS) analysis results of Kr or Xe implanted Al foils.

RBS 분석결과 크립톤 및 제논의 주입 깊이는 10 nm-180 nm 범위로 주입 깊이는 가속에너지에 비례하였으며 주입이온의 질량에 반비례하였다. 가속전압 70 KeV로 주입한 알루미늄 호일의 크립톤 농도

는 주입 목표량의 약 24%로 나타났다. 또한 같은 가속전압으로 주입한 제논의 농도는 주입목표량의 약 2% 정도였다. 가속전압 400 KeV로 주입한 알루미늄 호일의 크립톤 농도는 주입목표량의 약 110% 정도로 나타났다. 본 연구에서는 이온주입한 타겟의 주입농도를 정확하게 알 수 있으면 만족하므로 목표 주입량은 중요하지 않다. 알루미늄 호일에 크립톤 혹은 제논 주입 후 RBS로 이온주입량을 결정하여 사용후핵연료내 잔류핵분열기체 측정 시 기준시편으로 사용할 예정이다.

감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

1. M. Mogensen RISO-M-2352, "Determination of retained gas in irradiated samples," 1982.
2. D. L. Baldwin, HEDL-7004, "New instrumental method for determining noble fission gas retained in irradiated nuclear fuels," 1981.
3. Y. Hatakeyama, K. Sudou, H. Kanazawa, JAERI-Tech2004-033, "Development of fission gas measurement technique in the irradiated fuel pellet," 2004.
4. T. Weber, K-P. Lieb, "High Fluence xenon irradiation of aluminium: Sputtering and saturation implantation," Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B44(1989)54-60.

건식저장 핵연료집합체의 부수로 해석코드의 유동장 해석기법에 대한 분석

신창환, 양용식, 전태현
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
shinch@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 건식저장 시스템의 붕괴열은 사용후핵연료 안전성에 크게 영향을 끼친다. 따라서, 저장 중 사용후핵연료 피복관의 열화 및 그에 따른 손상을 막기 위해, 사용후핵연료의 건식저장 인/허가에서는 엄격한 피복관 온도 제한치를 설정하고 있다. USNRC의 사용후핵연료 피복관의 온도 기준은 건식저장 방식과 핵연료 장전 패턴에 무관하게 설정되기 때문에 사용후핵연료 집합체를 용기에 저장할 시에는 온도 기준을 만족하기 위한 집합체 구성이 요구되며 열해석을 통해 피복관 온도제한치의 만족 여부를 보이는 과정이 요구된다. 이에 사용후핵연료 건식저장 용기를 개발하기 위한 열해석 기술은 매우 중요한 인/허가 요건이며, 다양한 시험결과로써 검증된 방법론 및 코드 체계의 보유가 필수적이다.

USNRC에서 사용후핵연료 건식저장 시스템 열해석 코드인 COBRA-SFS는 노심 부수로 해석코드인 COBRA를 바탕으로 개발된 코드이다. COBRA-SFS는 사용후핵연료집합체, 금속 캐스크 및 콘크리트를 포함한 전체 열전달 해석을 수행할 수 있으며, 특히, 각 저장 시스템에 따라 다양하게 활용할 수 있는 장점을 지니고 있으고, 다양한 시험을 통해 예측 성능 및 방법론적 검증이 완료된 코드이다.

현재, 국내에서도 경수로형 사용후핵연료를 건식저장하기 위한 본격적인 기술개발 연구가 수행되고 있으며, 건식저장 시스템에 대한 열해석의 필요성이 크게 대두될 전망이다. 이에 본 연구에서는 COBRA 및 COBRA-SFS의 주요 모델 및 코드구조를 비교/분석하여, 향후 진행될 건식저장 시스템 열해석기술에 활용하고자 하였으며, 특히 본 논문에서는, 건식저장 시스템 내부 충진기체의 유동과 압력장 해석에 대한 수치해법을 집중적으로 분석한 결과를 요약하였다.

2. 지배방정식

부수로 해석을 위한 지배방정식은 다음과 같이 분류할 수 있다. 첫 번째는 질량보존식(mass conservation)이며, 두 번째는 운동량보존식(momentum conservation)으로 축방향 운동량(axial momentum)과 횡방향 운동량(transverse momentum)으로 나누어서 표현하며, 마지막으로 에너지 보존식(energy conservation)이다. 이들 기본 보존식 중 압력손실과 유동경계조건과 관련한 보존식은 다음과 같이 질량과 운동량 보존식이며, 두 코드간에 동일한 방정식이 사용되었다.

질량보존식:

$$A\frac{\partial}{\partial t}\langle\rho\rangle_V+\frac{\partial}{\partial x}\langle\rho u\rangle_A A+\left\{D_c^T\right\}\langle\rho v\rangle_S S=0$$

축방향 운동량 보존식:

$$\frac{\partial}{\partial t}\langle\rho u\rangle_V A+\frac{\partial}{\partial x}\langle\rho u^2\rangle_A A+\left\{D_c^T\right\}\langle\rho uv\rangle_S S=-A\frac{\partial}{\partial x}\langle p\rangle_A-\frac{1}{2}\left(\frac{f'}{D_h}+\frac{K}{\Delta x}\right)\langle\rho u^2\rangle_A A$$
$$-A\langle\rho\rangle_V g_z\cos\theta-C_T\left\{D_c^T\right\}[w'][D_c]\{v'\}$$

횡방향 운동량 보존식:

$$\frac{\partial}{\partial t}\langle\rho u\rangle_{V'}S+\frac{\partial}{\partial x}\langle\rho uv\rangle_{A'}S+C_s\{D_c\}\left\{D_c^T\right\}\left\{N\frac{S}{l}\langle\rho v^2\rangle_S\cos\Delta\beta\right\}$$
$$=\frac{S}{l}\{D_c\}\{\langle p\rangle_A\}-\frac{1}{2}\frac{S}{l}K_G\langle\rho v^2\rangle_S-\langle\rho\rangle_V g_z S\sin\theta\cos\beta$$

3. 보존 상관식

지배 방정식의 계산을 위해서는 일부 변수에 대한 실험적 상관식이 필요하다. 축방향 운동량 보존식의 계산을 위해서는 마찰손실계수와 형상손실계수에 대한 상관식들이 필요하다. 마찰 손실계수는 일반적으로 레이놀드수의 함수로 표현되며, COBRA-SFS는 난류에 대하여 $f=aRe^b+cRe^d+e$, 층류에 대하여 $f_l=a_lRe^{b_l}+c_l$의 형태를 사용하도록 한 반면, COBRA-IV에서는 층류와 난류에 $f=aRe^b+c$의 형태를 공통으로 적용하였다. 건식저장에서 대부분의 유동장은 층류영역에 포함되므로, 두 코드는 동일한 형태를 사

용하고 있다고 볼 수 있다. 실제로 COBRA-SFS의 검증에서 마찰손실계수는 $f = \frac{64}{Re}$를 사용하였다. 이때 마찰손실계수는 다시 가열벽근처의 점성을 보정하게 되는데 두 코드 모두 동일한 상관식을 적용하고 있다. 건식저장에서는 이상유동이 존재하지 않으므로, COBRA의 이상유동에 관한 마찰손실은 생략되었다. 또한 지지격자와 같은 형상에 의한 손실계수는 동일한 상관식 형태를 사용하였다. 난류혼합상관식은 단위길이당 횡방향 섭동으로 평균 축방향 질량유속에 대한 비로써 두 코드에서 4가지의 동일한 옵션을 선택하여 사용할 수 있다.

4. 수치해법

부수로 해석 코드인 COBRA-IV에서는 음해법(Implicit method)과 양해법(Explicit method)의 두가지 수치해법을 적용하고 있다. 대부분 정상상태의 부수로 해석에 사용되는 음해법의 경우 제한된 과도조건 해석이 가능하고, 축방향 유동은 항상 "양"의 값을 가져야 하고 횡방향 유동에 비해 항상 커야한다는 제한 조건이 있다. 반면 축방향 유동이 "음"의 값을 가지는 재순환 유동과 같은 과도상태의 계산을 위해서는 양해법인 ACE method를 기반으로 작성되었다. 이때 양해법의 초기조건은 음해법에서 구해진 해를 사용한다.

건식저장과 같이 자연대류가 지배하는 부수로 해석을 주목적으로 하는 COBRA-SFS에서는 RECIRC method를 사용하고 있다. 이러한 RECIRC method의 장점은 역류(reverse flow)와 재순환 유동(recirculation flow)이 존재하는 유동장 해석이 가능하다는 것이다. RECIRC method는 가설유동해(tentative flow solution)와 압력해(pressure solution)의 두가지로 나뉘어 진다. 가설유동해는 집합체의 입구부터 출구까지의 반복계산에 의해 구해지는데, 각각의 축방향계산을 위해서 축방향과 횡방향 유속은 현재의 압력값과 다른 변수들에 대한 두 개의 선형화된 운동량 방정식에 의해 평가된다. 모든 가설유동해가 축방향에 대하여 구해진 후에 유동과 압력이 보존식을 만족하도록 Newton-Raphson method에 의해 조정된다. 압력해를 통해 구해진 유동장의 결과는 축방향에 대한 엔탈피와 유체 물성 분포를 구하기 위해 사용된다. 구해지 물성치와 결과들은 출구부터 입구까지 역방향에 대한 계산을 수행하여 주어진 수렴조건에 도달할 때 까지 반복계산을 통해 최종해를 얻게 된다.

5. 결론

본 본문에서는 건식저장과 같이 자연대류에 의해 냉각되는 핵연료의 부수로해석을 위한 COBRA-SFS와 핵연료 설계용 부수로 코드인 COBRA의 개선 사항 중 유동장 해석에 대한 차이점들을 분석하였다. 기본 지배방정식은 두 코드간에 동일한 식을 적용하고, 압력손실의 계산에 동일한 형태의 상관식을 사용함으로 간단히 유동조건에 맞는 상관계수의 적용을 통해 계산이 가능하다. 반면 압력과 유동장 해석을 위해 수치해법에 큰 차이를 보이고 있다. 건식저장과 같이 밀폐된 공간내에서 자연대류해석에 수반되는 재순환유동에 대한 해법으로 기존의 COBRA의 수치해법인 음해법과 양해법은 제한을 받는다. 따라서 재순환유동에 더 적합한 RECIRC method가 COBRA-SFS에 사용되었다. 한국원자력연구원에서 개발한 부수로 해석코드인 MATRA는 COBRA와 같은 수치해법을 사용하고 있으므로, 이를 재순환유동 해석을 위한 수치해법을 적용하기 위해서는 보다 정밀한 분석과 개선작업이 필요하다.

