KRS : ISSN 1738 -1142
Volume 2 (2) 2004

KARP : ISSN 1738 -4338

한국방사성폐기물학회 · 대한방사선방어학회

2004 방사선방어 및 방사성폐기물에 관한 추계 심포지움

논문요약집

일시 : 2004.11.10~12일(수~금) 장소 : 제주 라마다프라자 호텔 후원 : 한국학술진흥재단

사단법인 한국방사성폐기물학회
Korean Radioactive Waste Society

사단법인 대한방사선방어학회
The Korean Association for Radiation Protection

※본 발표논문집은 한국학술진흥재단의 재정지원에 의하여 발간되었음.

KRS : ISSN 1738-1142
Volume 2(2) 2004

KARP : ISSN 1738 - 4338

한국방사성폐기물학회 · 대한방사선방어학회

2004 방사선방어 및 방사성폐기물에 관한 추계 심포지움

논문요약집

일시 : 2004.11.10~12일(수~금) 장소 : 제주 라마다프라자 호텔 후원 : 한국학술진흥재단

사단법인 한국방사성폐기물학회
Korean Radioactive Waste Society

사단법인 대한방사선방어학회
The Korean Association for Radiation Protection

빈 면

목 차

제W1분과 : 방사성폐기물 정책 및 제염해체 좌 장 - 오전 : 최왕규 · 정재학
오후 : 이근우

09:00 중성자 조사된 흑연의 DSC측정에 의한 가열냉각 특성 연구 ····· 25
정경환 · 윤세훈 · 이동규 · 이근우 · 정기정 · 오원진 [한국원자력연구소]

09:25 알루미늄 폐기물의 용융 특성 ····· 25
최왕규 · 송평섭 · 민병연 · 김학이 · 정종헌 · 오원진 · 박진호 [한국원자력연구소]

09:50 Monte Carlo 모사기법을 이용한 배관내부의 베타선 오염도 측정용 플라스틱 검출기 모델링 ····· 26
서범경 · 김계홍 · 이근우 · 정기정 · 오원진 · 박진호 [한국원자력연구소]

10:45 방사성폐기물 안전관리 통합정보시스템 (WACID) 의 자료수집 및 정보제공 체계 ····· 27
이관희 · 정재학 · 박원재 [한국원자력안전기술원]

11:10 사용후핵연료 관리를 위한 IAEA 프로그램 참여증진 방안 ····· 29
김경표 · 박성원 · 김호동 · 서중석 · 윤지섭 · 유길성 [한국원자력연구소]

11:35 원자력연구시설 해체비용산정 방향설정에 관한 연구 ····· 29
정관성 · 이동규 · 이근우 · 백삼태 · 정기정 · 오원진[한국원자력연구소]

13:20 연구로 2호기 폐열교환기의 화학제염에 관한 연구 ····· 30
정기정 · 정경환 · 윤동구 · 이동규 · 이근우 · 박진호 [한국원자력연구소]

13:45 저온 플라즈마를 이용한 금속 코발트와 몰리브덴 표면 제염연구 ····· 30
임병주 · 전상환 · 김용수 [한양대학교]
정종헌 · 김계남 · 오원진 [한국원자력연구소]

제W1분과 : 방사성폐기물 정책 및 제염해체 (Poster)

PW101 라군슬러지 열분해 처리특성 평가 ····· 33
황두성 · 오종형 · 김연구 · 이규일 · 최윤동 · 황성태 · 박진호 [한국원자력연구소]

PW102 중성자 조사된 흑연취급시 발생되는 방사성탄소의 제거를 위한 흡수제 특성비교 ····· 35
강영애 · 이동규 · 양희철 · 이근우 · 오원진 [한국원자력연구소]

PW103 직접열분해에 의한 우라늄 함유 슬러지의 안정화 ····· 38
오종혁 · 황두성 · 김연구 · 이규일 · 최윤동 · 황성태 · 박진호 [한국원자력연구소]

PW104 CO_2 Pellet 건식 분사제염 특성연구 ····· 40
정종헌 · 이중명 · 오원진 · 최윤동 · 황성태 [한국원자력연구소]

PW105 현탁성 PFC제염용액의 재사용을 위한 입자의 분리제거 특성 ····· 42
이성열 · 김계남 · 정종헌 · 원휘준 · 오원진 [한국원자력연구소]

PW106 Decontamination Effects of a Simulated Contaminated Floor Surface by a Teleoperated Mopping System ····· 43
Ki-ho Kim, Hyok-jo Kwon Jang-jin Park and Myung-Seung Yang [KAERI]

PW107 방사성 오염토양의 세척처리 장치개발 ····· 45
김태국 · 이영희 · 홍대석 · 손종식 [한국원자력연구소]

PW108 연구로 2호기 원자로의 제염·해체 활동(1) ····· 47
박승국 · 정운수 · 박진호 [한국원자력연구소]
PW109 Decontamination of Metallic Surfaces by PFC Solution ····· 49
Hui-Jun Won, Kye-Nam Kim, Jin-Ho Park, Won-Zin Oh and Chong-Hun Jung [KAERI]

제W2분과 : 방사성폐기물 처리 및 처분 좌 장 - 오전 : 정의영 · 김준형
오후 : 이병식 · 양호연

09:00 TBP 방사선 분해생성물 DBP가 Zr, Y, Fe 추출거동 및 제3상 형성에 미치는 영향 ····· 53
양한범 · 이일희 · 유재형 [한국원자력연구소]
09:25 폐수지 중 ^{14}C 제거를 위한 혼합수지 분리방법 개발 ····· 54
고은옥 · 최영구 · 원장식 · 이상진 · 양호연 · 김경덕 [원자력환경기술원]
09:50 방사성폐기물의 겔화를 통한 안정화/고형화 ····· 54
박환서 · 김인태 · 김환영 · 박준형 [한국원자력연구소]
유승곤 [충남대학교]
10:45 방사성폐기물 인증 프로그램 개발을 위한 검토 ····· 55
이재민 · 정희준 · 황주호 [경희대학교]
정의영 · 김 헌 · 이락희 · 박종헌 [원자력환경기술원]
11:10 원전고화폐기물 특성시험을 위한 시험법 선정 ····· 55
김기홍 · 유영걸 · 곽경길 · 지영용 · 조동찬 · 홍권표 [한국원자력연구소]
정의영 · 박종헌 · 김 헌 [원자력환경기술원]
11:35 방사성동위원소폐기물 관리 ····· 56
최광섭 · 이상우 · 이인구 [원자력환경기술원]
13:20 시료 산화 장치를 이용한 폐수지내 C-14 분석법 개발 ····· 56
최영구 · 고은옥 · 원장식 · 양호연 · 김경덕 [원자력환경기술원]
13:45 방사성폐기물 중 C-14 및 H-3의 방사능 상관관계 ····· 57
안홍주 · 이홍래 · 박순달 · 송병철 · 한선호 · 지광용 [한국원자력연구소]
14:10 저장기간의 경과에 따른 방사성 오염토양의 처리 및 규제해제 방안에 관한 연구 ····· 57
이영희 · 홍대석 · 조한석 [한국원자력연구소]
14:50 A Compartment Model for Nuclide Release Calculation in the Near- and Far-field of a HLW Repository ····· 58
Youn-Myoung Lee, Yong-soo Hwang, Chul-Hyung Kang and Pil-Soo Hahn [KAERI]
15:15 천층처분방식 선정에 있어 토목 및 구조설계 측면의 고찰 ····· 61
김영기 · 최철순 · 이병식 · 이용호 [한국전력기술㈜]
15:40 부지환경종합관리시스템 개발용 SEMS 모듈 설계 ····· 63
고도영 · 박세문 · 김창락 [원자력 환경기술원]
이정수 · 정덕진 · 송지연 [대상정보기술㈜]

제W2분과 : 방사성폐기물 처리 및 처분 (Poster)

PW201 붕산건조분말함유 파라핀 고화체에 대한 표준 침출 시험법의 평가 ····· 67
곽경길 · 유영걸 · 조동찬 · 지영용 · 김기홍 [한국원자력연구소]

PW202 중저준위 방사성폐기물 처분시설의 부지배치 ····· 69
장근백 · 이병식 · 이용호 [한국전력기술]
권택규 [한국수력원자력㈜]

PW203 국내 원자력발전소 중 · 저준위 방사성폐기물 특성 ····· 71
강상열 · 김영복 · 이병식 · 이용호 [한국전력기술㈜]

PW204 Acid Dissolution and Uranium Uptake from a Waste Sludge ····· 72
Young-Hee Lee, Kil-Jeong Kim, Il-Sik Kang, Jong-Sik Shon and Kwon-Pyo Hong [KAERI]

PW205 암석의 지질학적/물리화학적 특성과 액티늄/란탄계열 핵종의 흡착특성 ····· 73
이길용 · 이승구 · 윤윤열 · 조수영, 김용제 [한국지질자원연구원]

PW206 Acceptable DF for Near-Surface Disposal of PEACER Pyroprocessing Waste ····· 74
Seung-Taek Hong, Sung-Il Kim and Kun Jai Lee [KAIST]

PW207 유리화 배기체 처리설비의 방식(防蝕)재료 특성 평가 ····· 77
류창수 · 최석모 · 김천우 · 박승철 · 박윤규 · 황태원 · 신상운 [원자력환경기술원]

PW208 밀봉선원폐기물 처분을 위한 보어홀 시설 개념설계 ····· 79
이태범 · 이지훈 · 최광섭 · 박진백 · 박주완 · 김창락 [원자력환경기술원]

PW209 원자력발전소 발생 원심분리기 모의 슬러지 유리화 ····· 80
박병철 · 김천우 · 박승철 · 황태원 · 신상운 [원자력환경기술원]

PW210 방사성폐기물 유리고화체의 침출 특성에 대한 연구 ····· 82
김지연 · 김천우 · 최종락 · 문영표 · 지평국 · 박종길 · 신상운 [원자력환경기술원]

PW211 나노분리막을 이용한 SFR내 실리카 제거에 관한 연구 ····· 84
이상진 · 김봉진 · 양호연 · 김경덕 [원자력환경기술원]

PW212 A Study on the Improved DTC Method for Estimations of Radionuclide Activity in Radwaste Containers ··· 86
Sang-hee Kang, Ki-ha Hwang, Sang -chul Lee and Kun-jai Lee [KAIST]
Tae-wook Kim, Kyoung-deok Kim, Young-hoi Herr and Myung-jae Song [NETEC]

PW213 압축된 칼슘벤토나이트 블록으로부터 벤토나이트 침식 및 콜로이드 발생에 대한 실험적 연구 ····· 88
백민훈 · 이재완 · 조원진 · 한필수 [한국원자력연구소]

PW214 통계적무작위운동법을 이용한 지하매질에서 핵종 이동모사 ····· 89
박정균 · 조원진 · 한필수 [한국원자력연구소]

PW215 Long-term Apparent Diffusivity of Cesium in Compacted Bentonite with Synthetic Granitic Groundwater ··· 90
Kwan-Sik Chun, Seung-Soo Kim and Jong-won Choi [KAERI]

PW216 투자현금흐름이 처분원가에 미치는 영향 ····· 92
김성기 [한국원자력연구소]

PW217 재료 및 핵연료 조사시험용 캡슐 부품의 고준위 고체 폐기물 처리 ····· 93
김도식 · 주용선 · 유병옥 · 백승제 · 김기하 · 송응섭 · 김희문 [한국원자력연구소]

PW218 수소동위원소 분리용 Gas Chromatography ····· 95
이민수 · 안도희 · 정홍석 · 백승우 · 김광락 · 임성팔 [한국원자력연구소]
PW219 ICP-AES로 철과 니켈 측정 시 붕상 영향 ····· 96
최광순 · 이창헌 · 김종구 · 김원호 [한국원자력연구소]
PW220 트리튬 배기체 처리를 위한 산화공정 개발 ····· 97
임성팔 · 김광락 · 정홍석 · 이민수 · 백승우 · 안도희 [한국원자력연구소]
PW221 전기분해-촉매교환 결합공정의 탈삼중수소 거동해석 ····· 98
김광락 · 안도희 · 백승우 · 이민수 · 임성팔 · 정홍석 [한국원자력연구소]
PW222 염폐기물 고정화 생성물의 고온 결정구조변화 ····· 99
김정국 · 이재희 · 김준형 [한국원자력연구소]
PW223 하나로의 배수조에 수집된 액체폐기물의 방사성 핵종 변화 분석 ····· 100
강태진 · 이 문 · 최호영 · 임인철 · 김명섭 [한국원자력연구소]
PW224 Development of Repository Concept for the High-level Wastes ····· 102
Heui-Joo Choi, Jong-Youl Lee, Jong-won Choi and Pil- Soo Hahn[KAERI]
PW225 하나로 조사캡슐 잔류캡슐 보호관 폐기처리 ····· 104
주용선 · 송웅섭 · 김도식 · 오완호 · 유병옥 · 백승제 · 정양홍 · 김희문 · 주기남 [한국원자력연구소]
PW226 액상촉매교환탑을 이용한 삼중수소수 처리공정 해석 ····· 105
안도희 · 김광락 · 백승우 · 이민수 · 임성팔 · 정홍석 [한국원자력연구소]
PW227 저준위 방사성폐기물 지층처분 안전성에 영향을 미치는 주요인자고찰 ····· 107
황용수 · 이연명 · 강철형 · 한지웅 · 서은진 [한국원자력연구소]
PW228 미래 빙하기 도래가 처분장 안전성에 미치는 영향 고찰 ····· 109
황용수 · 이연명 · 강철형 · 한지웅 · 서은진 · 한필수 [한국원자력연구소]
PW229 수소동위원소 교환방응용 소수성 백금촉매의 반응특성 ····· 111
백승우 · 안도희 · 김광락 · 이민수 · 임성팔 · 정홍석 [한국원자력연구소]
PW230 고준위 폐기물 처분장의 처분터널 및 처분공 간격 설정을 위한 열-역학 해석 ····· 113
이 양 · 최희주 · 이종열 · 김진웅 · 최종원 [한국원자력연구소]
PW231 원전 발생 슬러지 중 H-3및 C-14의 정량 ····· 115
이흥래 · 안홍주 · 박순달 · 한선호 · 지광용 [한국원자력연구소]
PW232 지하처분연구시설(URT)프로젝트 ····· 116
조원진 · 박정화 · 권상기 [한국원자력연구소]
PW233 지하처분연구시설 건설을 위한 부지조사 ····· 117
김건기 · 권상기 · 조원진 · 박정화 [한국원자력연구소]
PW234 지하처분연구시설 건설을 위한 부지조사결과 및 안전성 평가 ····· 119
권상기 · 박정화 · 조원진 [한국원자력연구소]
PW235 Development for Control Techniques of Using the PLC the Precoat Filter ····· 121
Young-Zoon Son, Yong-Bum Chun, Kwon-Pyo Hong, Duck-Kee Min
and Song-Yeol Yang [KAERI]
PW236 Sugeno Integral Ranking of Release Scenarios in a Low and Intermediate Waste Repository ····· 122
Seong-Ho KIM, Tae-Woon KIM and Jae-joo Ha [KAERI]

PW237 고준위 폐기물 처분을 위한 사용후핵연료 포장시설 개념 ····· 124
이종열 · 조동건 · 최희주 · 최종원 · 한필수 [한국원자력연구소]
PW238 붕규산유리로부터 실리콘과 붕소의 초기 침출률 측정 ····· 126
김성기 · 김승수 · 전관식 · 최종원 [한국원자력연구소]
PW239 LiF-BeF_2 용융염계에서 전해제련에 의한 U/RE 분리 특성 ····· 128
우문식 · 김응호 · 유재형 [한국원자력연구소]
PW240 분리 단열 모델을 이요한 단열망 구축 알고리즘 ····· 129
한지웅 · 황용수 · 강철형 [한국원자력연구소]
PW241 폐수지함유 시멘트 고화체에 대한 표준 침출시험법의 평가 ····· 131
유영걸 · 곽경길 · 조동찬 · 지영용 · 김기홍 [한국원자력연구소]
PW242 파라핀 고화 방사성폐기물 시료 전처리 ····· 133
이정진 · 표형열 · 최광순 · 이창헌 · 지광용 [한국원자력연구소]
전종석 [㈜액트]

제W3분과 : 사용후 핵연료 및 핵연료 주기 좌 장 - 오전 : 윤지섭 · 전제근
오후 : 유길성 · 정찬우

09:00 사용후연료 건식저장시설 건설을 위한 예비 격납해석 평가 ····· 137
윤정현 · 이경호 · 최병일 · 이홍영 [원자력환경기술원]
조규성 [한국과학기술원]
09:25 신뢰도 물리모델을 이용한 입구폐쇄 사고시에 MACSTOR/KN-400의 바스켓 파손 확률 평가 ····· 137
류정현 · 제무성 [한양대학교]
정찬우 [한국원자력안전기술원]
09:50 LiCl-Li_2O계 용융염에서 Haynes합금의 고온 부식거동 ····· 138
조수행 · 임종호 · 정준호 · 서중석 · 박성원 [한국원자력연구소]
10:45 대용물질을 사용한 사용후핵연료 Smelting에 관한 연구 ····· 138
허진목 · 정명수 · 이원경 · 조수행 · 서중석 · 박성원 [한국원자력연구소]
11:10 국내 사용후핵연료 발생예상량을 통한 중간저장시설 포화시기에 관한 연구 ····· 139
이창민 · 최종원 · 조동건 [한국원자력연구소]
이건재 [한국과학기술원]
11:35 사용후연료 건식 저장 시스템에 대한 격납평가 ····· 139
방경식 · 이주찬 · 서기석 [한국원자력연구소]
정성환 · 최병일 · 이홍영 [원자력환경기술원]
13:20 ABAQUS 코드를 이용한 B형 운반용기의 사고조건에 대한 구조해석 ····· 140
정성환 · 김덕회 · 최병일 · 이홍영 [원자력환경기술원]
13:45 EPMA를 이용한 사용후 이산화 우라늄 핵연료의 특성분석 ····· 140
정양홍 · 김희문 · 김도식 · 유병옥 · 주용선 [한국원자력연구소]
14:10 UO_2 Pellet 산화로의 분말비산방지를 위한 최종속도 측정 ····· 141
김영환 · 윤지섭 · 정재후 · 진재현 · 홍동희 [한국원자력연구소]

14:50 Correlation of Diffusion Models Describing Efflux from a Cathode of an SF Electrolytic Reduction Process … 141
Byung-Heung Park, Dae-Seung Kang, Chung-Seok Seo and Sung-Won Park [KAERI]
15:15 Dynamic Analysis of the Dry Process Fuel Sodium-Cooled Fast Reactor Cycle …… 142
Chang-Joon Jeong, Gyu-Hong Roh and Hang-bok Choi [KAERI]
15:40 A Study of Integrated Cathode Assembly for Electrolytic Reduction of Uranium Oxide in LiCl-Li_2O Molten Salt …… 145
Sung-Bin Park, Jung-Seok Seo, Dae-Seung Kang, Sun-Kil Kwon and Seong-Won Park [KAERI]

제W3분과 : 사용후 핵연료 및 핵연료 주기 (Poster)

PW301 사용후핵연료 차세대관리공정 유지보수용 천정이동 서보 매니퓰레이터 설계 …… 151
박병석 · 진재현 · 송태길 · 김성현 · 고병승 · 윤지섭 [한국원자력연구소]
PW302 차세대관리 종합공정 핫셀 실증계획 …… 153
정원명 · 구정회 · 조일제 · 국동학 · 이은표 · 유길성박성원 [한국원자력연구소]
PW303 사용후핵연료 금속전환제 및 폐용융염 임시저장 개념평가 …… 155
이주찬 · 김동학 · 방경식 [한국원자력연구소]
PW304 차세대관리 종합공정 실증시설 핫셀의 Pass- thru door 설계 …… 157
이은표 · 유길성 · 정원명 · 구정회 · 조일제 · 국동학 · 박성원 · 주준식 [한국원자력연구소]
PW305 사용후핵연료봉 대상 중성자 스캐닝기술의 타당성 분석 …… 158
신희성 · 황용화 · 민덕기 · 전용범 · 김호동 [한국원자력연구소]
PW306 차세대관리 공정물질 재료특성시험 계통분석 …… 159
주준식 · 유길성 · 조일제 · 국동학 · 이은표 · 김호동 [한국원자력연구소]
PW307 사용후핵연료 건식저장시스템의 캐니스터 낙하 사고 평가 …… 160
황창숙 · 서기석 [한국원자력연구소]
이홍영 · 백창열 · 정성환 [원자력환경기술원]
PW308 천정이동 서보매니퓰레이터 시제품의 성능시험 및 평가 …… 162
진재현 · 박병석 · 고병승 · 윤지섭 [한국원자력연구소]
PW309 Defueling & Decladding Machine 개발 …… 163
김재용 · 서항석 · 이은표 · 이형권 · 전용범 · 민덕기 [한국원자력연구소]
PW310 조사후시험시설에서의 방사성 활성탄 필터의 여과성능 …… 165
황용화 · 이형권 · 전용범 · 민덕기 · 홍권표 [한국원자력연구소]
PW311 사용후핵연료 차세대관리 실증시설 운영을 위한 방사선 안전관리 시스템설계 …… 166
국동학 · 정원명 · 구정회 · 조일제 · 이은표 · 유길성 [한국원자력연구소]
PW312 조사재수송용기 이송용 카트에 대한 고찰 …… 168
송웅섭 · 정양홍 · 김희문 · 안상복 · 주용선 [한국원자력연구소]
PW313 조사재시험시설의 폴물정화장치 운전 및 유지보수 …… 170
송웅섭 · 주용선 · 안상복 · 김희문 · 정양홍 [한국원자력연구소]
PW314 조사재시험시설에 설치된 핫셀조명등에 대한 고찰 …… 172
송웅섭 · 정양홍 · 김희문 · 안상복 · 주용선 [한국원자력연구소]

PW315 조사재수송용기 시설내 반출입 기술 ····· 174
송웅섭 · 정양홍 · 김희문 · 주용선 [한국원자력연구소]
PW316 풀물하에서 조사연료 및 캡슐 취급용 Jib Crane 에 대한 고찰 ····· 176
송웅섭 · 정양홍 · 김희문 · 안상복 · 주용선 [한국원자력연구소]
PW317 가상핫셀에서 천정이동 서보매니퓰리이터의 유지보수 ····· 178
김성현 · 송태길 · 박병석 · 진재현 · 윤지섭 [한국원자력연구소]
PW318 Homogeneity Test on Heavy Concrete Shield Wall for ACP Facility ····· 180
il-Je CHO, Gil-Sung YOU, Won-Myung CHOUNG, Jeong -Hoe KU,Dong- Hak KOOK,
Eun-Pyo LEE and Seong-Won PARK [KAERI]
PW319 20kg U_3O_9/batch 규모의 장치를 이용한 전기 화학적 금속전환 시험 ····· 182
오승철 · 홍순석 · 이원경 · 강대승 · 서중석 · 박성원 [한국원자력연구소]
PW320 The Effect of Lanthanide Oxides on the Electrorefining Process ····· 182
In-Kyu Choi, Young-Hwan Cho, Taek-Jin Kim and Kwang-Young Jee [KAERI]
PW321 핵사찰 환경시료의 우라늄 미세입자 분석을 위한 Laser ablation/ICP-MS 이용 타당성 검토 ····· 183
한선호 · 하영경 · 표형열 · 전영신 · 박용준 [한국원자력연구소]
PW322 Lead Shielded Laser Ablation System for the Micro Analysis of Radioactive Material ····· 184
Yeong-Keong Ha, Sun-Ho Han, Ki-Chul Han, Kwang-Yong Jee
and Won-Ho Kim [KAERI]
PW323 수용상에서 TRU와 Acetohydroxamic Acid의 착물화 ····· 185
정동용 · 이일희 [한국원자력연구소]
PW324 PWR 핵연료 Crud의 전자현미경 분석 ····· 186
권형문 · 이은표 · 서항석 · 최인규 · 전용범 · 이찬복 [한국원자력연구소]
PW325 Micro-XRD 시스템 구성 및 미세빔 특성 ····· 187
박양순 · 하영경 · 박순달 · 한선호 · 지광용 · 김원호 [한국원자력연구소]
PW326 3차원 디지털 가상모형 (Digital Mock-Up)의 실시간 인터페이스 모듈 개발 ····· 188
송태길 · 김성현 · 윤지섭 [한국원자력연구소]
이상호 [충북대학교]
PW327 국산 고연소도 사용후핵연료의 가열산화를 통한 미세조직 변화 ····· 190
김대호 · 이찬복 · 정연호 · 전용범 [한국원자력연구소]
PW328 핵분열생성물 중 금속석출물과 산화석출물의 분석 ····· 191
정양홍 · 김도식 · 송웅섭 · 유병옥 · 이홍기 · 주용선 [한국원자력연구소]
PW329 세륨의 전착과정중 양극 및 음극의 전압변화 ····· 193
권상운 · 오준호 · 우문식 · 김응호 · 유재형 [한국원자력연구소]
PW330 슬릿팅 방식의 절단 사용후핵연료봉 탈피복 장치 성능 개선연구 ····· 195
정재후 · 김영환 · 홍동희 · 진재현 · 윤지섭 [한국원자력연구소]
PW331 초기 각속도를 이용한 건식 저장용기의 전복해석 ····· 196
김동학 · 신동필 · 서기석 · 박성원 [한국원자력연구소]
정성환 · 최병일 · 이흥영 [원자력환경기술원]

제R1분과 : 의료 및 생물

좌 장 - 오전 : 이윤실 · 윤세철
오후 : 김종순 · 김인규

09:00 Modification of Gamma-radiation Response in Mice by Green Tea Polyphenols ····· 199
김성호 · 김세라 [전남대학교]
조성기 [한국원자력연구소]

09:20 In Vivo Radioprotective Effect of Panax ginseng C.A.Meyer and Identification of Active Ginsenosides ····· 200
이해준 · 김세라 · 이진희 · 김성호 [전남대학교]
강창모 · 이윤실 [원자력의학원]
조성기 [한국원자력연구소]
김태환 [경북대학교]

09:40 진단용방사선관계종사의 피폭선량 분석에 관한 연구 ····· 201
이병영 · 오현주 · 이광용 · 차승환 · 이인수 · 이창형 · 정승환
임남기 · 오헌진 · 이해광 [식품의약품안전청]

10:00 방사선작업종사자에게 발생한 암의 업무관련성 평가 기준연구 ····· 201
정미선 · 진영우 · 김종순 [방사선보건연구원]
임현술 [동국대학교]

10:40 식품의약품안전청의 열형광선량계를 이용한 치료방사선 선량보증 ····· 202
임천일 · 정희교 · 이현구 · 김귀야 · 양현규 [식품의약품안전청]

11:00 Metabolic enzyme as a determinant for radiation sensitivity ····· 203
정현주 · 김은희 · 조철구 · 이수재 · 이윤실 · 배상우 [원자력의학원]

11:20 비파괴 작업 종사자들의 염색체 이상과 소핵-FISH분석 ····· 203
김양지 · 조윤희 [서울대학교]
김수영 [제주대학교]
최수용 [원자력병원]
정해원 [한양대학교]

11:40 핵의학 검사에 의한 한국인의 의료상 피폭 ····· 204
권정완 · 장기원 · 이재기 [한양대학교]

13:20 Anticancer Effects in ECT for the Mechanism ····· 204
Yeunhwa Gu [SU]

13:40 The Enhancement of Immunological Activity by Mild Hypothermia ····· 205
Takeo Hasegawa [SU]

14:00 Radio-sensitives and Low Dose Radiation Induced Adaptive Response of Human Pewipheral Blood Lymphocy ····· 210
Takeo Hasegawa [SU]

14:20 웹 기반 의료용 방사선에 대한 흡수선량 교정시스템 개발 ····· 210
신동호 · 신동오 · 안희경 · 강진오 · 홍성언 [경희대학교]
김성훈 [한양대학병원]
박성용 [국립암센터]
최진호 [가천의대]

15:00 평행평판형이온함을 이용한 전자선 흡수선량결정에 대한 연구 ····· 211
라정은 · 서태석 [가톨릭의대]
신동오 [경희대의대]
15:20 인간피부 섬유아세포 EGFR-ERK경로를 통한 저선량 방사선의 세포증식 촉진 효과 ····· 211
김진모 · 김차순 · 양광희 · 김희선 · 정미선 · 진영우 · 김종순 [한국수력원자력㈜]
15:40 S-adenosylmethionine Decarboxylase Partially Regulates HL-60 Cell Growth and Proliferation via Controlling Intracellular Ros Level : Sensitization to γ-radiation ····· 212
김진식 · 변희선 · 문명숙 · 김국찬 · 김인규 [한국원자력연구소]
조은위 [한국생명공학연구원]
정해원 [서울대학교]
16:00 면역세포주에서 방사선에 의한 세포고사 관련 신호전달체계 및 적응반응 ····· 213
최무현 · 양광희 · 김희선 · 정미선 · 김차순 · 진영우 · 김종순 [한국수력원자력㈜]
표석능 [성균관대학교]

제R1분과 : 의료 및 생물 (Poster)

PR101 자외선B조사에 의한 마우스 피부 일광화상세포의 발생 및 녹차투여의 효과 ····· 221
김성호 · 김세라 · 이해준 · 이진희 · 김유진 · 김종춘 [전남대학교]
장종식 [상주대학교]
조성기 [한국원자력연구소]
PR102 림프구 미소핵 측정법을 이용한 원자력발전소 주변 소의 이상산에 대한 방사선생물학적 평가 ····· 221
김성호 · 김세라 · 이해준 · 이진희 [전남대학교]
PR103 원자력발전소 사육 재래산양의 방사선 생물학적 평가 ····· 222
김성호 · 김세라 · 이해준 [전남대학교]
강창모 [원자력의학원]
김태환 [경북대학교]
조성기 [한국원자력연구소]
PR104 의료용 방사능 측정장비 교정을 위한 Monte Carlo 연구 ····· 222
이경범 · 이종만 · 곽지연 · 박태순 · 오필제 · 이민기 [한국표준과학연구원]
PR105 Cluster Damages in NIH 3T3 Cell Induced by Gamma Ray ····· 223
김천호 [원자력의학원]
PR106 중성자 및 감마선 조사 후 C57BL/6mouse의 혈액과 비장의 DNA손상에 관한 연구 ····· 223
천기정 · 서원숙 [한국원자력 연구소]
PR107 방사능 세기 및 반응시간에 따른 흡뭄-키토산 복합체의 안정성 확인 ····· 224
신병철 · 김세중 · 최상무 · 박상현 · 박경배 [한국원자력연구소]
PR108 호흡에 의한 내부 움직임의 영향이 있는 장기에서의 실험적 선량 측정 ····· 224
정진범 · 서태석 · 김연래 [가톨릭대학교]
정원균 [서울보건대학]

PR109 Reduction of Statistical Uncertainties in MC Does Calculation Using Wavelet Domain Noise Filteration ····· 225
Kwang-Ho Cheong, Tae-Suk Suh and Jeong-Seok Kim [CU]
Byung-Chul Cho [HUSHH]
PR110 중재적방사선분야의 안전관리 현황 평가 ····· 225
정승환 · 오현주 · 이광용 · 차승환 · 이병영 · 오헌진 · 연경모 · 이해광 [식품의약품안전청]
PR111 낮은 에너지 전자와 티미딘 충돌에 의한 쪼개짐 관찰과 생체분자의 방사선 장해연구 ····· 226
박연수 · 노형아 · 윤수경 · 조 혁 [충남대학교]
황창수 [공군사관학교]
S. Ptasinska, P. Scheier and T. D. Mark [IU]
PR112 정위적 방사선 수술시 병소와 정상조직의 경계영역을 고려한 병소내 선량분포의 최적화 ····· 227
최경식 · 서태석 · 오승종 · 최보영 [가톨릭대학]
김문찬 [강남성모병원]
PR113 의료기관 공기 중 농도 측정을 통한 내부피폭 선량 평가의 필요성 ····· 228
박진영 · 김정인 · 최 훈 · 이병일 · 임영기 · 김종순 [방사선보건연구원]
PR114 물리적 인형 팬텀을 사용한 나선형 주사 CT촬영시 환자의 피폭선량 실측 ····· 228
장기원 · 권정완 · 이재기 [한양대학교]
PR115 국내 방사선 과피폭 의심자에 대한 생물학적 선량평가 사례보고 ····· 229
이정은 · 양광희 · 김희선 · 정미선 · 김차순 · 진영우 · 김종순 [방사선보건연구원]
PR116 Relationship Between Conventional Dicentric Assay and Micronuclei Assay for Biodosimetry in Cultured Peripheral Blood Lymphocytes of Korean Individuals ····· 233
Mi-Young Park and Min-Ji Seo [KIRAMS],
Hyun-Jin Park, Hee-Kyung Kwon, Tae-Hwan Kim+, Su-Jae Lee, Yun-Sil Lee,
Young-Hoon Ji, Soo-Yong Choi, Chul-Koo Cho and Chang-Mo Kang [KNU]
PR117 Polyamine Depletion Partially Reduces γ-radiation-induced Cell Death in HT-29 Cells Via Cell Cycle Delay by Thioredoxin down Regulation ····· 234
Myung-Sook Moon, Hee-Sun Byun, Jin-Sik Kim, Kug-Chan Kim and In Gyu Kim [KAERI]
Eun-Wie Cho [KRIB]
PR118 Radioprotection Effect and Immune Activity for Enterococcus Faecalis (EF2001) ····· 235
Yeunhwa Gu, Takeo Hasegawa, Takenori Yamashita, Masami Oshima,
Maenaka and Ikukatsu Suzuki [SUMS, Japan]
Hiroyuki Iwasa [NBC, Japan]
Tetsuo Takeuchi [AC, Japan]
PR119 Radiation Protection Effects by Ganoderma Lucidum ····· 236
Yeunhwa Gu, Takenori Yamashita, Kiyoto Saito, Kaoru Terai, Toshihiro Maenaka, Takeo
Hasegawa, Ikukatsu Suzuki and Seiji Nakano [SUMS, Japan]