참고문헌

1. Rector, D. R., Wheeler, C. L., and Lombardo, N. J. (1986): COBRA-SFS: A Thermal-Hydraulic Analysis Computer Code: Volume 1 - Mathematical Models and Solution Method, Pacific Northwest Laboratory, PNL-6049-Vol.1
2. Stewart, C. W., Wheeler, C. L., Cena, R. J., McMonagle, C. A., Cuta, J. M., and Trent, D. S. (1977): COBRA-IV: The Model and the Method, BATTELLE Pacific Northwest Laboratories, BNWL-2214.
3. 황대현, 서경원, 권혁 (2008): 부수로 해석코드 MATRA(Version 1.0) 검증 보고서, 한국원자력연구원, KAERI/TR-3639/2008

경주 방폐장 주변 논토양에 대한 방사성 Sr과 Cs의 지하이동 실험

최용호, 임광묵, 전인, 박두원, 금동권
한국원자력연구원, 대전시 유성구 덕진동 150
yhchoi1@kaeri.re.kr

1. 서론

우리나라에는 전국적으로 논이 많이 분포되어 있다. 원자력시설로부터 방사성 물질이 방출되면 방사성 물질이 논에 직접 침적하거나 관개를 통하여 논에 유입될 수 있다. 논토양은 관개 기간 동안 물로 포화되어 있으므로 논물이 계속 지하로 침투한다. 이에 따라 논물과 함께 방사성 핵종도 지하로 용탈되어 지하수나 인근의 수괴를 오염시킬 가능성이 있다[1]. 본 연구에서는 경주 방폐장 주변 세 곳의 논에서 채취한 토양에 대하여 방사성 Sr과 Cs가 모내기 직후에 위와 같은 경로로 유입되는 것을 모사하고 토양 깊이별 농도 분포와 지하 용탈 정도를 조사하였다.

2. 본론

2.1 재료 및 방법

채취한 토양을 자연 건조한 다음 가로 30 cm, 세로 30 cm, 높이 40 cm인 철제 흙상자에 30.4 kg씩 담고 관개한 후 모내기하였다. 상자 바닥에는 약 4 cm 깊이로 쇄석을 깔았다. 흙상자는 RI 실험온실 내에 배치하였다. 세 가지 토양의 물리·화학적 특성은 표 1과 같다. 모내기 다음 날 상자 당 ^{85}Sr와 ^{137}Cs의 혼합 방사성 용액(ml 당 48 kBq-^{85}Sr 및 56 kBq-^{137}Cs) 25 ml씩을 마이크로피펫을 이용하여 지표수의 표면 25 곳에 1 ml씩 고루 살포하였다. 벼는 온실에서 가능한 한 관행에 준하여 재배하였다. 우리나라의 논에서 관개기간 동안 평균적으로 550 mm의 물이 지하로 침투한다는 보고[2]에 입각하여 매 주 상자 당 3.4 L의 물을 배출하고 배출수 내 ^{85}Sr과 ^{137}Cs의 농도를 측정하였다. 벼의 수확 후 8 일 경과시 지하 20 cm까지의 토양을 채취하여 깊이별로 농도분포를 조사하였다.

Table 1. Physicochemical properties of the soils studied

Soil	pH (1:5)	O.M. [a] (%)	CEC [b] (cmol kg^{-1})	E.C. (cmol kg^{-1}) K	E.C. (cmol kg^{-1}) Ca	Sand (%)	Silt (%)	Clay (%)	Soil texture
Soil A	5.5	4.4	8.2	0.4	6.3	46.2	43.6	10.2	Loam
Soil B	5.4	3.3	16.3	0.8	14.9	10.6	69.5	19.9	Sandy loam
Soil C	5.6	2.4	12.8	0.6	6.2	21.5	50.3	28.2	Clayey loam

[a] Organic matter
[b] Cation exchange capacity.

2.2 결과 및 고찰

그림 1과 2는 각각 시간 경과에 따른 배출수 내 ^{85}Sr와 ^{137}Cs의 농도를 나타내고 있다. 배출수 내 농도는 ^{85}Sr가 ^{137}Cs보다 최고 수백 배까지 높았다. 이것은 ^{137}Cs이 ^{85}Sr에 비해 훨씬 쉽게 토양에 흡착·고정되기 때문인 것으로 판단된다. ^{137}Cs 농도는 세 토양에서 모두 처음 약 60-70 일 동안 서서히 감소하다가 2 주만에 10 배 정도 급히 감소한 다음 종료시까지는 토양 간에 다소 다른 변화양상을 보였다. ^{137}Cs 농도가 초기에 서서히 감소한 것은 토양과 약하게 결합된 것들이 처음부터 빨리 용탈되어 점점 고갈되었기 때문인 것으로 보인다. 한편, ^{85}Sr 농도는 C 토양의 경우 처음부터 종료시까지 계속 서서히 증가하였으나 A와 B토양에서는 처음 약 60 일 동안 큰 변화가 없다가 이후 2 주만에 10 배 이상 감소한 다음 종료시까지 서서히 증가하는 경향이었다. 두 핵종 모두 지표수 오염 후 60-70 일 경과한 이후에 농도가 급격히 감소한 것은 중간낙수의 영향인 것으로 판단된다. 중간낙수로 인하여 상층토에서 물이 빠지면 산화상태로 진행되어 무기이온들의 용해도가 대체로 낮아지는 것으로 알려져 있다[2,3]. 토양 간에 두 핵종의 배출수 내 농도는 C 토양의 ^{85}Sr 농도만 A와 B 토양에 비해 현저히 높았을 뿐 다른 경우에는 전반적으로 큰 차이가 없었다.

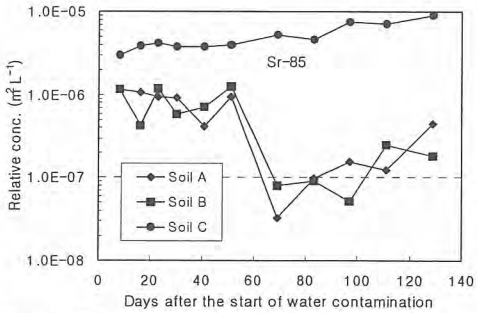


Fig. 1. ^{85}Sr concentrations in percolating water.

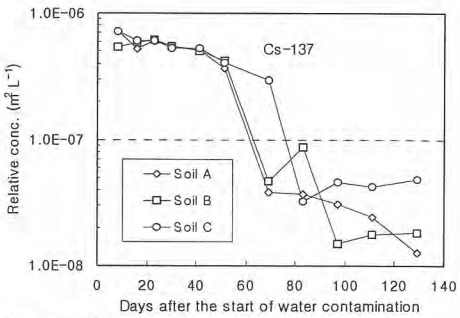


Fig. 2. ^{137}Cs concentrations in percolating water.

시간 경과에 따른 배출수 내 핵종의 농도로부터 구한 ^{85}Sr과 ^{137}Cs의 용탈률은 각각 토양에 따라 0.027-0.32% 및 0.015-0.018%에 불과하였다. C 토양에서는 ^{85}Sr의 용탈률이 ^{137}Cs에 비해 20 배 가까이 높았으나 A와 B 토양에서는 핵종 간에 큰 차이가 없었다. 벼 수확후 조사한 지하 20 cm까지의 방사능 분포는 두 핵종 모두 토양 깊이에 따라 지수함수적으로 농도가 감소하는 경향이었다. ^{85}Sr의 경우 지하 6 cm, ^{137}Cs의 경우 지하 3 cm 내에 거의 100% 분포하였고 지하 11-20 cm 층위에는 많아야 0.2% 정도 분포하는 것으로 나타나 지하 20 cm 밑에는 ^{85}Sr와 ^{137}Cs이 거의 존재하지 않는 것으로 추정되었다. 방사성 Cs의 표층 편재 현상은 여러 연구자들[4,5]에 의해 보고된 바 있다. 이상과 같은 실험결과에 의하면 본 논토양에 방사성 Sr과 Cs가 대기나 관개수를 통하여 유입되어도 지하이동에 따른 오염 확산은 크지 않을 것이라는 예상이 가능하다.

3. 결론

경주 방폐장 주변에서 채취한 논토양에서의 방사성 Sr과 Cs의 용탈률은 미미한 수준이었고 벼 수확후에도 거의 모든 방사능이 지하 수 cm 이내에 존재하는 것으로 조사되었다. 이것은 논토양이 이들로 오염되었을 경우 지하이동에 따른 오염 확산이 심각할 정도일 가능성은 비교적 낮다는 것을 암시한다. 그러나 논에서 방사성 핵종의 지하이동은 토양의 특성, 영농법 등에 따라 크게 달라질 수 있으므로 가능한 한 부지 특성 자료를 많이 생산하여 유사시에 적절한 대책을 세우는 데 활용될 수 있도록 해야 할 것이다.

감사의 말씀

이 연구는 교육과학기술부의 지원을 받은 원자력중장기연구사업의 결과물입니다.

참고문헌

[1] Y.H. Choi, K.M. Lim, H.J. Choi, G.S. Choi, H.S. Lee and C.W. Lee, "Plant uptake and downward migration of ^{85}Sr and ^{137}Cs after their deposition on to flooded rice fields: lysimeter experiments with and without the addition of KCl and lime," J. Environ. Radioactivity, 79, pp. 35-49 (2005).

[2] 이은웅, 수도작, 향문사, 서울 (1996).

[3] 조성진, 박천서, 엄대익, 토양학 (삼정), 향문사, 서울 (1997).

[4] S. Askbrant, J. Melin, J. Sandalls et al., "Mobility of radionuclides in undisturbed and cultivated soils in Ukraine, Belarus and Russia six years after the Chernobyl fallout," J. Environ. Radioactivity, 31, pp. 287-312 (1996).

[5] F.R. Livens, A.D. Horill and D.L. Singleton, "Distribution of radiocesium in the soil-plant systems of upland areas of Europe," Health Physics, 60, pp. 539-545 (1991).

중저준위 방폐물 운반경로에 대한 방사선영향평가

성기열, 윤정현, 이경구, 김태만, 김형진
한국방사성폐기물관리공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
sskvein@krmc.or.kr

1. 서론

본 연구는 월성 원자력환경관리센터의 시범운영을 위한 울진 원전폐기물 1000드럼의 운반에 대한 작업자 및 승무원, 인근 거주자에 대한 방사선영향평가를 수행하였다. 평가는 운반경로 주변의 항구에 선박이 정박 중 일 때, 운반경로를 따라 정상운항 및 사고가 발생하였을 경우로 구분하여 수행하였다. 사고는 충돌에 의한 화재 발생 및 침몰로 구분하였다. 침몰사고로 인한 평가는 MARINRAD IV 전산코드를, 그 외 경우는 RADTRAN ver 5.5를 사용하였다[1][2]. 평가를 수행하기 위한 기본적인 코드 입력자료는 울진-월성간 해상 운반경로에 맞추어 결정하였으며, 특정 값은 미국의 NUREG-0170에서 제시하는 값을 사용하였다[3]. 모든 입력 인자를 결정하는데 있어서 가장 중요한 것은 현실에 가장 근접한 값을 설정하는 것이나 본 연구에서는 자료 수집상의 오차를 최소화하기 위하여 모든 입력자료를 상당히 보수적으로 설정하여 평가하였다.

2. 본론

2.1 정박시 방사선영향평가

월성원자력환경관리센터의 시범운영을 위한 울진 원전 폐기물 1000드럼의 운반경로 내 2600톤급의 전용선박이 피항하여 정박할 수 있는 항구는 후포항, 구룡포항 및 포항항으로 조사되었다. 따라서 정박시 방사선 영향평가는 울진, 월성 물양장과 3개의 항구에서 선적 및 하역 작업자, 선박승무원 및 인근 거주자를 대상으로 이루어졌다.

방사선 영향평가를 위한 방사선원은 운반대상 폐기물인 잡고체 폐기물을 대상으로 표면방사선량률 0.2mSv/hr의 보수적인 값을 설정하여 계산하였다. 방사성폐기물 이송을 위한 전용 선박은 2600톤급으로 승무원은 작업자 및 선원을 포함하여 19명이 탑승하게 된다. 방사성폐기물이 선적되는 적재창과 승무원들이 활동하는 선원실 사이에는 차폐체가 있어 방사선 피폭을 감소 시켜준다. 본 평가에서는 선박 내 승무원의 차폐계수는 0.5로 설정하였다. 운송 수단의 외부선량률은 운반 용기의 인허가 기준에 따라 표면선량이 2mSv/hr의 경우 1m 거리에서 0.14mSv/hr가 되어야 하나 보수적인 평가를 위하여 2배수인 0.028mSv/hr(2.8mrem/hr)로 설정하였다. 실제 원전에서 발생하는 중저준위폐기물의 90%이상이 0.001mSv/hr 미만의 극저선량 폐기물이다.

선적 및 하역 작업을 위한 정박 대상 지역은 울진 및 월성 물양장이 해당된다. 이 경우 선적 및 하역 작업자는 2인이 10m의 거리에서 선적 24시간, 하역 24시간으로 총 48시간을 기준으로 평가하였다. 정박기간동안 운송 선박의 승무원은 선박 내에서 24시간씩 총 48시간 거주하는 것으로 가정하였다. 선박의 정박 조건에서는 선박을 중심으로 최대 거리 800m까지의 거주자에 대한 평가를 수행하였다. 거주자에 대한 평가는 각 물양장에서의 작업시간 24시간을 기준으로 하였다. 정박 조건에서 지역별 거주자의 차폐계수는 울진 및 월성 물양장은 비도심으로 구분하여 0.87로 설정하였다. 정박한 선박 위치를 중심으로 800미터 거리의 인구수를 결정하고 이에 따라 거주자에 대한 피폭 영향 평가를 수행하였다. 인구 자료는 각 지역의 해당 관청을 통하여 2004~2008년 지역 인구 자료를 수집, 정리하여 단위 거리별 인구 분포 값을 설정하였다. 정박 영향 평가 수행을 위한 RADTRAN 코드의 주요 입력 자료는 표 1과 같다.

표 1. RADTRAN 주요 입력 자료

입력 인자	내 용	입력값	비 고
선량률	외부 선량	2.8mrem/hr	IP-2용기의 표면에서 1미터 거리의 선량률(선박선량률과 동일)
감마와 중성자 비율	감마와 중성자의 비율	감마 : 1 중성자 : 0	중성자 선원 무시
승무원수	승무원수	총19명	방사성물질로부터 얼마나 차폐되는지의 상수값
차폐 계수		도심 : 0.018 비도심 : 0.87	

2.2 정상운항시 방사선 영향평가

해상 운송의 경우 일반적으로 운송 선박을 중심으로 양방향 최대 800m까지의 거리에 대하여 평가를 수행하게 된다. 해상 운송의 경우 해안에서 일정 거리 이상 떨어져 이동하게 되므로 해안에서 거주중인 일반인에 대한 평가는 일반적으로 배재하고 수행하게 된다. 따라서 정상 운송 중 피폭 대상자는 선박에 탑승하고 있는 승무원만을 대상으로 하고 피폭 경로는 선박 적재창의 중저준위 방사성폐기물에 의한 직접 피폭만을 고려한다. 정상 운항 조건으로 울진에서 월성까지의 해상 운송 거리는 약 200km를 기준으로 하며 운송 선박의 속도는 22km/h로 설정하였다. 선박 승무원의 수는 19명이다.

2.3 사고시 방사선 영향평가

방사선원은 평가 대상 핵종 13개 중 H_3만 가스형태로 구분하였고 나머지 핵종은 휘발성 물질과 고체 형태로 구분하여 입력하였다. 사고 시 적용한 핵종의 물리화학적 형태는 우선 RADTRAN 코드에서 제공한 기본 값을 적용하였다. 이 값에 대한 선량환산인자 등은 ICRP-60에 기초한 값을 사용하였다. 일반적인 선박의 파손이 발생하는 타선박 및 장애물과의 충돌 사고는 단순한 선박 부분 파손 조건과 충돌에 의한 화재 발생 사고로 구분할 수 있다. 본 연구에서는 보수적인 평가를 위하여 충돌에 의하여 화재가 발생하는 조건에 대하여 방사성 물질이 최소 1%에서 최대 100%까지 유출되는 조건에 대하여 평가를 수행하였다.

사고에 의한 방사성 물질의 유출시 피폭 경로는 크게 직접 피폭과 간접 피폭으로 구분할 수 있다. 직접 피폭의 경우 공기 중 부유하여 이동하는 방사성 물질에 의하여 발생할 수 있으며, 간접 피폭의 경우 공기 중에 부유하고 있는 방사성 물질을 호흡을 통하거나, 방사성 물질의 침적에 의하여 2차 섭취하게 되는 섭생에 의하여 발생할 수 있다.

침몰 사고의 평가는 해양오염 평가 프로그램인 MARINRAD를 사용하였다[4]. 침몰시 중저준위 방사성 폐기물의 내용물이 100% 유출된다는 매우 보수적인 가정을 하였다. 평가의 입력자료로 피폭 경로는 어류, 패류, 갑각류, 해초류 등의 먹이사슬에 의한 섭취 및 해안 및 해양에서의 직접 피폭 그리고 해안 연무 흡입에 의한 내부피폭 등 총20개를 설정하였다. 평가 대상 해역 조건은 해안에서 1km 및 10km로 설정하였다.

3. 결론

정상운반 조건에서의 경우 전용 운반 선박의 차폐 설계가 이루어져서 선박 내의 승무원이나 선박 외의 작업 및 거주자 등이 피폭을 받을 경우가 극히 희박하나 보수적으로 차폐 성능을 크게 낮추어 평가하였다. 또한 선적 및 하역 작업을 수행하는 작업자의 경우 실제 작업장의 상황에서는 운반 용기에 직접적인 작업자의 접촉이 발생되지 않을 뿐더러 대부분의 작업이 크레인의 원격조종 방식을 통하기 때문에 피폭이 발생할 수 있는 경우의 수가 극히 드물지만 일반적인 작업자가 실제 작업 위치보다 가까운 위치에서 작업을 하는 것으로 가정하였다. 이러한 극히 보수적인 입력자료 설정으로도 주변 주민에 대한 피폭 선량은 물론 작업자에 대한 피폭선량도 극히 낮은 것으로 평가되었다. 피폭선량 크기의 범위 폭은 매우 크지만 일반인에 대한 연간 피폭선량제한치(1mSv/yr) 및 연간 자연선량률(2.4mSv/yr)과 비교하여도 극히 미미한 수준으로 평가되었다.

선박 침몰 평가에서는 모든 방사성 물질이 100% 방출되는 조건으로 해안에서 1km, 10km의 위치에서 발생하는 것으로 가정하여 평가하였다. 평가 결과 사고로 인한 방사선영향이 거의 없는 것으로 평가되었다.

참고문헌

[1] RADTRAN 5 Technical Manual, SAND2000-1256, 2000.
[2] Radcat 2.3 User Guide, SAND2006-6315, 2007.
[3] A Resource Handbook on DOE Transportation Risk Assessment, DOE/EM/NTP/HB-01, 2002.
[4] C.M.Koplik, User's Guide to MARINRAD, SAND83-7104, 1984

Special Session

빈 면

Diffusion and Seepage of Mixture Fluid in Porous Media

Y. Ichikawa, J.H. Choi, *A.P.S. Selvadurai

Department of Urban Environment Development, Okayama University, Okayama 700-8530, Japan

*Department of Civil Engineering and Applied Mechanics, McGill University, Montréal, Quebec, Canada H3A 2K6

yiyi08@cc.okayama-u.ac.jp

1. Introduction

In the field of geomechanics the diffusion problem in porous media saturated with multi-component solution has been treated independently of the seepage problem [1], [2]. This is a strange context since both problems must be established on the basis of mass conservation. We here discuss a relation of diffusion and seepage on the basis of mixture theory [3]. In the seepage problem we shed light on a physical implication of seepage velocity. In the diffusion problem we show sorption can be introduced on concepts of a source term, a distribution factor or an equation of adsorption isotherm. Note that we can apply a multi-scale homogenization analysis [4] for this diffusion problem, and the molecular dynamics (MD) simulation is essentially important to specify the local properties of the porous media [5]. Notation: "!α" implies "do not sum over the subscript repeated α".

2. Diffusion and Seepage Theory in Porous Media Saturated with Multi-component Solution

Diffusion equation in fluid phase

If n_α is the amount of substance of the αth species of the mixture fluid, the volume-molar concentration or fraction Ω_α and mass density ρ_α are defined as follows:

$$n_\alpha = \int_\Omega n\,\omega_\alpha dv = \int_\Omega n\frac{\rho_\alpha}{m_\alpha}dv \qquad (!\alpha) \tag{1}$$

where n is the porosity and m_α is the molecular weight of the αth species.

Let γ_α be the mass supply of the αth species caused by, for example, a chemical reaction, and ζ_α be an adsorption at each local grain surface Γ^i_{fs}. Then the mass conservation law of the αth species can be written by

$$\frac{d_{(\alpha)}(n\rho_\alpha)}{dt} + n\rho_\alpha \operatorname{div} v_\alpha = \frac{\partial(n\rho_\alpha)}{\partial t} + \operatorname{div}(n\rho_\alpha v_\alpha) = n\gamma_\alpha - \varsigma^*_\alpha \qquad (!\alpha) \tag{2}$$

where v_α is the velocity of the αth species in mixture fluid and ζ^*_α is the volumetrically estimated adsorption derived from ζ_α. We sum up (2) for all the αth species and get

$$\frac{d(n\rho)}{dt} + n\rho \operatorname{div} v = \frac{\partial(n\rho)}{\partial t} + \operatorname{div}(n\rho v) = 0; \qquad v = \frac{1}{\rho}\sum_\alpha \rho_\alpha v_\alpha, \quad \rho = \sum_\alpha \rho_\alpha \quad \varsigma^* = \sum_\alpha \varsigma^*_\alpha \tag{3}$$

We define the diffusion velocity $\bar{v}_\alpha = v_\alpha - v$ and the mass concentration $c_\alpha = \rho_\alpha / \rho$, then by substituting these into (2) we get the following diffusion equation:

$$n\rho\frac{dc_\alpha}{dt} = n\rho\left(\frac{\partial c_\alpha}{\partial t} + v \cdot \operatorname{grad} c_\alpha\right) = -\operatorname{div}(n\rho_\alpha \bar{v}_\alpha) + n\gamma_\alpha - \varsigma^*_\alpha \qquad (!\alpha) \tag{4}$$

Note that we have the constrain condition $\sum_\alpha c_\alpha = 1$, and we can introduce Fick's law as $n\rho_\alpha \bar{v}_\alpha = -\sum_\beta D_{\alpha\beta} \operatorname{grad} c_\beta$.