PR120 Biological Effects of Extract from the Mixed Tea (Komori Kan Gen Cha) ····· 237
Takeo Hasegawa, Yeunhwa Gu, Katuyuki Miyata, Kayoko Maeda, Atsushi Fukuyama, Satoshi Ando, Morikazu Amano, Tomoaki Suzuki, Kousuke Murabayashi, Kazushi Ida, Ohno Yukiko, Hitomi Kitaoka, Michihiro Kureki and Toshifumi Yasuda [SUM]
Tohru Takahashi [KMU]
Mikio Komori [KC]

PR121 Anti-tumor Effect and Radioprotection Effect in Fuscoporia Obliqua ····· 240
Yoshihiko Maeda [TMCKGHI]
Yeunhwa Gu, Takenori Yamashita, Toshihiro Maenaka, Takeo Hasegawa, Kaoru Terai, Hajime Monzen and Masami Oshima, Eunsuk Choi [BQC]
Kouji Kaida [TMCKGH]

PR122 Radioprotectiation Effect of Radiation Embryonic Effects with Acupuncture ····· 241
Toshihiro Maenaka, Yeunhwa Gu, Koru Tano, Ikukatsu Suzuki, Takenori Yamashita, Masami Oshima, Takeo Hasegawa and Tprap Osjoda[SUMS]

PR123 Effects of Lepidium Meyenii Walp and Epimedium koreanum on Testis Weight and Total Sperm Count after X-ray Irradiation ····· 242
Masami OSHIMA and Yeunhwa GU [GSMI]

PR124 Analgesia, Resolution and Rheumatics Effect and Anti-oxidation Effect by U. Tomentosa, H. Procumbens, Alchrenea and Maytenus Combination ····· 242
Takenori Yamashita [SU]

제R2분과 : 측정 및 분석

좌 장 - 오전 : 이창우 · 박태순
오후 : 조규성 · 노병환

09:00 The Practice of Personal Monitoring Service by Glass Badge Dosimetry System in Japan ····· 245
Norimichi Juto [CTC]

09:20 개인선량판독서비스를 위한 TLD와 GD판독시스템의 측정 품질보증과 관련된 특성비교 ····· 246
하정우 · 하태성 · 안 철 [㈜서울방사선서비스]
주도 노리미치 [치요다 테크놀㈜]

09:40 공간 감마선량률의 측정시간과 감시기준 결정방법 연구 ····· 246
이모성 [청주대학교]
윤주용 · 노정환 · 박홍모 [한국원자력안전기술원]

10:00 대전지역 총강하물 및 대기부유진 중 인공방사성핵종의 계절적 변화 ····· 247
장병욱 · 김용재 · 김철수 · 임성아 · 노병환 · 문종이 [한국원자력안전기술원]
김창규 [IAEA]

10:40 Experimental Evaluation of Luminance Performance of an Organic and an Inorganic Scintillating Film for Locating Source in an NDT Apparatus ····· 247
K. J. Lee, J. I. Yun, Y. S. Kim and S. Kim [JNU]
B. S. Lee [KKU]

11:00 중성자스펙트럼을 얻기 위한 Unfolding 과정 중 Initial Guess Spectrum의 선택방법 ····· 248
한재문 · 김태욱 · 김경덕 · 윤철환 · 서장수 · 김영재 [원자력환경기술원]
11:20 실효검출중심을 이용한 HPGe검출기 효율의 반실험식 도출 ····· 248
변종인 · 김윤희 · 조용우 · 조성원 [한국방사선기술연구소]
11:40 Comparison of Radioactivity measurment with Tc-99m and I-123 in Nuclear Medicine Centers ····· 249
Ji-Young Ahn, Gwe-Ya Kim Hyun-Kyu Yang, Chun-il Lim Hyun-Koo Lee
and Hee-Kyo Jeong [KFDA]
Byung-Tae Kim [SKKU]
13:20 질량분석기를 이용한 해수중 Np-237 및 Pu동위원소 동시 분석법 ····· 250
김철수 · 노병환 · 강상훈 · 김효정 [한국원자력안전기술원]
이건재 [한국과학기술원]
13:40 고에너지 X-ray 치료시 방사화된 쇄기필터에서 발생하는 방사선량 평가 ····· 250
박성호 · 이화중 · 조병철 · 강세권 · 박희철 · 배훈식 [한림대학교 성심병원]
14:00 The Application of ESR Dosimetry for Several Materials ····· 251
Hoon,Choi,Mi sun Kim, Byung Il Lee, Young Ki Lim and Chong Soon Kim [KHNP]
14:20 섬광플라스틱과 NaI(Tl)검출기를 이용한 감마선 CT 연구 ····· 251
황상훈 · 안정근 [부산대학교]
15:00 실내 라돈,토론 및 토론 자핵종 농도조사 ····· 252
김용재 · 이화용 · 장병욱 · 김철수 · 노병환 [한국원자력안전기술원]
최신애 [한국리서치㈜]
김창규 [IAEA]
S. Tokonami [NIRS]
15:20 잔류선량율이 낮은 LiF : Mg, Cu, Si 열발광 물질의 개발 ····· 252
이정일 · 김장렬 · 김종수 · 장시영 [한국원자력연구소]
M. S. Rahman [한국과학기술원]
15:40 Dosimetric Properties of the Newly Developed LiF : Mg, Cu, Si TL Material ····· 253
M.S.Rahman and Gyu-seong Cho [KAIST]
Jung-Il Lee, Jang-Lyul Kim, Kil-Seong Lim and Si-Young Chang [KAERI]
16:00 Optimization of Solid-state Detector in Cargo Container Inspection System ····· 254
Sung-Woo Kwak and Gyuseong Cho [KAIST]
Jeong-Hyoun Yoon [NETEC]

제R2분과 : 측정 및 분석 (Poster)

PR201 a-선 에너지 스펙트럼 측정을 위한 Silicon-Surface Barrier검출기 제작 공정 개발 ····· 257
박세환 · 김용균 · 강상묵 · 김한수 · 하장호 · 정종은 [한국원자력연구소]
PR202 I-123 방사능 표준화 ····· 257
이종만 · 이경범 · 박태순 · 서지숙 [한국표준과학연구원]
황한열 [목원대학교]

PR203 피크 탐색 조건 설정용 스펙트럼 개발 ····· 258
서경원 [한국원자력연구소]
이모성 [청주대학교]
PR204 하나로 기체 방사선 감시기 감도 분석 ····· 258
김명섭 · 전병진 · 이형섭 · 설창우 [한국원자력연구소]
PR205 하나로 핵연료 집합체의 해체 및 핵연료봉의 감마 스캐닝 ····· 259
서철교 · 박상준 · 김헌일 [한국원자력연구소]
PR206 전라북도 정읍시 백산제퇴적물 시추시료의 Cs-137, Pb-210분포 ····· 259
윤윤열 · 남욱현 · 양동윤 · 이길용 · 조수영 [한국지질자원연구원]
PR207 옥천계 우라늄 광상 지역 (청원군/보은군) 방사선량 평가 ····· 260
최근식 · 조영현 · 정근호 · 이완로 · 강문자 · 이원윤박두원 · 박효국 · 최상도 · 임원식 · 이창우
[한국원자력연구소]
최수용 [한국원자력의학원]
PR208 국내 식품중 U-235 및 U-238의 농도분포 특성연구 ····· 260
이정민 · 조용우 [한국방사선기술연구소]
노병환 · 김창규 · 김용재 [한국원자력안전기술원]
PR209 강수량으로 해석한 낙진 및 강수 전베타 방사능 농도 ····· 261
이상민 · 이원근 [경희대학교]
박종미 · 권석근 [한국원자력안전기술원]
PR210 Cs-137기준 조사장치의 특성평가 ····· 261
이철영 · 하석호 · 전국진 · 김현문 [한국표준과학연구원]
PR211 동해해역에서의 Pu-240/Pu-239원자비 분포에 관한 연구 ····· 262
김철수 · 노병환 · 장병욱 · 김용재 · 임성아 · 강상훈 [한국원자력안전기술원]
이건재 [한국과학기술원]
PR212 플라스틱 섬광광섬유를 이용한 H-3및 C-14방사선 측정에 관한 연구 ····· 262
박찬희 · 송성준 · 박재우 [제주대학교]
PR213 열형광선량계 및 화학선량계를 이용한 방사선 조사실의 방사선량 평가 ····· 263
문성애 · 홍경애 · 박재우 [제주대학교]
PR214 강원도 영서지역 대기부유진의 Be-7, Cs-137방사능 농도의 계절별 변화 ····· 263
황상규 [춘천지방방사능측정소]
차문회 [강원대학교]
PR215 환경시료중 공기부유진의 전베타 방사능과 환경 인자와의 상관도 ····· 264
노정숙 [군산지방 방사능측정소]
노형아 [대전지방 방사능측정소]
김은섭 [국군제1화확방어연구소]
PR216 토양 내 129I/127I의 측정을 위한 Iodine의 분리 기술연구 ····· 264
강상훈 · 김철수 · 노병환 · 김용재 · 이화용 · 장병욱 · 임성아 [한국원자력안전기술원]
PR217 3차원 컴프턴 산란실험 모사시 계측기 콜리메이터 직경 변화에 대한 물성분석 재구성알고리즘의 영향 고찰 ··· 265
박지성 · 찬 김 뚜안 · 김종경 · 김순영 [한양대학교]
이상훈 [방사선안전신기술연구센터]

PR218 An Evaluation of Bandgap Reference Generator in Co-60 irradiation ····· 265
Sung-Chae Jeon, Bo-Kyung Cha and Gyuseong Cho [KAIST]
Jin-Seok Hu and Young-Hee Kim [CNU]
Young- Huh [KAERI]
Kwang Hyun Kim [RedTek]
PR219 배수 연속 모니터링용 액체섬광검출 시스템 개발 ····· 266
남욱원 · 공경남 · 손종대 · 선광일 [한국천문연구원]
김철수 · 노병환 · 이상국 [한국원자력안전기술원]
PR220 Legendre Polynomial 근사를 이용한 다중 베타선 핵종 혼합물의 방사능 분석 ····· 266
선광일 · 남욱원 · 공경남 · 손종대 [한국천문연구원]
김철수 · 이상국 · 노병환 [한국원자력안전기술원]
PR221 대기 중 Be 방사성 에어로졸 크기에 미치는 기상 조건의 영향 ····· 267
조영현 · 이완노 · 정근호 · 강문자 · 박두원 · 김은한 · 최근식 · 이창우 [한국원자력연구소]

제R3분과 : 한-우크라이나 방사선 측정 공동세션 Chair : Prof. Jong Kyung Kim
Prof. Nikolay Galunov

09:00 A Study on Non-proportionality of Phoswich Detector Using Monte Carlo Simulation ····· 271
Jae-Cheon KIM [HYU]
Jong-Kyung KIM and Soon- Young KIM [ITCRS]
Yong-Kyun KIM and Woo- Gyo LEE [KAERI]
09:20 Properties and Peculiar Features of Application of Isoelectronigally Doped A2B6 Compound Based Scintillators ····· 272
Vladimir Ryzhikov and Nikolai Starzhinskiy [ISC]
09:40 Scintillation Properties of LiPO3:Ce/ZnS:Ag Scintillator ····· 274
Joo-ho Whang and Sang-won Shin [KHU]
10:00 Cholesteric Liquid Crystals as Multi-purpose Sensor Materials ····· 275
L. N. Lisetski [ISC]
10:40 Development of a Coded-aperture Gamma Camera for Monitoring of Radioactive Materials ····· 277
Gyu-seong Cho, Hyung-Joo Shin and Yong-Ki Chi [KAIST]
Jeong-Hyoun Yoon [NETEC]
11:00 Visual Indicators of Ionizing Radiation Based on Organic Radio-and Photochromic Materials ····· 278
V. A. Chebanov, A. I. Zbruyev, S. M. Desenko and V. V. Vaschenko [ISC]
11:20 Design of a High Efficiency Neutron Detector Using a GEM ····· 280
Yong-Kyun Kim, Se-Hwan Park and Chong Eun Chung [KAERI]
11:40 Some Aspects of Scintillation Mechanism in Organic Molecular Dielectrics ····· 281
Galunov N. Z., Grinev B. V. and Tarasenko O. A. [ISC]
12:00 The Study of Inorganic Scintillators Properties for Phoswich Detector ····· 283
Woo-Gyo Lee and Yong-Kyun Kim [KAERI]
Jong-Kyung Kim [ITCRS]
V. Tarasov and O. Zelenskaya [ISC]

제WR분과 : 방사선 방호 및 환경 (공통분과)　　좌 장 - 오전 : 김희근 · 김경덕

오후 : 조건우 · 김찬형

09:00 원전주변 주민의 방사선량평가를 위한 국내외 음식물 섭취량 자료 현황분석 …… 287

이갑복 · 정양근 · 방선영강덕원 [한전전력연구원]

09:20 WACID 시스템 연동프로그램인 INDAC-W개발 …… 287

전제근 · 이관희 · 박원재 [한국원자력안전기술원]

이광열 [대상정보기술㈜]

09:40 C/E형 원전의 중성자장 측정 …… 288

김태욱 · 한재문 · 김경덕 · 윤철환 · 서장수 · 김영재 [원자력환경기술원]

10:20 기체상 방사성물질에 의한 섭취경로에서의 피폭 특성연구 …… 288

정철기 · 이경진 · 김승평 [조선대학교]

김희근 [한전전력연구원]

10:40 IMPACT를 이용한 중수로원전 유도방출기준 (DRL) 예비계산 …… 289

박규준 · 김희근 · 하각현 · 강덕원 [한전전력연구원]

이경진 [조선대학교]

11:00 극저준위 콘크리트폐기물 자체처분을 위한 피복선량 평가 …… 290

홍상범 · 김계홍 · 서범경 · 정운수 · 박진호 [한국원자력연구소]

13:20 Radiation Safety for the Design and Operation of Particle Accelerators (Invited Paper) …… 291

James C. Liu [SLAC]

13:40 Thimble 인출에 따른 Rx하부 선량률 변화 고찰 및 방사선안전관리 …… 293

서광식 · 김충기 · 김재수 · 백성원 [(주)일진방사선엔지니어링]

14:00 PWR 발전소에서 C-14 선량평가를 위한 모델 수립 …… 293

이승진 [라드텍(주)]

염유선 [조선대학교/현대원자력(주)]

김승평 [조선대학교]

강기두 · 박경록 [한수원(주)]

김광현 [한국원자력연구소]

14:40 국내 원전 설계 및 운전특성을 반영한 예상 방사선원항 및 소외방출량 평가기술 개발 …… 294

배영직 · 김용일 · 이성희 · 안준기 [한국전력기술(주)]

15:00 환경모니터링 자료를 이용한 선원항 평가시스템의 구축 …… 294

정효준 · 김은한 · 서경석 · 황원태 · 한문희 [한국원자력연구소]

15:20 한국표준인의 갑상선을 선원영역으로 한 방사성옥소(^{131}I) 의 각장기별 S-value 산출 …… 295

김정훈 · 황주호 [경희대학교]

15:40 몬테카를로 시뮬레이션을 이용한 BOMAB모의 피폭체내 Na-23농도에 따른 중성자 방사화율 평가 …… 295

김정인 · 신정석 · 이병일 · 임영기 · 김종순 [한국수력원자력(주)]

16:00 의료용 선형가속기에서 생성되는 광중성자에 의한 선량평가 …… 296

정제호 · 권정완 · 이재기 [한양대학교]

김홍석 · 박윤환 [한국원자력안전기술원]

PWR01 가동원전 주기적 안전성평가 환경영향 및 비상계획 분야 - 고리 1,2호기, 월성 1호기를 대상으로- ····· 299
김성민 · 이갑복 · 정양근 · 강덕원 [한전전력연구원]

PWR02 원전 액체 방사성유출물 해양확산 평가방안 ····· 301
정양근 · 이갑복 · 방선영 · 강덕원 [원자력환경기술원]

PWR03 C/E형 원전 격납건물내 감마선장 측정 ····· 303
김태욱 · 김경덕 · 윤철환 [원자력환경기술원]

PWR04 수중의 극미량 Polonium 측정을 위한 용매추출법과 PERALS연구 ····· 305
조수영 · 이길용 · 윤윤열 · 김용제 [한국지질자원연구원]

PWR05 Preliminary Studies on the Comparison of Domestic PWRs' Gaseous Effluent Data to Foreign PWRs ····· 306
Jae-Hak Cheong, Kwan-hee Lee and Won-Jae Park [KINS]

PWR06 해수중 입자성 및 용해성 Pu및 Np거동에 관한 연구 ····· 308
김철수 · 노병환 · 강상훈 · 이화용 · 최석원 · 장병욱 · 김용재 · 임성아 [한국원자력안전기술원]
이건재 [한국과학기술원]

PWR07 이동형 감마 계측기(ISOCS:In-Situ Counting System)를 이용한 원전 주요부품 방사능 Inventory 평가 ····· 309
지준화 · 김진길 · 김진태 · 강덕원 [한전전력연구원]

PWR08 원자력 사고시 도시환경 오염에 따른 방사선 피폭선량평가 모델(METRO-K) 개발 ····· 312
황원태 · 김은한 · 정효준 · 서경석 · 이선미 · 한문희 · 이창우 [한국원자력연구소]

PWR09 금속 우라늄 화재 소화기 선정 소화능 고찰 ····· 314
오석진 · 이돈배 · 이윤상 · 김기환 · 장세정 · 오종명 · 박희대 · 김창규 [한국원자력연구소]

PWR10 Application of Synchrotron Based X-Ray Absorption Spectroscopy for Research in Radioactive Waste Management ····· 315
Young-Hwan CHO, In-Kyu CHOI, Yeong-Keong HA, Kyung-Kyun PARK and Kwang-Yong JEE [KAERI]

PWR11 수입식품 및 일부 국내생산식품의 방사능 오염 실태 조사 (2003-2004년) ····· 316
이행필 · 이완로 · 정근호 · 조영현 · 최근식 · 이창우 [한국원자력연구소]

PWR12 환경시료의 방사능 분석에서 자체흡수보정에 대한 간단하고 실용적인 방법 ····· 318
이완로 · 정근호 · 이행필 · 조영현 · 최근식 · 이창우 [한국원자력연구소]

PWR13 고성, 제주 및 고리 토양의 지구화학적 특성과 방사능 분포 ····· 320
차현주 · 박두원 · 박효국 · 강문자 · 이완로 · 최근식조영현 · 정근호 · 이행필 · 이창우 [한국원자력연구소]

PWR14 A Dose Database for Medical Patients and Workers in the Radiation Diagnosis / Therapy ··· 322
Mee-Jang, Young-wook Lee, Dong-hoon Shin, Hyun-seok Ko and Chang-sun Kang [SNU]

PWR15 극저준위 콘크리트폐기물 매립처분에 따른 연령 군별 피폭선량 평가 ····· 323
홍상범 · 박승국 · 정운수 · 박진호 [한국원자력연구소]

PWR16 PWR 원전 정지수처리 절차 및 수행단계의 통계적 분석 ····· 325
송민철 [한국원자력안전기술원]
PWR17 IP형 방사성폐기물 운반용기 설계를 위한 비방사능에 따른 폐기물 분류 ····· 327
윤정현 · 이경호 · 최병일 · 이흥영 [원자력환경기술원]
조규성 [한국과학기술원]
PWR18 IP형 용기 및 ISO 컨테이너 기술기준 비교 ····· 329
이재호 · 서기석 · 김동학 [한국원자력연구소]
최병일 · 이흥열 [원자력환경기술원]
PWR19 Ir-192 벌크선원 운반 용기에서 완충체의 실린더 형상 구조물이 충격완충에 미치는 영향 평가 ····· 331
김동학 · 방경식 · 황창숙 · 서기석 · 한현수 [한국원자력연구소]
PWR20 폐수지건조설비(SRDS)제염장치 개발적용으로 방사선피폭량 저감 ····· 333
고영우 · 김영식 · 정용태 [한수원(주)]
PWR21 Effect of Radiation Sensitivity in Human Lung Cancer Cells in Vitro by 7b-hydroxycholesterol ····· 333
Kyoung Ah Kang, Kyoung Hwa Lee and Jin Won Hyun [CNU]
Dae Yong Kim, Moon Taek Park, Su Jae Lee and Yun Sil Lee [KCCH]
PWR22 원자력사고시 누출된 방사성물질의 도시환경에서 거동해석 - Ru-106과 I-131을 중심으로 ····· 334
황원태 · 김은한 · 정효준 · 서경석 · 이선미 · 한문희 · 이창우 [한국원자력연구소]
PWR23 Assessment of Risks form Indoor Radon in Korea ····· 334
Kil-Hoon Ahn, Jong-Man Lee and Tae Soon Park [KRISS]
Moon-Hee Han [KAERI]
PWR24 규제순응도 및 안전관리 조사결과 ····· 335
안상면 · 윤길현 · 전근무 · 이기복 · 엄철홍 · 김홍석 [한국원자력안전기술원]
정용문 [한국갤럽조사연구소]
PWR25 조사재시험시설 (극)저준위 액체폐기물 처리에 대한 고찰 ····· 336
송웅섭 · 정양홍 · 김희문 · 안상복 · 주용선 [한국원자력연구소]
PWR26 조사재시험시설 중준위 액체폐기물 처리에 대한 고찰 ····· 339
송웅섭 · 정양홍 · 김희문 · 안상복 · 주용선 [한국원자력연구소]
PWR27 Liquid Holding Recovery Kinetics in Yeast Cells with Regard to Radiation Quality ····· 341
Jin Kyu Kim and Byoung Hun Lee [KAERI]
Vladislav G. Petin [MRRC]
PWR28 Comparison of the Effects of Caffeine, Ascorbic Acids, and Melatonin on Radiation-Induced DNA Damage in B16 Cells ····· 347
Ji Hyang Kim [KAERI/HU]
Yong Dal Yoon [HU] Jin Kyu Kim [KAERI]
PWR29 Potential as a Radioprotector of Extracts from Compositae Plants in B16 Cell ····· 348
Hyun Jung Woo, Hi Sup Song and Jin Kyu Kim [KAERI]
Deok Cho Yang [CNU]
Hee Jung Kim [KWSC]

PWR30 의료용 99m-Tc generator에 대한 위해도 분석 및 평가 ····· 349
정윤영 · 정우영 · 장정찬 [서울아산병원]
이희석 [포항가속기연구소]
조건우 [한국원자력안전기술원]
PWR31 부지환경종합관리시스템 개발용 안전성평가시스템 개발 ····· 350
고도영 · 박세문 · 박진백 · 박주완 · 김창락 [원자력환경기술원]
조용백 · 이광열 · 안경일 [대상정보기술㈜]
PWR32 방사선관리구역내 사용 안전화 제염기술개발 ····· 353
김용대 · 송대원 · 장동철 [한일원자력(주)]
PWR33 Dose Calculation Algorithm of Lif : Mg, Cu, Na, Si Thermoluminescence Personal Dosimeter Using ANN ····· 353
Haiyong Jung [KINS]
Jang-Lyul Kim [KAERI]
PWR34 DORT 및 MCNP를 이용한 SMART연구로 가압 용기에 대한 중성자 조사량 비교 ····· 354
김하용 · 구본승 · 김교윤 · 이정찬 · 지성균 [한국원자력연구소]
PWR35 ArcView를 이용한 영광 원전 주변 육상생태계 평가를 위한 GIS 구축 ····· 355
강희석 · 최희주 · 금동권 · 유동한 · 임광묵 · 최용호 · 이한수 [한국원자력연구소]
PWR36 중수로 원전(월성) 유도방출기준 계산 전산코드 개발 ····· 360
김은주 · 김희근 · 강덕원 [한전전력연구원]
이형석 [한국전력기술(주)]
이경진 [조선대학교]
PWR37 하나로 출력상승 시험중 주변 방사선량율 변화 고찰 ····· 360
이관엽 · 강병위 · 김태환 · 설창우 [한국원자력연구소]
PWR38 방사선비상시 주민 소개 기술지원 방법론 개발 ····· 361
김도삼 · 한승재 · 박원종 · 김동일 · 오기훈 [한국원자력안전기술원]
PWR39 인체 내 방사선량 분포등의 해석을 위한 EDMS 복셀팬톰 개발 ····· 361
조성구 · 김찬형 [한양대학교]
PWR40 분리형 방사선(능)계측기 연결 커넥터 개선 ····· 362
정일권 · 임성규 · 박용규 · 장동철 [한일원자력(주)]
PWR41 MACCS2코드를 이용한 국내 경수로 및 중수로형 원전의 사고결말 분석 ····· 362
황석원 · 전호준 · 제무성 [한양대학교]
PWR42 The Striped Field Mice, Apodemus Agrarius Coreae THOMAS, as the Potential Biological Dosimeter in Radio-ecological Monitoring System ····· 363
Hee-sun Kim [KHNP]
PWR43 원자력발전소 사용후연료 소내 수송, 저장의 방사선안전관리 최적공정 개발 ····· 363
정수봉 · 김효철 · 이승춘 · 조성일 [하나검사기술(주)]
고영우 · 김영식 [한수원(주)]

PWR44 Comparison of MCNP and INSREC-HEP codes for Radiation Evaluation at the Maze Entrance of Treatment Room ····· 364
Dong Hoon Shin, Young Wook Lee, Jang Mi, Yong Min Kim, Young Ho Cho and Chang-Sun Kang [SNU]
PWR45 Gr-200 (LiF : Mg, Cu, P) TLD를 이용한 개인용 말단선량계 성능평가 ····· 365
김장렬 · 이정일 · 김종수 · 장시영 [한국원자력연구소]
이두희 · 한승재 [한국원자력안전기술원]
최홍수 [경상대학교]
PWR46 원자력발전소 방사선안전관리 전문업체의 계획 예방정비 방사선관리 수행절차 표준화 ····· 365
유석준 · 이건화 · 이동민 · 윤창진 [하나검사기술(주)]
PWR47 방사능 테러사건의 사회심리학적 영향 고찰 ····· 366
강병위 [한국원자력연구소]
안재현 [EP엔지니어링]
PWR48 고리1호기 구 증기발생기 활용연구관련 방사선 방호 기술개발 ····· 366
안창석 · 장동철 · 송관석 · 김종화 · 이승재 · 김현도 · 김대환 · 임영규 [한일원자력㈜]
PWR49 CANFLEX-NU 핵연료노심에 대한 압력관파단 사고 선량분석 ····· 367
김택모 · 최종호 · 서종태 [한국전력기술㈜]
PWR50 원자로냉각재 방사선원항 계산의 탈기기 연속운전 가정 타당성 검토 ····· 367
박덕진 · 안준기 [한국전력기술㈜]
PWR51 고선량 측정을 위한 CaSO4 : Dy, Cu TL 소자의 개발 및 성능 ····· 368
양정선 · 김두영 · 김장렬 · 장시영 [한국원자력연구소]
박재우 [제주대학교]
PWR52 고피폭방사선작업 분석 프로그램 개발 ····· 368
김용민 · 신동훈 · 박문수 · 강창순 [서울대학교]
조영호 [포스데이타㈜]
손중권 · 강기두 · 김경덕 [원자력환경기술원]
PWR53 고리원자력제2발전소 계획예방정비 수행시 주요작업 방사선안전관리 경험사례 ····· 369
이종철 · 유진영 · 노기원 · 김진배 [한수원(주)]
PWR54 ^{125}I 생산을 위한 Xe 가스 조사중 방사성물질 누출시 환경에 미치는 영향 평가 ····· 369
박울재 · 한현수 · 임인철 · 이병철 · 이봉재 · 곽승임 [한국원자력연구소]
PWR55 울진 원전 주변 논 토양에서 Cs-137의 토양-벼 전이계수 ····· 370
임광묵 · 최용호 · 박두원 · 강희석 · 이한수 [한국원자력연구소]
PWR56 베이지안 기법을 이용한 PRA에서 우도함수가 사후분포에 미치는 영향에 대한 고찰 ····· 370
장한기 · 김주연 · 이재기 [한양대학교]
PWR57 베이지안 기법에 의거한 중대형 방사선원의 분실 피폭 시나리오에 대한 방사선위험도의 평가 ····· 371
김주연 · 장한기 · 장기원 · 이재기 [한양대학교]

PWR58 KSTAR를 위한 개인안전연동시스템의 설계 ····· 371
김민호 · 이희석 · 홍석모 · 곽경훈 [포항가속기연구소]
김창석 [한국기초과학지원연구원]
PWR59 VOXEL 팬텀과 BOMAB 팬텀을 이용한 인체내 Na-23의 방사화 비교 연구 ····· 372
신정석 · 김정인 · 이병일 · 임영기 · 김종순 [한수원(주)]
이춘식 [방사선안전신기술연구센터]
이재기 [한양대학교]
PWR60 입자가속기에 대한 위험도 평가방법 ····· 372
이희석 · 홍석모 · 신동일 · 최진호 · 이레나 · 이병도 · 이상훈 [한국의학물리학회]
정윤영 · 정우영 · 장정찬 [한국핵의학기술학회]
조건우 [한국원자력안전기술원]
PWR61 국내 저선량/저선량율 동물 및 세포 조사시설 구축 및 이용 ····· 373
김희선 · 양광희 · 김차순 · 남선영 · 정미선 · 진영우 · 임영기 · 김종순 [한수원(주)]
PWR62 Ir-192와 Se-75 선원을 이용한 방사선투과 검사시 피폭선량 비교평가 ····· 375
주광태 · 김동언 · 송정호 · 정승용 [고려공업검사(주)]
PWR63 Several Neutron Fluence Spectra and Dosimetric Quantities Determined by An Extended Bonner Sphere ····· 375
Bong-Hwan Kim, Jong-Soo Kim and Si-Young Chang [KAERI]
Gyuseong Cho [KAIST]
PWR64 근접치료용 Ir-192 소형 방사선원 캡슐의 안전성 시험 ····· 376
이재호 · 김동학 · 방경식 · 서기석 · 황창숙 [한국원자력연구소]
PWR65 중수로 원전용 기체 삼중수소 방호호흡기 개발 및 성능비교 ····· 376
최길웅 · 김덕조 [한국표준과학연구원]
김희근 · 김은주 [한전전력연구원]
PWR66 고에너지 엑스선을 이용한 항만 검사대 주변의 방사선 선량 평가 ····· 377
박성호 · 이화중 · 조병철 · 강세권 · 박희철 · 배훈식 [한림대학교 성심병원]
PWR67 삼중수소 사고유출시 농작물 오염 평가 모델 (ECOREA-H3) ····· 377
금동권 · 이한수 · 최희주 · 강희석 · 임광묵 · 최용호 · 이창우 [한국원자력연구소]
PWR68 소형 중성자 발생장치를 이용한 고속중성자 래디오그라피 시스템의 예비설계 ····· 378
배진형 · 황주호 [경희대학교]
신명원 · 신대용 · 하달규 · 정재희 [(주)하이텍홀딩스]
허성광 [맥스파워(주)]

제W1분과
방사성폐기물 정책 및 제염해체

빈 면

중성자 조사된 흑연의 DSC 측정에 의한 가열냉각 특성 연구

정경환, 윤세훈, 이동규, 이근우, 정기정, 오원진
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

요 약

중성자 조사된 흑연에 내재된 Wigner 에너지를 방출시키는 방법의 하나로 가열냉각 공정의 특성을 DSC 측정 방법으로 추정하였다. DSC 운전을 일정온도 상승 방법과 등온 방법으로 선택하여 중성자 조사된 흑연의 Wigner 에너지를 비교 측정하였으며, 이 두 가지 방법으로 흑연에 내재된 Wigner 에너지의 총량과 가열냉각(annealing)에 의한 총 열량의 배출량을 측정하고 비교하였다. 일정 온도 상승 방법으로는 TRIGA-III 흑연(#48, #53 partition) 시료를 500℃까지 상승시켜 Wigner 에너지를 배출시킬 수 있고, 등온 방법으로는 400℃ 상승 후, 5분 이상 유지의 조건으로 Wigner 에너지 배출이 가능하였다.