Diffusion equation in solid phase

Similar to the above discussion we the diffusion equations of solid phase corresponding to (1), (2), (3) and (4):

$$n^*_\alpha = \int_\Omega (1-n)\,\omega^*_\alpha dv = \int_\Omega (1-n)\frac{\rho^*_\alpha}{m_\alpha} dv \qquad (!\alpha) \tag{5}$$

$$\frac{d_{(*\alpha)}\left((1-n)\rho^*_\alpha\right)}{dt} + (1-n)\rho^*_\alpha \operatorname{div} \boldsymbol{v}^*_\alpha = \frac{\partial\left((1-n)\rho^*_\alpha\right)}{\partial t} + \operatorname{div}\left((1-n)\rho^*_\alpha \boldsymbol{v}^*_\alpha\right) = (1-n)\gamma^*_\alpha - \varsigma^*_\alpha \qquad (!\alpha) \tag{6}$$

$$\frac{d_*\left((1-n)\rho^*\right)}{dt} + (1-n)\rho^* \operatorname{div}\boldsymbol{v}^* = \frac{\partial\left((1-n)\rho^*\right)}{\partial t} + \operatorname{div}\left((1-n)\rho^*\boldsymbol{v}^*\right) = 0; \quad \boldsymbol{v}^* = \frac{1}{\rho^*}\sum_\alpha \rho^*_\alpha \boldsymbol{v}^*_\alpha,\ \rho^* = \sum_\alpha \rho^*_\alpha \tag{7}$$

$$(1-n)\rho^*\frac{d_* c^*_\alpha}{dt} = (1-n)\rho^*\left(\frac{\partial c^*_\alpha}{\partial t} + \boldsymbol{v}^* \square \operatorname{grad} c^*_\alpha\right) = -\operatorname{div}\left((1-n)\rho^*_\alpha \bar{\boldsymbol{v}}^*_\alpha\right) + (1-n)\gamma^*_\alpha - \varsigma^*_\alpha \qquad (!\alpha) \tag{8}$$

where we have the constraint $\sum_\alpha c^*_\alpha = 1$ and define the velocity gradient $\boldsymbol{L}^*$, stretching tensor $\boldsymbol{D}^*$ and spin tensor $\boldsymbol{W}^*$ of the solid phase as

$$\boldsymbol{L}^* = \operatorname{grad} \boldsymbol{v}^* = \boldsymbol{D}^* + \boldsymbol{W}^*; \qquad \boldsymbol{D}^* = \left(\boldsymbol{L}^* + \boldsymbol{L}^{*T}\right)/2, \quad \boldsymbol{W}^* = \left(\boldsymbol{L}^* - \boldsymbol{L}^{*T}\right)/2 \tag{9}$$

Seepage equation

When we solve the diffusion equation (4), it is a question how to specify the mean velocity $\boldsymbol{v}$. For this purpose in geomechanics it is common to derive the seepage equation from (3) and (7) under the incompressible condition of fluid and intrinsic solid part, i.e., ρ=constant, ρ^*=constant. Under these conditions (3) and (7) become

$$\frac{dn}{dt} + \operatorname{div}(n\boldsymbol{v}) - \boldsymbol{v} \square \operatorname{grad} n = 0 \tag{10}$$

$$-\frac{d_* n}{dt} + (1-n)\operatorname{tr}\boldsymbol{D}^* = 0 \tag{11}$$

We have the following relation

$$\frac{d_* n}{dt} = \frac{dn}{dt} - (\boldsymbol{v} - \boldsymbol{v}^*) \square \operatorname{grad} n = 0 \tag{12}$$

and by substituting (12) into (11) we get

$$\frac{dn}{dt} = (1-n)\operatorname{tr}\boldsymbol{D}^* + \boldsymbol{v}^* \square \operatorname{grad} n \tag{13}$$

We substitute (13) into (10) and get the following seepage equation:

$$(1-n)\operatorname{tr}\boldsymbol{D}^* + \operatorname{div}(n\boldsymbol{v}) - \boldsymbol{v}^* \square \operatorname{grad} n = 0 \tag{14}$$

We can use Darcy's law for (14).

3. Conclusion

We derived the diffusion equations in fluid phase and solid phase based on the mass conservation law, and then we showed the seepage equation from these diffusion equations. Thus both diffusion and seepage phenomena can be drawn in the same framework.

REFERENCES

[1] Bear, J., Verruijt, A., *Modeling Groundwater Flow and Pollution*, D. Reidel (1987).
[2] Coussy, O., Mechanics of Porous Continua, John Wiley & Sons (1995).
[3] Bowen, R., Theory of mixture, in *Continuum Physics*, Vol.III, ed. A.C. Eringen, Academic Pr., 1-127 (1976).
[4] Ichikawa, Y., Kawamura, K., Nakano, M., Kitayama, K., Kawamura, H. (1999): "Unified molecular dynamics and homogenization analysis for bentonite behavior: Current results and future possibilities", *Eng. Geology*, **54**, 21-31.
[5] Kawamura, K., Ichikawa, Y. (2001): "Physical properties of clay minerals and water: -by means of molecular dynamics simulations-", *Bull. Earthquake Research Institute,* Univ. Tokyo, **76**, 311-321.

On the long-term safety of nuclear waste disposal: Scientific solution & Political approach

J.I. Kim
Prof. Angermair-Ring 10A, 85748 Garching b. Muenchen, Germany
jikim@t-online.de

1. Introduction

Nuclear waste disposal inevitably entails the long-term safety precautions, especially for actinide-bearing waste, e.g. spent fuel and/or reprocessing rests, for which the time-scale extends many thousand years. The long-term safety measures are concerned with all discharges from both the present fission reactors and the future spallation/fission systems (ADS: accelerator driven system) that are intended to burn-up actinides to generate energy. After a few hundred years cooling, the dominant radioactive inventory of all such discharges is attributed to long-lived actinides, such as Pu, Am, Cm and Np. Once produced, their existence cannot be obliterated but the amount can partially be reduced physically by a spallation/fission system (ADS). One cycle burn-up rate of fuel in a conventional fission reactor is around 5%, whereas the envisaged ADS reactor burns up max. 20% fuel per cycle. Multiple recycling of fuel in both systems is however for technical and economical reasons not desirable. After all, a geological disposal of actinide-bearing waste is inevitable and thus becomes the ultimate solution.

2. Significance of aquatic actinide chemistry

Chemical immobilization and physical confinement in a suitable geological site may enable the long-term disposal of actinide-bearing waste. Nonetheless, permanent isolation of waste from water intrusion is not predictable, since the geological environment may change with time, especially for a long period of time envisaged for a given repository. The long-term safety of nuclear waste disposal therefore has to assume all possible geochemical behavior of actinides in the repository site aquatic environment. This fact entails relatable knowledge on what makes them ***mobile*** vs. ***immobile***. The mobilization of actinides in natural aquatic system is promoted by aquatic colloids, which are ubiquitous in natural water. Concentration of such colloids is very often higher than that of the radiological limitation imposed, for example, for Pu (<1 nmole). For such reasons, the appraisal of generation process of actinide-bearing aquatic colloids is crucial for the long-tem safety assessment of a given repository site. As a result, knowledge on the aquatic actinide chemistry is significant for this purpose.

3. Epilogue

The presentation summarizes briefly the generation of actinides in fission reactors, the characterization of wastes and safety measures of long-term disposal. Discussion is concentrated on the appraisal of the geochemical behavior actinides, particularly formation of mobile species, namely aquatic colloids, and the consequence for the long-term safety assessment in regard of actinide-bearing waste. Scientific solutions must therefore precede political approach.

References

[1] J.I. Kim (2006): Significance of Actinide Chemistry for the Long-safety of Waste Disposal, Nucl. Eng. & Techn. **38**, 459-482.

Managing long term implementation of HLW disposal in Japan

K. Kitayama
Senior Technical Adviser, NUMO
kkitayama@numo.or.jp

1. Introduction

Implementation of a repository for vitrified high-level radioactive waste (HLW) from the reprocessing of spent fuel will extend over a period of about a century, from first planning until final closure. Over such a long period of time, project boundary conditions are certain to change significantly, requiring a fine balance between the need for clear goals in order to provide focus and assured flexibility to respond to changes. In Japan this is a concern already at the initial stage of siting as this has been initiated by an open call for volunteers, which is supported by a commitment to develop the repository in partnership with local communities [1]. This requires, even at an early stage, consideration of evolving socio-political factors in addition to developing technical boundary conditions.

2. Requirements management within the NUMO structured approach (NSA)

In Japan, the safety case is considered to be important for integration of the wide range of requirements that influence a practical repository project. Although this was initially focused on post-closure safety for the generic "H12" study that established the feasibility of HLW disposal in Japan [2], as stepwise siting progresses through selection of sites for preliminary investigation (PI) and then detailed investigation (DI), operational safety and a wider range of factors associated with the practicality of repository implementation also have to be included in this safety case (Fig. 1).

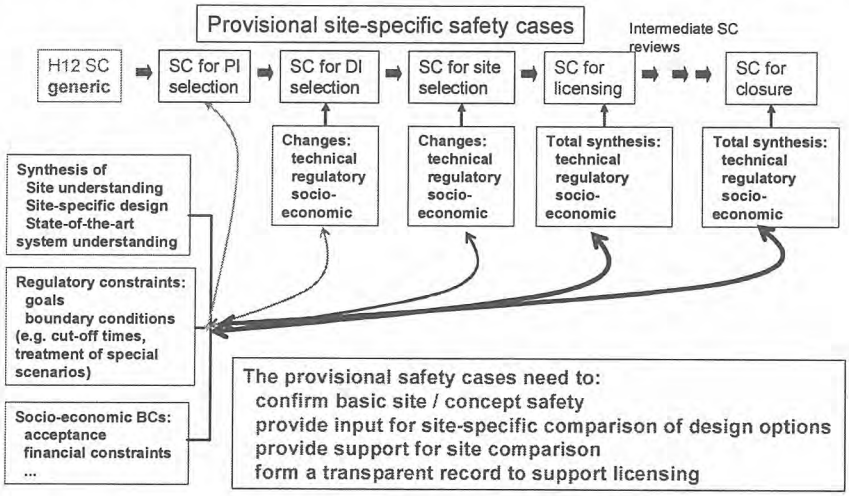
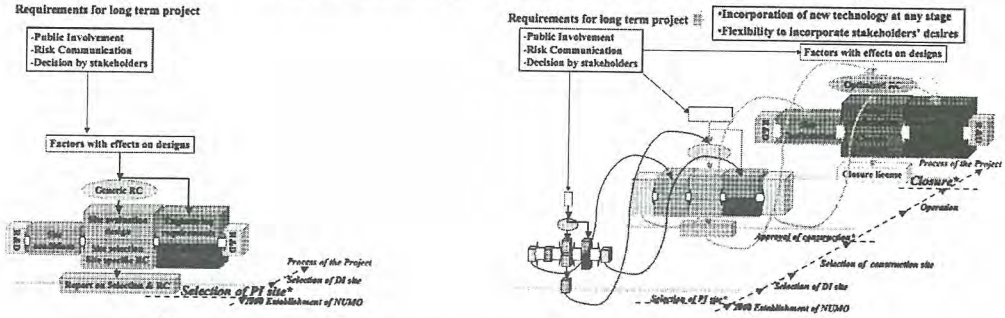


Fig. 1 Outline of safety case evolution

Managing this complex and constantly evolving set of project requirements in a manner that is transparent and, indeed, encourages involvement of a wide range of stakeholders (especially local communities) in the decision-making

process is a major challenge, This has led NUMO to develop an explicit methodology for modifying the repository programme (termed the NUMO structured approach – NSA), which is supported by a formal requirements management system [3]. In particular, the NSA allows the constraints set by site conditions, engineering requirements and performance assessment (PA – including both operational and post-closure safety) to be balanced – both at a particular stage of the siting programme (Fig 2, a) and with consideration of potential changes in the future (Fig 2, b).



(a) (b)

Fig. 2 Balancing safety case components (a) and consideration of how these would evolve with time (b)

Managing the complex set of requirements on a HLW repository project is a major challenge that requires technology at the leading edge of the current state of the art. NUMO has been developing a methodology based on that used in high-tech industries (such as aerospace), with adaptation to respond to the particularly long project timescales and the special needs of transparency to, and acceptance by, the general public. A first prototype is now operation and will be described in the presentation.

3. Conclusions and a look to the future

Managing the complex set of requirements on a Japanese HLW repository project involves not only a special approach to assure needed flexibility, but also a formal RMS that is at the limits of the current state of the art. Nevertheless, NUMO considers that this is a valuable area for investment of effort at an early stage of programme development, as it will pay dividends in terms of project optimization at later stages when investments of resources (and time pressure) will be much greater than at present.

REFERENCES

[1] K. Kitayama: NUMO's Winning Team: a goal-oriented approach to gain the confidence of all stakeholders, Radioactive Waste Management, London, UK, 12, June, 2006.

[2] JNC, H12: Project to establish the scientific and technical basis for HLW disposal in Japan, TN1410 2000-001-004, 2000

[3] K. Kitayama: The NUMO Structured Approach to HLW Disposal in Japan, NUMO-TR07-02, 2007

Investigation of the granite related to faulting and engineering geology

Lee, Byung-Joo, Kim, Soo-Jeong*, Chae, Byung-Gon
KIGAM, 92 Gwahang-no, Yuseong-gu, Daejeon, 3050350, KOREA
*GS Construction Company, GS tower Bd. 5 Ga, Namdeamoon-no, Chongno-gu, Seoul, KOREA
bjlee@kigam.re.kr

1. Introduction

At the southeastern part of Korean peninsula, there are five sets of the NNE trending faults such as Yangsan fault and one set of NNW direction fault which is Ulsan fault. Constructing Waste disposal site is located to eastern part of the Ulsan fault and around this area Quaternary faults are found last over decade by geologists.

The purpose of this study is the investigation the waste disposal area which is distributed by granite on the faulting and geologic characteristics sited by the report after KHNP & HEC(2008)

2. General geology and Faulting

The site is distributed by sedimentary rocks, granites, dike rocks, rhyolite and alluvium which is along the valley. The sedimentary rocks crop out the southern area and the granite is at the northern area (Fig. 1).

Five faults are developed at the area, which are two ENE direction faults (Z22 & Z31), two WNW trend direction faults (Z21 & Z32)and E-W fault (Z23) (Fig. 1). These faults were reactivated at least 6 times from late Eocene to present (Fig 2, a. KHNP & HEC, 2008). By the trends of these faults without consideration of the movement sense they were able to make R, R′ the nearly E-W compression(σ1) with P (Fig. 2 b). Also E-W direction of normal fault could make the compression regime.

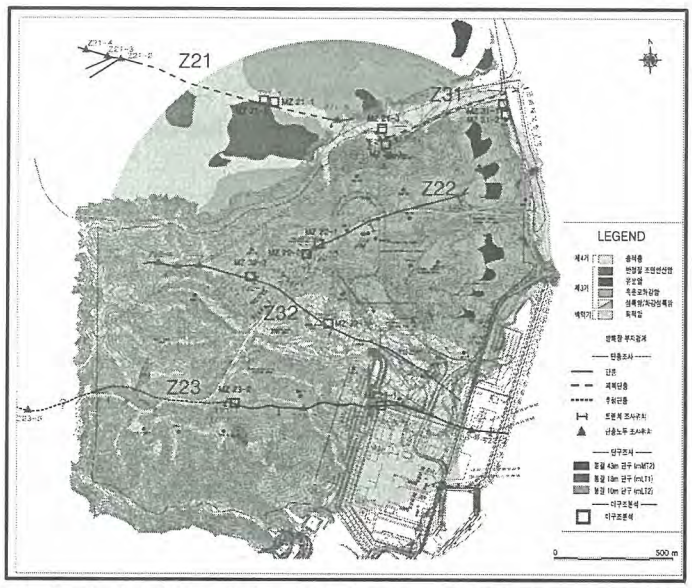
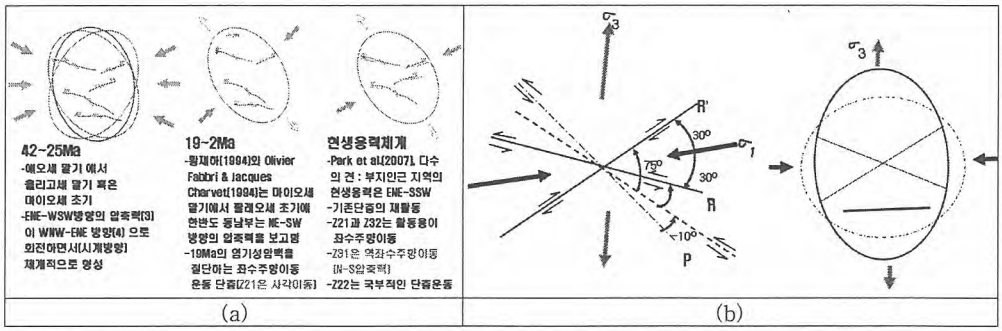


Fig 1. Geological Map of the W.D site (after KHNP & HEC, 2008)



(a) (b)

Fig 2. (a): sequence of faulting at the site (after KHNP & HEC, 2008)
(b): sinistral strike-slip zone, Riedel shear arrays for both sinistral and dextral faulting, R and R′ form first, P shear 'come in' a little later[After Woodcock and Schbert(1994)]

3. Geo-engineering characteristics of Granite

The granite is formed by slowly cooling magma at the deep underground. So in general it is equigranular texture and relatively isotropic under the fresh and undeformed condition with over 1,500kg/cm^2 uniaxial compressive strength and 2,000m/sec by seismic velocity. However, when it is weathered, the feldspar is easily weathered and makes the residual soil like sand. During the weathering rock surface easily makes an exfoliation and the surface which is boundary between weather and fresh one, is very irregular (Fig. 3).

Fig. 3. Very irregular weathering contact at granite outcrop

4. Conclusion

The waste disposal site is located in eastern part of the Ulsan fault. The site is distributed by sedimentary rocks, granites, dike rocks, rhyolite and alluvium which is along the valley. Five faults are developed at the area, which are two ENE direction faults (Z22 & Z31), two WNW trend direction faults (Z21 & Z32) and E-W fault (Z23). These faults were reactivated at least 6 times from late Eocene to present. During the weathering the granite surface make an exfoliation and weathering surface is very irregular. By these geologic and structural conditions, the site can be have another directions of small faults except Z21, Z22, Z23, Z31 and Z32 and irregular weathering surfaces.

Numerical Simulation of Impacts of Groundwater Hydraulic Gradient on Groundwater and Gas Flow at a Radioactive Waste Disposal Site in Korea

Jung-Hwi Kihm, Jun-Mo Kim, Chang-Lak Kim*
Seoul National University, Seoul 151-742, Korea
*Korea Radioactive Waste Management Corporation, Yongin 446-529, Korea
jung0209@hitel.net

1. Introduction

Gases such as hydrogen (H_2) and carbon dioxide (CO_2) are generated from radioactive wastes during long periods of time. Generation of such gases can lead to changes in groundwater and gas pressures in radioactive waste repositories and surrounding areas, and thus it have significant effects on hydro-mechanical-chemical stability of radioactive waste repositories. Hence, in order to ensure long-term stability of radioactive waste repositories, it is essential to analyze and predict groundwater and gas flow due to gas generation. Especially, in this study, impacts of groundwater hydraulic gradient on groundwater and gas flow at a low and intermediate level radioactive waste disposal site in Korea are evaluated quantitatively using a multiphase thermo-hydrological numerical model.

2. Setup of Numerical Simulations

The multiphase thermo-hydrological numerical model TOUGH2 [1] with the EOS5 module, which can consider thermo-physical properties of hydrogen gas, is used in this study. The model domain used in this study is 400 m long and 200 m high, and it consists of a radioactive waste repository (i.e., silo) surrounded by concrete liner, disturbed host rock, and host rock. The size of the repository is determined by considering the actual shape and scale of the silos, which are under construction at the radioactive waste disposal site in Gyeongju, Korea, so that its diameter and height are 23.6 m and 50 m, respectively. The lower part of the repository consists of a 35-m-high radioactive waste, whereas its upper part consists of a 15-m-high arch-shaped crushed rock. The thickness of the concrete liner is about 0.75 m to 1.20 m, while the thickness of the disturbed host rock is about 10 m. The model domain is discretized into 6,968 grids. The total volume of hydrogen gas, which is generated from the radioactive waste in a silo for 1,000 years, is 7.67×10^3 m^3, and it is converted into a hydrogen gas generation rate of 2.37×10^{-11} $kg/m^3/s$. The total simulation time period is 5,000 years including the hydrogen gas generation period of 1,000 years. A series of numerical simulations for the following four different cases of the groundwater hydraulic gradient is performed in this study to evaluate effects of the groundwater hydraulic gradient on groundwater and gas flow in the silo and surrounding area. The range of the groundwater hydraulic gradient is determined by considering the actual topography at the radioactive waste disposal site in Gyeongju, Korea. The groundwater hydraulic gradients for Cases 1-4 are 0.00 m/m (0.0 Pa/m), 0.02 m/m (195.7 Pa/m), 0.04 m/m (391.4 Pa/m), and 0.06 m/m (587.1 Pa/m), respectively, dipping from the left (i.e., west) into the right (i.e., east) of the model domain.