중심단어 : 중성자 조사된 흑연, Wigner 에너지, 가열냉각, DSC 측정, 일정온도상승 및 등온 방법

알루미늄 폐기물의 용융특성

최왕규, 송평섭, 민병연, 김학이, 정종헌, 오원진, 박진호
한국원자력연구소, 대전시 유성구 덕진동 150번지

요 약

전기로에서 모의 핵종(Ce, Co, Cs, Sr)을 포함한 알루미늄의 용융시 핵종들의 분배 특성과 알루미늄의 용융특성에 대하여 고찰하였다. 이를 위하여 전기로에서 알루미늄의 용융온도, 용융시간 그리고 Flux agent의 종류에 따른 모의 핵종 분포의 영향을 평가하였다. Flux agent의 종류에 따라 다소 차이는 있으나, Flux agent를 첨가했을 때 알루미늄 용융체의 유동성이 증가됨을 확인할 수 있었다. 알루미늄 용융에 의해 생성된 Ingot내에서의 모의 핵종의 분포는 ingot 전체에 균일하게 분배됨을 알 수 있었다. 용융온도가 증가함에 따라 알루미늄 용융체에 존재하는 모의 핵종들이 분말쪽으로 이동함을 알 수 있었다.

중심단어 : 금속폐기물, 용융, 용융체, 유동 매제, 핵종

Monte Carlo 모사기법을 이용한 배관 내부의 베타선 오염도 측정용 플라스틱 검출기 모델링

서범경, 김계홍, 이근우, 정기정, 오원진, 박진호
305-353 대전광역시 유성구 덕진동 150번지, 한국원자력연구소

요 약

원자력 시설의 해체 시 발생된 배관을 재활용하거나 처분하기 위해서는 배관 내부의 정확한 방사선학적인 오염 특성의 평가가 선행되어야 한다. 그러나, survey-meter를 이용한 오염도의 직접 측정은 배관 내부와 같은 국소지역의 오염 특성을 정확하게 평가할 수 없다. 또한, 간접법을 이용한 표면오염도 측정의 경우도 시료채취의 어려움뿐만 아니라 시료채취 시 작업자의 오염 가능성이 있기 때문에 적용성에 많은 문제점이 있다. 본 연구에서는 Monte Carlo 모사기법을 이용해 직경이 작은 배관 내부의 베타선 오염도를 측정하기 위하여 플라스틱 섬광체를 모사하였으며, 모사 결과에서 베타 에너지를 효율적으로 측정할 수 있는 최적의 플라스틱 섬광체 두께 및 형상을 도출하였다.

중심단어 : 배관 내부 오염도, Monte Carlo 모사, 베타선, 플라스틱 검출기

방사성폐기물 안전관리 통합정보시스템(WACID)의 자료수집 및 정보제공 체계

이관희, 정재학, 박원재
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19번지

국내 방사성폐기물 관련 정보를 효율적으로 관리하기 위해서는 최신 정보통신 기술(IT)을 적용한 국가 차원의 종합적인 데이터베이스(DB)의 구축 및 운영이 요구된다. 한국원자력안전기술원에서는 2002년 7월부터 23개월 동안 과기부 원자력연구기반확충사업의 일환으로 방사성폐기물 안전관리 통합정보시스템(WAste Comprehensive Information Database, WACID, 홈페이지; wacid.kins.re.kr)을 구축하였다. 상기 시스템은 국내 원자력이용기관의 방사성폐기물 안전관리 정보시스템을 상호 연계한 국가차원의 종합적이고 통합적인 정보관리 체계로서, 방사성폐기물 DB 및 정보공개용 웹페이지와 관리자용 웹페이지로 구성되었다.

WACID 시스템의 자료 입력방법에는 방사성폐기물 발생기관의 입력담당자가 기관별 시스템에서 사전에 정의된 MS EXCEL 데이터파일을 생성하여 WACID 홈페이지에 로그인 한 후 WEB에 파일을 업로드 하는 자동입력방식과 기관별 담당자가 홈페이지에 로그인하여 데이터를 직접 입력하는 수동입력방식(그림 1참조)이 있다.

WACID에서는 중저준위폐기물, 동위원소폐기물, 해체폐기물, 액체유출물, 기체유출물, 사용후핵연료 등의 모듈별 상세 설명자료를 제공하며, 국내 방사성폐기물 관련정보를 모듈별로 요약보고서/표준보고서/사용자정의보고서 등의 형태로 제공한다. WACID의 정보제공 체계는 그림 2와 같으며 그림 3은 중저준위폐기물 표준보고서의 한 예이다.

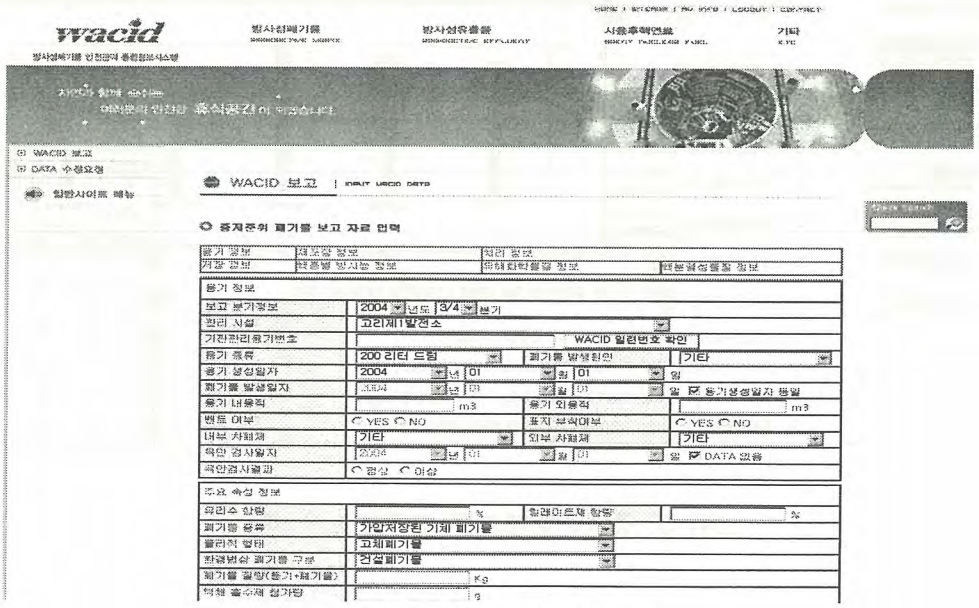


그림 1. 데이터 수동입력 예

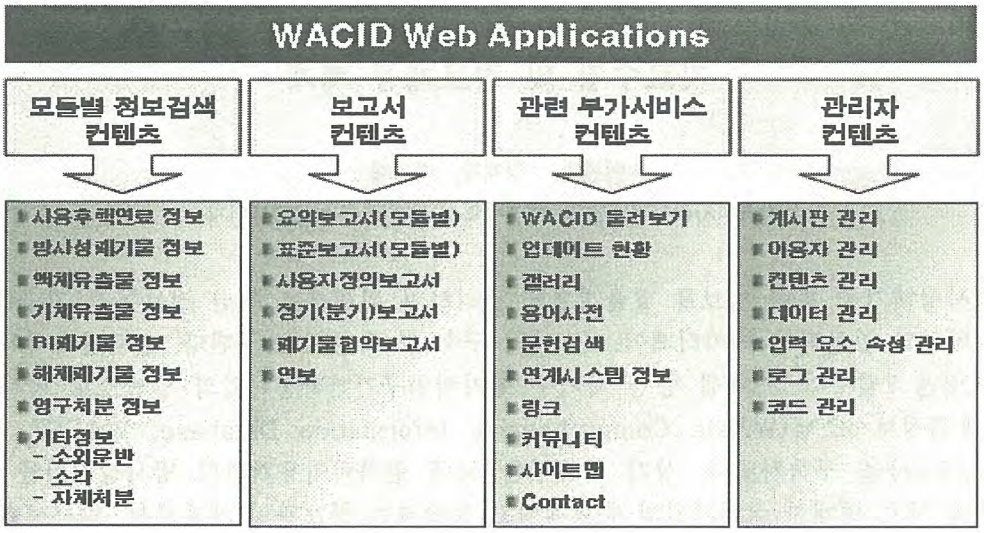


그림 2. WACID의 정보제공 체계

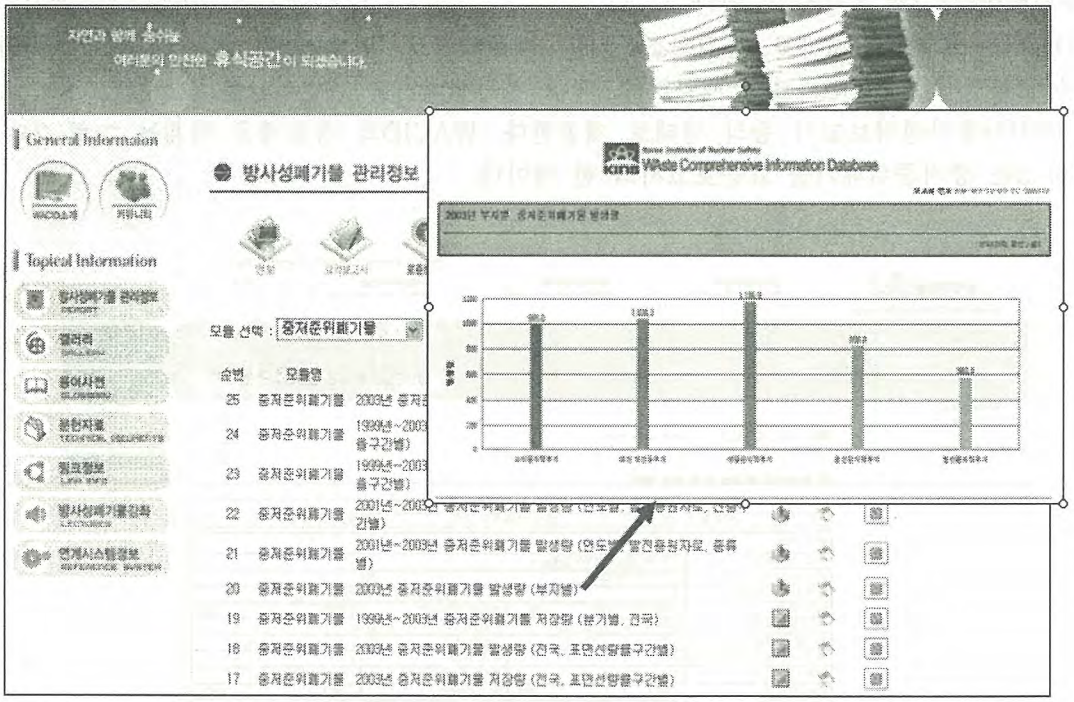


그림 3. 중저준위폐기물 표준보고서 예

사용후핵연료 관리를 위한 IAEA 프로그램 참여증진 방안

김경표, 박성원, 김호동, 서중석, 윤지섭, 유길성
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

본 연구는 사용후핵연료 관리 분야에 있어서 우리나라가 연구개발 사업을 추진하는 데 도움이 될 수 있도록 국제원자력기구(IAEA) 프로그램의 현황을 검토하고 향후 전망을 제시하였다. 특히 국제기구를 통한 공동연구 프로그램 참여를 증진시킬 수 있도록 IAEA 프로그램 참여시 이점을 고찰하고 이의 필요성을 강조하였다. 또한 신규 참여 증진을 위한 방향을 제시하고 이의 효율적인 운영 방안을 제안하였다. 본 본문에서 제시된 장기 전략과 구체적인 방안이 향후 국제공동연구 확대를 위한 정책 수립에 활용될 수 있기를 기대한다.

중심 단어 : IAEA 프로그램, 핵연료주기, 사용후핵연료, 원자력정책

원자력연구시설 해체비용 산정 방향 설정에 관한 연구

정관성, 이동규, 이근우, 백삼태, 정기정, 오원진
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

요 약

신뢰성 있는 해체 비용 산정은 해체 계획을 수립하는데 가장 중요한 요소이다. 해체 적용 기술이 효율성을 바탕으로 평가되고 비교되는 것처럼, 해체 비용 또한 계획 과정 전반에 걸쳐 고려되어야 한다. 해체 계획이 완성될 때, 세밀하게 분석한 비용은 경제적으로나 현실적인 면에서 확실성을 보장해준다. 본 논문에서는 해체 비용 산정을 위하여 주요 요소 기술인 비용 산정 절차 수립, 산정 요인 요소 도출, 그리고 계산 방법 및 관계식을 도출하였다. 해체비용 계산 방법 및 방정식에 연구로 2호기 해체 시 소요된 실제 비용 자료를 적용하여 설정된 비용 산정 방향 및 논리의 타당성을 검증하였다.

중심단어 : 해체비용, 비용산정

연구로 2호기 폐열교환기의 화학제염에 관한 연구

정기정 ,정경환. 윤동구, 이동규, 이근우, 박진호
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

요 약

연구2호기 해체과정에서 발생된 폐열교환기에 대한 제염 실증 실험이 수행되었다. 열교환기, 재질은 Stainless steel 로, 이에 대한 최적의 제염조건을 찾기 위해 기초 실험을 수행하였다. 제염제, 온도, 시간 등의 변수에 대한 제염효과를 관찰한 결과, 제염제는 질산, 온도는 60℃ 그리고 반응시간은 4분 이상에서 최적의 제염효과를 얻을 수 있었다. 실험에서 얻어진 최적 제염조건을 열교환기에 적용한 결과, 제염 전 4.93 Bq/g이던 Co^{60}의 오염준위가 0.21 Bq/g 으로 낮아 졌으며, 이는 당초 방사성폐기물로 분류되었던 열교환기를 규제해제폐기물(<0.4 Bq/g)로 전환하는 효과를 얻을 수 있었다.
중심단어 :배관 제염, 열교환기 제염, 화학제염

저온 플라즈마를 이용한 금속 코발트와 몰리브덴 표면 제염 연구

임병주, 전상환, 김용수
한양대학교, 서울 성동구 행당동 17
정종헌, 김계남, 오원진
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

요 약

CF_4/O_2 와 SF_6/O_2 의 RF 플라즈마를 이용하여 금속 코발트와 몰리브덴을 식각하는 실험을 수행하였다. 실험 변수로는 시편 표면 온도와 바이어스 전압, O_2 비율이며 두 기체 모두 20% O_2 일 때 최적의 식각율을 나타내었고 바이어스 전압을 인가하였을 때, 온도를 증가시킬 때 식각율 또한 증가하였다.

최적의 O_2 비율일 때 코발트의 경우 약 350C 이하의 온도에서는 거의 식각이 일어나지 않았으나 그 이상의 온도에서는 온도에 따라 식각률이 증가하였으며 DC 바이어스 전압을 인가한 경우 식각율이 크게 증가하였다. 코발트의 최대 식각율은 420C, 220 W 출력, SF_6/O_2 기체 일 때 2.56 μm/min 이었다.

몰리브덴의 경우 낮은 온도에서도 코발트보다 식각 반응이 잘 일어났으며 온도의 증가에 따라 식각율이 급격이 증가하였다. 바이어스 전압을 인가한 경우 식각율이 증가하였으나 코발트 만큼 큰 영향을 미치지는 못하였다. 몰리브덴의 최대 식각율은 290C , 220 W, SF_6/O_2 기체 일 때 10.21 μm/min 이었다.

기체에 따른 식각율을 비교해본 결과 코발트, 몰리브덴 모두 SF_6/O_2가 CF_4/O_2 기체보다 약 2.5배 정도 높게 나타났다.

식각실험 과정을 OES로 분석한 결과 CF_4/O_2와 SF_6/O_2 모두 O_2 20% 일 때 불소 원자의 강도가 최대로 나타났으며 이 때 식각율이 최대인 것으로 보다 식각의 주요 반응이 불화 반응이라는 것을 나타낸다. 실험 후 표면의 상태 및 반응 기구를 확보하기 위해 SEM과 AES 분석을 하였다.

중심 단어 : RF 플라즈마, 불화반응, CF_4/O_2, SF_6/O_2, 코발트, 몰리브덴, 바이어스 전압

제W1분과
방사성폐기물 정책 및 제염해체
(Poster)

빈 면

라군슬러지 열분해 처리 특성 평가

황두성, 오종혁, 김연구, 이규일, 최윤동, 황성태, 박진호
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

우라늄 변환시설은 중수로용 UO_2 분말 제조 시설로서 2001년도부터 제염해체를 통한 변환시설 환경복원사업을 시작하였다. 변환시설의 운전 중 발생하여 라군(lagoon)에 저장되어 있는 방사성 슬러지 폐액의 처리는 시설의 해체과정에서 매우 중요한 업무 중의 하나이다. 라군 슬러지는 그 물리적 특성에 따라 하층부의 슬러지 층, 중간부의 결정성 층, 상부의 용액 층으로 구분되며 화학적 주성분은 각 층에 따라 NH_4NO_3, $NaNO_3$, $Ca(NO_3)_2$, $CaCO_3$ 및 U 화합물과 소량의 Fe, Mg, Al, Si 및 P 등의 화합물로 구성되어있다. 이를 처리하여 고체폐기물로 저장하기 위해서는 슬러지 내 주요 성분을 차지하는 조해성 물질인 NH_4NO_3, $NaNO_3$, $Ca(NO_3)_3$와 같은 질산염을 분해시켜야만 한다. 따라서 라군 내 각 층의 폐기물은 분리 수집되어 슬러지 내 함유된 화합물의 화학적 특성에 따라 일정 온도에서 열분해 처리된다. 본 연구에서는 슬러지의 TG-DTA와 시간에 따른 슬러지의 열분해 및 배기가스 분석결과를 통하여 슬러지의 열분해 공정 특성을 평가하였다.

슬러지의 열분해는 일정한 heating rate에서 load cell을 사용하여 시간에 따른 시료의 질량 감소를 조사하였고 배기가스 내 각 성분은 FT-IR을 사용하여 분석하였다. 그림 1, 2, 3은 라군 2 하층부 슬러지의 TG-DTA, 시간에 따른 열분해, 열분해 시 배출되는 배기가스의 농도를 나타낸 것이다. 슬러지에는 NH_4NO_3, $NaNO_3$, $Ca(NO_3)_3$와 같은 질산염과 $CaCO_3$가 함유되어 있다. NH_4NO_3는 약 300℃ 주변에서 초기에는 다음과 같이 반응하며,

$NH_4NO_3 = NH_3(g) + HNO_3(g)$

이 후에는 다음과 같이 반응한다.

$NH_4NO_3 = N_2O + 2H_2O$

$Ca(NO_3)_2$는 500℃에서 다음과 같은 분해기구를 통해서 일어나는 것으로 알려져 있으며,

$Ca(NO_3)_2, = CaO + 2NO_2 + 1/2O_2$

$NaNO_3$는 600℃에서 다음과 같은 두 단계의 반응을 거쳐 분해된다.

$NaNO_3 = NaNO_2 + 1/2O_2$

$2NaNO_2 = Na_2O + NO + NO_2$

한편, 슬러지 내 함유된 $CaCO_3$는 다음과 같은 반응으로 분해되어 CaO를 생성하는 것으로 알려져 있다.

$CaCO_3 = CaO + CO_2$

그림 1과 2의 결과를 보면 첫 단계에서 NH_4NO_3가 분해되고 이후 $Ca(NO_3)_3$와 $NaNO_3$가 분해되고 최종적으로 $CaCO_3$가 분해됨을 확인할 수 있다. 또한 그림 3의 결과로도 약 300℃주변에서 NH_3가 배출되기 시작하고 이어서 N_2O가 배출되어 NH_4NO_3가 분해됨을 알 수 있다. 그 이 후 NO_2와 NO가 발생하여 $Ca(NO_3)_2$와 $NaNO_3$가 분해됨을 확인할 수 있으나 가스 발생량 측면에서 정량적으로는 위 반응기구를 정확히 따르지 않고 있어 실제 슬러지 처리 시 위와 같은 반응기구를 정확히 따르지는 않는 것으로 판단된다. 따라서 슬러지 폐기물은 저온과 고온의 두단계 열분해로 질산염을 분해하여 안정한 형태의 고체폐기물로 저장 가능함을 확인할 수 있었으며, 이 결과를 실제 처리 공정의 자료로 활용할 수 있을 것이다.

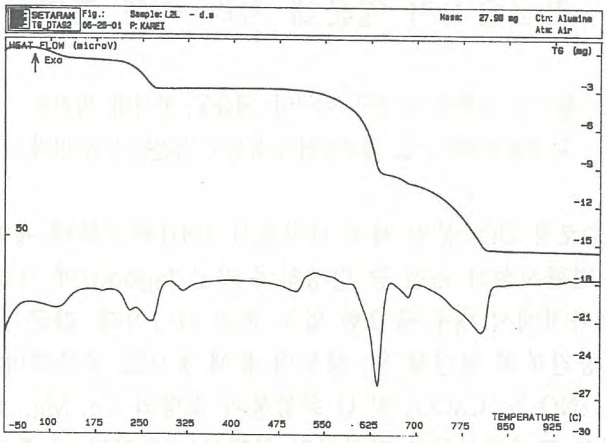


그림 1. 라군슬러지의 TG-DTA

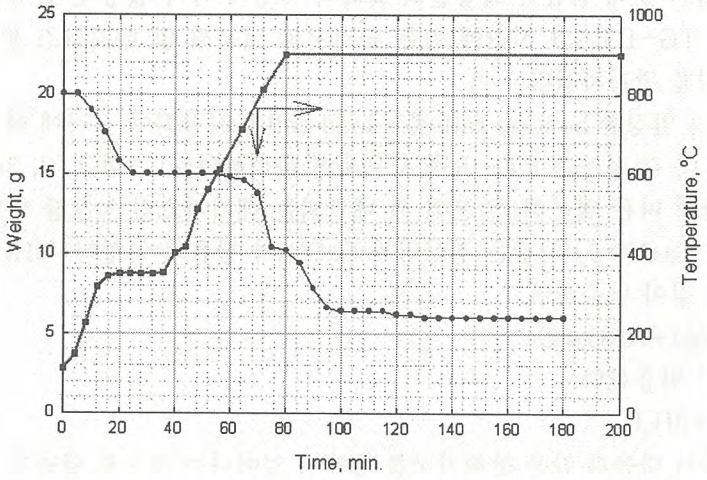


그림 2. 열분해 시 시간에 따른 라군 슬러지의 질량 변화

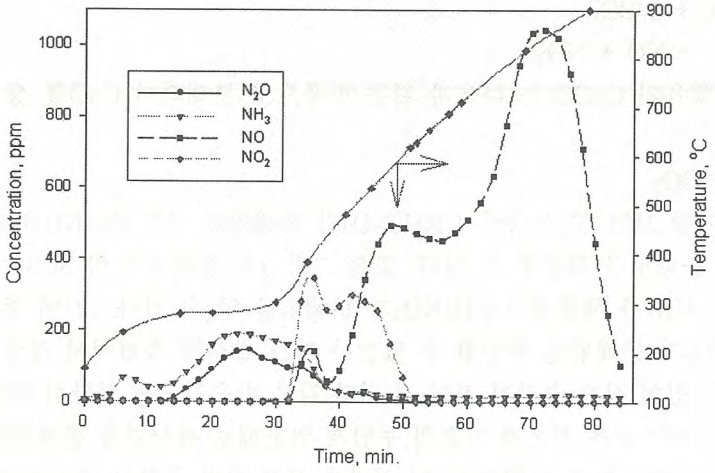


그림 3. 열분해 시 시간에 따른 배기가스 농도

중성자 조사된 흑연취급시 발생되는 방사성 탄소의 제거를 위한 흡수제 특성비교

강영애, 이동규, 양희철, 이근우, 오원진
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

흑연의 절단 또는 취급시에는 ^{226}Ra, ^{90}Sr, ^{60}Co 뿐만 아니라 기체상인 ^{3}H, ^{14}C, ^{36}Cl 등 많은 핵종이 발생되는 것으로 보고되고 있다. 그 중 기체상 핵종으로 ^{14}C가 제일 많은 비중을 차지하고 있는데 이는 흑연이 조사 될 때 공기의 97%를 차지하는 질소가 중성자와 반응하여 ^{14}C가 되는 반응 때문이다. 본 연구는 연구용 원자로 해체 시 폐기물로 발생되는 중성자 조사된 흑연에서 wigner energy 제거를 위하여 절단 또는 취급시 발생하는 방사성 탄소(C^{14})를 포함하는 CO_2를 제거하기 위한 공정을 개발하는데 그 목적이 있다. 일반적으로 산업적인 CO_2 제거 기술은 배출가스내의 H_2S등과 혼합되어 있거나 또는 고농도의 CO_2 gas 처리를 위한 CO_2의 선택적 흡수에 관한 공정위주로 연구, 개발되어 왔다. 산업적 용도로 사용되는 흡수제로써 대표적인 것은 아민계 화합물이다. 본 연구에서는 저농도 CO_2를 고효율로 제거하기 위하여 현재 개발되어 있거나 개발중인 CO_2 흡수제로 아민계 화합물인 MEA, MDEA, AMP, Piperazine를 선정하여 각각의 흡수성능을 비교평가(screening test)하여 흡수제의 선택과 흡수조건을 선정하고자 하였다.

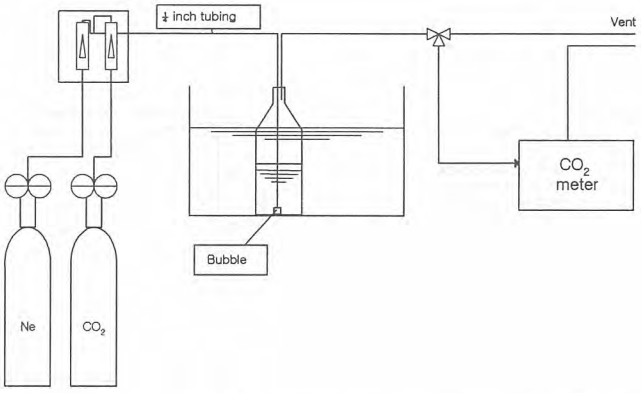


Fig.1. The Schematic diagram of experimental apparatus

본 실험에서는 ^{14}C의 일반 실험실에서의 취급제한으로 비방사능 CO_2 gas를 이용, 실험을 진행하였다. 실험은 TSI사의 Model 8730 Q-CHECK^{TM} CO_2 Meter(NDIR detector)를 사용하여 실시간 CO_2 농도를 확인하였다. 실험에서는 CO_2 gas의 가장 좋은 흡수 조건을 결정하기 위하여 우선 문헌에서부터 알아낸 4가지 흡수제를 선택하여 단일흡수제에 대한 유속(0.5 ℓ/min와 1 ℓ/min), 흡수제 종류, 온도에 따른 흡수 실험을 진행하였다. 실험은 bottle을 water bath에 담그고 농도를 알고 있는 흡수액을 담아 그림과 같이 tube로 연결한다. Gas는 0.5와 1 ℓ/min의 속도로 흐르게 조절하여 4000ppm의 CO_2 gas가 흐르게 한다. CO_2 meter 로 데이터를 얻어 최대 흡수량을 계산하였다. 사용한 CO_2 흡수액은 0.1M, 200㎖의 MEA, AMP, MDEA, Piperazine 이었으며 CO_2 gas inlet 농도는 4000ppm의 정량된 CO_2 gas를 사용하였다. 가스의 흐름속도는 0.5와 1 ℓ/min를 실험해 보았다.

Fig.2.는 MEA 와 Piperazine 의 유속(0.5, 1 ℓ/min)에 따른 MEA와 Piperazine(PZ)의 흡수효율을 시간의 흐름에 따라 나타낸 것이다. 저유속일때 기체는 흡수제에서의 체류시간이 상대적으로 길어 흡수반응이 잘 일어난다. 초반 반응성때문에 효율은 시간에 따라 급격히 떨어지다가 실험시작 후 90분을 지나면서 고유속에서의 흡수효율이 더 좋아진다. Piperazine는 상대적으로 MEA보다 흡수 효율이 좋은데 이는 고리형의 두개의 아민기로 인하여 중간체로 piperazine bicabamate와 protonated carbamate의 추가적인 반응 때문인 것으로 판단된다.

Fig.3.에서는 같은 농도의 4종류의 흡수제에서 MEA 와 Piperazine은 초기 반응성이 좋다. AMP는 sterically hindered 아민으로 3차 아민과 유사한 반응을 한다고 보고되었다. Fig.4.에서와 같이 CO_2의 흡수는 어느정도 진행되다가 용액이 포화되면 더 이상 흡수가 일어나지 않는다. mol CO_2 / mol amine 은 Piperazine과 AMP의 값이 높은 것을 확인 할 수 있다. 또한 Fig.5.에서 보는 바와 같이 온도를 25, 35, 45℃로 변화시키며 AMP 흡수제에 대하여 최대흡수량을 비교해 본 결과 낮은 온도에서 더 좋은 결과를 얻었다.

Good absorber : AMP > Piperazine > MEA > MDEA

구 분	MEA	AMP	MDEA	Piperazine
최대 흡수량 (mol CO_2 / mol amine)	0.2083	0.3873	0.1976	0.3507
최대 흡수량 (mol CO_2 / mol amine)	0.757	about 0.5~1	0.019	0.32~0.92

MEA : N. Daneshvar et al.(2004), AMP : Satori et al.(1983), MDEA : Jiun-Jie Ko(2000), Piperazine : Sanjay Bishnoi et al.(2000)

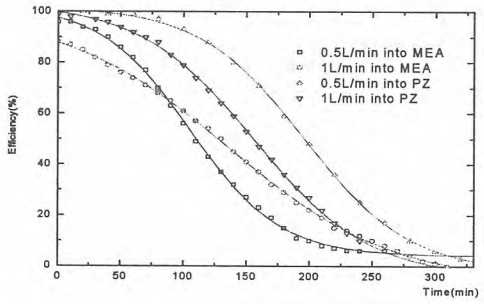


Fig 2. CO_2 absorption efficiency with time(inlet CO_2 conc. 4000ppm, gas flowrate 0.5ℓ/min)

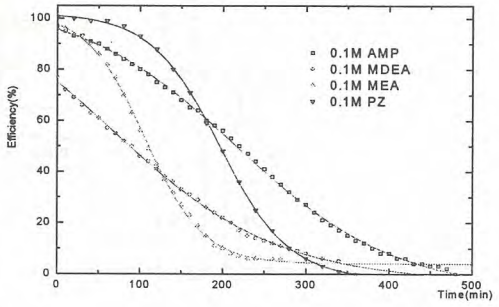


Fig.3. CO_2 absorption efficiency with time (inlet CO_2 conc. 4000ppm, gas flowrate 0.5ℓ/min)

문헌값과 실험값의 최대 흡수량(mol CO_2 / mol amine)의 차이는 실험이 진행되는 계와 흡수제의 농도, CO_2의 분압 또는 농도 차이 때문인 것으로 분석된다.

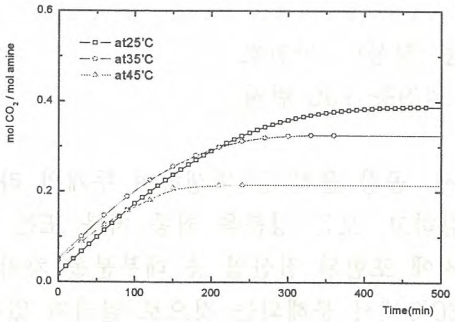


Fig.4. The accumulated CO_2 absorption per mol amine at various temperatures. (inlet CO_2 conc. 4000ppm, gas flowrate 0.5ℓ/min)

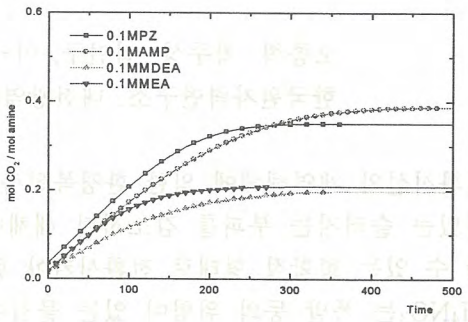


Fig.5. The accumulated absorption CO_2 per mol amine at various absorber (inlet CO_2 conc. 4000ppm, gas flowrate 0.5ℓ/min

직접열분해에 의한 우라늄 함유 슬러지의 안정화

오종혁, 황두성, 김연구, 이규일, 최윤동, 황성태, 박진호
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150 번지

우라늄 변환시설의 제염해체에 의한 환경복원사업에 있어서, 공정 운전 중 발생하여 두개의 라군에 저장되어있는 슬러지는 부피를 감소시켜 해체비용을 절감하고, 모든 성분을 최종 처분 또는 고체화 처리할 수 있는 화학적 형태로 전환시켜야 한다. 슬러지에 포함된 질산염 중 대부분을 차지하고 있는 NH_4NO_3는 폭발 등의 위험이 있는 물질이며 약 220℃에서 분해되는 것으로 알려져 있다. 따라서 슬러지는 저온(220℃) 및 고온(900℃) 열분해를 통해 저온에서 NH_4NO_3를 완전히 분해하고 나머지 질산염 및 U은 고온에서 안정화하는 공정을 사용하여야 할 것이다. 그러나 저온 열분해 시 라군 1 슬러지, 특히 바닥층은 분해 중에 foaming 현상이 발생하여 초기 체적의 약 2배 이상 부풀어 오르는 것이 관찰되었다. 따라서 이전의 연구에서는 foaming 현상의 억제를 위해 슬러지 내의 질산염 성분을 물을 첨가하여 용해시키고 여과에 의하여 용액과 잔류물을 분리한 뒤, 각각을 열분해하는 방법을 모색하였었다. 그러나 질산염의 용해를 위해 슬러지 총량의 1.5배로 첨가되는 물을 다시 열분해 공정에서 증발시켜하는 대량의 에너지를 필요로 하게 되었다. 따라서 물 첨가 없이, 또한 foaming 현상이 발생하지 않으면서 슬러지를 열분해할 수 있는 방법에 대하여 연구가 진행되었다.

라군 슬러지의 열분해시 발생되는 foaming 현상은 다음과 같은 매커니즘에 의하는 것으로 판단되었다. NH_4NO_3의 boiling point는 약 210℃이고 분해는 약 220℃에서 일어나는 것으로 나타나있으며, NH_4NO_3가 거의 휘발 또는 분해되는 시점에서의 잔류물은 $NaNO_3$이다. $NaNO_3$의 melting point는 약 308℃ 이므로 NH_4NO_3를 분해하기 위한 220℃의 온도에서 $NaNO_3$는 고체 혹은 paste 상태가 된다. 따라서 완전 분해되지 않은 NH_4NO_3는 paste 상태의 $NaNO_3$를 넘어서지 못하고 내부에서 거품이 만들어지게 된다. 따라서 NH_4NO_3의 분해온도를 300℃ 이상으로 하였을 때 이전의 열분해 시 관찰되었던 foaming 현상은 없었으며, Fig. 1에 보이는 바와 같이 분해온도가 350℃인 경우와 큰 차이를 보이지 않았다. NH_4NO_3는 취급시 각별한 안전이 요구되는 물질이며, 분해속도에 있어서 큰 차이를 보이지 않았으므로 저온 열분해는 300℃에서 수행하는 것이 적당하다고 판단된다.

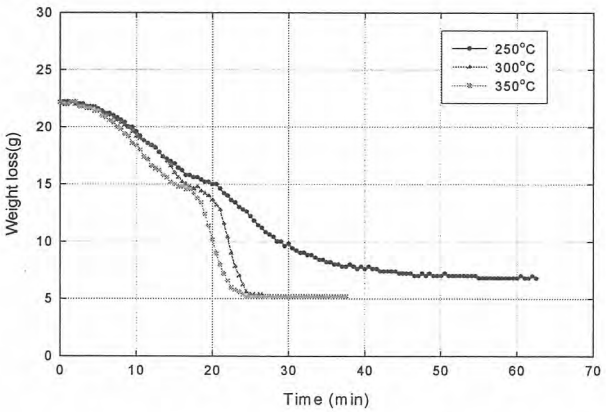


Fig. 1. Low temperature decomposition of L1U sludge.

이어지는 900℃에서의 고온 열분해 생성물 또한 용해-여과후 용액 또는 잔류물의 고온 열분해 생성물과 처분에 동일 혹은 우월한 것으로 나타났다. Fig. 2에는 50g의 L1U 슬러지를 저온-고온 분해까지 실시한 결과를 나타내었으며 분당 10℃의 가열속도와 저온 분해시 NH_4NO_3의 완전한 분해를 위해 20분의 정체시간을 두었을 때를 기준으로 약 170분 뒤에는 완전히 분해되는 것으로 나타났다. Fig. 3과 4에는 라군 슬러지 바닥층의 직접 열분해 후 잔류물의 TG/DTA diagram을 나타내었는데, 고온분해 이후 안정화 되는 것으로 나타났다. 이와 같은 연구결과는 변환시설 슬러지 폐기물을 처리할 수 있는 저온, 고온 열분해 공정의 설계 자료로 활용될 수 있을 것이다.

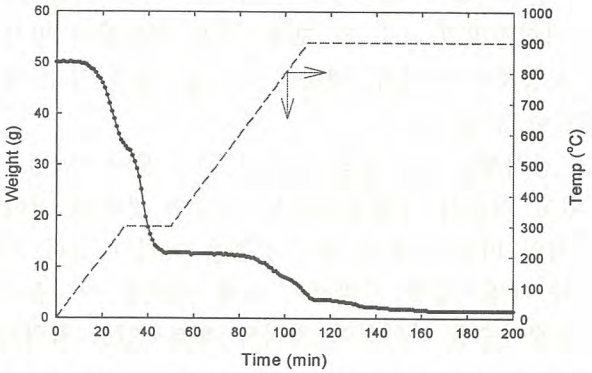


Fig. 2. Thermal decomposition of L1U sludge.

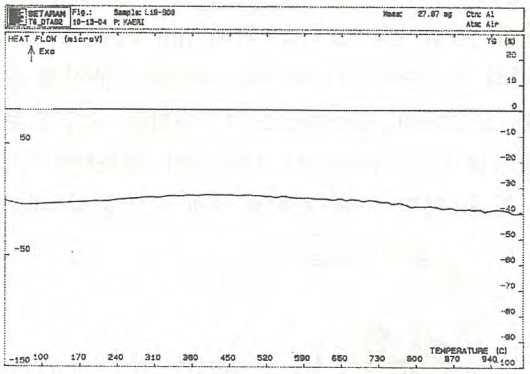


Fig. 3. TG/DTA diagram of L1B after decomposition at 900℃.

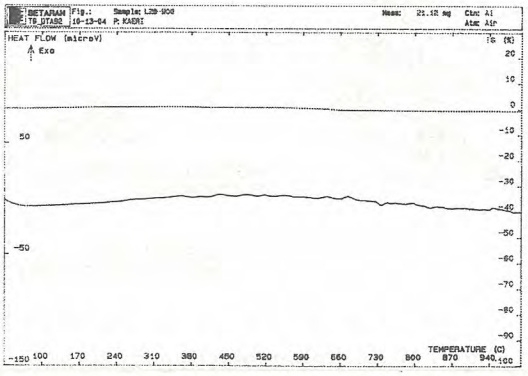


Fig. 4. TG/DTA diagram of L2B after decomposition at 900℃.

CO_2 pellet 건식 분사제염 특성연구

정종헌 · 이중명 · 오원진 · 최윤동 · 황성태
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

국내에서 독창적으로 개발하고 있는 경중수로 연계 핵연료주기(DUPIC), SF차세대관리, 핵종변환 등의 처리공정은 고방사능 건식 Hot cell에서 원격조작에 의해서 처리되는 공정으로 연구개발 과 운영시 시설 및 장비는 초우라늄(TRU) 및 핵분열 생성물에 의해서 대부분이 고방사능 알파핵종으로 오염된다. 따라서 일련의 연구개발 과정에서도 시설의 유지를 위해서는 주기적으로 제염하여 작업환경을 개선하여야 하며, 시험장비의 보수 및 교체시에도 제염하여 방사능 준위를 낮추어야 한다. 이러한 작업자들의 방사성 노출뿐만 아니라, 방사성 폐기물 양의 감소 및 고가장비의 재활용 측면에서 제염은 절대적으로 필요한 조작이다.

최근에 주목을 받고 있는 건식제염기술 중의 하나인 CO_2 분사제염법은 장비 파손이나 장비분해 없이 현장에서 적용할 수 있고 기존의 유해화학물질, 고압수 분사와 연마성 모래분사와는 달리 2차 폐기물 처리·처분의 추가적인 비용이 들지 않는 장점을 가지고 있다. 이러한 기술적 특성을 갖고 있는 CO_2 pellet 건식분사 제염기술을 개발하기 위해 새로운 기능을 갖는 CO_2 분사제염장치의 설계제작과 CO_2 분사제염 공정변수를 파악하여 최적의 제염조건을 확립하기 위한 연구를 수행하였다.

Batch당 30kg의 dry ice pellet을 0.5kg/min.의 속도로 분사할 수 있는 용량을 갖는 CO_2 분사제염장치를 설계·제작하여 공정조작변수와 장치설계인자를 변화시켜 실험을 수행하였다. 방사성 오염시편을 사용한 hot test 전에, 비방사성 실험을 위해 hot cells내 오염을 모사할 수 있는 분진형 오염시편과 화합물형 오염시편의 두 종류 시편을 제조하였다. 분진형 오염시편은 SUS 304 모재에 5−10㎛ 크기의 Al_2O_3 입자를 도포하여 제조하였으며, 화합물 오염으로는 $CsNO_3$ 용액을 단순건조하여 제조한 비고착성 오염과 400℃의 고온에서 산화시켜 제조한 고착성 오염 등 두 가지 오염을 제조하였다. 제염효과는 제염 전·후 정밀 무게측정에 의해 오염물질 제거율을 산정하였다.

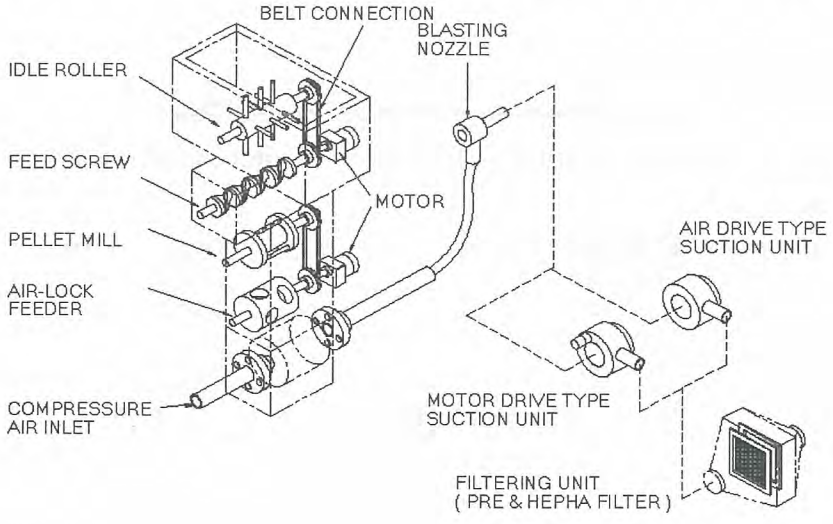


Fig. 1. CO_2 Pellet blasting system.

본 연구의 제염장치는 크게 Fig. 1에 나타낸 CO_2 pellet 분사장치와 pellet extruder 장치로 구성되며, CO_2 pellet 분사제염장치는 purge/blasting system, blasting gun, 입자포집 head, suction unit 등으로 구성된다. 기존의 CO_2 분사제염 장치의 문제점들로 제기된 분사압력의 제어 및 분사력의 증강, 분사 시 장치의 동결로 인한 비균일 분사거동, 그리고 pellet의 균일 형상 및 강도 확보를 위해 장치를 보완하여 새로운 기능의 CO_2 pellet 분사제염장치를 설계, 제작하였다.

Al_2O_3 분진형 오염을 사용하여 분사거리와 분사압력 및 분사시간을 변화시켜 실험한 결과를 Fig. 2에 나타내었다. 분진오염의 경우, 제염 조작변수의 변화에 대해 큰 영향없이 99%이상의 제거율을 나타내었지만, 압력의 증가에 따라 제염효율이 증가할 것이라는 예상과 달리 실제 실험에 의한 Al_2O_3 제염결과는 압력의 증가에 따라 약간 감소하는 결과를 보였다. 이는 건식제염 시 중요하게 고려해야 하는 제거된 오염의 비산에 의한 재오염 때문으로 여겨진다. 따라서 제염과 동시에 제거된 오염입자의 포집회수 시스템의 설치가 주요하게 고려되어야 한다.

$CsNO_3$ 화합물 오염에 의한 제염 실험결과를 고착성오염과 비고착성 오염으로 나누어 Fig. 3에 나타내었다. 비고착성 오염의 경우, 실험조작변수 범위내에서(분사거리: 10-50mm, 분사시간: 5-20sec) 92% 이상(DF>12.5)의 제거율을 나타내었다. 고착성 오염의 경우 분사거리보다는 접촉시간의 영향이 커서, 분사거리 변화에 따른 제거율 차는 3% 이내인 반면, 분사시간 변화에 따른 제거율 차는 5-10%를 나타내었으며 분사시간 20sec 후에는 분사거리에 무관하게 90% 이상의 제거율을 나타내었다. 또한 5Kg/cm^{2}의 분사압력조건에서도 7Kg/cm^{2}의 압력조건에서의 조작변수 변화에 따른 제거거동과 유사한 거동을 보였으나 5% 정도 낮은 제염효과를 나타내었다.

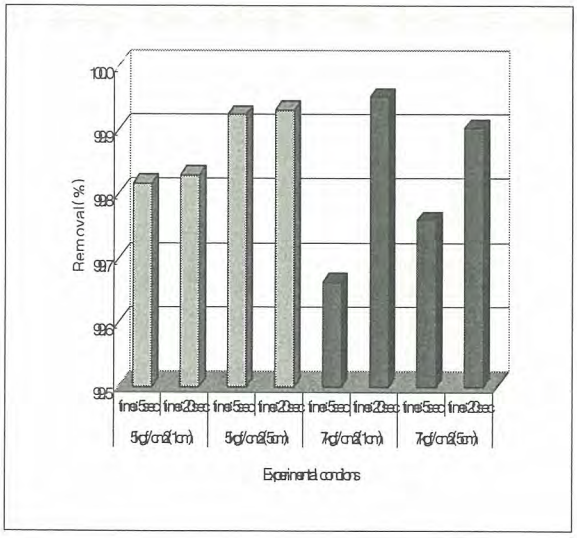


Fig. 2. CO_2 pellet decontamination results for Al_2O_3 contamination.

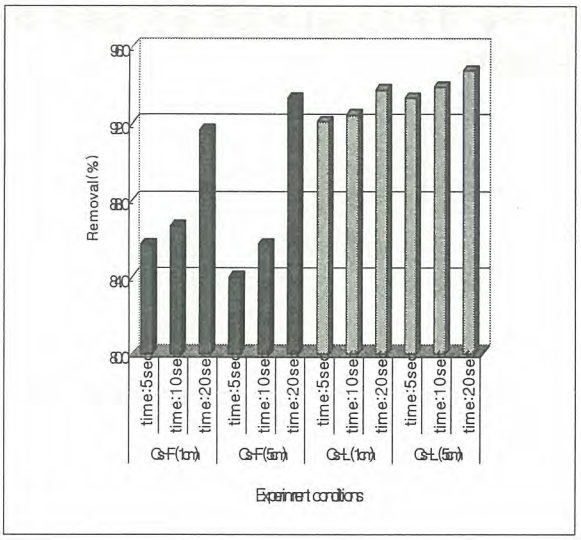


Fig. 3. CO_2 pellet decontamination results for Cs contamination.

현탁성 PFC 제염용액의 재사용을 위한 입자의 분리 제거 특성

이성열, 김계남, 정종헌, 원휘준, 오원진
한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

국내의 핵연료주기(DUPIC) 등의 원자력시설의 Hot Cell 내에서 발생되는 Hot Particulate를 제거하기 위해 PFC 제염기술을 적용한다. PFC 제염 시 제염과정에서 제거된 오염입자가 PFC 매질(PFC 및 PFC 계면활성제 혼합액) 내에 존재하여 재 오염의 원인이 되고 PFC 자체가 고가이며, 제염 후에 이차폐기물 발생이 최소화 되도록 PFC 제염용액을 회수하여 재사용할 수 있는 여과공정의 성능을 최대화하기 위한 최적 조건을 도출하고자 하였다. 소수성 막을 선정하여 모의 입자(Al_2O_3, TiO_2)에 대해 기초 여과실험을 수행한 결과 모든 막에서 90% 이상의 높은 제거효율을 보였으며 Al_2O_3 (0.3㎛) 모의 입자의 경우가 TiO_2(<5㎛)의 경우보다 약간 높은 제거효율을 나타냈다. Alumina 막의 경우 플럭스와 제거효율은 비교적 높게 나타났지만 여과막 자체가 쉽게 깨지는 경우가 있어서 신뢰성이 떨어짐을 확인할 수 있었다. PP 막에서의 모의 입자로 Al_2O_3(poresize 0.3㎛)를 선택하여 여과시간에 따른 압력별 플럭스를 알아본 결과 낮은 압력으로 가압하였을 경우에 비해 비교적 고압으로 여과 실험한 결과 높은 플럭스에 도달함을 보였다. 5㎛의 TiO_2 모의입자를 사용하여 실험 한 결과 비교적 낮은 압력인 3 psi로 가하였을 경우에도 빠른 시간에 높은 플럭스를 나타냈음을 알 수 있었다. 따라서 PP 막을 이용하여 현탁성 용액 내 입자의 여과 시 입자의 크기가 작을 경우(0.3 ㎛) 비교적 높은 압력인 최소 7psi 로 가압을 해야 성공적인 여과 성능을 얻을 수 있었다.

Decontamination Effects of a Simulated Contaminated Floor Surface by a Teleoperated Mopping System

Kiho Kim, Hyokjo Kwon, Jangjin Park, Myungseung Yang
Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Duck-Jin Dong, Yusung-Ku, Daejeon

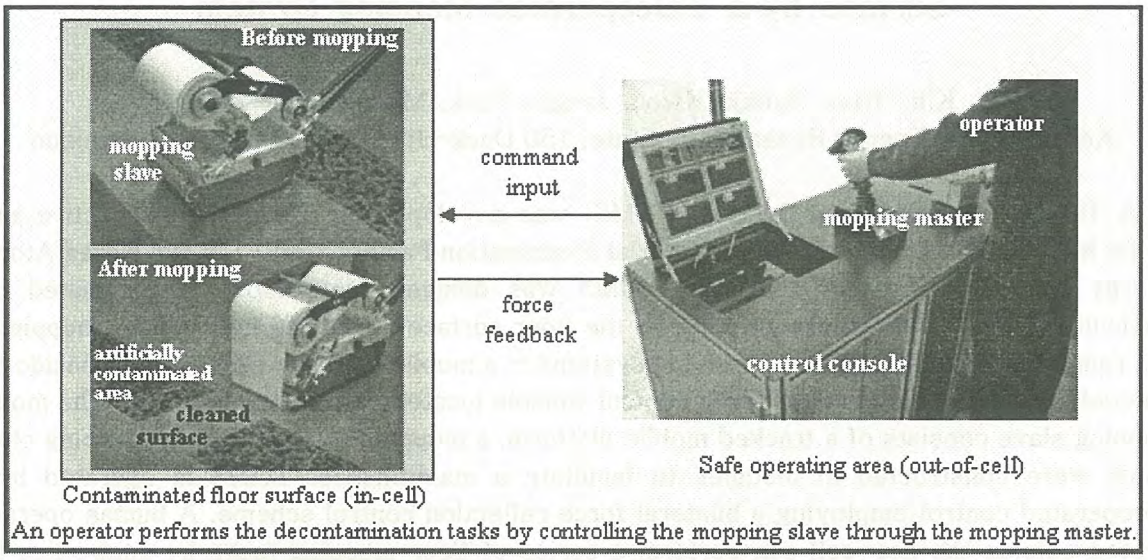
A TeleOperated Mopping System (TOMS) was developed for use in the radioactive zone of the M6 hot-cell of the Irradiated Material Examination Facility (IMEF) at the Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI). TOMS was designed to remove contaminated dry particulates, dust, and smears existing on the floor surface of the M6 hot-cell by mopping it in a remote manner. TOMS has three subsystems - a mobile mopping slave located inside the hot-cell, and a mopping master and a control console located outside the hot-cell. The mobile mopping slave consists of a tracked mobile platform, a mopping tool, and a wet mopping cloth, which were constructed in modules to facilitate a maintenance. TOMS is operated by a teleoperated control employing a bilateral force reflection control scheme. A human operator located outside the hot-cell can perform a series of floor mopping tasks by controlling the mobile mopping slave via the mopping master. A mopping force occurring when, in operation, the mopping tool of the mopping slave contacts with the floor surface to be mopped can be reflected to the human operator through the mopping master, thus allowing the operator to have a sense of a real mopping.

This paper aims at describing the mopping capability of the developed TOMS - decontamination capability. In this work the decontamination capability is defined by the ratio of the removed contaminated area when the mopping cloth was passed over. The experiment was conducted on an intentionally contaminated floor surface. The contaminated floor surface used for the experiment was simulated by applying a black colored water dyeware to a stainless steel plate surface similar to the real floor surface of the M6 hot-cell and by letting it dry for one day. The simulated floor surface became very stiff such that it could not be removed by scrubbing it with dry fingers or a dry cloth. In the experiment, the mopping slave was installed on the simulated contaminated floor surface, and the operator, via the mopping master, performed the mopping operation by controlling the mopping slave. The operator felt and controlled the mopping force which, during the mopping operation, the mopping cloth of the mopping slave was pressed against the surface to be mopped.

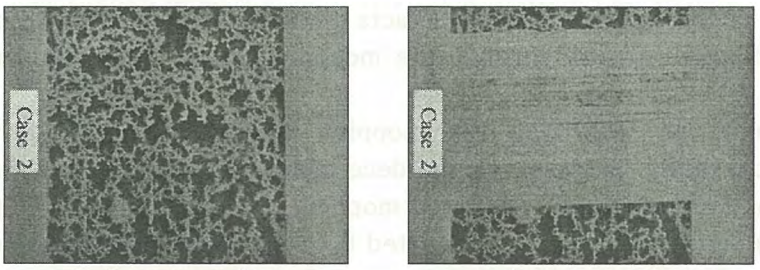
An image processing technique was used to quantitatively evaluate the extent of the surface decontamination - how clearly the contamination was removed. This technique utilized the source images of the surface captured before and after the mopping. The gradation of each source image captured was eliminated in order to minimize any effects of illumination. Then the gradation eliminated images were binarized to acquire the clarified images for the swept and unswepted areas. After the binarization, a comparison was made of the number of pixels from the acquired binarized images before and after the mopping, thereby identifying the extent of the decontamination.

The experiment was carried out by varying the speeds of the mopping slave and the roller, while the mopping force driven by the operator was constant. The roller of the mopping tool mounted on the mopping slave was designed to collect the mopping cloth used. The experimental results showed that the speeds of the mopping slave and the roller influence the extent of the decontamination. It is concluded that, for the same speed conditions, the

decontamination ratio reaches 99.9 % for accomplishing the perfect surface decontamination.

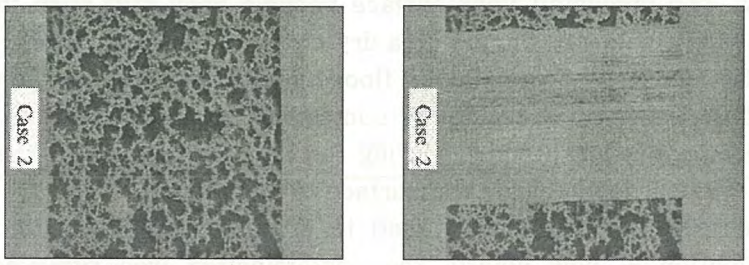


An operator performs the decontamination tasks by controlling the mopping slave through the mopping master.



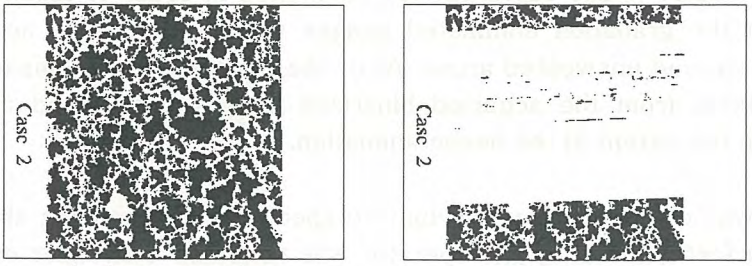
before mopping　　after mopping

(a) source images taken



before mopping　　after mopping

(b) gradation eliminated images



before mopping　　after mopping

(c) binarized images

An example of the image processing for evaluating the extent of decontamination.

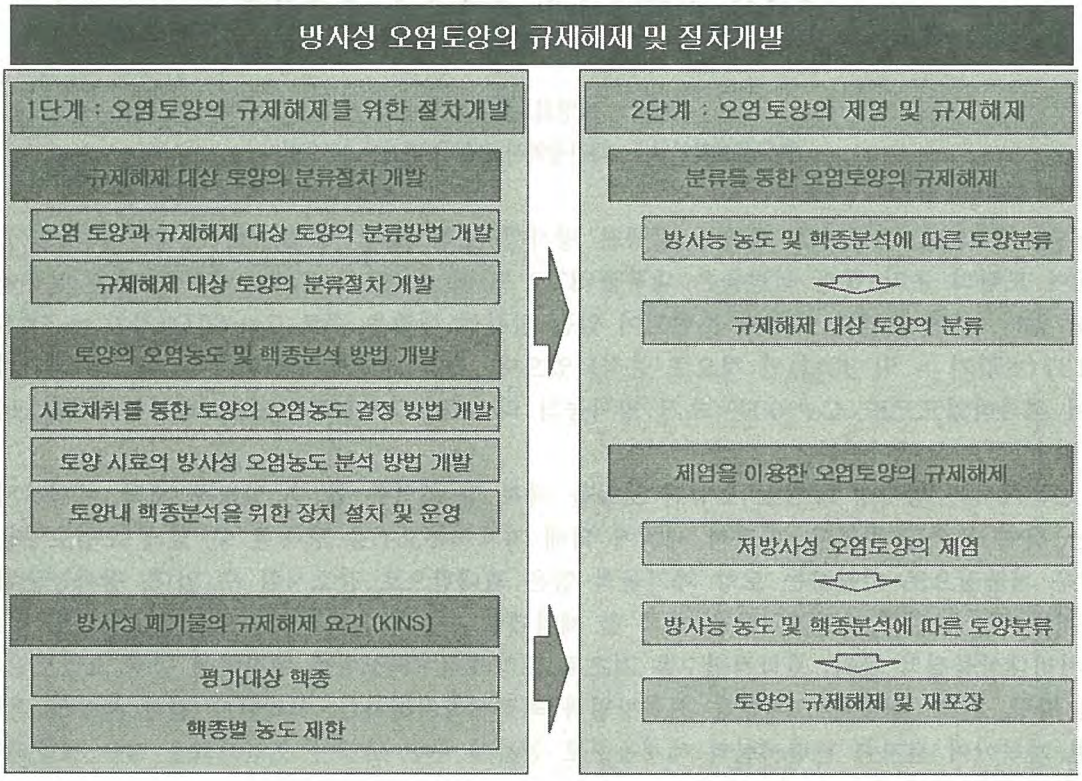
방사성 오염토양의 세척처리 장치개발

김태국*, 이영희, 홍대석, 손종식
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

1988년 TRIGA 연구로의 해체시 발생한 방사성 오염 토양 약 3,100 드럼이 저장되어 있다. 3,100여 드럼의 초기 표면 선량율은 대부분(87.2 %)이 0.661 μSv/hr 이하의 낮은 선량율을 나타내고 있다. 또한 오염된 토양에 포함되어 있는 방사성 핵종은 주로 Co-60(반감기 = 약 5.3년), Cs-137(반감기 = 약 30년)인 것으로 분석되었으며, 오염 토양의 발생시기에 비하여 16년의 저장기간이 경과하였으므로, Co-60은 초기 방사능의 약 1/8, Cs-137은 초기 방사능의 약 3/4 만이 남아 있을 것으로 판단된다.

본 논문에서는 방사성 물질로 오염된 토양을 세척 및 제염을 할 수 있도록 세척, 제염장치를 개발하는 것에 목적을 두었다. 따라서 세척에 의해 자체처분요건을 충족할 수 있게 오염토양을 처리할 경우 처분장으로 이관하는 토양 폐기물의 양은 최대한으로 감소시킬 수 있다. 방사능준위가 낮은 환경방사능 준위의 토양폐기물을 세척 및 제염제를 사용하여 자체처분기준으로 재작업이 요구된다. 처리대상물질의 물리, 화학적변수를 기초로 토양세척처리장치를 제작하여 향후 오염토양처리조건 및 방법, 건조, 배출가스 처리등 세척방법과 최적세척처리시간, 처리율에 관한 사항의 적합성을 연구할 계획이며 원자력 관련시설의 해체등으로 인하여 주변 토양이 오염되었을 경우 토양제염처리를 위한 기초자료로 활용할 계획이다.

현재 방사성폐기물의 규제해제 개념을 공식적으로 자국내 법령에 반영하여 이행하고 있는 국가는 많지 않다. 방사성핵종별 규제해제 농도기준을 정하여 시행하고 있는 국가는 독일과 대만 정도이며, 스웨덴, 핀란드 및 우크라이나에서는 베타/감마핵종군과 알파핵종군으로 구분한 농도기준을 적용하고 있다. 그러나 미국, 일본 및 대부분의 유럽국가에서는 아직까지 규제해제 개념을 자국내 법령에 반영하지 못하고 있으며, 현재 관련 연구 및 법령화 작업이 진행되고 있는 상황이다. 특히 미국은 1990년 BRC (Below Regulatory Concern) 정책성명을 발표함으로써 규제해제 개념의 본격적인 시행을 계획하였으나, 환경단체와 일반인의 반대로 이듬해 정책성명을 철회한 바 있다. IAEA에서도 현재까지 방사능 준위에 따라서 폐기물의 배제, 면제 및 규제해제 등에 관한 규제 지침이 명확하게 제시된 것은 아니다. 그러나 현재 이의 개발을 위한 연구가 진행 중이며 이를 위한 선량 값의 설정 및 그에 해당하는 방사성 핵종의 농도 제한 값의 설정에 대한 연구를 수행중이다. ('Application of the concepts of exclusion, exemption and clearance, DS161) 국내에서는 핵연료주기 시설의 경우 우라늄 핵종을 함유한 부산물에 대한 부분적인 규제해제가 몇 차례 승인된 바 있다. 그러나, 운영과정에서 소량의 방사성폐기물이 발생하는 연구용원자로의 경우 아직까지 규제해제에 대한 경험이 없다.



본 연구의 개발추진으로써 오염토양의 세척, 제염장치를 개발하여 제염처리, 분류 및 규제해제를 통한 방사성폐기물 저장고의 저장공간 확보를 기대할 수 있으며 장기간에 걸친 방사성 붕괴로 준위가 충분히 낮아진 방사성 폐기물에 대한 규제해제 절차의 확립을 기대할 수 있다. 본 과제를 통하여 원자력 연구소의 저장고 시설에 추가적인 공간을 확보할 수 있을 것으로 예상되며 향후 저장시설의 포화시기를 연장시키는 효과를 기대할 수 있다. 방사성 토양폐기물은 주로 Cs, Co이온이 흙과 모래, 자갈등 이물질들과 함께 혼합되어 저장되어 있으며 이중 1차적으론 순수한 토양만 저장되어 있는 드럼을 제염 처리한다. 처리 절차는 방사성폐기물 저장시설에서 토양만 들어있는 드럼을 선정하고 그중에서 방사선준위가 B/G Level에 해당되는 드럼을 인출하여 방사능농도 및 주요 핵종 등을 조사한뒤 세척처리에 맞게 제작된 세척, 건조장치, 방사능 측정장비, 고,액분리탱크등으로 직접 방사성 오염토양을 처리하여 처리 장치의 적용여부를 확인한다. 원자력 산업의 숙성기에 도달함에 따라 원자력 관련 시설의 해체에 관한 논의가 이루어지고 있는 상황에서 본 연구의 결과는 원자력 관련시설 부지의 제염시 대량으로 발생할 수 있는 방사성 오염토양의 제염 및 처리를 통한 폐기물 발생량의 저감화에 활용될 수 있을 것으로 판단된다. 또한, 장기간의 저장으로 인한 방사성 붕괴로 규제해제 대상이 된 폐기물의 규제 해제시에도 본 연구에서 개발된 절차가 활용될 수 있을 것으로 판단된다.