3. Results of Numerical Simulations

The hydrogen gas pressure increases in the silo as it is generated from the radioactive waste and accumulated in the silo, and then it increases in the upper surrounding area where groundwater and hydrogen gas coexist after hydrogen gas leaks buoyantly upward through the top part of the silo. During the early period of time, hydrogen exists only as an aqueous phase in the silo because hydrogen gas generated are all dissolved in groundwater. However, as time progresses, the hydrogen mass fraction in groundwater increases in the silo, and thus hydrogen also exists as a gaseous phase in the silo after about 16 years. Such hydrogen gas first moves buoyantly upward in the silo and accumulates in the upper crushed rock beneath the concrete liner which acts as an artificial barrier. Hydrogen gas then leaks through the concrete liner after about 80 years and moves upward and accumulates in the disturbed host rock beneath the host rock which acts as a

natural barrier (i.e., geosphere). Finally, hydrogen gas leaks through the top boundary (i.e., ground surface). Hydrogen gas rises bisymmetrically from the silo for Case 1 in which the groundwater hydraulic gradient does not exist (Figure 1a), whereas it rises distortedly and spreads widely toward the right boundary from the silo along groundwater flow for Cases 2-4 in which the groundwater hydraulic gradient exists (Figures 1b-1d). As the groundwater hydraulic gradient increases, the skewness of upward hydrogen gas movement and the rate of hydrogen gas spread increase. Aqueous hydrogen dissolved in groundwater also shows the similar trends to those of hydrogen gas. These trends indicate that dissolution of hydrogen gas, which is generated from the radioactive waste, in groundwater can lead to abrupt changes in groundwater chemistry, especially pH, in the silo and surrounding area, and such an influence area extends widely along groundwater flow for Cases 2-4. For Case 1, the amounts of hydrogen gas and aqueous hydrogen decrease gradually after 1,000 years of the hydrogen gas generation period, and their small amounts still remain in the silo and upper surrounding area after 5,000 years. In contrast, for Cases 2-4, both hydrogen gas and aqueous hydrogen in the disturbed host rock and host rock move quickly toward the right boundary from the silo along groundwater flow, and they remain only in the silo after 1,130 years, 1,074 years, and 1,049 years, respectively.

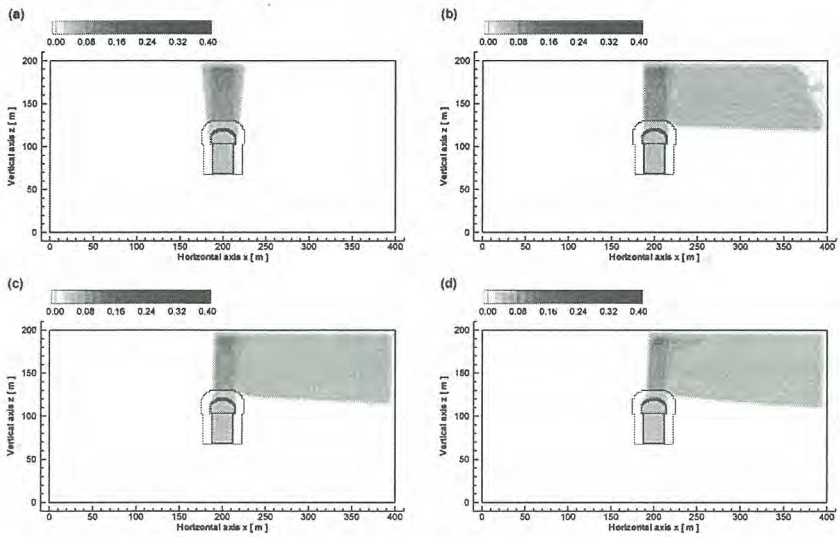


Figure 1. Spatial distributions of hydrogen gas saturation for (a) Case 1, (b) Case 2, (c) Case 3, and (d) Case 4 after 1,000 years of hydrogen gas generation from the lower radioactive waste (source zone) in the silo.

4. Conclusions

The results of the numerical simulations show that hydrogen gas generation from the radioactive waste leads to changes in groundwater and hydrogen gas pressures, and the groundwater hydraulic gradient has significant effects on groundwater and hydrogen gas flow. The results of this study can be utilized in understanding groundwater and gas flow at the radioactive waste repository due to gas generation and in ensuring long-term stability of the radioactive waste repository in Korea.

Acknowledgments

This work was supported by the Nuclear Energy Research and Development Program of National Research Foundation, Ministry of Education, Science and Technology, Korea.

Reference

[1] Pruess, K., Oldenburg, C., and Moridis, G., TOUGH2 User's Guide, Version 2.0, Technical Report, No. LBNL-43134, 198 p., Lawrence Berkeley National Laboratory, Berkeley, California (1999).

Diffusion of H2O and cations in solution and clays by means of molecular dynamics simulation

Katsuyuki KAWAMURA

Tokyo Institute of Technology, Ookayama 2-12-1, Meguro, Tokyo 152-8551, Japan

kawamura.k.ah@m.titrch.ac.jp

1. Introduction

Smectite clays are the most potential candidates for the engineering barrier of high level radioactive waste. The physical and chemical properties of the materials show extreme advantages for the purpose in terms of the required capability. However, the prediction of the properties for long term behavior is not easy because of the very fine complex materials. We have studied the nano-properties using molecular dynamics methods which solve the equation of motions of atoms and molecules in systems and yield the time dependent coordinates of all the particles in the system. We can calculate a variety of properties using the coordinates. In this study, we show a short sketch of our molecular dynamics simulations and the results of diffusivity of H_2O molecules and exchangeable cations in aqueous solutions, interlayer region and surface of clay minerals.

2. Interatomic Potential model and Molecular Dynamics Calculations

The Ewald method was used for the summations of Coulomb interactions. Integration of equation of atom motions was performed by the velocity Verlet algorithm with a time increment of 0.4 fs. The NVT (in cases of including vacuum space in the systems) and NPT ensembles were employed, where N is the number of atoms in a periodic cell, V the cell volume, T temperature, and P pressure. Temperature and pressure were controlled by scaling of atom velocities and basic cell edges. Molecular dynamics (MD) simulations were carried out at 293K and 0.1 MPa. The MD simulation codes, MXDORTO and MXDTRICL (Kawamura, 1990-2009) were used. The 100,000 to 2,000,000 step simulations after initial relaxations for each system were carried out to obtain ensemble averaged properties.

The interatomic potential model used in this study is the atom-atom model with full freedom of atom motions, (Kumagai et al., 1994, Nakano et al., 2003). The model is composed of two body central force and three body force terms. The two body terms represent Coulomb, van der Waarls, non-bonding repulsive, and radial covalent terms in the sequence of following formula, and three body term angular covalent.

3. Self-diffusion in water and aqueous solution

The self diffusion coefficient of water is systematically small compared with experimental one (Fig. 1). At high temperature around 100°C, The relative difference is small. The diffusion coefficients in aqueous solutions also calculated and the behavior ware reproduced well.

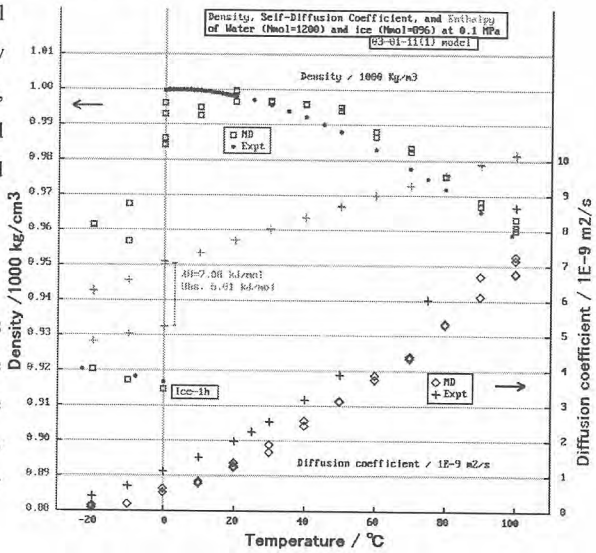


Fig 1. MD results of water and ice Ih

4. Self-diffusion in Interlayer region in beidellite

The two dimensional diffusion coefficients ware calculated for H_2O and exchangeable cation in interlayer region of beidellite (layer charge=0.5e):

$$Na_{0.5}Al_2(OH)_2[Si_{3.5}Al_{0.5}O_{10}]\text{-}nH_2O$$

The diffusion coefficients increase with n of n(H_2O) in the chemical formula. The three minima were seen at n(H2O)=2.5, 5 and 7.5 which correspond to one, two and three molecular layer hydration states.

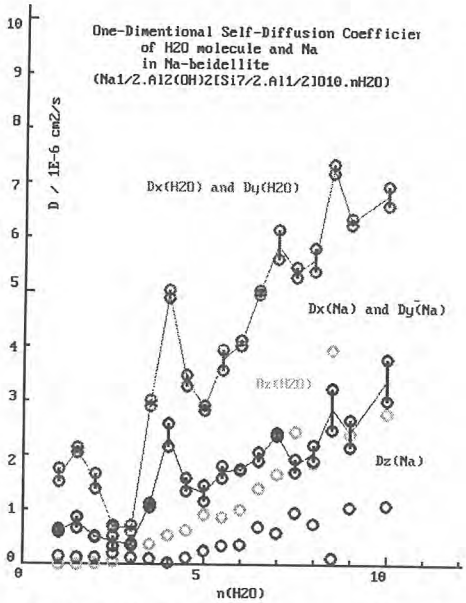


Fig.2 Diffusion coefficients of H2O and exchangeable cation in interlayer

5. Self-diffusion on mineral surfaces

Diffusion coefficients of H_2O in inter particle water was calculated as a function of distance from clay mineral surface. The diffusivity decrease and the viscosity increase near the clay mineral surface.

6. Conclusion

We have developed the molecular simulation method for clay mineral–water systems. The local diffusivity and viscosity were effectively derived using molecular dynamics methods and our interatomic potential model. These data are used in the micro-macro mechanical analyses (Ichikawa, this session).

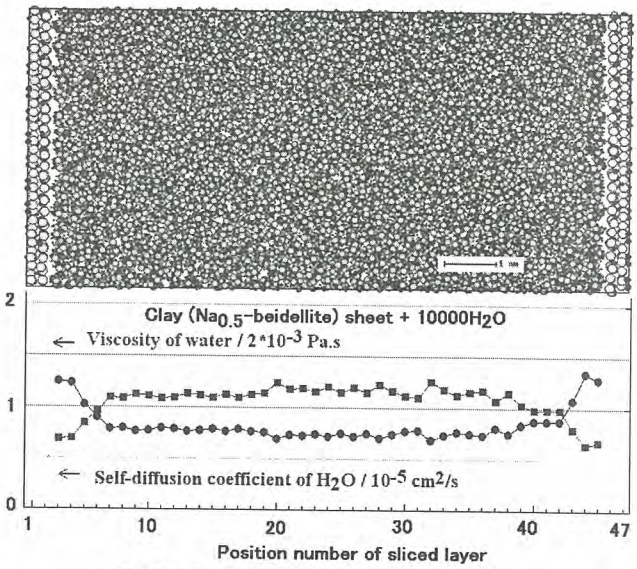


Fig.3 Structure, Diffusion coefficient and viscosity of H2O on clay mineral surface

REFERENCES

[1] N.Kumagai, K.Kawamura, K. and T.Yokokawa, T., Molecular Simulation 12, pp177- 186 (1994).

[2] M.Nakano, K.Kawamura and Y.Ichikawa, Applied Clay Science 23, pp15-23 (2003).