연구로 2호기 원자로의 제염·해체 활동(1)

박승국, 정운수, 박진호
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

요 약

2003년부터 연구로 2호기 원자로실의 원자로 및 원자로실에 대해 제염·해체 활동을 시작하였다. 기간은 2년간으로 2004년 12월까지로 예정되어 있다. 원자로는 생물학적 차폐체인 콘크리트 구조물과 수조, 수직과 수평 Thermal column, Exposure room, 10개의 Beam port, 그리고 냉각 및 정화 계통 배관 등으로 구성되어 있다. 알루미늄 재질의 수조 Liner 내부에는 노심과 이를 둘러싸고 있는 회전시료조사대, 핵연료 저장랙, 이끔관, Thermal column 과 Beam port의 Nose 부분과 각종 조사용 배관류들이 있으며 수조 상부에는 3개의 브릿지로 구성되어 있다. 제염·해체 활동의 지침이 되는 총 8건의 작업절차서가 전문가에 의해 작성된 후 검토를 거쳐 해체 활동에 적용되었다.

회전시료조사대를 노심으로부터 분리하고 Plasma arc torch와 유압절단기를 사용하여 구동축을 절단하였다. 이때 방사선량률은 300~500 mSv/h로 측정되었다. 분리된 회전시료조사대는 원격해체를 위해 차폐용기에 담아 1호기 실험수조로 이송되었으며 이송 시 용기의 최대 표면 방사선량률은 0.76 mSv/h으로 나타났다.

상부 브릿지에 2개의 찬넬로 연결된 노심은 분리 후 내부 상,하 그리드를 모두 제거하고 원격 유압절단기와 원격 Cutting tool을 사용하여 상,하 Shroud를 수중에서 세절(細切)하여 차폐용기에 수용하였다. 노심의 표면 방사선량률은 최대 1,000 mSv/h 로 측정되었다.

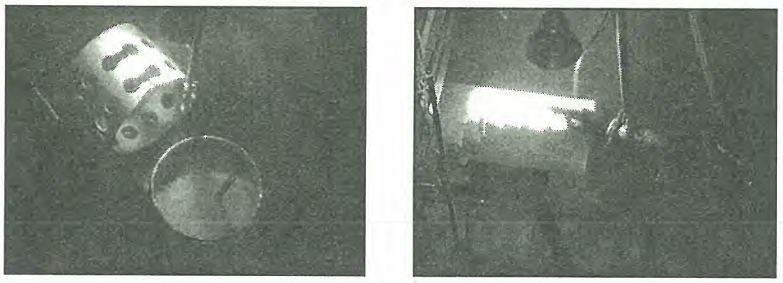


그림 1 원격 Cutting tool 및 유압절단기를 이용한 노심의 세절작업

동위원소 시료 조사용 파이프 등 원자로 수조내부의 각종 배관류들은 수중에서 원격 유압절단기를 사용하여 절단 후 용기에 수용하였다. 일부 배관류는 절단 시 파이프 내부의 건조용 실리카겔이 수조수를 오염시키는 것을 고려하여 원자로 상부에 임시로 설치된 차폐체와 원격카메라로 구성된 절단 장치를 사용하여 절단 후 바로 차폐 용기에 수용하였다.

Thermal column 내부의 Graphite 블록들을 제거하기위해 차폐도어를 열고 그 주변에 Clean house를 설치하여 Graphite 취급 시 발생할지도 모르는 분진의 확산에 대비토록 하였다. 공간 방사선량은 0.02에서 0,07 mSv/h이었으며 작업별 집단선량은 2.34 man-mSv, 개인 평균선량은 0.47 mSv로 예측되었으나 실 피폭량은 나타나지 않았다. 수직 및 수평 Thermal column 내의 전단부에 있는 Graphite 블록 235개를 모두 제거하여 재활용을 위해 대전으로 이송하였다. 수평 Thermal column 내의 후단부 Graphite 블록 216개는 빔포트가 관통하고 있는데 주변의 방사선량

률이 125 mSv/h로 측정되어 접근하여 직접 제거하기가 곤란하여 부득히 원격 취급장치를 개발하여 모두 제거하고 폐기물용기에 수납하였다. 이로 인해 당초 공정보다 상당히 지체되었다.

연구로 2호기 원자로수조 내에는 수조수의 원활한 냉각작용을 위해 강제적 순환을 목적으로 이끔관이 설치되어있다. 이는 알루미늄의 덕트 형태로 제작되었으며 수조 라이너 상부에 앵커로 결속되어 고정되어 있는데 빔포트 주변의 끝단부부터 Long reach tool을 이용하여 절단 해체하였다.

핵연료 저장랙 및 Dummy fuel을 제거하였다. 14개의 Hanger type fuel rack은 수조 라이너 상부에 앵커에 의해 고정되어 있는데 결속을 해체하여 배수, 건조하였고, 7개의 원형 type의 Fuel storage rack은 그대로 수조 내에서 인출되어 배수, 건조하였다. 이들 모두 2차 제염과 세절을 하여 반출되었다. Fuel rack에 보관 중이던 14개의 Dummy fuel은 그대로 인출하여 용기에 저장하였다. 이밖에 사용하지 않는 옥외환기계통 및 공조실이 해체되었다.

2003년 1년 동안 연구로 2호기 원자로 제염·해체 활동에는 작업자, 방사선안전관리 요원, 전문가, 품질관리 요원 및 폐기물 관리 요원 등 모두 156 man-month가 투입된 것으로 평가되었으며 작업자 피폭선량은 예상치 13.43 man-mSv보다 작은 1.89 man-mSv로 평가되었다. 해체폐기물은 2차 제염 활동 중에 있다.

Decontamination of Metallic Surfaces by PFC Solution

Hui-Jun Won, Kye-Nam Kim, Jin-Ho Park, Won-Zin Oh and Chong-Hun Jung
Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Duck-Jin Dong, Yusung-Ku, Daejeon

A feasibility study on the decontamination of SUS-304 specimen was carried out in PFC(Perfluorocarbon) solution containing 0.1 vol% anionic surfactant. Firstly, ultrasonic decontamination test equipment was designed and fabricated. The reactor size was 150(W) X 130(L) X 200(H) mm^3. The size of PFC reservoir was 150(W) X 130(L) X 200(H) mm^3. Specimen chamber in the reactor was rotated by the geared motor. The rotation speed could be controlled and it was in the range from 10 to 44 rpm. Secondly, the loosely contaminated specimen was put into the specimen chamber, the reactor was filled with PFC solution. Then the specimen was decontaminated by ultrasonic method for 20 minutes. The weight of specimen was measured three times. The outer surface of specimen was photographed. The weight of specimen was measured three times. It was measured as fabricated, after contamination and after decontamination. From the results, the weight of the total contaminants and the weight of removed contaminants were calculated. Thirdly, recycling of spent PFC solution was tested in the distillation equipment, For all the test specimens, more than the 98 % of contaminants could be removed. From the results of the distillation tests, we found that more than the 95 % of the PFC solution could be recycled. Filtration test on the spent PFC solution is also undergoing. If we combine and use the distillation method and filtration method, most of the spent PFC solution will be reused without the loss of decontamination performance.

빈 면

제W2분과
방사성폐기물 처리 및 처분

빈 면

TBP 방사선 분해생성물 DBP가 Zr, Y, Fe 추출거동 및 제 3상 형성에 미치는 영향

양한범, 이일희, 유재형
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

방사성 액체폐기물의 용매추출 처리시 일어나는 유기용매 추출제의 방사선 분해(radiolysis)에 의한 금속원소의 추출거동 및 제 3상 형성에 미치는 영향을 규명하였다. 이를 위하여 한국원자력연구소 방사선 조사시험시설에서 추출제 tri-butyl phosphate(TBP)를 $^{60}Co-\gamma$ 선 (95,000 Ci)을 조사하여 방사분해(radiolysis)가 되도록 인위적으로 만든 TBP 및 분해생성물이 Metal(Zr, Y, Fe) - 30% TBP/n-dodecane - HNO_3 계에서 Zr, Fe의 추출거동과 제 3상 형성에 미치는 영향을 분석하였다. 첫째로 방사선흡수선량이 $1x10^4$ ~ $1x10^8$ rad 되도록 인공 조사시켜 얻은 TBP 및 방사선 분해생성물을 액체크로마토그래피/질량분석기(LC/MS)로 정량분석한 결과를 보면, 방사선 분해생성물의 제 1 주성분은 dibutyl phosphate(DBP)이고 제 2 성분은 monobutyl phosphate(MBP)였다. 방사선흡수선량이 $1x10^8$ rad 일때 TBP의 19.2%가 분해(degradation) 되었으며, DBP 및 MBP 생성량은 각각 8.43%와 2.00%이고 나머지 8.7%는 휘발성 분해생성물과 H_3PO_4 성분이었다. Metal(Zr, Y, Fe) - 2M HNO_3 - 30% TBP/NDD(=dodecane) 계에서 TBP에 대한 방사선 흡수선량이 $1x10^5$ rad일 때 Zr, Fe, Y 각각의 추출율은 0.8%, 0.001%, 0.01%에서 방사선 흡수선량이 $1x10^8$ rad로 증가하면 추출율도 각각 99.9%, 1.57%, 4.24%로 증가하였다. Zr, Fe, Y의 추출율 증가 원인을 규명하기 위하여 TBP 분해생성물인 DBP 추출제만으로 Metal (Zr, Y, Fe) - 2M HNO_3 - DBP/NDD 계에서 추출한 결과 DBP 농도가 증가할수록 Zr, Fe, Y의 추출율도 증가하여 DBP 농도가 0.09M일 때 Zr, Fe, Y의 추출율이 각각 99.9%, 99.5% 및 98.3%라는 사실로부터 TBP의 방사선 분해생성물인 DBP가 이들 원소의 추출율을 증가시키는 원인이라는 사실이 밝혀졌다. 그러나 Fe과 Zr의 추출거동은 TBP가 존재할 경우에 서로 다른 추출현상이 나타는데, Zr-DBP 착물 추출에서는 TBP가 별다른 영향이 없었으나, Fe-DBP 착물의 추출에서는 Fe 추출을 감소시키는 역할을 한다는 사실이 밝혀졌다. 방사선조사에 의한 TBP 추출제의 분해생성물인 DBP가 용매추출시 나타나는 제 3상을 형성에 미치는 영향에 대한 Metal(Zr, Y, Fe) - 2M HNO_3 - DBP/NDD 추출계와 Metal(Zr, Y, Fe) - 2M HNO_3 - (30% TBP+DBP)/NDD 추출계에서 금속농도와 추출제 DBP 농도를 변화시켜 실험한 결과를 보면, 금속(Zr, Y, Fe)농도와 추출제(DBP) 농도가 증가할수록 제 3상이 잘 형성되었으며, DBP 추출계와 TBP+DBP 혼합추출제를 사용한 추출계를 상호 비교해 보면 DBP 추출계에서 제 3상이 형성 더 잘 형성되었다. 이와같은 현상은 DBP가 일정한 농도 이하에서는 금속원소의 추출제로 작용하다가 일정 농도이상에서는 용해도등의 이유로 제 3상 형성의 원인이 되는 물질로 작용하기 때문이라고 판단되며, DBP에 TBP가 공존하는 경우에는 TBP가 제 3상 형성을 감소내지는 완화시키는 작용을 하는 것으로 나타났다. 이와같은 현상은 Metal(Zr, Y, Fe) - DBP 착물의 용해도를 TBP가 증진시키기는 역할을 하는 것으로 생각되며, DBP 추출계에서는 DBP가 계면활성제 성질도 가지고 있어 용매추출시 액적들의 합체시간을 증가시켜 유기상과 수용상의 상분리를 방해하는 것도 한 원인이라고 사료된다.

폐수지 중 ^{14}C 제거를 위한 혼합수지 분리방법 개발

고은옥, 최영구, 원장식, 이상진, 양호연, 김경덕
(주)한수원 원자력환경기술원, 대전광역시 유성우체국 사서함 149호

요 약

원자력발전소에서의 수처리 과정에서는 해마다 많은 양의 폐수지가 발생하며, 특히 월성원자력발전소에서 발생되는 폐수지의 경우, 수지 내 ^{14}C의 방사능 준위가 비교적 높아, 추후 이러한 수지를 영구 처분하기 위해서는 ^{14}C의 사전 제거 작업이 불가피하다. 폐수지의 ^{14}C 준위를 처분에 적합한 값 이하로 낮추기 위해서는, 우선 ^{14}C이 탄산이온형태로 흡착되어 있는 음이온교환수지를 혼합수지로부터 분리하는 과정이 선행되어야 하는 바, 본 연구에서는 효과적인 분리 방법을 찾기 위해 기존에 알려진 대표적인 두 가지의 분리방법을 대상으로 분리 효율과 수지 내 이온의 탈착 가능성 등을 타진하기 위한 일련의 실험을 수행하였다.

분리 방법으로서 원심분리법과 침하-부유법이 고려되었으며, 침하-부유법이 양이온교환수지와 음이온교환수지의 분리 효율 측면에서 원심분리법보다 유리함을 알 수 있었다. 침하-부유법에 사용된 중량비 40%의 자당(sucrose)용액은 밀도가 1.163 g/㎖이며 이 값은 양이온수지와 음이온수지의 밀도에 해당하는 1.28 g/㎖와 1.08 g/㎖의 사이에 있어 밀도차에 의한 수지 분리에 적합하다. 실험 결과, 밀도차에 의한 수지의 분리는 완벽하게 이루어졌으며, 또한 우려와는 달리, 이 과정에서 수지 내에 흡착되어 있던 양이온과 음이온이 분리 용액과의 접촉에 의해 수지로부터 탈착되어 용액내로 용해되는 현상이 발견되지 않아 분리 용액을 일반 폐액과 함께 처리하는 데에도 별다른 어려움이 없을 것으로 판단된다. 지금까지의 실험결과를 바탕으로 하여 실험실 규모의 혼합수지 분리장치가 설계, 제작되고 있으며, 침하-부유법의 원전 발생 폐수지의 처리에 실적용하기 위한 추가의 연구를 계획하고 있다.

중심단어 : 카본-14, CANDU, 이온교환수지, 침하-부유법

방사성 폐기물의 겔화를 통한 안정화/고형화

박환서, 김인태, 김환영, *유승곤, 김준형
한국원자력연구소 핵화공연구부, *충남대학교 화학공학과

요 약

방사성 폐기물을 유리고화나 세라믹고화와 같은 고온 고화처리시, 방사성 핵종의 휘발은 고화공정의 안전성에 대한 중요한 고려인자이다. 본 연구는 방사성 폐기물의 고온 처리시 발생되는 휘발특성을 제어하기 위한 방법으로 GRSS(Gel-Route Stabilization/Solidifcation)을 제안하였으며, GRSS의 개념에 적합한 물질계를 설정하였다. 이러한 물질계를 이용할 경우, SiO_2에 의해 형성되는 반응모듈 내에서 휘발성 핵종은 열적으로 안정한 화합물로 전환된다. 겔의 특성상, 습식법 이용시 발생될 수 있는 잔존용액의 발생이 없으며, 고온처리시 휘발성 핵종의 제어를 통하여 처리과정동안 이차방사성 폐기물의 발생을 제어할 수 있다. 반응생성물은 염화물, 질산화물, 산화물의 형태로 존재할 수 있는 휘발성 핵종의 화학적 상태보다 높은 열적 안정성을 가진다. 고온에서 휘발성의 제어는 방사성 폐기물의 안정화/고형화 매질 및 공정 개발에 있어 높은 자유도를 줄 수 있으므로, GRSS는 방사성 폐기물의 고화처리에 있어서 효과적인 접근법으로 고려될 수 있다.

중심단어 : 고형화, 휘발성, 졸젤법, 규산염, 금속염화물, 고화체

방사성폐기물 인증 프로그램 개발을 위한 검토

이재민[a], 정희준[a], 황주호[a], 정의영[b], 김헌[b], 이락희[b], 박종헌[b]
[a]경희대학교, 경기도 용인시 기흥읍 서천리 1번지
[b]한국수력원자력(주) 원자력환경기술원, 대전 유성구 덕진동 150번지

요 약

중·저준위 방사성폐기물의 처분에 있어 폐기물 발생자는 방사성폐기물 인증 프로그램을 개발하여 처분 요건의 적합성을 입증해야 한다. 각국의 경우 이러한 절차를 제도적으로 확립하여 운영하고 있으며 국내의 경우 과학기술부 고시를 통하여 절차를 수립할 예정이다. 폐기물 발생자는 폐기물이 처분요건에 따라 적합한지를 검사한 후, 그 주요 특성치를 문서화하고 인증을 통하여 처분사업자에게 인도한다. 처분사업자는 인수한 폐기물을 인수검사 절차에 의해 검사 후 처분한다. 규제기관은 이러한 절차에 대한 사전 승인 및 감사의 권한을 갖는다. 이러한 절차 운영의 목적은 방사성폐기물의 처분 안전성에 있으며 국내 여건을 고려할 때, 발생자의 인증단계에서부터 처분사업자 및 규제기관의 적극적인 참여가 필요하며 민간기관의 감시체제도 함께 수립하는 것을 제안한다.

중심단어 : 폐기물 인증 프로그램(WCP)

원전고화폐기물 특성시험을 위한 시험법 선정

김기홍, 유영걸, 곽경길, 지영용, 조동찬, 홍권표
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150
정의영, 박종헌, 김헌
한국수력원자력(주) 원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

중저준위 방사성 고화체 특성시험을 위한 각국(미국, 프랑스, IAEA 및 한국의 유사 시험법)의 표준시험법에서 제시한 시험조건과 시편의 조건에 따라 모의 방사성 및 비방사성 고화체를 이용하여 상기 시험법들을 각각 적용하고 또한 이들 시험법들간의 차이(시험 조건, 시편의 크기 등)에 기인한 상호 비교시험을 통하여 얻어진 시험결과들을 종합적으로 비교 검토하여 보수적 관점에서 국내 원전발생 고화체의 특성시험을 위한 특성시험법을 선정하였다.

중심단어 : 방사성 고화체, 특성시험, 압축강도, 침출, 침수, 열순환, 방사선조사

방사성동위원소폐기물 관리

최광섭*, 이상우, 이인구
한국수력원자력(주) 원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

요 약

산업사회가 발전함에 따라 방사성동위원소의 이용기관수가 증가추세에 있으며 이에 따라 방사성동위원소 폐기물의 발생량도 증가될 것으로 예상된다. 방사성동위원소폐기물 관리체계, 폐기절차 등을 기술하였으며, 밀봉선원폐기물 재활용 절차 등을 도식화 하였다. 방사성동위원소폐기물 관리시설의 저장공간을 확보하기 위하여 RI폐기물을 감용처리하고 있다. 개봉선원폐기물의 경우가연성폐기물과 유기폐액은 소각처리하고, 비가연성폐기물은 압축처리하고 있다. 밀봉선원폐기물은 반감기가 짧은 이리듐선원에 대하여 집중저장용기를 개발하여 선원부분과 꼬리부분을 절단하여 선원부분만 집중저장용기에 저장하고 회수된 차폐용기는 발생자에게 되돌려 줌으로써 부피를 줄이고 있다. 향후 Co-60과 Cs-137 선원에 대하여 개발된 밀집저장용기에 밀집저장 할 계획이다.

중심단어 : 방사성동위원소폐기물 관리, 감용처리, 밀봉선원폐기물 재활용

시료 산화 장치를 이용한 폐수지내 C-14 분석법 개발

최영구, 고은옥, 원장식, 양호연, 김경덕
한국수력원자력(주)/원자력환경기술원, 대전광역시 유성우체국 사서함 149호

요 약

원자력 발전소에서 발생되는 폐수지 처리를 위해서 시료 산화 장치를 이용한 폐수지 및 저장폐액 내 C-14 분석법을 개발하였다. 액체섬광계수법(LSC, Liquid Scintillation Counting)을 이용한 C-14의 정량분석을 위해 표준 선원을 사용한 소광보정곡선을 작성하였다. 저장 폐액 및 폐수지의 최적 전 처리 조건을 도출하기 위해서 연소 량에 따른 적정 연소시간을 측정하였다. 최적 전 처리 조건은 폐액의 경우 0.1 mL 시료에 흡착제와 섬광용액의 양을 각각 8 mL 와 10 mL 씩을 사용해야 하며 연소 시간은 2분이다. 폐수지의 경우 0.8g 시료에 흡착제와 섬광용액은 폐액의 경우와 동일하며 연소 시간은 2분 30초 정도가 최적 조건이었다. 시간에 따른 IRN 150 수지에 대한 C-14의 흡착 율을 측정하였다.

중심단어 : 탄소-14, 이온교환수지, 시료산화장치, 가압중수로

방사성 폐기물 중 C-14 및 H-3의 방사능 상관관계

안홍주, 이흥래, 박순달, 송병철, 한선호, 지광용
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

요 약

방사성 폐기물 핵종 규제에 관한 10CFR61규정에 따라 국내 원자력 발전소에서 발생되는 중저준위 방사성 폐기물 중 농축폐액, 슬러지, 폐수지를 대상으로 산화증류법 및 표면산화법을 이용하여 탄소-14를 분리하였고, 잔여 용액을 증류하여 삼중수소를 순서대로 분리하였다. 분리된 탄소-14 및 삼중수소는 액체섬광계수기를 이용하여 방출되는 베타선을 계측하였고, 소광보정 곡선을 이용하여 방사능을 측정하였다. 순수한 베타 방출 핵종인 탄소-14 및 삼중수소는 각각 0.178~109,850 Bq/g과 0.067~ 14,041Bq/g의 범위로 각 방사성 폐기물에 존재하였다. 10CFR61의 규정중 간접적인 방법으로 핵종 방사능 측정의 가능성을 조사하고자 코발트-60과 세슘-137을 이용하여 각 원전별로 탄소-14와 삼중수소와의 상관관계를 평가하였다.

중심단어 : 탄소-14, 삼중수소, 방사능 상관관계, 방사성폐기물

저장기간의 경과에 따른 방사성 오염토양의 처리 및 규제해제 방안에 관한 연구

이영희, 홍대석, 조한석
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

요 약

본 연구에서는 2006년으로 예상되어 있는 연구소 내 방사성 폐기물 저장고의 저장용량 확보를 위하여 전체의 44.6%를 차지하고 있는 방사성 오염토양의 처리를 고려하였다. 이를 위하여 우선적으로 방사성 오염토양의 연도별 발생량분포 및 방사성 오염토양 내 핵종분포에 대한 분석을 수행하였다. 그 결과 방사성 오염토양은 1988년도에 대다수가 발생하여 선량이 낮은 쪽에 많이 분포하는 것으로 분석되었으며 16년간의 저장기간을 거쳐 Co-60을 함유한 드럼은 초기 방사능의 약 12%에 이르는 방사능 농도를 유지하고 있는 것으로 분석되었다. 초기 방사능 농도가 낮고, 충분한 저장기간이 지났으므로 방사능 오염토양의 일부분은 향후 예정되는 규제해제 대상으로 고려할 수 있다. 토양의 입도에 따라서 방사능 농도가 달라지므로 토양의 입도 분리 후 각 입도별 처리방법을 별도로 적용하여 규제해제 대상 및 폐기물 대상 토양을 각각 분류할 수 있을 것으로 판단되며 이를 위한 작업절차를 개발하였다. 이러한 연구 결과는 향후 예정되는 방사성 폐기물의 규제해제를 활용하여 포화시점에 도달하고 있는 연구소 내 폐기물 저장고의 저장용량을 확보하는데 이용할 수 있으며, 추후 일정 기간의 저장을 거친 방사성 오염토양의 처리에 활용될 수 있을 것다.

중심단어 : 토양, 규제해제, 방사성 오염, 처리, 토양세척

A Compartment Model for Nuclide Release Calculation in the Near- and Far-field of a HLW Repository

Youn-Myoung Lee, Yongsoo Hwang, Chul-Hyung Kang, Pil-Soo Hahn
Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Dukjin, Yuseong, Daejeon 305-600
ymlee@kaeri.re.kr

1. Introduction

The HLW-relevant R&D program for disposal of high-level radioactive waste has been carried out at Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) since early 1997, from which a conceptual *Korea Reference Repository System* for direct disposal of nuclear spent fuel is to be introduced by the end of 2007. Apreliminary reference geologic repository concept considering such established criteria and requirements as spent fuel and generic site characteristics in Korea was roughly envisaged in 2003 (Kang et al., 2002). According to above basic repository concept, which is much similar to that of Swedish KBS-3 repository, nuclide release from the near-field system has been investigated through the previous study by calculating some possible nuclide fluxes through several possible conduits as shown in Fig. 1 (Lee et al., 2004).

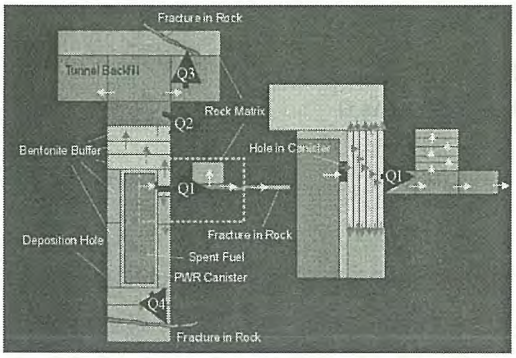


Fig. 1. Schematic near- and far-field system domain.

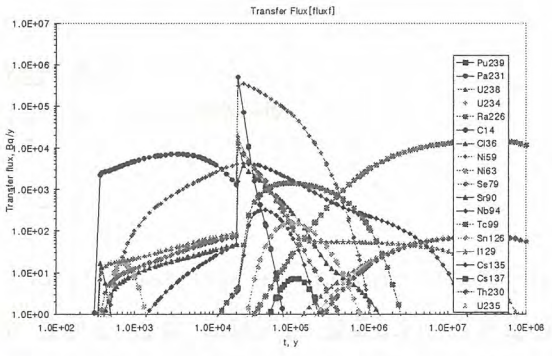


Fig. 2. Nuclide fluxes from the far-field of the HLW repository (suddenly changing hole area @10^4years).

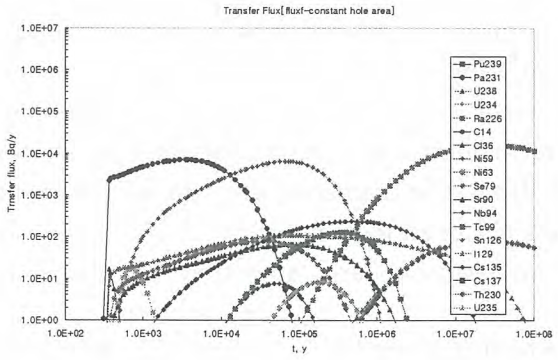


Fig. 3. Nuclide fluxes from the near-field of the HLW repository (constant hole area).

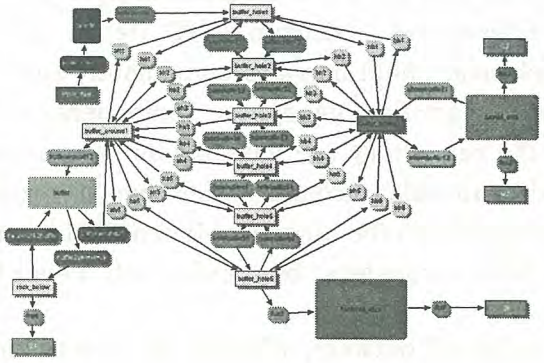


Fig. 4. Compartment modeling for nuclide release calculation.

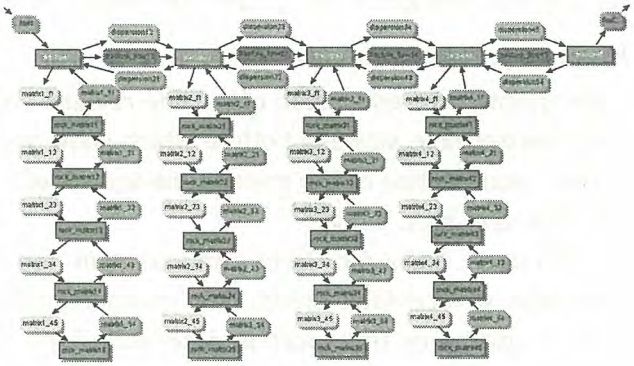


Fig. 5. Compartments for geosphere.

Not only to demonstrate how much a reference repository is safe in the generic point of view with several possible scenarios and cases associated with a preliminary repository concept by conducting calculations for nuclide release and transport in the near- and far-field components of the repository, even though sufficient information has not been available that much yet, but also to show a appropriate methodology by which both a generic and site-specific safety assessment could be performed for further in-depth development of Korea reference repository concept, nuclide release calculation study for various nuclide release cases is mandatory. To this end a similar study done and yet limited for the near-field release case has been extended to the case including far-field system by introducing some more geosphere compartments. Advective and longitudinal dispersive nuclide transports along the fracture with matrix diffusion as well as several retention mechanisms and nuclide ingrowth has been added.

2. Release calculation

For normal case assuming or taking reasonably all the values of input parameters from various sources several quantitative calculation and comparisons among various

release pathways are made through this study as similarly done for KBS-3 type repository (Lindgren and Lindstrom, 1999; Hedin, 2002; Maul et al., 2003) and for the previous study. Such near-field barriers as canister, surrounding buffer, and excavation damaged zone as well as far-field geosphere components including fractured host rock and outer tunnel part of the repository are modeled as independent compartments accounting for their geometry and materials through which nuclides released from the canister are transferred and transportedto the biosphere(even the biosphere has not been included yet).

Most transfers between each near-field compartment are specified in terms of resistances between adjacent two compartments which is given by $\Omega^{ij}=\frac{1}{2A^{ij}}\left(\frac{d^i}{D^i}+\frac{d^j}{D^j}\right)$ where A^{ij} = common area between the two compartment, A = area perpendicular to transport direction, D = effective diffusion coefficient, and d = length of the compartment in the direction of transportexcept for transfer resistances from the source term as well as to far-field geosphere both of which are differently approached. The associated transfer rate between compartments i and j is then given by $\lambda^{ij}=\frac{1}{\phi^i R^i V^i \Omega^{ij}}$ where ϕ^i =compartment porosity, R^i = retardation, and V^i = compartment volume.

Illustration of part of some quantitative estimation of nuclide release are shown in Figs.2 and 3, each of which has different canister hole size and both of which show very typical breakthroughs for typical keynuclides under consideration of the material balance over each compartment to the other compartments as introduced in Figs. 4 and 5.

In most cases transfers between each far-field compartment are specified in the same manner to the near-field case of previous study. For compartment in contact with water flowing fractures in the rock, diffusive transport is determined by an equivalent flow rate, Qeq, which is a fictitious rate visualized as the groundwaterflow rate that carries away dissolved nuclides with the concentration at the compartment interface, from which the flow resistance is obtained as $\Omega_{i,flowingwater}=\frac{1}{D\sqrt{2\pi A_{hole}}}$ where A = hole area. And also for the transfer into a fracture which is extremely narrow in view of buffer medium around the canister, by calculating the nuclide flow rate due to diffusion, transfer resistance at the mouth of the fracture can be obtained as $\Omega_{i,fracture}=\frac{\left(\frac{F_{x,0}}{b}\right)b}{DA_f}$ where $\left(\frac{F_{x,0}}{b}\right)b$ is as estimated by Neretnieks (1986) and Af = fracture opening area contacting buffer.

천층처분방식 선정에 있어 토목 및 구조 설계 측면의 고찰

김영기, 최철순, 이병식, 이용호
한국전력기술, 경기도 용인시 구성읍 마북리 360-9

1. 배경

- 처분 방식은 처분장 부지의 지질 및 기후학적 특성, 폐기물 특성, 인공방벽 설계특성, 안전성에서의 목표, 지역주민의 수용성 등을 종합적으로 반영하여 결정되어야 함.
- 우리나라의 처분환경은 해외의 처분 환경과 상당한 차이가 있으므로, 우리나라 현실에 적합한 처분시설 개념의 개발이 필요함.
- 보 소고에서는 인공방벽 설계 관점에서 천층처분방식 선정에 대한 고찰을 하고자함.