Site Monitoring of LILRW Repository: Korean Case

Lee, H., IM, C.B., Noh, M., Shim, T.M. Choi, H., Hyun, S.G., Park, J. and KIM, S.Y.
Korea Institute of Nuclear Safety, 34 Gwahak-ro, Yuseong-gu Daejeon, 305-338, Korea
heanu@kins.re.kr

1. Introduction

Radioactive waste repository has to be isolated and taken cared of directly or indirectly until the level of the radioactivity of the waste kept in the repository goes down to as the nature. It could be hundreds years, or millions years depends on the nature of the materials in the repository. Therefore, the repository needs to be monitored until such time of periods. It is called site monitoring. This study introduces a brief summary of the regulatory rules and practices applied to the Korean low-and-intermediate level of radioactive waste (LILRW) repository and the case of Gyung-ju site.

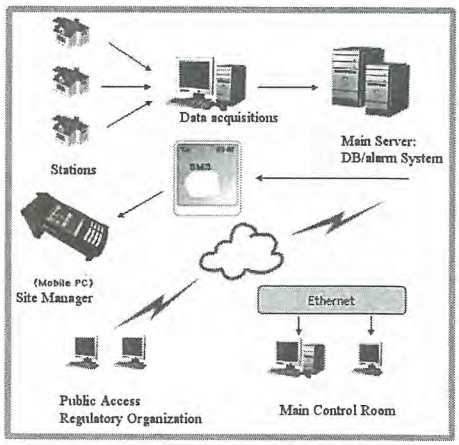
2. Main

There are mainly three purposes of the site monitoring of the LILRW repository:

1) Confirmation of site models & design input data been built up during the site characterization stage before the construction and operation permit,
2) Early detection and warning at any abnormal signals or any unexpected leakages of radioactive materials or accidents; and
3) Build-up of site-specific baseline data useful for long-term predictions on changes in site stability condition, diffusion rate, stress-field etc.

The regulatory rule for the site monitoring in Korea requires the utility to describe specific plans for pre-operational, operational and post-closure site monitoring in the site characterization report (SCR). Items for the monitoring are hydrology (surface water, groundwater and seawater), geochemistry, meteorology, seismicity, faulting, geo-engineering (stability of slopes, tunnels and silos), site boundary surveillance, population, human activities. Sampling locations for the site monitoring are mainly within the site except some surface water samples situated around the site, consisting of surface water (3 within the site and 15 outside), groundwater (6), seawater (2), meteorology (2), seismicity (2), faulting (planning), tunnel/silo stability (depends on the tunnel condition during construction), site boundary surveillance, population, and human activities. Intervals of data acquisition are variable depending on the items, for example, constant monitoring for meteorology, seismicity, faulting, water level, water conductivity, site boundary surveillance, tunnel/silo stability (during operation); daily to weekly for the tunnel/silo stability during construction; and seasonal for the hydro-chemistry and geo-chemistry.

The utility has to submit two site monitoring reports each year, in September for the first half of the year and March for the next half. Most of the activities involved in the site monitoring should be assured by the quality control and the same as for the data sampled and analyzed. In addition, the utility has been developing a computer based operating system called 'site monitoring DB & alarm system' for the Gyung-ju site. The public should get access to concurrent data from the site monitoring of the Gyung-ju repository site as soon as it gets into the operation.



Conceptual diagram showing data transmission, DB & alert system (KHNP, 2008)

3. Concluding remarks

The site monitoring will be on until the end of the period of institutional control. Institutional control involves activities to prove that the engineering/natural barriers stay in functional as originally designed for, such as site monitoring, access control, maintenance, recording, etc. The period shall be designed to meet the Performance Objectives as well.

Further Readings

[1] KINS/GE-W001, 2005, Safety Review Guide (SRG) for LILWR. 2.3 "Plans for monitoring and examination of the site"

[2] MEST Notice 2008-53 "Standard format and contents of site characteristics report for low and intermediate level radioactive waste repository"

[3] MEST Notice 2008-56 "Siting criteria for low and intermediated level radioactive waste repository"

[4] MEST Notice 2008-57 "Technical requirements for the operation and control of low and intermediate level radioactive waste disposal facility.

[5] KHNP 2008 "Safety Analysis Report prepared for the Gyung-ju LILRW repository. Chapter 2.3 "Plans for monitoring and examination of the site".

Multi-species Diffusion Analysis in Na-beidellite under Various Dry Density and Temperature Conditions

J.H. Choi, *K. Kawamura, Y. Ichikawa

Department of Urban Environment Development, Okayama University, Okayama 700-8530, Japan

*Department of Earth and Planetary Science, Tokyo Institute of Technology, Meguro-ku, Tokyo 152-8551, Japan

Choi-j@cc.okayama-u.ac.jp

1. Introduction

Understanding the characteristics of long term transport behavior in porous media is essential in the assessment of radionuclide release through the backfill of high level radioactive waste (HLW) disposal facility. By calculating the movement of dissolved radionuclides through the backfill material or host rock, we can evaluate the impact and safety of the HLW facility for environment. Bentonite is a key component of the engineered barrier system (EBS) of the facility, and diffusion is the most important transport mechanisms of radioactive species. We have introduced a new numerical analysis method using a molecular dynamics simulation (MD), a multiscale homogenization analysis (HA) for the diffusion process of some chemical species in bentonite. Microscale properties such as diffusion coefficient of each ion have been calculated by using MD. Macroscale properties were determined by using the HA method, and a FEM was applied for analyzing the macroscale diffusion process. Under various temperature (293, 323 and 353K) and dry density (1.2, 1.6, 2.0Mg/m^3) of bentonite, diffusion behaviors of $^{36}Cl^-$ and $^{125}I^-$ and Na ions of NaCl-Na-beidellite and NaI-Na-beidellite model were calculated. We compared the results with in situ and laboratory experimental data.

2. Procedure of Numerical Analysis

Diffusion properties of Na^+, I^- and Cl^- ions existing in NaCl-Na-beidellite/NaI-Na-beidellite water systems were calculated by MD simulations. Figure 1 shows obtained diffusion coefficients in the interlayer water of the beidellite/water system.

Macroscale diffusion coefficients have been calculated by using the MD/HA method under various dry density and temperature conditions. Finally, an FEM analysis for the multi-species diffusion problem was applied for the diffusion problem in bentonite by using the homogenized diffusion coefficients obtained by the MD/HA method.

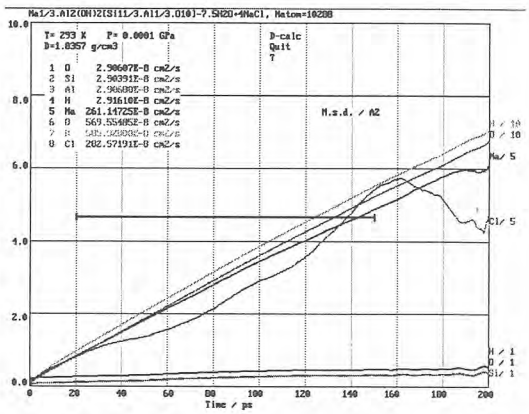


Fig. 1 Diffusion coefficients calculated by MD simulations

3. Results of Numerical Analysis

Dependence of Dry Density

Based on the MD/HA calculations we understand that the diffusion coefficient of each ion is inversely proportional to the dry density. Breakthrough curves of concentration, C_t/C_0, (C_t is the tracer concentration at time t and C_0 is the initial concentration in the reservoir) calculated by the FEM diffusion analysis using macroscale diffusion coefficients

obtained by the MD/HA procedure are given in Figure 2 together with other experimental data ([2], [3], [4]). Figure 2 shows that both I^- and Cl^- diffuse slower as increasing the dry density and numerical results are well fitted with the experimental results.

Dependence of Temperature

Breakthrough curves of concentration due to temperature change are shown in Figure 3. We understand that the concentration profiles of I^- and Cl^- are proportional to the temperature at the same elapsed time.

4. Conclusion

In this research, we introduced a new FEM analysis method using MD/HA results under various dry density and temperature conditions. That is, by the MD/HA procedure we calculated homogenized diffusion coefficients, and by introducing these results into a macroscale FEM analysis, the multi-species diffusion problem was solved. The results show that the diffusion profiles are proportional to the temperature and inversely proportional to the dry density.

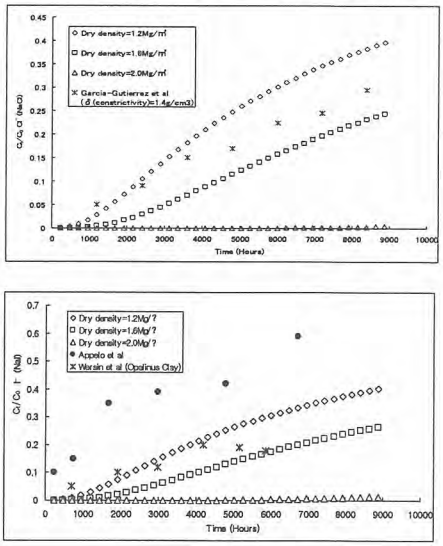


Fig. 2 C_t/C_0 results given by FEM (under

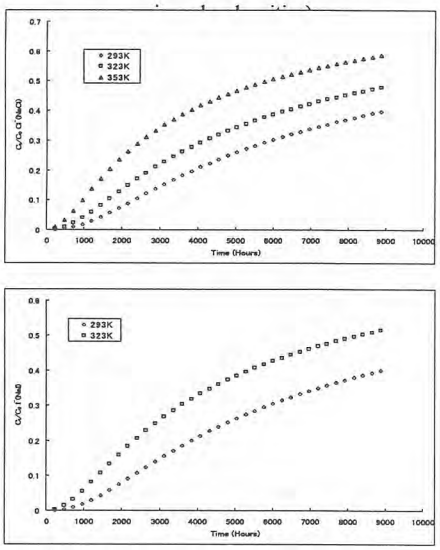


Fig. 3 C_t/C_0 results given by FEM (under various temperatures)

REFERENCES

[1] Mitchell, J.K., Soga, K., Fundamentals of soil behavior, *John Willy and Sons. Inc.*, (1992) 1-82.

[2] Appelo, C.A.J., Vinsot, A., Mettler, S., Wechner, S., Obtaining the pore water composition of a clay rock by modeling the in- and out-diffusion of anions and cations from in-situ experiment. *J. contaminant Hydrology*, (2008) 101:67-76.

[3] Wersin, P., Van Loon, L.R., Soler, J.M., Yiilera, A., Eikenberg, J., Gimmi, Th., Hermán, P., Boisson, J.-Y., Longterm diffusion experiment at Mont Terri: firsrt results from field and laboratory data. *Applied Clay Science*, (2004) 26:123-135.

[4] García-Gutiérrez, M., Cormenzana, J.L., Missana, T., Mingarro, M., Diffusion coefficients and accessible porosity for HTO and ^{36}Cl in compacted FEBEX bentonite. *Applied Clay Science*, (2004) 26:65-73.

Hydromechanical characterization around an excavated cavern

H.M. Kim, D.W. Ryu, W.K. Song

Korea Institute of Geoscience and Mineral Resources, 92, Gwahang-no, Yuseong-gu, Daejeon, 305-350, Korea

kimh@kigam.re.kr

1. Introduction

Disturbance caused by excavation of cavern or tunnel is usually described by the term 'Excavation Disturbed (or Damaged) Zone (EDZ). Excavation-induced change of hydraulic properties represented by a hydraulic conductivity can mainly be caused by opening or sliding of pre-existing fractures in the EDZ resulting from stress-redistribution in the vicinity of the excavated cavern. In order to predict the excavation-induced change of hydraulic conductivity of the EDZ, stress or deformation dependent hydraulic transmissivity of individual fractures should be included.