2. 각종 천층처분방식의 비교

방식	특징	지하수 접촉 방지	내진 성능	배수 성능	침식 방호	복구 및 복원 성능
AGV (지상형)	지표면 상부에 처분고 및 덮개를 건설함.	양호	취약	양호	불리	양호
EMV (중간형)	처분고 일부가 지중에 위치하며, 덮개는 지표면 상부에 부분적으로 노출됨	중간	중간	중간	중간	중간
BGV (지중형)	처분고가 지중에 위치하여 덮개 상부가 지표면과 거의 일치함	불리	양호	불리	양호	불리

3. 해외 국가별 방사성폐기물 천층처분 특성

- 미국 뉴욕주 개념설계
  - 콘크리트 인공방벽이 보강된 지상천층처분방식(AGV) 적용
  - 콘크리트 인공방벽의 내구성보완을 위하여 운영 중에는 단열 처리된 철골구조물 내부에 처분고를 건설하도록 하였음.
- 프랑스 l'Aube 처분장
  - 지반에 두꺼운 점토층이 발달하여 대수층으로 오염물질 확산방지에 매우 유리한 지질특성을 갖고 있음. 점토층 상부에는 1~2m 두께의 모래층이 있어 지하수를 신속히 배수할 수 있도록 하고 있음. 지하수위는 높지 않으며, 부지의 지진에 대한 위험성은 매우 낮음.
  - 지상천층처분방식(AGV)을 채택하였으며, 투수성이 매우 낮은 특수 혼합시멘트를 적용하여 처분고를 건설하였으며, 설계수명 300년을 목표로 건설하였음.
- 일본 로카쇼 처분장
  - 핵관련 시설이 밀집하여 있는 로카쇼의 해안가 평지에 부지가 위치하고 있으며, 국가 특성상 지진재해도가 상대적으로 높음. 처분고는 퇴적암반상에 위치하고 있음.
  - 처분고 형식은 내진성능이 매우 좋은 지중천층처분(BGV)방식으로서 처분고가 지하수위

하부에 위치하고 있음. 지하수의 처분고 침투를 제한하기 위하여 외부 뒷채움재를 적용하였으며 지하외벽은 내부에 다공질 콘크리트 배수층이 있는 2중벽 형식을 적용하였음.

4. 우리나라의 처분환경에 대한 고찰
   - 지질 특성
     - 부지가 해안가나 도서로서 지형특성상 지하수위가 높을 것으로 예상되며, 처분고 내구성에 영향을 미치는 염화물 및 황산염 농도 등이 상대적으로 높을 것으로 판단됨. 또한 지구온난화로 인한 해수면 상승 영향을 받을 것으로 예측됨.
     - 지질특성은 프랑스와 같이 양호한 점토층이 광범위하게 발달한 부지확보는 어려울 것으로 판단됨. 지진에 대한 위험성은 높지 않으나, 지진 발생빈도가 증가추세임.
   - 기후 특성
     - 연평균 강우량이 1,000~1,800mm 정도이며, 일일 최대 강우량이 지역에 따라 700mm에 육박함. 뚜렷한 4계절로 구분되어 콘크리트 구조물의 내구성 확보에 불리한 여건임.
   - 규제 특성
     - 대중에 대한 연평균 허용선량이 1 mrem으로서 타 국가에 비하여 매우 엄격하게 규제되고 있음. 또한 대중의 처분시설에 대한 수용성이 매우 낮음.

5. 우리나라의 천층처분방식에 대한 검토
   - 안정성 확보에 가장 중요한 인자는 물과 폐기물의 접촉을 최소화하는 것임. 따라서 우리나라의 처분부지 특성상 지하수위가 높을 것으로 예상되나, 지진 재해 위험성이 그다지 높지 않은 점을 고려할 때 지상천층처분방식(AGV)이 가장 유리한 것으로 판단됨.
   - 그러나 우리나라 기후 특성상 일정시기에 집중적인 강우가 발생하며 그 발생빈도 추세가 점점 증가하고 있는 점을 고려할 때, 침식방호를 위한 별도의 대책이 요구됨. 침식방호 방안으로 덮개의 최상부 표토층 직하부에 암석토대(Rock Rip-Rap) 등을 설치하여 침식방호 성능을 크게 높이는 방안이 있음.
   - 또한 해안가에 콘크리트 구조물이 위치하고, 또한 동결융해로 인하여 처분구조물 내구성 확보에 어려움이 있을 수 있으며, 안전성 규제요건이 타 국가에 비하여 매우 엄격한 점 등을 고려할 때 처분고에 2중방벽 콘크리트 구조물 또는 Modular Pack 형식 처분고 적용 등을 검토하여야 할 것으로 판단됨.

6. 향후 과제
   - 토목/구조 설계 관점에서 천층처분방식 선정과 관련하여 정성적 검토를 하였으나, 향후 이것을 구체화하기 위해서는 각종 설계대안에 대한 정량적평가 및 선정기준이 요구됨.
   - 각종 처분방식에 대한 정량적 평가를 위해서는 예상부지 특성에 대한 검토와 더불어 각종 인공방벽 재료의 개발 및 성능평가, 지표수 배수, 지하수 차수 등 부지의 제약요건을 극복하기 위한 해석 및 설계기술의 타당성에 대한 심도 있는 분석이 선행되어야 함.
   - 선정된 처분방식에 대한 성능 실증이 필요하며, 이를 위하여 인공방벽 재료 및 시설 특성 등의 성능시험을 위한 종합계획을 작성, 체계적으로 실증시험을 추진할 필요가 있음.

부지환경종합관리시스템 개발용 SEMS 모듈 설계

고도영, 박세문, 김창락
한국수력원자력(주) 원자력환경기술원, 대전시 유성구 덕진동 150, 305-353
이정수, 정덕진, 송지연
대상정보기술(주), 서울시 성동구 성수1가 2동 656-282, 133-823
e-mail : kodoyoung@khnp.co.kr

요 약

방사성폐기물 처분장이나 원자력관련시설에 대한 주기적인 환경 감시 및 안전성 평가를 위한 부지정보, 시설물정보와 환경정보에 대한 체계적인 데이터베이스 구축을 위하여 부지환경종합관리시스템 (Site Information and Total Environmental database management System: SITES) 개발을 지난 2년간 수행한 바, 1차적으로 개발된 DB 시스템을 SITES ver.1.0이라 칭하고 후속 개발되는 안전성평가와 환경감시를 포함한 시스템을 SITES ver.2.0이라 칭하여 개발에 박차를 가하고 있다. 본 논문에서는 SITES내 구성요소 중에서 부지와 환경에 대한 SITES DB 정보와 환경감시정보를 활용하여 실시간 환경감시, 예측 및 자동경보에 활용하기 위하여 개발되는 Site Environmental Monitoring System (SEMS) 모듈에 대한 설계 내용을 소개하였다.

중심단어 : SITES, SAS, SEMS, M&A, 정보처리모듈, GIS모듈

빈 면

제W2분과
방사성폐기물 처리 및 처분
(Poster)

빈 면

붕산건조분말함유 파라핀 고화체에 대한 표준 침출시험법의 평가

곽경길, 유영걸, 조동찬, 지영용, 김기홍
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

중저준위 처분장운영국가에서 널리 활용되고 있는 표준 침출시험법(IAEA, FT-04-020 및 ANS 16.1)을 이용하여 붕산건조분말함유 파라핀 고화체의 방사성 핵종(^{60}Co와 ^{137}Cs)의 침출 특성을 살펴보았다.

고화체 제조에 사용된 파라핀 왁스는 국내 원자력발전소에서 사용하고 있는 Aristowax 165(fully refined paraffin wax)이었으며, 붕산건조분말은 순도 99.8%인 미세분말 형태의 붕산을 사용하였다. 고화체 제조시에 우선 반응용기에 먼저 파라핀왁스를 주입하여 완전히 녹인 후 투입구를 통해 붕산을 조금씩 넣으며 혼합하였으며, 가열온도는 파라핀왁스의 전열벽면에서의 탄화 방지를 위하여 90 ~ 100℃를 유지하였고, 교반기의 교반속도는 약 180 rpm으로 하였다. 약 10분 동안 혼합시킨 후 완전하게 섞인 혼합물을 polyethylene 원통형 몰드에 담아 약 15일간 경화시킨 후 몰드를 제거하였다. 이때 붕산과 파라핀 왁스의 혼합비는 원자력발전소의 파라핀 고화공정의 운전기록을 참조하여 무게비(%)로 70 : 30으로 하였다. 이렇게 제조한 고화체의 초기 방사능량은 시편당 Co인 경우 12.897 ~ 14.444 μCi, Cs인 경우에는 12.949 ~ 14.341 μCi이었다.

침출시험은 각 시험법의 시험절차에 따라 수행하였으며, 침출수로 탈염수(pH = 6.02, L(conductivity) = 1.01 μS/cm) 와 ANS 16.1에 기술된 합성해수(pH = 8.19, L(conductivity) = 51.0 μS/cm)를 이용하였다.

각 침출시험법에서 노출 표면적, 침출교체기간 및 침출수를 변화시켜 얻어진 침출시험 결과에 반무한 침출 확산모델을 적용하여 각 시험법들에 대하여 ^{60}Co과 ^{137}Cs의 침출율, 누적 침출분율, 유효확산계수 그리고 침출지수를 구하고 이들을 상호 비교하였다.

파라핀 고화체의 ^{60}Co와 ^{137}Cs의 침출율은 침출수 종류와 표준시험방법에 무관하게 높았다. 누적 침출분율의 비교에서 ^{60}Co의 누적침출분율(Fig. 1)에 비하여 ^{137}Cs의 누적 침출분율(Fig. 2)이 IAEA는 약 2배, 그리고 FT와 ANS에서는 거의 같았다. 또한 동일한 시험법에서 ^{60}Co와 ^{137}Cs의 침출은 침출수 종류에 무관하게 거의 동일하나 탈염수보다는 합성해수에서 다소 높았다. 그리고 FT와 ANS 시험법에서의 침출정도는 IAEA 시험법에 비하여 약 10배정도 높았는데 이는 침출수에 노출되는 면적이 크기 때문이었다. 또한 ANS 16.1에서는 침출시험결과를 침출지수로 나타내기 때문에 3개 표준 침출시험법에서 얻어진 시험결과를 ANS 침출 지수를 구하는 공식을 이용하여 각 시험법에서의 침출지수를 구한 결과를 Table 1에 나타냈다. Table 1에서 보듯이 3개 침출시험법에서의 침출지수는 미국 NRC/BTP에서 권고하고 있는 6.0이상 이었다.

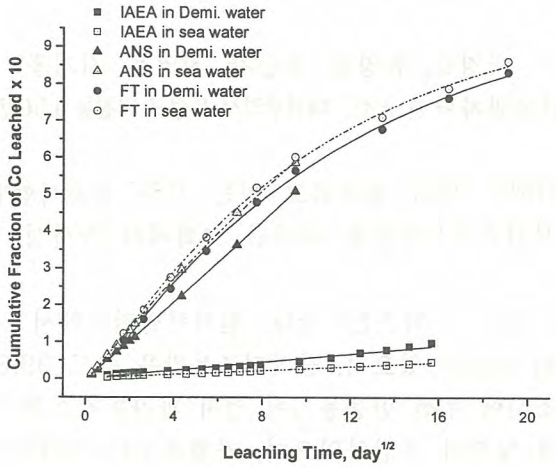


Fig 1. Cumulative Fraction of Co Leached in Demineralized water and Simulated Sea Water

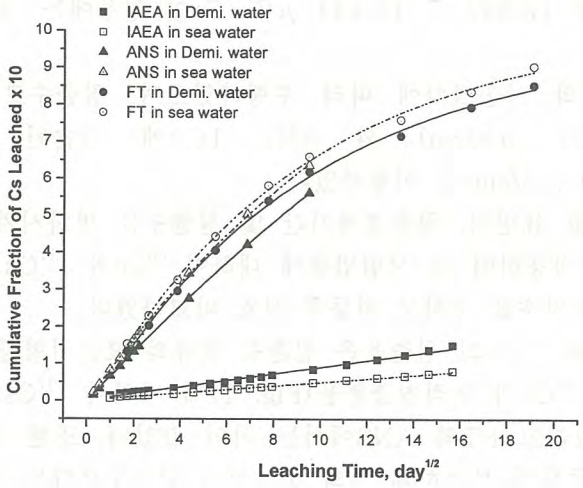


Fig 2. Cumulative Fraction of Cs Leached in Demineralized water and Simulated Sea Water

Table 1. Leachability Index of ^{60}Co and ^{137}Cs in IAEA, FT and ANS

Leaching Time (days)	IAEA				FT-04-020				ANS 16.1			
	Demi. Water		Sea Water		Demi. Water		Sea Water		Demi. Water		Sea Water	
	Co	Cs	Co	Cs	Co	Cs	Co	Cs	Co	Cs	Co	Cs
평균	8.22	7.74	8.79	8.29	8.75	7.87	8.70	7.82	8.46	7.62	8.29	7.46

중저준위 방사성폐기물 처분시설의 부지배치

장근백, 이병식, 이용호, 권택규*
한국전력기술, 경기도 용인시 구성읍 마북리 360-9
* 한국수력원자력, 서울특별시 강남구 삼성동 159-1 아셈타워 17층

1. 서 론

중저준위 방사성폐기물 처분시설의 부지배치는 폐기물의 특성, 부지특성과 기타 항만, 도로 등의 기반시설 등을 고려하여 이루어진다. 따라서 처분시설의 효율적인 배치는 향후 처분시설의 안전성 및 운영의 효율성에 큰 영향을 미치게 된다. 일반적으로 처분시설의 배치는 처분시설의 처분개념과 처분방식에 따라 그 범위와 크기가 결정된다. 처분시설의 부지배치는 처분개념을 구체화하는 방법으로서 각 시설물의 종류와 크기를 확정하고 처분개념 정립을 유도, 촉진하는 역할을 할 수 있다. 이것은 부지배치에 관한 기준정립이 처분부지의 선정과 안전성평가 등에 있어서 중요한 입력 자료가 될 수 있음을 의미한다.

여기서는 중저준위 방사성폐기물 처분시설의 처분방식으로 논의되고 있는 천층처분과 동굴처분 방식에 공통적으로 적용할 수 있는 배치기준을 바탕으로 전체 처분시설의 배치에 관하여 기술하였다. 이러한 처분시설의 배치는 향후 부지선정에 따른 소요 부지면적 및 부지 특성치를 규정하는데 필요하며 전체 부지조성계획과 추후 처분개념의 진전에 따른 기초 자료를 제공해 줄 수 있을 것이다.

2. 처분개념의 확립

처분시설의 부지배치를 위해서는 먼저 처분개념이 확립되어야 한다. 처분개념은 처분시설의 안전성과 운영의 효율성 그리고 방사성 핵종 누출시 복구조치(Remedial Action)의 가능성이 고려되어야 한다. 이 개념은 처분시설의 설계뿐만 아니라 부대시설의 설계와 배치에도 많은 영향을 미칠 수 있기 때문이다. 외국의 처분시설을 운영하는 국가들은 운영경험과 안전성 향상 그리고 인문사회적인 요구에 의해 공학적 방벽을 강화하는 방향으로 꾸준히 처분개념을 발전시키고 있다.

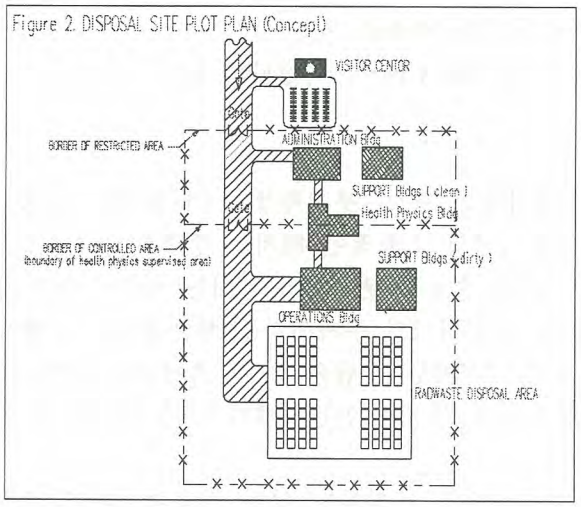
효율적인 부지배치를 위해서는 처분시설의 부대시설(Site Support Facility)의 기능에 따른 종류와 크기가 결정되어야 하는데 이는 처분부지로 반입되는 폐기물의 특성과 공학적 방벽의 특성 및 Retrieval 등의 처분개념에 주로 달려있다.

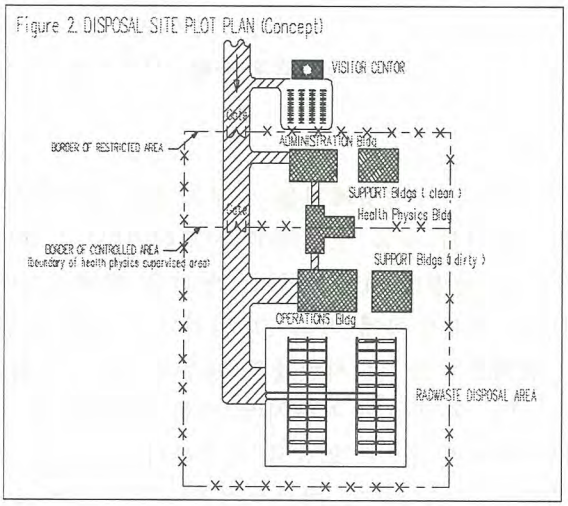
3. 처분시설의 배치

처분시설의 배치는 부지여건을 우선 고려하되 먼저 지형적인 요건과 지질학적 요건, 수리학적 요건 등의 부지특성 그리고 부대시설 요건을 고려하여야 한다. 일반적으로 처분시설은 미국 원자력규제위원회(NRC) 10CFR61, Section 61.52, 61.53 의 관련요건을 참고하되 처분시설은 안전성을 우선 고려하여야 하므로 처분장 주변의 자연방벽을 최대한 이용하고 그 기능을 향상시킬 수 있도록 배치하여야 한다.

Figure 2 에서는 천층과 동굴처분시설의 개략적인 부지배치도(Plot Plan)를 보여주고 있다. 그림에서는 일반인의 접근을 제한하는 제한구역과 제한구역내의 방사선 방호를 효과적으로 수행할 수 있도록 보존구역을 설정하고 있다. 이러한 처분시설은 크게 처분구역과 지상 주설비를 포함한 부대시설구역 그리고 완충구역(Buffer Zone)으로 나눌 수 있으며 이들 구역은 방사선방호와 운영의 효율성을 위해 적절한 구역설정이 되어야 한다. 그리고 제한구역과 보존구역 사이의 완충공

간으로서 Health Physics Bldg을 배치하여 방사선 관리를 위한 접근통로를 제한하고 있다. 또한 부대시설(Support Facility)들은 오염가능성 여부에 따라 분리 배치할 필요가 있다.





(1) 처분구역 배치

처분구역 배치시 가장 중요한 고려사항은 지질, 수리지질 등 부지의 지질 특성과 지하수 특성을 고려하는 것이다. 특히 천층처분 방식의 경우에는 처분장의 안전성을 환경감시 등의 인간의 관리에 의존하는 경향이 강하므로 처분구역 배치시 지하수의 흐름방향을 고려하는 것이 매우 중요하다. 처분시설의 환경감시 프로그램은 방사성핵종 누출의 주요한 경로인 지하수에 대한 감시를 집중적으로 수행할 수 있어야 하며 지표수와 지하수의 흐름방향에 감시정이 집중되어 있어야 한다. 따라서 처분시설의 부지배치 시에는 지하수 흐름방향과 함께 부지 내외부의 감시 편의성을 고려하여 처분구역을 배치하여야 한다.

(2) 부대시설 배치

부대시설은 각 부대시설의 특성을 고려하여 크게 일반인의 접근이 허용되는 지역과 접근이 제한되는 지역으로 구분하고, 일반인의 접근이 제한되는 지역은 다시 종사자 및 작업자의 접근이 허용되는 지역과 제한되는 구역으로 구분하여야 한다. 즉, 일반인의 접근을 제한하는 제한구역과 제한구역내 방사선 방호를 목적으로 하는 보존구역을 설정하여야 한다.

4. 결 론

중저준위 방사성폐기물 처분시설의 배치는 처분방식과 개념을 구체화하는 과정에 계속적인 수정과 보완이 되어야 하며, 이를 통해 처분방식과 개념의 확립, 발전을 촉진시키는 역할도 기대할 수 있다. 처분시설의 배치에 있어서 가장 중요한 사항은 안전성과 함께 시설의 운영 효율성을 고려하여야 하며 처분개념의 진전과 단계별 반복적인 안전성평가를 통해 계속 보완되어야 한다.

국내 원자력발전소 중·저준위 방사성폐기물 특성

강상열, 김영복, 이병식, 이용호
한국전력기술주식회사, 경기도 용인시 구성읍 마북리 360-9

중·저준위 방사성폐기물의 특성은 이들 폐기물 처분시설의 장기적인 안전성을 결정하는 요소 중의 하나로서 방사성폐기물에 대한 정보는 해당 처분시설의 안전성평가 및 기타 설계의 필수 입력자료로 사용된다. 또한 이들 특성은 건설 및 운영허가를 위한 안전성분석보고서 및 환경영향평가보고서 작성시 필수적으로 기술되어야 할 입력자료 들이다. 따라서 안전하고 경제성 있는 처분시설 설계 및 원활한 인허가 업무를 위해서는 대상 폐기물의 물리·화학적 특성들이 사전에 분석되어 정량화될 필요가 있다. 이와 관련하여 원자력발전소(이하 원전) 운영시 발생되는 방사성폐기물의 경우 현재 한수원의 주도하에 여러 기관에서 처분에 대비한 방사성폐기물에 대한 특성분석 및 연구 활동들이 진행되고 있으며, 원전 이외의 기관들에서 발생하는 방사성폐기물의 경우에는 대상 폐기물에 대한 분석 및 연구 활동들이 미비한 상태이다. 이런 이유로 모든 처분대상 폐기물에 대해 처분시 요구되는 충분한 폐기물 특성자료를 조사하는데 한계가 있었다. 이번에 조사 및 분석된 내용은 원전 운영 중 발생하는 방사성폐기물을 중심으로 하였고, 자료조사는 한수원에서 운영중인 ERP(Enterprise Resource Planning) 시스템을 이용하여 수행하였다. 이렇게 조사된 내용을 토대로 2003년말 까지 원전 운영 중 발생된 방사성폐기물의 종류별 발생량 및 표면선량률, 방사성폐기물의 처리 현황, 방사성폐기물을 포장하고 있는 포장용기의 현황 등을 파악하고, 이를 토대로 방사성폐기물의 종류 및 포장용기별 발생분포와 표면선량률 분포를 분석하였다. 이들 자료들은 처분시설배치, 운영계획 및 운반계획 수립 등에 활용될 수 있으며, 향후 원전에서 발생하는 방사성폐기물의 발생추이 및 발생량 예측에 활용하여 처분시설 설계시 참조가 될 수 있을 것으로 기대된다. 아울러, 향후 안전하고 최적화된 처분시설 설계와 원활한 인허가 업무를 추진하기 위해서는 방사성폐기물 발생 기관별로 대상폐기물에 대한 체계적인 연구를 통해 폐기물 인수기준에 제시된 폐기물 특성인자들이 조속히 도출되어야 하며 그 결과에 따라 조사된 폐기물 특성자료들도 지속적으로 보완되어야 할 것이다.

Acid Dissolution and Uranium Uptake from a Waste Sludge

Young Hee. Lee, Kil Jeong. Kim, Il Sik. Kang, Jong Sik. Shon, Kwon Pyo. Hong
Division of Nuclear Fuel Cycle Examination Facility, Korea Atomic Energy Research Institute

A large amount of various chemical wastes are generated at the Korea Atomic Energy Research Institute(KAERI), and those chemical wastes are collected and treated by the chemical wastes treatment facility. But the final dried cake is categorized into radioactive waste, because it exceeds the exemption concentration for uranium.

The acid dissolution by HNO_3 is adapted to the waste sludge to dissolve the uranium contained in the sludge. The concentrations of uranium dissolved by the different additions of the acid marked almost similar values, which means the dissolution is less affected by the amount of acid. Furthermore, the concentration of the dissolved uranium is not affected by the additional heating with mixing. On the contrary, when the dissolved solution is neutralized by an alkali solution, the uranium ion moves to the precipitate form again. It is understood from these results that the uranium ion can be converted reversibly by the adjustment of pH.

IRN-77 and sodium alginate-diphosil bead as ion exchange resins were used, and uranium adsorption from the dissolved solution was evaluated. IRN-77 showed a good removal efficiency of uranium, and the diphosil bead also shows an equivalent efficiency to IRN-77. But large amounts of resins were needed in order to get a higher removal efficiency. It was partly because almost 50% of metal ions, such as Al, Si, Fe, Na having several thousands ppm contained in the sludge were dissolved with the uranium from the sludge. From these results ,the ion exchange method is less applicable to the dissolved solution of the waste sludge.

KAERI has been operating a large scale Solar Evaporation Facility(SEF) since 1993 to treat the very low-level liquid waste or the condensate from the evaporator. If the volume of chemical wastes are once reduced into sludge and the uranium is recovered into a solution, then the dissolved solution is evaporated by the SEF. The specific activity of the uranium was estimated to be 2-3 times that of the exemption level.

While the volume of sludge can be furthermore reduced to about 30 m^3 after belt-pressing, producing a wet cake containing 85% of water, and the acid dissolution from the wet cake is under the experiment for utilizing the established SEF.

암석의 지질학적/물리화학적 특성과 액티늄/란탄계열 핵종의 흡착특성

이길용, 이승구, 윤윤열, 조수영, 김용제
한국지질자원연구원, 대전광역시 유성구 가정동 30번지

암석에 대한 방사성핵종의 흡착특성은 방사성폐기물 처분장의 안전성 평가 및 처분부지 선정과정에서 고려해야 할 중요한 자료중의 하나이다. 본 연구는 총 3차 실험으로 수행되었으며, 1차 실험에서는 연구지역에서 채취한 시추코어를 분류하여 화강암, 편마암, 현무암, 응회암과 이들의 복합광물로 구성된 암석을 선택하여 Am-241, Eu-152의 방사성핵종에 대한 흡착특성을 회분식 실험을 통하여 측정하였다. 1차 실험 결과에서는 Am-241과 Eu-152의 흡착경향이 암석의 종류에 상관없이 매우 유사하였고, 또한 현무암으로 구성된 특정 암석에서 다른 암석에 비하여 특별히 강한 흡착현상이 발견되었다. 이 현무암의 물리화학적 분석 자료를 검토한 결과 티타늄의 함량이 다른 암석에 비하여 매우 높게 나타났다. 2차 실험에서는 티타늄의 함량이 유사한 암석을 대상으로 Am-241, Eu-152이외에 Tb-160과 Co-60을 추가하여 액티늄계열과 란탄계열 핵종의 흡착 유사성을 재확인하고자 하였으며, 그 결과 Tb-160은 Eu-152와 Am-241과 모든 암석에서 매우 유사한 흡착 특성을 나타냈고 Co-60은 전혀 다른 흡착특성을 나타냄을 화인할 수 있었다. 3차 실험에서는 암석에 대한 방사성핵종의 흡착이 티타늄에 의해서 영향을 받는지를 확인하고자 수행되었는데 모든 암석에서는 그러한 사실을 확인 할 수는 없었으나 특정 암석에서는 티타늄의 농도에 따라서 모든 방사성핵종의 흡착이 증가함을 보였다. 추후, 실험에 사용한 각 암석의 물리화학적 자료와 광물학적/지질학적 자료를 종합적으로 측정조사하면 방사성폐기물 처분장의 조사에 활용함은 물론, 처분장의 되 메움제의 개발 등에도 이용될 수 있을 것으로 판단한다.

Acceptable DF for Near-Surface Disposal of PEACER Pyroprocessing Waste

Seung Taek Hong, Sung Il Kim and Kun Jai Lee
Korea Advanced Institute of Science and Technology
373-1, Kusong-dong, Yusong-gu, Daejon, 305-701, Korea

1. Introduction

One of the alternative ideas to solve the spent fuel issues, the partitioning and transmutation (P&T) technology has been developed for decades. Moreover, the concept of LILW production from P&T are proposed by Bowman. A PEACER (Proliferation-resistant, Environmental-friendly Accident-tolerant, Continuable and Economical Reactor), based on pyrochemical process and Pb-Bi coolant transmutation reactor, has been conceptually designed to be able to convert all PWR spent fuel into low and intermediate level waste for near-surface disposal. In this study, the acceptance criteria for near-surface disposal facility is derived by the methodology for establishment of acceptance criteria and acceptable TRU decontamination factor (DF) and LLFP removal efficiency in order to meet acceptance criteria is evaluated.

2. Theoretical Background

The characteristics of PEACER & pyroprocessing waste and methodology for derivation of acceptance criteria are described. The acceptance criteria for near-surface disposal facility include a concentration limit by on-site human intrusion scenario and the total inventory limit by off-site radionuclide migration scenario, respectively.

Figure 1 shows a flow sheet of back-end fuel cycle in PEACER pyroprocessing. Overall DF is defined as the ratio of mass of TRU load into the process to TRU lost into waste stream. Among the LLFP, Tc, I, Cs and Sr are removed from the waste stream because of its high solubility in ground water, heat-load and toxicity. Total TRU and LLFP waste mass is calculated by ORIGEN2 and REBUS3 computer code with the conceptually designed value of TRU DF=1.0E+05 and 95% of LLFP removal efficiency.

In order to derive the acceptance criteria for near-surface disposal facility, methodology studied by KINS/NETEC and conceptual design of disposal facility are used. Figure 2 and 3 show the concentration limit by human intrusion scenario and the total inventory (activity) limit by radionuclide migration scenario, respectively. 500mrem/yr and 100rem/yr are applied as the dose constraint in each scenario. It is assumed that human intrusion occurs at time after end of institutional control of 500 years.

In deriving total inventory limit, borosilicate glass matrix for waste stabilization is considered as a source term analysis. Additionally, the sum of the fraction rule for mixture of radionuclide is applied to determine DF values.

3. Conclusion

The concentrationlimit and total inventory limit for PEACER final waste to dispose it into near-surface disposal facility are derived. In order to satisfy these acceptance criteria, TRU DF and LLFP removal efficiency have to be achieved more than 1.0E+04~1.0E+05 and 96%,respectively. Figure 4 and 5 show DF value for each radionuclide and table 1 shows the combined result considering two criteria together. Acceptable TRU DF is located within possible DF range. However, comparing to conceptual design factor, LLFP, especially Tc-99 and I-129, have to be removed from the waste stream 3~4% more than designed factor.