In-flow rate into a disposal cavern can be increased according to the excavation-induced hydraulic conductivity change and may enhance the corrosion rate of sealing material for the wastes and increase the transport potential of radionuclides released out of the radioactive wastes in a geological repository. In this paper, it is introduced both to numerically predict a hydraulic conductivity change due to excavation-induced disturbance and to experimentally evaluate hydraulic characteristics of disturbed zone around the excavated cavern.

2. Excavation-induced permeability change of a rock fracture and fractured rock mass

2.1 Excavation-induced permeability change of a single rock fracture

Anisotropic permeability change of a single rock fracture with rough surfaces due to shear deformation was investigated using an analytical approximation. The permeability approximation of a single fracture was represented by a function of the spatial correlation of the aperture as well as the statistical moments (: mean and standard deviation) of the aperture distribution.

$$\overline{K}_{ij}^{eff} = C\overline{A}^3\left[\left(1+3\frac{\sigma^2}{\overline{A}^2}\right)\delta_{ij} - 9\alpha_{ij}\frac{\sigma^2}{\overline{A}^2} + 9\left(\alpha_{ij} - 3\alpha_{ij}^2 + 9\gamma_{ij}\right)\frac{\sigma^4}{\overline{A}^4}\right] \qquad (1)$$

where, C: constant determined by water properties, $\overline{A}, \sigma$: mean and standard deviation of aperture distribution, α, γ : coefficients dependent on the autocorrelation function of aperture distribution.

The present method could well explain the significant increase of permeability due to shear deformation and its gradual approach to an asymptotic upper bound of the permeability. The anisotropy in the permeability was also induced by the shear deformation as well. It was also noticeable that the shear-induced anisotropic permeability became more isotropic as the shear displacement exceeded the characteristics correlation length of surface asperities.

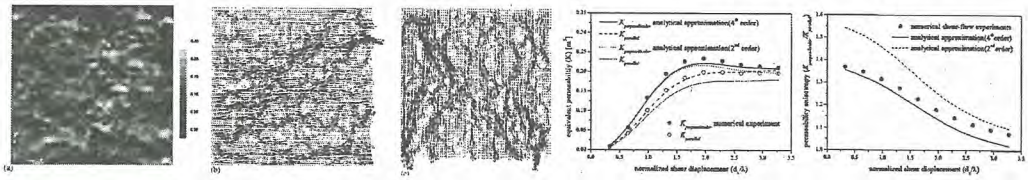


Fig. 1 Flow through a single rock fracture and numerical as well as analytical solutions for fracture permeability (Kim and Inoue, 2003)

2.2 Excavation-induced hydraulic conductivity of a fractured rock mass

Underground excavation can induce significant deformation of pre-existing fractures in rock mass. Due to the sliding and opening of the fractures, subsequent changes in the hydraulic properties of a fractured rock mass would be

anticipated. The effect of excavation on the flow properties of a fractured rock mass can be predicted by including excavation-induced permeability change of individual fractures. This can be accomplished in a numerical manner that initially prescribed fracture permeability (; transmissivity) of Discrete Fracture Network (DFN) model is modified into excavation-induced value depending on both normal stress and shear displacement obtained by pre-performed mechanical stress analysis (Kim et al., 2003; Park et al., 2007). The calculation of the excavation-induced permeability involves the distributions of shear displacements and normal stresses around the excavation, and implicitly takes into account the effect of surface geometric roughness as well.

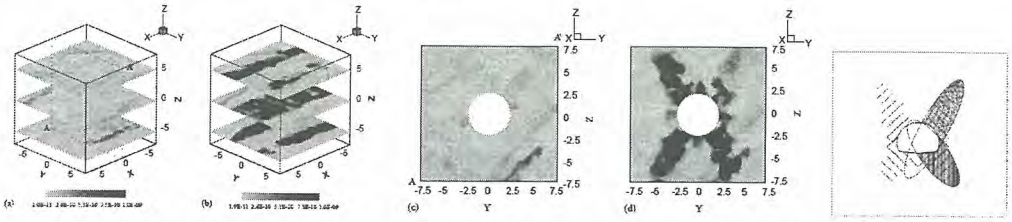


Fig. 2 Numerical prediction of excavation-induced hydraulic conductivity change in a fracture rock mass

3. Borehole hydraulic test in EDZ

EDZ is usually formed at the limited regions around the excavated cavern. A conventional borehole hydraulic test system with several m scales of interval length may not always be applicable in identifying hydraulic conductivity change in the EDZ. Specially designed borehole hydraulic test system was employed in-situ and hydraulic conductivities of EDZ were evaluated. Since this system provides a short test interval length of approximately 10cm, comparatively continuous variation of hydraulic conductivity along the distance from the cavern could be measured and estimated. And DFN model around the tested boreholes was constructed and flow model was verified so as to increase the precision of hydraulic conductivity estimation.

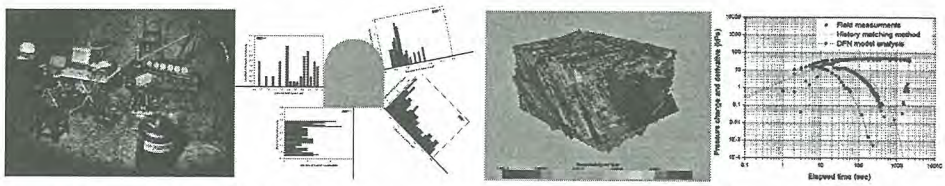


Fig. 3 Specially designed borehole hydraulic test system for EDZ and DFN model analysis for a flow model verification

4. Conclusion

In order to predict and evaluate hydraulic conductivity change due to excavation-induced disturbance, both numerical methods and in-situ testing system were introduced in this paper. The proposed system may help in identifying hydraulically significant EDZ and increase the precision of hydraulic conductivity evaluation around the EDZ.

REFERENCES

[1] H.M. Kim, J. Inoue, Analytical approach for anisotropic permeability through a single rough rock joint under shear deformation, Journal of Geophysical Research, Vol. 108(B8), 2366, doi:10-1029/2002JB002283, 2003

[2] H.M. Kim, J. Inoue, H. Horii, Flow analysis of jointed rock masses based on excavation-induced transmissivity change of rough joints, International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences, 41, pp.959-974, 2004

[3] J.S. Park, D.W. Ryu, C.H. Ryu, C.I. Lee, Groundwater flow analysis around hydraulic excavation damaged zone, Journal of Korean Society of Rock Mechanics, 17(2), pp.109-118, 2007

A Case Study on Suggestion of Relative Weighting Values of Geologic Safety Elements for HLW Disposal

B.G. Chae, Y. Kim, Y.K. Koh*

Korea Institute of Geoscience and Mineral Resources, 92, Gwahangno, Yuseong-gu, Daejeon, 305-380, Korea

** Korea Atomic Energy Research Institute, 1045 Daeduk Daero, Yuseong-gu, Daejeon, 305-353, Korea*

bgchae@kigam.re.kr

1. Introduction

It is necessary to evaluate geological elements and their characteristics for HLW disposal in quantitative manner. In especial, long term geologic characteristics are directly related to the stable operation of disposal system for long periods. Geologic elements are evaluated qualitatively in general geologic fields, while they should be characterized quantitatively to acquire accurate results for radioactive wastes disposal. Quantitative evaluation of geologic characteristics is very effective in case of complex analyses of multiple geologic elements. Therefore, the authors conducted a case study to decide geologic elements which should be evaluated for HLW disposal and to assign their relative weighting values using an applied statistical method. In this study, the weighting values are assigned only for the geologic elements which are evaluated for the first stage of geologic safety evaluation.

2. Analysis of Relative Weighting Values of Geologic Safety Elements by AHP Method

In order to assess geologic safety of a candidate site for HLW disposal, this study assumed three stages of site evaluation. The first evaluation stage recommends several preferred areas for HLW disposal in the regional scale. On the second stage, candidate sites can be designated based on the results of field survey and evaluation on the preferred areas. One or two proposed sites are selected on the third stage considering geologic safety and site suitability. This study listed geologic factors for evaluation of geologic safety and site suitability.

Table 1. Geologic factors to be considered for geologic safety of a candidate site

Functions	Items	Parameters	Functions	Items	Parameters
Geology and Topography			**Geology and Topography**		
	Lithology	Rock type		Neotectonics	Volcano
		Diversity			Uplift / Subsidence / Erosion
		Homogeneity		Weathering (exposed rock)	Soil cover
		Volume			Depth
		Ore		Topography	Topographical gradient
	Ductile structures	Mylonite zone			Quaternary deposits
		Fold	**Rock mechanics**		
		Foliation		Mechanical & Thermal properties	Strength
	Brittle structures	Joint			Deformation modulus
		vein / dyke			Fracture geometry
		Fault zone			Rock mass quality
	Neotectonics	Active fault			Coeff. thermal expansion
		Earthquake			

Functions	Items	Parameters	Functions	Items	Parameters
Rock mechanics					Eh
	Mech.& Therm. properties	Thermal conductivity			Fe^{2+}, HS^-
		Geothermal gradient			TDS
	Initial rock stress	In-situ stresses			DOC
Hydrogeology & Geochemistry					Organic and others
	Hydrogeology	Hydrogeologic unit		Geochemistry	Retardation factor
		Hydraulic conductivity			Isotopes
		Transmissivity			Groundwater age
		Hydraulic gradient			Ca^{2+}, Mg^{2+}
		Groundwater flow			Radionuclides(Ra, Rn)
		Gas transport properties			Pyrite, Biotite
		Diffusion	**Meteorology & Natural Hazards**		
		GW body types		Meteorology	Precipitation
		GW pathway			Storm
		pH		Natural Hazards	Landslides
		Eh			Flood

This study suggests relative significance of each geologic parameter to evaluate geologic safety quantitatively using the AHP analysis method. Relative significance of six items which would be considered on selection stage of the preferred areas was calculated on the first step, and then, the significance of each parameter was decided based on the results of items significance.

Table 2. Analysis result of relative significance of each geologic parameter

Item	Score	Parameter	Score	Item	Score	Parameter	Score
Lithology	18	Rock type	7	Neotectonics	35	Active fault	15
		Diversity	4			Earthquake	13
		Homogeneity	3			Volcano	5
		Volume	4			Uplift/Subsidence/Erosion	2
		Ore	2	Weathering	5	Soil cover	1
Ductile structures	10	Mylonite zone	2			Depth	4
		Fold	2	Topography	7	Topographical gradient	2
		Foliation	6			Quaternary deposits	5
Brittle structures	25	Fault zone	15	Total	100		100
		Joint	7				
		vein / dyke	3				

3. Conclusion

The suggested relative significance of parameters can be used to understand importance of geologic factors for site evaluation. However, the result should be reviewed on the real stage of site selection and modified with consideration of deep geologic environment.