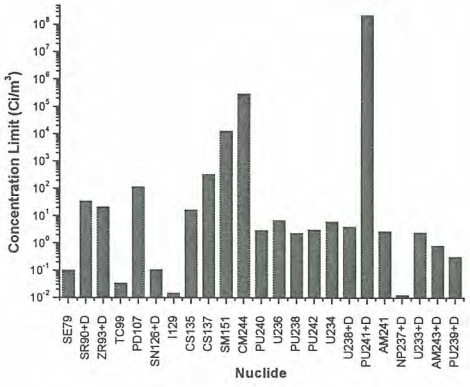


Figure 1. Flow sheet of back-end fuel cycle in PEACER pyroprocessing

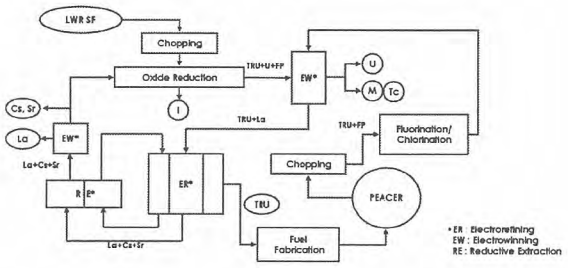


Figure 2. Concentration limit

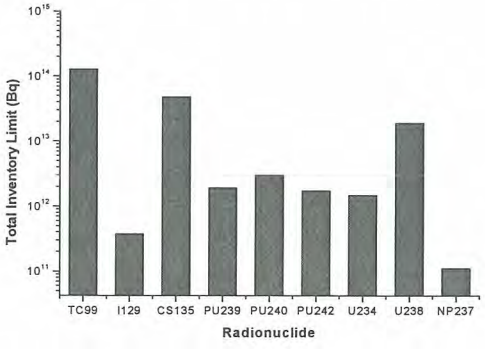


Figure 3. Total inventory limit

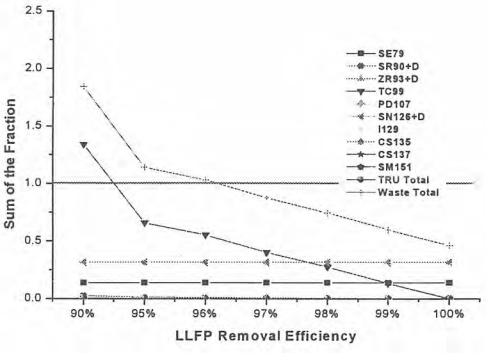


Figure 4. TRU DF and LLFP removal efficiency by concentration limit

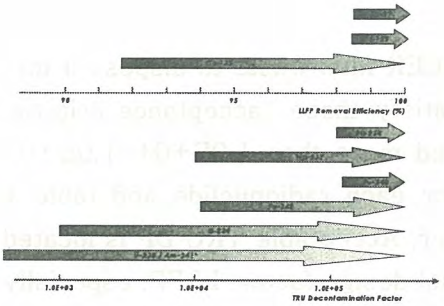


Figure 5. TRU DF and LLFP removal efficiency by total inventory limit

Nuclide		Possible DF	Concentration Limit	Total Inventory Limit	Acceptable DF
LLFP	Sr	-	96%	-	90%
	Tc			98.5%	98~99%
	I			98.5%	98~99%
	Cs			92%	92%
TRU	U	1.43E+4	1.0E+4	1.0E+3	1.0E+4
	Pu	1.67E+5		1.0E+5	1.0E+5
	Np	1.43E+5		1.0E+4	1.0E+4
	Am/Cm	2.94E+4		-	1.0E+4

Table 1. Acceptable TRU DF and LLFP removal efficiency

유리화 배기체 처리설비의 방식(防蝕)재료 특성 평가

류창수, 최석모, 김천우, 박승철, 박윤규, 황태원, 신상운
원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

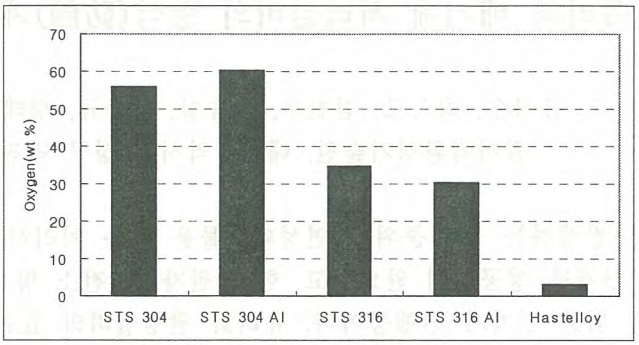
국내 원전에서 발생하는 중·저준위 가연성폐기물을 감용 처리하기위해 저온용융로를 이용한 유리화기술이 연구단계를 성공리에 완료하고, 현재 원자력발전소 방사성폐기물 건물 내에 유리화 원형설비의 설치를 위한 설계가 진행중이다. 유리화 원형설비의 효율적인 운영을 위해 각 단위설비에 대한 교체주기 연장은 매우 중요한 설계반영 사항이다. 실증시설을 이용한 시험에서 폐기물 연소시 발생되는 유해가스로 인해 내식강으로 알려진 STS316 배관에 국부적으로 핀홀(Pinhole)이 발생하는 등 부식이 빠르게 진행됨을 확인할 수 있었으며, 또한 고온의 배기체가 지나는 설비에서는 부식침적물로 인해 배관 막힘현상이 확인되었다. 이에 대한 해결방안으로 고내식강인 Hastelloy, STS316에 알루미늄코팅 등의 시편을 부식조건이 심한 배기가스냉각기에 장착하여 부식에 견디는 정도를 분석하였고, 그 결과를 바탕으로 원형설비 배관 및 설비의 방식(防蝕)재질 선정에 적용하고자 한다.

원전에서 발생되는 주요 가연성폐기물은 잡고체, 폐수지 등이며, 유리화시에는 이들 두 폐기물을 일정조성으로 혼합하여 처리할 예정이다. 유리화시 발생 배기체 측면에서, 잡고체중에는 황(S) 및 질소(N)의 함량이 각각 0.06% 및 0.01%로서 수지 중에는 2.39%와 1.33%포함되어 있어 유리화시 SOx, NOx가 발생하게 된다. 또한 잡고체 중에는 수지에서 거의 존재하지 않는 염소(Cl)가 약 6.7%로 존재한다. 따라서 잡고체의 경우 공정의 부식성을 유발할 수 있는 염화수소(HCl) 혹은 염소가스($C1_2$)의 발생이 많을 것으로 예상된다. 황(S) 함유물질의 연소시 SO_2와 SO_3 가스가 발생되며, 그 비율은 조건에 따라 다르지만 일반적으로 SO_2가 주성분이다. SO_2는 공기 중 수분이나 물에 흡수되어 아황산(H_2SO_3), 황산(H_2SO_4)을 생성하고, SO_3는 매우 강한 산화제로서 금속산화물과 반응하여 황산염을 생성하며, 물이 존재할 경우 빠르게 황산을 생성한다. 따라서, 폐기물중에 함유된 황(S)성분은 부식성가스인 SO_3와 물과 반응하여 아황산 및 황산을 생성하는 SO_2가 발생되며 이들로 인해 재질부식이 초래하게 된다. 또한, STS316 표면에 형성된 산화물 피막은 고정된 피막으로 유지되는 것이 아니라 염소이온과 황산이온 등의 계속적인 공격에 대해 즉시 보수하는 능력을 가지고 있으며, 이때 수중의 용존산소가 새로운 피막을 형성하여 부식으로부터 보호하게 되지만, STS316 표면에 염소(Cl) 등이 부착되면 그 표면 하부까지 용존산소가 공급되지 못해 보호능력이 저하되어 부식진행이 급속히 진행되며, 심하면 핀홀(Pinhole)부식이 발생하게 된다. 이러한 현상은 주로 배기체 유속이 적은 우회배관 등에서 심하게 발생된다.

표 1. 부식시편 표면에 대한 SEM-EDS 분석결과

주요원소(wt%)		O	Al	Ni	Cr	Fe	Cl	S
STS304	모재	1.37	-	7.90	12.50	64.66	-	-
	부식층	55.91	2.39	0.93	1.95	23.00	0.34	7.30
	Al	60.24	29.91	-	-	6.50	1.73	0.93
STS316	모재	1.74	-	11.90	18.10	65.45	-	-
	부식층	34.59	8.07	4.26	4,48	45.18	-	1.54
	Al	30.46	12.22	2.51	4.96	46.95	1.33	2.61
Hastelloy C-276	모재	1.70	-	51.02	15.57	6.56	-	-
	부식층	3.08	-	52.70	15.99	6.03	-	

* Al : Alumium coating layer



부식시편 표면의 산소농도

결 론

가) 내부식성을 향상시키는 방안으로 고려된 알루미늄코팅 방식은 부식시편의 육안검사 및 SEM-EDS분석 결과 배기가스의 온도영향과 함께 산성(酸性)기로 인해 산화알루미나층이 소실되어 부식이 진행되기 때문에 상온에 가까운 낮은 온도분포에서만 적용이 가능하다고 판단된다.

나) 일반적으로 알려진 내부식강인 STS304, STS316은 실증시험에서 비슷한 부식 진행을 보였으며, 하스텔로이 합금의 경우 부식표면에서도 니켈, 크롬의 함량이 90%이상 존재함으로써 내부식강으로 가장 우수함을 확인할 수 있었다.

다) 그러나, 하스텔로이 합금강은 스테인레스강에 비해 가격이 약 30-40배 정도로서, 부식에 가장 열악한 배기가스 냉각기에 적용하는 등 제한적 활용방안이 효과적이라고 판단된다.

라) 기타 배기체 주요배관은 STS316보다 니켈, 크롬을 60%이상 함유한 STS310S에 대한 추가 분석/평가 후 예측수명 등을 종합적으로 검토하여 적용하는 것이 바람직하며, 제조과정에서 경제적으로 Ni 함량을 높일 수 있는 방안을 병한다면 내식(耐蝕)에 대한 효과를 극대화할 수 있을 것으로 판단된다.

밀봉선원폐기물 처분을 위한 보어홀 시설 개념 설계

이태범,이지훈*, 최광섭, 박진백, 박주완, 김창락
한국수력원자력(주) 원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

국내 밀봉선원폐기물의 안전한 처분을 위하여 보어홀 처분시설의 개념설계를 수행하였다. 국내 보어홀 처분 적용대상 밀봉선원폐기물의 특성으로서 대상 선원은 Ra-226, Am-241, U-235, U-238, H-3 등 5개 핵종으로 총 505개 선원이 발생되었다. 이 선원의 형상은 주로 needle 및 disk type으로서 방사능 범위는 0.00089~250 mCi이었다. 국내 과기부고시 제 2001-23호에 의하면 폐기물의 취급과 운반에 특별한 차폐를 요구하지 않는 범위는 표면에서 2mSv/hr를 넘지 않도록 규정되어 있으며, 이를 근거로 용기내 적용 가능한 방사능 재고량과 용기의 적정 규격을 설정하기 위하여 Microshield Ver 5. 0 코드로 차폐계산을 수행하였다. 평가결과, 용기당 최대 적용 방사능은 800mCi의 Ra-226과 1,500 mCi의 Am-241으로 산정되었으며 U-235, U-238, H-3 등 3개 핵종은 각각 1개 용기에 장입이 가능한 것으로 도출되었다. 또한 용기의 차폐만족도 및 설계여유도를 고려하여 용기 직경 20cm와 높이 25 cm가 최적 설계치로 도출되었다. 도출된 폐기물 용기 설계치를 토대로 밀봉선원폐기물 처분을 위한 보어홀 시설의 설계치를 설정하였다. 보어홀의 내경은 용기 직경 200mm와 양쪽 충진두께를 각 70mm로 고려하여 340 mm로 정하였다. 보어홀 케이싱의 재질은 탄소강재 또는 스테인리스 강재 중 선정할 예정이며, 케이싱의 두께는 10 mm로 정하였다. 불투수층 상부 보어홀의 외경은 각각 20 mm의 내부 케이싱 및 가이드 케이싱 두께를 고려하여 380mm로 선정하였다. 밀봉선원폐기물의 보어홀내 적재단수로 홀당 총 재고량과 지질특성 및 홀 깊이 등을 고려하여 10단 또는 20단으로 정하였다. 처분용기의 적재깊이는 하단부터 10m 또는 20 m를 고려하였다. 적재방법으로 1단 총 높이 1m에 최소 750mm 충전재를 용기 상하방향에 균등 분배하여 적용하면 각 단 상하부에 각각 375mm의 충전재가 요구되어진다. 보어홀의 충전재로서는 콘크리트 매질이 핵종이동의 지연이나 구조적 안정성 측면에서 타당하리라고 판단된다. 보어홀의 깊이는 폐기물 용기 10단 적재일 경우에는 약 60m, 폐기물 용기 20단을 적재할 경우에는 70 m로 고려하였다. 이 깊이는 처분장 지질에 따라 다소 변화되어져야 할 것이다.

원자력발전소 발생 원심분리기 모의 슬러지 유리화

박병철, 김천우, 박승철, 황태원, 신상운, 오행엽
한국수력원자력(주) 원자력환경기술원
대전광역시 유성우체국 사서함 149

한국형 표준원전인 영광5,6호기와 울진5,6호기에는 액체방사성폐기물 처리계통에 원심분리기가 설치되어 있어 FSAR 기준으로 연간 약 42 드럼의 슬러지가 발생할 것으로 예상되나 현재까지 원심분리기 슬러지의 최종 처리 방안은 결정되지 않은 실정이며, 본 시험에서는 이러한 원심분리기 슬러지를 모의하여 유리화 가능성을 평가하였다. 원심분리기 슬러지의 물리화학적 특성은 아직까지 명확히 규명되지 않았으나, 주로 원전건물 바닥 배수속의 시멘트 분진과 침적토 그리고 방사성액체폐기물 저장 탱크 모재의 부식생성물들이 포함되어 있을 것으로 예상되고, 따라서 본 시험에 사용된 모의 슬러지는 시멘트 분진, 침적토 및 부식생성물을 1:1:2의 비율로 혼합한 슬러리(Slurry) 형태로 제조하여 사용하였다.(표 1. 참조)

표 1. 모의 슬러지의 무기물 화학 조성

화 합 물 구성(wt%)				비 고
시멘트 분진 (Cement Dust)	Al_2O_3	3	25	◦ 슬러지 내 수분함량 : 85wt% ◦ 입자 크기 ▪ 시멘트 분진 : 80㎛ 이하 ▪ 침적토 (Silt/Clay) : 200㎛ 이하 ▪ 부식생성물 : 90㎛ 이하
	CaO	63		
	Fe_2O_3	5		
	SO_3	3		
	SiO_2	23		
	Other	3		
침적토(Silt/Clay)	$Al_2Si_2O_5(OH)_4$	25		
부식생성물	Fe_3O_4	24	50	
	Fe_2O_3	52.3		
	NiO	15.9		
	Cr_2O_3	8.3		
	CoO	0.3		

초기 유리용탕을 생성하기 위하여 붕규산 유리플릿(Nepheline+CE™ 혼합) 80kg을 저온용융로(CCM)에 장전하여 초기점화를 시작하였고, 모의 슬러지를 투입하는 과정에서 슬러지내 Al_2O_3, SiO_2, CaO 성분에 의한 배출 유리의 점도 상승을 고려하여 붕규산 유리(CE) 30kg을 추가 투입 후 10kg의 유리를 배출하여 초기용탕이 온도 1,150℃에서 점도 10~100poise 및 전기 전도도 0.1~1.0 S/㎝이 유지될 수 있도록 하였다.

모의 슬러지는 산화물로 구성되어 있으므로 CCM 상부의 산소공급기를 통한 추가적인 산소 공급이 필요하지 않았으며, 유리 용탕 내에서의 원활한 혼합을 위하여 CCM 중앙버블러 및 주변버블러를 통하여 산소를 공급하였다.(그림 1. 참조)

유리 용탕의 온도는 고주파발생기에 의해 매우 안정되게 제어되었으며,(그림 2. TC-2 그래프 참조) 또한 유리용탕의 최상부와 하부의 온도차는 200℃이내로 일정하였다.(그림 2. TC-1과 TC-3 그래프 참조) 초기 슬러지 공급이 시작된 후 약 1시간 정도 임피던스가 0.58에서 0.7까

지 급격히 증가하는 경향을 나타냈으나,(그림 2. IMPE 그래프 참조) 이는 모의 슬러지가 용탕에 투입되어 안정화되는데 소요되는 시간임을 알 수 있었다. 향후 이를 단축하기 위한 유리 첨가제 투입 또는 버블러를 이용한 용탕 혼합 방안이 고려되어야 할 것이다.

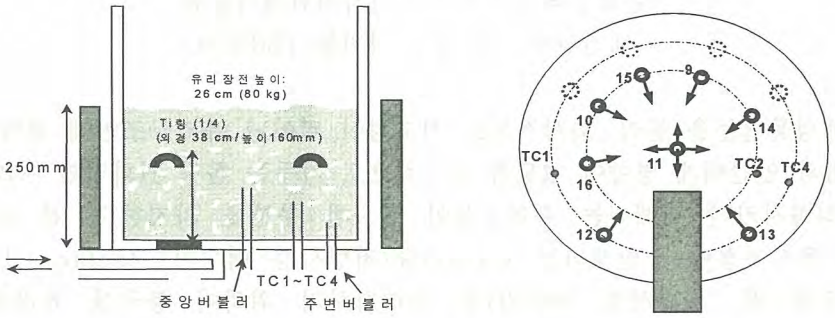


그림 1. 초기점화 조건 및 유리용탕 혼합(Bubbling) 특성

모의 슬러지 투입을 마치고 CCM을 분해하여 유리고화체를 육안으로 관찰한 결과, 전체적으로 균질한 상태였으나, CCM 벽면 하단과 유리경계, 중앙 버블러의 하단, 열전대 TC-2 와 TC-4 사이의 하단 유리에서 이차상을 관찰되었다. CCM 벽면 하단과 유리경계에서 채취한 시료를 SEM으로 관찰한 결과 그림 3의 SEM 사진에 나타난 바와 같이 세 가지의 이차상이 관찰되었고, 이들 중 주요 이차상은 자성체인 Hematite(Fe_2O_3) Cluster로 분석되었으며, 이러한 Cluster들은 지름이 10~40μm 정도이며, 생성 원인은 대부분 철산화물로 구성된 모의 슬러지를 유리 용탕에 투입할 때 일부가 용융되지 않고 CCM 바닥으로 침전되었기 때문인 것으로 판단된다. 그러나 이는 크게 우려할 사항은 아닌 것으로 평가되었고, 모의 슬러지 성분들중 용융점이 높은 Hematite(Fe_2O_3)와 같은 성분들이 함유되어 있을 경우 용융점을 낮출 수 있는 첨가제를 혼합하여 같이 투입할 경우 유리화가 더욱 용이할 것으로 평가되었다.

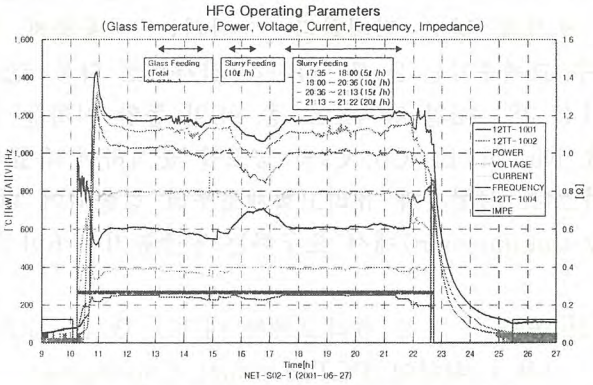


그림 2. 용탕의 온도 및 운전변수 변화

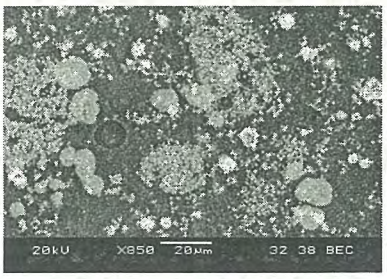


그림 3. 유리시료 SEM 사진

방사성폐기물 유리고화체의 침출 특성에 대한 연구

김지연, 김천우, 최종락, 문영표, 지평국, 박종길, 신상운
한국수력원자력(주) 원자력환경기술원
대전광역시 유성구 덕진동 150번지

유리화란 유해성물질들을 물리, 화학적으로 견고성이 뛰어난 유리구조안에 결합시키고 이 유해성물질들을 환경과 인간에게 영향이 없도록 영구적으로 가두는 환경 친화적인 처리기술이다. 방사성폐기물을 유리화시키기 위해서는 유리조성이 중요한 부분을 차지한다. 본 연구에서는 울진 5&6호기 원전 운영과정에서 발생되는 W1폐기물(저방사성 폐수지, Zeolite, 가연성 잡고체)과 W2 폐기물(W1폐기물, 고방사성 폐수지)을 유리화하기 위하여 붕규산 유리계인 AG8W1과 AG8W2 후보유리를 개발하였다[Fig. 1]. 두 후보 유리고화체를 구성하고 있는 원소들의 침출 메커니즘, 화학적 내구성을 평가하기 위하여 4가지의 방법(TCLP, ANSI/ANS16.1, PCT, ISO)을 이용하여 침출시험을 수행하였다.

침출시험법은 크게 사용목적, 침출수 교체, 교반 유무에 따라 분류할 수 있는데 그 중 첫 번째 시험법인 TCLP(Toxicity Characteristic Leaching Procedure)는 유리고화체를 최종 처분한 후 천재지변 등의 사고에 대한 안전성을 나타내는 지표역할을 하는 시험으로서 최종 처분장에서 유리고화체가 물과 접촉했을 경우의 유해물질 유출상황을 평가하는 시험법이다. 유리고화체 시료 무게의 20배에 해당하는 빙초산 추출액((pH 4.93±0.05) 시료를 용기에 넣고 밀폐하여 22±3℃의 온도에서 30±2rpm으로 18±2시간동안 교반시킨 후 유해물질 농도를 분석하였다. 두 유리고화체로부터 침출되어 나온 유해물질의 농도는 규제치를 초과하지 않았다.

두 번째 시험법은 유리고화체 내 방사성 핵종에 대한 보전 능력 평가를 위한 방법인 ANSI/ANS16.1 (American Nuclear Standard Institute/American Nuclear Society 16.1) 침출시험이다. 이 시험법은 침출수의 부피와 침출수에 노출된 유리고화체 시편의 표면적 비가 10±0.2㎝되게 탈염수와 시편을 PTFE 용기에 넣고 밀폐한다. 교반기는 사용하지 않은 체 22.5±5℃의 실온에서 유지시켰으며 침출수 교체주기는 2, 7, 24시간 간격으로 다음 4일 동안은 24시간 간격으로 하였으며 시험후기에는 14, 28, 43일 간격으로 총 90일 동안 시험을 수행하였다. 두 유리고화체로부터 침출되어 나온 B, Na, Si, Li, Co, Cs의 농도를 분석하여 유효확산도와 침출능지수(Leachability Index)를 평가하였다. 시험결과 유리고화체로부터 침출되어 나온 모든 원소들이 미국 NRC (Nuclear Regulatory Commission)에서 요구하는 침출능지수 6이상보다 훨씬 초과하여 만족하는 것을 알 수 있었다.

세 번째 침출시험법으로는 7일에서 500일 동안 두 후보 유리고화체 내 Na, B, Li, Si의 침출거동을 기준유리(SRL-EA)의 침출거동과 비교하기 위하여 PCT(Product Consistency Test)를 수행하였다. 100~200mesh(149~74㎛) 크기의 유리시료 10g 정도를 취한 다음 용기(Stainless Steel Vessels 304L)에 넣고 유리의 표면적과 탈염수의 체적비(SA/V)가 2000m^{-1}이 되도록 하여 90℃ 온도에서 시험하였다. 유리고화체로부터 침출되어 나온 네 원소들의 농도를 분석하여 침출률을 평가한 결과 침출률은 120일까지 안정적인 침출률을 유지하고 이후엔 침출률이 다시 증가하는 경향을 보이고 있으나 기준유리인 SRL-EA 보다 낮은 침출률을 보이고 있음을 알 수 있었다.

마지막으로 두 후보 유리고화체의 장기간의 화학적 건전성 평가를 위해서 장기 침출시험법인 ISO(International Standards Organization)를 수행하였다. 탈염수 부피와 유리고화체 표면적 비

가 0.1~0.2m 정도 되게 한 다음 PTFE 용기에 넣고 밀폐하였다. 교반기는 사용하지 않은 체 90℃의 온도에서 수행하였다. 탈염수는 정기적으로 1, 3, 7일에 교환하고 이후에는 주 1회, 6주 이후에는 4주 1회 교환하여 602일 동안 장기간 수행하였으며 유리고화체로부터 침출되어 나온 Al, Na, B, Si 등의 침출률과 누적침출분율을 평가한 결과 장기침출환경에서 매우 안정함을 알 수 있었다. 각 침출시험법에서 후보 유리고화체로부터 침출된 원소들의 농도는 ICP-AES/MS를 사용하여 분석하였으며 침출액의 pH 거동 평가를 위하여 침출액은 실온까지 냉각 후 즉시 측정하였다.

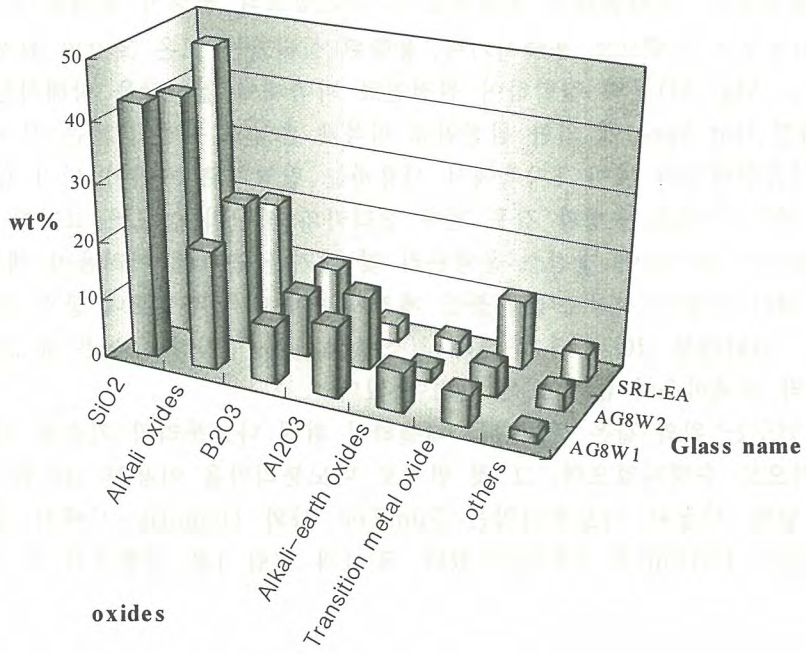


Fig. 1 Composition of Candidate glasses and SRL-EA glass

나노분리막을 이용한 SFP내 실리카 제거에 관한 연구

이상진, 김봉진, 양호연, 김경덕
(주) 한국수력원자력 원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

국내 일부 원전에서는 사용후 핵연료 저장조의 저장용량을 증대시키기 위해 1990년대 초 보라플렉스(Braflex) 조밀 저장대를 이용하여 사용후 핵연료를 저장 중에 있다. 보라플렉스는 중성자 흡수재인 B_4C를 함유한 폴리머계통의 자재로서 사용후 핵연료 조밀 저장대에 얇은판 형태로 부착하여 사용되었다. 보라플렉스 조밀랙은 약 5년정도의 운영시 방사선(주로 γ선)조사에 의해 실리카와 탄화붕소를 수중으로 용출시키며, 용출된 실리카는 고온 고압의 원자로 운전조건에서 알카리토금속(Ca, Mg, Al)등과 결합하여 원전연료 피복재에 열전달을 방해하는 규석층(Zeolite)를 형성, 국부 과열(Hot Spot)에 의한 원전연료 피복재 손상의 원인이 되는 것으로 알려져 있다.

실리카는 이온선택성이 낮아 1차측에서 사용하는 탈염기로 제거가 되지 않으며, RO막을 사용하여 실리카 제거 작업을 수행할 경우 현재 실리카와 붕산의 농도를 고려할 때 상당량의 고체방사성폐기물 발생이 예상되어 발전소 운영관리 및 폐기물 관리에 어려움이 예상되며 또한 RO막에 의한 실리카 제거 작업시 저장조내에 붕산 제거가 수반되어 저장조내 붕소 농도 관리에 어려움이 따르게 된다. 이외에도 RO 막의 운전은 최소 $10kg_f/cm^2$ 이상의 높은 운전압력을 필요로 하며, 소모품인 RO막 교체비용이 많이 드는 단점이 있다.

따라서 본 연구는 위와 같은 문제점을 해결하기 위해 나노분리막 기술을 이용한 실리카 제거공정개발을 목적으로 수행되었으며, 그 첫 번째로 나노분리막을 이용한 실리카 제거의 타당성을 조사하였다. 실험에 사용된 나노분리막은 FilmTec 사와 Osmotik 사에서 제조되었으며 각각의 Surface Area는 $0.516m^2$과 $0.45m^2$이었다. 표 1과 그림 1은 실험조건 및 실험장치를 나타내고 있다.

표 1. 나노분리막 실험조건

초기 Si 농도	10ppm	운전시간	30min
초기 B 농도	2,000ppm	Si 분석	UV-Spectrophotometer
운전압력	$2kg_f/cm^2$	B 분석	ICP-AES
운전유량	650cc/min		

실험에 사용된 시료의 초기 Si 농도 및 B의 농도는 국내 원전의 현황을 파악하여 실제 측정된 수치와 거의 비슷하게 제조하였으며, 시료 채취는 실험장치 운전 시작 전 및 운전 시작 30분 경과 후 투과수를 채취하여 Si 및 B의 이온 배제율을 측정하였다. 붕소의 농도는 먹는물 수질공정시험방법 상의 유도결합플라즈마-원자방출분광법을 사용하여 249.773nm의 측정파장으로 분석하였으며, 실리카는 UV-Spectrophotometer를 이용한 815nm 파장에서 흡광법으로 분석하였다.

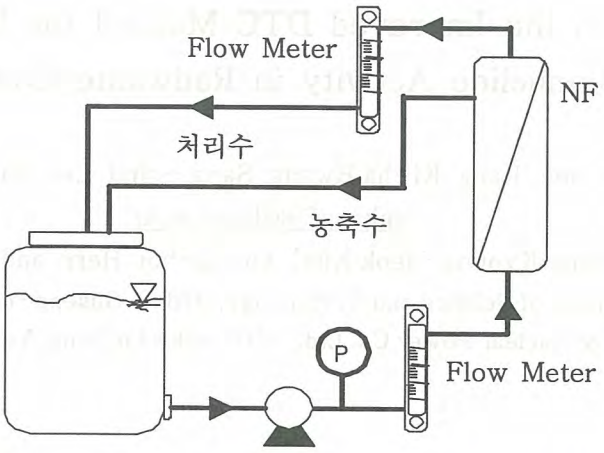


그림 1. 나노분리막 실험장치

위 실험을 통한 실험결과는 표 2와 같다.

표 2. 나노분리막의 회수율 및 Si와 B의 이온 배제율

			Osmotik	FilmTec
회수율(%)			20	23.1
이온 배제율 (%)	Si		91.1	81.5
	Si+B	Si	67.6	77
		B	8.5	-

Si의 단일성분계에서 Si 이온 배제율은 Osmotik 사에서 제조된 나노분리막이 약 91.1%로, FilmTec 사에서 제조된 나노분리막의 Si 이온 배제율보다 약 10% 정도 더 높았다. 그러나 Si+B 이성분계에서 Si의 이온 배제율은 FilmTec에서 제조된 나노분리막의 이온 배제율이 77%로 Osmotik 사의 나노분리막 보다 약 10% 정도 더 높았다. 또한 Si+B 이성분계에서 B의 이온 배제율은 Osmotik 사의 나노분리막에서 약 8.5%로 측정되었다. 이상의 결과로 볼 때 나노분리막을 이용한 사용후 핵연료 저장조의 실리카 제거는 기존의 RO막을 사용하는 것에 비해 운전압력 등의 운전비용 및 붕산 농도의 관리측면에서 볼 때 매우 유리하며, 고농도의 붕산농축으로 인한 폐기물처리 비용을 저감할 수 있어 매우 바람직하다고 판단된다.

따라서 이러한 연구결과를 바탕으로 나노분리막을 이용한 사용후 핵연료 저장조내의 실리카 제거 공정 설계에 필요한 Lab. Scale 장치를 제작하기로 하였으며 추후 이에 대한 연구가 진행될 예정이다.

A Study on the Improved DTC Method for Estimations of Radionuclide Activity in Radwaste Containers

Sang-hee Kang, Ki-ha Hwang, Sang -chul Lee, Kun-jai Lee,
shkang79@kaist.ac.kr
Tae-wook Kim*, Kyoung-deok Kim*, Young-hoi Herr* and Myung-jae Song*
Korea Advenced Institute of Science and Technology, 373-1 Guseng-dong, Yuseong-gu, Daejeon
*Korea Hydro & Nuclear Power Co. Ltd., 150 Duck-Jin Dong, Yuseong-Ku, Daejeon

1. Introduction

Disposal of radwaste containers requires the assessment of the radioactive contents of each container. Some containers can not be assessed by the γ nuclide analyzer because of time constraint and economical burden. One alternative method, dose to curie conversion (DTC) method can provide an estimate of the container activity. This study evaluates the impact of voids, the chemical composition and density of the material and the distribution of the source related to surface dose rate and the development of the improved DTC method for more accurate assessment.

2. Theoretical Background

The DTC method estimates the concentration of γ-emitting radionuclides in a waste container based on the surface dose rate. Table 1 shows the uncertainties associated with the use of DTC method. Each parameter is discussed with respect to its impact on the DTC method using MCNP-4C code.

Table 1. Parameters associated with uncertainty of DTC method and conditions of models

Parameters	Conditions of the model
Impact of voids [Fig. 2]	Container with idealized 10% void regions at 4 locations (0.9H, 0.6H, 0.4H, 0H , H: Height of a container)
Chemical composition and density of the material	Sand, DAW, wood and evaporate bottoms, Density of these materials varied from 0.2 to 1.75 g/cm^3
Distribution of the source [Fig. 1]	Each point source assumed to be distributed to 25 points in the container

3. Results & Discussion

The dose rate is relatively insensitive to the impact of voids in the container and the chemical composition of the material and sensitive to the material density and the source distribution [Fig. 2,3,4]. The density variation and source distribution were applied for the assay of the container and more improvements over existing method.

The error ratio of the assay was decreased from 63% to 12% applying the impact of the

density variation and reduced to 9.5% applying both the impact of the density variation and source distribution. Further studies on the method to determine the location of source are needed.

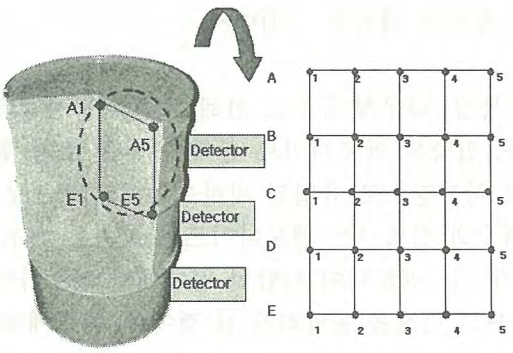


Figure 1. Distribution of the source voids

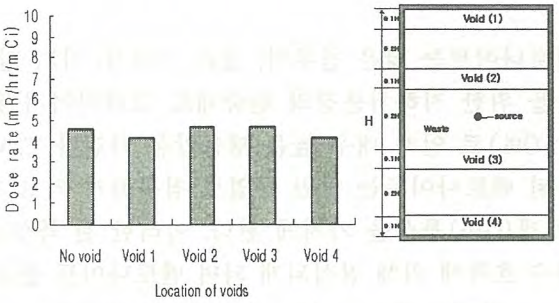


Figure 2. Dose rate for the location of (Co-60)

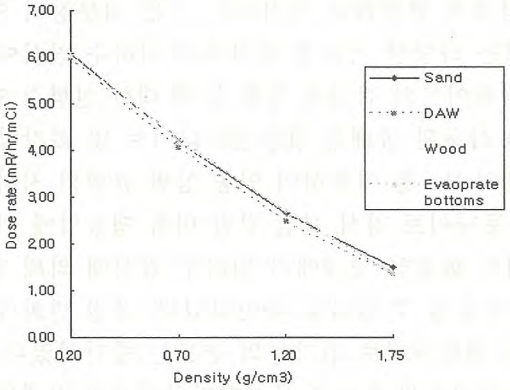


Figure 3. Dose rate as a function of the density for a typical materials (Co-60)

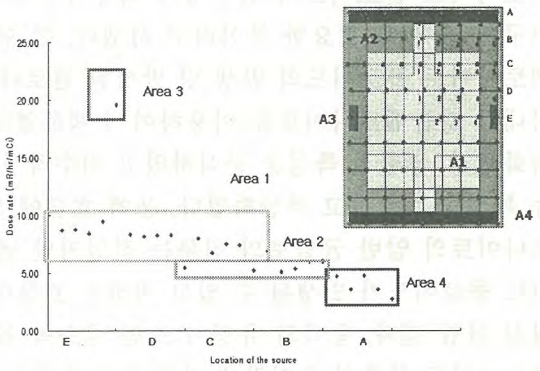


Figure 4. Dose rate for locations of the source (Co-60)

압축된 칼슘벤토나이트 블록으로부터 벤토나이트 침식 및 콜로이드 발생에 대한 실험적 연구

백민훈, 이재완, 조원진, 한필수
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

벤토나이트는 낮은 침투성, 높은 수착성, 자기 밀봉 특성, 내구성 등으로 인해 고준위 방사성폐기물 처분을 위한 지하처분장의 완충재로 고려되어져 왔다. 압축된 벤토나이트 블록은 낮은 초기 함수율(약 10%)로 인해 매우 높은 팽윤압을 가진다. 그리고 처분장으로 유입된 지하수와의 접촉으로 인해 팽윤된 벤토나이트는 암반 균열로 침투하게 되고 지하수와 접촉하는 벤토나이트의 전면은 매우 부드러운 겔(Gel)특성을 가지게 된다. 이러한 겔 특성을 가지는 벤토나이트/암반 경계에서 벤토나이트는 지하수 흐름에 의해 침식되게 되며 벤토나이트 콜로이드의 발생을 유발하게 될 것이다. 최근에 완충재/암반 경계에서 벤토나이트 콜로이드가 발생될 수 있고 이러한 벤토나이트 콜로이드가 주요 악티나이드 핵종의 이동에 영향을 미친다는 연구결과들이 발표되었다. 따라서 발생된 벤토나이트 콜로이드들이 지하 환경에서 안정하다면 핵종이동 또는 핵종 가속화에 영향을 미치는 중요한 또 다른 메커니즘이 될 수 있을 것이다. 따라서 심지층 처분 환경에서 지하수 흐름 및 지화학적 조건 변화에 따른 벤토나이트/암반 경계에서의 벤토나이트의 침식 특성을 규명하고 벤토나이트 콜로이드의 발생 특성 및 발생된 벤토나이트 콜로이드의 안정성과 핵종이동에 대한 잠재적 영향력을 평가하는 것은 처분장의 안전성 연구에 있어 꼭 필요한 분야라고 하겠다. 본 연구에서는 타당한 처분장 조건에서 지하수 침식에 의한 벤토나이트 콜로이드의 발생 및 발생된 벤토나이트 콜로이드의 잠재적 영향 등에 대한 실험적 연구를 국내산 칼슘벤토나이트를 이용하여 수행하였다. 우선 사용된 국내산 칼슘벤토나이트 및 화강암의 물리화학적, 광물적 특성을 분석하였고 비수착성 음이온인 Br^-를 이용하여 인공 암반 균열의 지하수 유동 특성을 측정하고 계산하였다. 용액 흐름에 의한 벤토나이트 침식 실험 결과 비록 팽윤압에 의한 벤토나이트의 암반 균열로의 침투는 적었지만 벤토나이트/화강암 경계에서 지하수 침식에 의해 벤토나이트 콜로이드가 발생될 수 있고 지하수 흐름에 의해 유동될 수 있음을 확인하였다. 유량 변화에 따른 침식 실험 결과, 용액의 유량이 크면 클수록 유출되는 벤토나이트 입자들의 농도는 증가하였다. 비록 벤토나이트 블록의 초기량에 비해 유출된 벤토나이트 입자들의 총량은 무시할만하였지만 발생된 벤토나이트 콜로이드는 핵종이동에 영향을 미치기에 충분한 양이었다. 따라서 본 연구의 실험 결과들은 지하수 흐름에 의한 벤토나이트 표면의 침식은 암반 균열로의 침투과정과 함께 화강암 균열에서의 벤토나이트 콜로이드를 유동시키는 주요한 과정임을 보여주고 있다.

통계적무작위운동법을 이용한 지하매질에서 핵종이동모사

박정균·조원진·한필수
한국원자력연구소, 대전시 유성구 덕진동 150

지하매질내에 처분된 방사성폐기물이 지하수와 접촉으로 방사성핵종이 용해되어 지하수 흐름을 타고 이동할 때, 핵종들은 암석과 다양한 상호 작용을 하기 때문에, 지하수에 비해 이동이 지연된다. 토양이나 지하 암반 매질과 같은 불균일한 흐름장(flow field)에서 물질 이동을 모사하기 위해 해석해나 기존의 수치해석법보다 상대적으로 쉽게 표현할 수 있는 방법이 통계적무작위운동법(statistical random-walk method)이다. 이 방법은 이동매질내를 이동하는 물질을 임의의 입자들로 가정한다. 주어진 유체의 부피 내에서 이 입자는 두가지 형태의 운동을 하며 이동한다. 하나는 평균흐름방향을 따라가는 운동이고, 다른 하나는 수리학적 분산을 나타내는 확률함수로 결정지워지는 불규칙운동이다. 인입구에서 임의로 정한 갯수의 입자를 투여하면, 입자들은 각각 방향의 흐름 통로로 유속에 비례하는 확률과 같이 분포한다. 입자들은 출구에 도달할 때까지 이 운동규칙을 따라 이동한다고 가정한다. 임의의 이동시간에 매질내에 분포하고 있는 입자들의 갯수는 이동분포(migration plume)를 나타내고, 출구에서 정해진 시간에 이동해 나온 입자들의 갯수는 유출곡선(elution curve)을, 임의 시간까지 나온 입자총갯수는 누적유출곡선(cummulative elution curve)을 형성한다. 물질이동모사의 타당성을 검증하기위해, 1m 규모 자연균열을 가진 암반에서 다양한 물성을 가진 추적자들을 가지고 이동실험을 수행하고, 그 실험결과를 수치모사결과와 비교 검토하여 보았다. 사용한 추적자들은 삼중수소(tritium), 고분자 유기염료인 eosine, NaLS, 음이온인 bromide와 chloride, 그리고 수착성 이온인 strontium, cobalt, cesium, 악틴족인 uranium, thorium을 사용하였다. 그 결과, 핵종들의 이동에 있어서, 이류, 분산, 음이온 배척효과, 수착, 매질내 확산등의 효과를 통계적무작위운동법으로 효과적으로 표현할 수 있었다. 그러나, 매질내 확산은 직접적인 계산방법론을 개발, 콜로이드상 이동, 다양한 지화학조건 변화에 따른 수착능을 포함한 핵종물성변화등을 표현할 수 있는 효과적인 방안등은 더 개발해야할 과제이다.

Long-term apparent diffusivity of cesium in compacted bentonite with synthetic granitic groundwater

Kwan Sik Chun, Seung Soo Kim and Jongwon Choi
Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Duckjin-dong, Yuseong-gu, Daejeon

Extended Abstract

In the KAERI, the long-term dissolution experiment of spent PWR fuel has been carried out under the compacted bentonite and synthetic granitic groundwater since June of 1998. The purpose of this experiment is to get the information on corrosion behavior of spent fuel and release rate of radionuclides from the fuel within our domestic bentonite and synthetic granitic groundwater in order to support the development of radionuclide release model from spent fuel in the near field and the identification of the release mechanism, and finally to support the performance assessment of our reference disposal concept. Under this program, the apparent diffusivities of radiocesium released from the spent PWR fuel in a compacted bentonite block with the density of 1.4Mg/m3 as a function of time were measured.

The domestic Ca-bentonite blocks were filled into the under-part of a diffusion cell (43mm x 33mm) and a spent fuel specimen was mounted on this block in a hot cell, and then the under-part was bolted with the upper-part in which only the compacted bentonite was filled. The loaded diffusion cell was put into 450ml of synthetic granitic groundwater in a bath (135mmx 180mm). After a certain period of these diffusion test, each cell with the bentonite blocks was dismantled and then the bentonite blocks in contact with their specimens were sliced at a certain thickness as around 7 pieces. And the sliced bentonite layers were dissolved and the activities of cesium in the solutions were measured by using -spectrometer (EG&G ORTEC ADCAM-100).

The apparent diffusivities of cesium were calculated from the concentration distribution profile of cesium with the depth of the bentonite block from the specimen. These diffusivities as a function of time are illustrated in Fig. 1. The diffusivities derived from the measured values were fitted by the following equation :

Da = 2.62x10-13 + 7.79x10-11 Exp[-1.95x10-2 * T] 꿷꿷꿷꿷..(1)

where Da is apparent diffusivity, as m2/sec, and T is time as days. The time when the second term in the Equation (1) would be negligible will be at least over 700days. This suggests that the long-term apparent diffusivity of cesiumwould become a constant. Within our experimental condition the long-term apparent diffusivity of cesium in the compacted bentonite with the density of 1.4Mg/m3 would be 2.62x10-13 m2/sec and this was much lower than others [1,2].

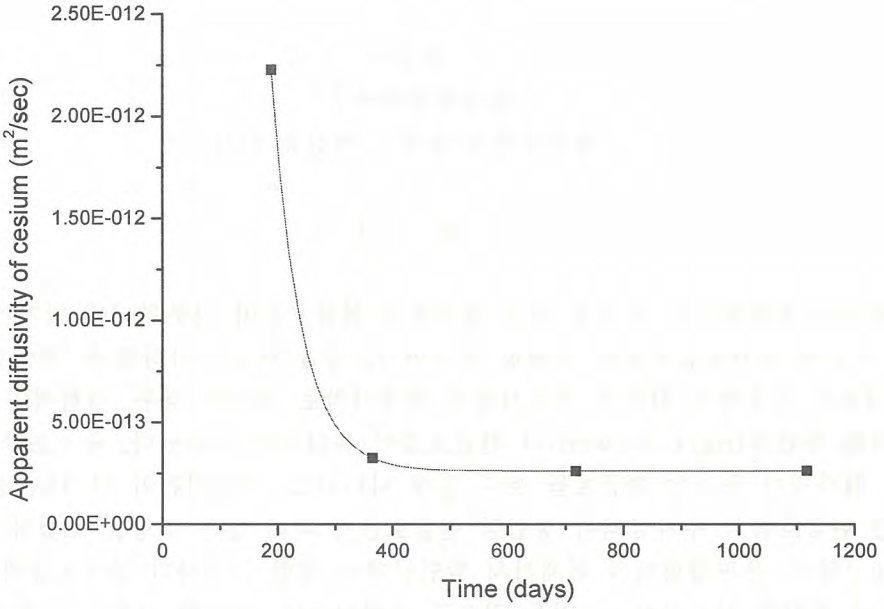


Fig. 1. Apparent diffusivity of cesium in bentonite block as a function of time

Reference

1. W.J. Cho, J.W. Lee and C.H. Kang, "A compilation and evaluation of radionuclide diffusion and sorption properties in the buffer material for the HLW repository", KAERI/TR-2216/2002 (2002).

2. S. Mukai and S. Kataoka, "Diffusion of some radionuclides in compacted Ca-bentonite under reducing condition", Raiochimica Acta 82, 179 (1998).

투자현금흐름이 처분원가에 미치는 영향

김성기
한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

본 논문에서는 처분원가의 특성을 먼저 살펴보고 현금흐름이 처분원가에 미치는 영향을 파악하기 위하여 경험적 투자현금흐름과 우편향 투자현금흐름을 비교·분석하였다. 분석결과, 총투자금액을 할인율 3%를 적용하여 처분장 착공시점의 현재가치로 할인할 경우, 경험적인 방법에 의한 현금흐름에 비해 우편향(right skewed)의 현금흐름이 유리하게 나타났다. 즉 초반부에서는 경험적 현금흐름의 현가액이 우편향 현금흐름 보다 높게 나타났고, 건설기간이 약 45년경과 후부터는 역으로 우편향 현금흐름의 투자금액이 경험적 현금흐름에 비해 높은 경향을 보였다. 그러나 이를 정량적으로 계산하면, 우편향형태의 현재가치 할인금액이 경험적 투자의 현금흐름에 비해 총원가 대비 약 29%의 원가를 감소시킬 수 있을 것으로 분석되었다. 이러한 이유는 고준위방사성폐기물처분장이 장반감기 핵종을 인간생태계로부터 장기간 격리하기 위하여 지하 500m 이상의 심부암반에 처분하므로써, 사용후핵연료 36,000톤을 처분하기 위한 처분장 건설·운영 소요기간이 최소한 80년 동안 장기간 소요되며, 투자금액의 현금흐름이 할인율 효과를 반영하여 후반부에 투자가 많이 이루어지는 우편향의 현금흐름의 형태가 현재가치로 할인된 총투자금액을 감소시켜, 처분원가를 낮출 수 있기 때문인 것으로 분석되었다. 따라서 운영의 효율성을 제고시켜 투입자금을 우편향 형태로 유지할 수 있다면, 처분원가를 다소 감소시킬 수 있을 것으로 판단된다. 왜냐하면 운영비는 총 투자비용 중 약 57%로서 건설투자비 39%와 폐쇄비 4%에 비해 많은 비중을 차지하고 있고, 건설기간 중에 중요한 원가동인이 되는 공정의 복잡성에 대한 운영의 효율성을 제고하므로써, 원가를 감소시킬 수 있는 부문이 내재되어 있기 때문이다.

재료 및 핵연료 조사시험용 캡슐 부품의 고준위 고체폐기물 처리

김도식*, 주용선, 유병옥, 백승제, 김기하, 송웅섭, 김희문
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

다양한 원자력 재료 및 핵연료의 조사거동을 검토하기 위하여 연구용 원자로인 하나로를 이용한 조사시험을 수행하고 있으며, 이를 위하여 조사시험용 무계장캡슐 그리고 조사시험 중 재료 및 핵연료에 대한 자료를 실시간으로 획득이 가능한 계장캡슐이 사용된다. 이들 캡슐은 하나로에서의 조사시험이 완료된 후 조사후시험을 수행하기 위하여 조사재시험시설(Irradiated Materials Examination Facility, IMEF)로 반입되고, 조사후시험을 수행한 후 캡슐의 모든 구성부품들은 고준위 고체폐기물로 처리된다. 본 논문에서는 여러 가지 재료 및 핵연료 조사시험용 캡슐 부품들에 대한 조사재시험시설에서의 고준위 고체폐기물 처리절차에 대하여 기술하였다. 현재까지 조사재시험시설에 반입된 후 폐기 처리된 조사시험용 캡슐은 재료 및 핵연료 조사시험용 무계장과 계장캡슐 그리고 크립캡슐의 크게 3가지로 나누어진다. 하나로 수조에서 상부 보호관을 절단한 후 조사재시험시설에 반입되는 캡슐은 크게 하단고정부(bottom guide assembly), 외통 및 일부 보호관으로 구성되지만, 외통 내에 장입되는 부품들은 조사시료의 종류에 따라 각각 상이하다. 이와 같은 조사시험용 캡슐은 M1 핫셀로 반입되어 외관검사를 마친 후에 M2 핫셀에 설치된 그림 1의 캡슐절단기를 사용하여 외통의 상·하단을 절단하고, 하단고정부와 보호관부를 분리한다. 그 후 외통 내에 장입된 조사시편 또는 핵연료봉을 해체하기 위하여 열매체 다발 및 각종 부품들을 원격조종기를 사용하여 분리한 후 그림 2와 같이 캡슐절단기를 사용하여 절단 및 해체작업을 수행한다. 이들 중 해체된 열매체는 M4 및 M5 핫셀로 이송하여 조사시편 및 중성자모니터(F/M)를 별도의 용기에 분류한다. 핵연료봉을 제외하고 해당 핫셀에서 조사후시험을 마친 조사시편 및 중성자모니터용 소형캡슐은 그림 3의 조사시편용 폐기물처리통에 넣어 M3 핫셀로 이송한다. 이와 함께 캡슐 구성부품 들인 외통, 하단고정부, 보호관부, 열매체, 히터, 열전대, 스페이서(spacer) 및 각종 고정용 소형부품 등은 M3 핫셀에서 그림 4와 같은 50 리터용 폐기물처리용 통에 넣고 체결용 볼트로 뚜껑을 단단히 체결한다. 50 리터용 폐기물처리용 통은 스테인리스 재질로 제작되었으며, 폐기물처리용 통 보다 치수가 큰 외통의 경우는 캡슐절단기를 사용하여 처리 가능한 크기로 재절단 작업을 수행한다. 폐기물처리용 통에 넣어진 조사시험용 캡슐 관련 부품들은 고체폐기물처리용 반출구가 설치된 M3 핫셀을 통하여 핫셀 외부로 인출하고, 고준위폐기시설인 모노리스(monolith)로 운반 및 처리한다. 이를 위하여 조사후시험시설(Post-Irradiation Examination Facility, PIEF)에서 고체폐기물운반용 캐스크(이송장치)를 인수하여 그림 5와 같이 조사재시험시설 M3 핫셀 천장에 설치된 어댑터(adapter)에 부착한 후 호이스트를 이용하여 폐기물처리용 통을 끌어올려 고체폐기물운반용 캐스크에 넣어 핫셀 외부로 인출한다. 고준위 고체폐기물을 인출한 후 운반용 캐스크의 표면오염도 및 방사선량율은 방사선안전관리요원이 측정 및 평가한다. 반출이 허가된 캐스크는 11톤 트럭에 실어 방사성폐기물처리시설의 모노리스(그림 6)로 이송한다. 캐스크 내에 넣어진 폐기물처리용 통이 완전하게 저장 구멍(pit)에 안착되었는지 여부를 확인하기 위하여 캐스크와 어댑터 사이의 틈새에 선량율 측정장치를 접촉시키고 하강할 때와 상승할 때의 선량율을 상호 비교하는 방법을 사용하였다. 이상과 같이 하나로에서 조사된 재료 및 핵연료 조사시험용 캡슐의 부품에 대한 고준위 고체폐기물 처리절차를 확립하였다. 이로 인하여 조사재시험시설에 반입되는 각종 조사캡슐 부품의 폐기물 처리시간이 약 1시간으로 단축되었으며, 절차가 확립됨에 따라 고준위 고체폐기물처리 작업에 대한 안전성도 크게 향상되었다. 또한 폐기물 처리가 신속하게 수행되므로 핫셀 시설에 대한 활용도 증대 측면에서도 크게 기여하였다.

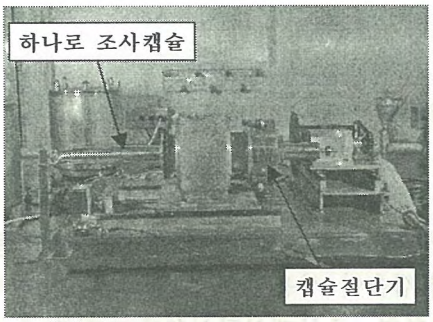


그림 27 외통 절단 작업

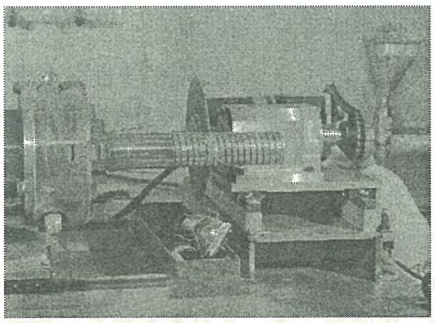


그림 2 내부부품의 절단 및 해체 작업

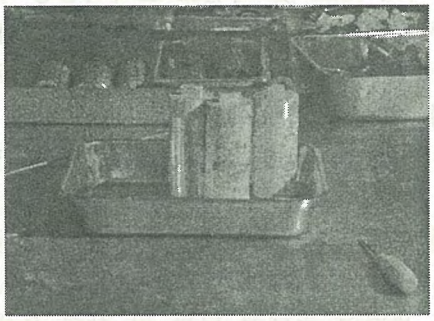


그림 3 시편 및 F/M용 폐기물처리용 통

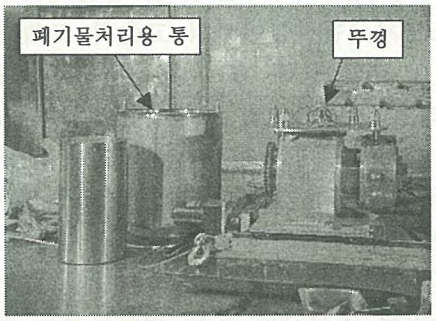


그림 4 50 리터용 폐기물처리용 통

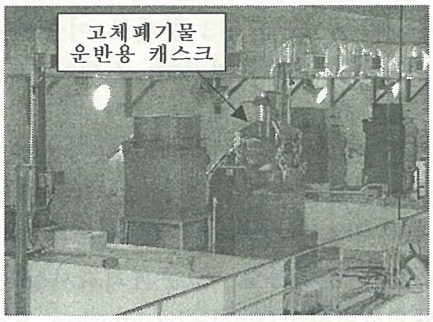


그림 5 고체폐기물 운반용 캐스크 장착

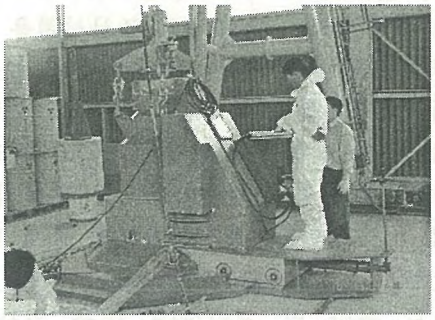


그림 6 모노리스에서의 처리 작업

수소동위원소 분리용 Gas Chromatography

이민수,안도희, 정흥석, 백승우,김광락,임성팔
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

본 연구는 수소동위원소 분리용 GC(gas chromatography) 장치에 관한 것으로서, 구체적으로 트리튬이 포함된 수소동위원소(T_2, DT, HT) 기체에서 트리튬 성분만을 분리해 내는 장치의 설계 및 제작에 관련된 것이다. 트리튬은 원자력발전소의 중수 및 트리튬 응용 제품 등에 존재하며, 트리튬은 발전소의 배기체나 발광소자와 같은 응용 제품의 폐기물 형태로 자연계에 나올 수 있다. 따라서 이들 트리튬 배기체나 폐기물을 초기에 효과적으로 제거할 필요가 있다. 일단 환경 방출된 트리튬은 회수하기 어려우며, 장기적으로는 주변 거주자들에게 악영향을 줄 수 있기 때문이다. 트리튬을 제거하기 위한 대표적인 공정으로서 CECE(combined electrolysis catalytic exchange)가 있다. CECE 공정은 촉매를 이용하여 수소동위원소 산화물을 농축하고, 다시 농축된 산화물을 전기분해하여 수소기체화 하는 공정이다. 수소기체를 다시 농축하기 위한 방법으로는 초저온 증류공정이 있으나, 이 방법은 대용량의 상용 설비에 가장 적합한 것으로서 설비가 많이 든다는 단점이 있다. 하지만 GC를 이용한 수소동위원소 기체 분리방법은 구조가 단순하고 분리효율이 높은 장점이 있다.

GC를 이용한 고전적인 수소동위원소 분리 방법은 알루미나 혹은 molecular sieve 등의 충진재를 사용하여 액체 질소 온도에서 물리흡착에 대한 동위원소 효과를 이용하는 것이 일반적이었다. 이후 Pd 담지 알파-알루미나 충진재가 개발되어 상온에서 GC를 이용한 수소동위원소의 분리가 가능하게 되었다. 현재는 Pd와 Pt 합금을 알루미나에 담지하여 GC용 충진재로 사용하려는 연구가 많이 진행되고 있다.

본 연구에서는 수소동위원소 분리용 GC에 대한 관련 기술자료를 수집하고, 기술 분석을 실시하였다. 그리고 GC 장치를 설계하고 제작할 예정이다. 이를 위하여 GC 충진재이 제조방법을 확립하고, 얻어진 충진재의 물성을 조사를 기초적으로 수행하고자 한다. 그림 1에 GC 시스템의 성능을 평가하기 위한 분리 시스템의 개략도를 나타내었다.

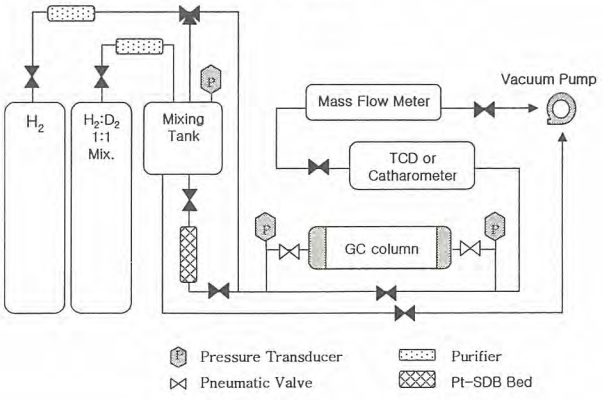


그림 1. 수소동위원소 분리용 CG시스템 흐름도

ICP-AES로 철과 니켈 측정 시 붕산 영향

최광순, 이창헌, 김종구, 김원호
한국원자력연구소 원자력화학연구부

붕산이 과량으로 존재하는 용액 중의 철과 니켈을 ICP-AES로 측정할 때 붕산이 이들 원소에 미치는 영향과 붕소의 제거방법을 조사하였다. 붕소의 농도가 1,000 mg/L까지 증가하여도 철과 니켈의 각각 두 개 이온선의 방출세기에 크게 영향을 주지 않았다. 그러나 붕소의 농도가 1,500 mg/L으로 증가하면 철과 니켈의 방출세기는 각각 15%와 30% 이상 감소하였다. 붕소가 $B_4O_7^{2-}$로 존재할 때 BO_3^{3-}로 해리되어 있는 경우보다 감소정도가 증가하였다. 50 mg의 붕소를 제거하기 위하여 HF의 양에 따른 붕소의 제거율을 실험한 결과 HF의 양이 0.5에서 1.5 mL까지 변할 때 제거효율은 큰 차이가 없었다. 이 때 증발시키고 건고과정까지 진행하여야 붕소가 BF_3로 휘발되는 것을 확인하였다. 또 붕소를 제거하기 위하여 용액에 HF를 가하고 증발·건고하여 제거한 결과와 증발·건고한 다음 HF를 가하여 붕소를 제거한 결과는 동일하게 99% 이상의 붕소가 휘발되었다. 붕소를 제거한 다음 철과 니켈의 회수율은 각각 97%와 102%이었다. 이러한 연구결과는 붕산이 과량으로 존재하는 원전냉각재 중 극미량금속원소분석에 활용할 수 있을 것으로 기대된다.

트리튬 배기체 처리를 위한 산화공정 개발

임성팔, 김광락, 정흥석, 이민수, 백승우, 안도희
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

중수를 사용하는 연구용원자로, 가압중수로형 원자력발전소, 기타 트리튬 취급시설 등에서 운전 중에 발생하는 트리튬 배기체는, 배기체중의 트리튬 농도가 낮을 경우, 지금까지는 주로 대기중에 그대로 방출하여 왔지만 점차 배기체 관리 기준이 엄격하여 지는 추세와 아울러 원자력 산업의 발달과 함께 대기중 방출이 어려운 비교적 높은 농도의 트리튬을 함유하는 트리튬 배기체의 발생도 예상되므로 트리튬 배기체 처리의 중요성이 높아지고 있다.

트리튬 배기체는 기체상태의 트리튬(T_2, DT, HT) 또는 수증기 상태의 트리튬산화물(DTO, HTO, T_2O)를 포함하고 있다. 이러한 두 상태의 트리튬을 원하는 시설 또는 설비로부터 제거하기 위한 대표적인 흐름도를 그림 1에 나타내었다. 기체 상태의 트리튬은 촉매를 사용하여 수증기 상태의 트리튬산화물로 변화시킨 후 molecular sieve 등의 흡착제를 사용하여 제거한다. 배기체 중에 원래 존재하던 수증기 상태의 트리튬 산화물은 별도의 molecular sieve를 사용하여 기체 트리튬 산화에 앞서 미리 흡착, 제거하든가 또는 기체 트리튬의 산화생성물과 함께 molecular sieve로 흡착, 제거한다. 따라서 이와 같은 트리튬 배기체 처리 계통에서 가장 중요한 기술은 기체 트리튬의 산화공정과 산화생성물의 흡착, 제거공정 임을 알 수 있다.

본 연구에서는 트리튬이 산화물로의 전환반응이 가능한 귀금속 촉매를 선정하고, 이것을 이용한 촉매탑을 구성하였다. 그리고 상온 및 고온에서 수소와 산소의 재결합 활성시험을 위한 실험장치의 설계 및 설치, 실험에 사용할 촉매의 선정기준, 분석 방법에 대한 검토 등을 수행하였다.

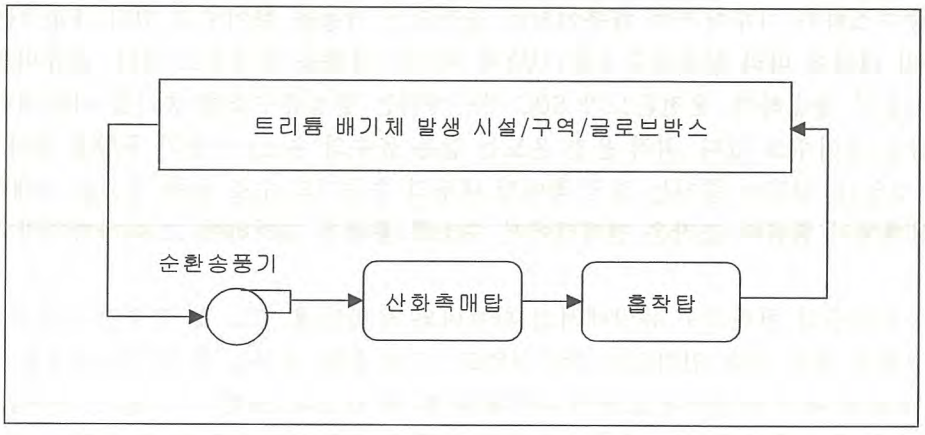


그림 1 트리튬 배기체 처리 흐름도

전기분해촉매교환 결합공정의 탈삼중수소 거동해석

김광락, 안도희, 백승우, 이민수, 임성팔, 정흥석
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

삼중수소로 오염된 경수 및 중수의 탈삼중수소 처리 공정으로 전기분해촉매교환 결합공정(CECE process)이 가장 적합한 공정으로 알려져 있다. CECE공정은 수소동위원소 산화물의 수소화 전환을 위한 전해셀과 다단 소수성 액상촉매 교환탑으로 이루어진 탈삼중수소 공정이다. 결합공정에서 촉매탑은 수소 흐름에 수증기를 동반하도록 하는 친수층과 수증기-수소간의 수소동위원소 교환반응을 유도하는 촉매층으로 구분되며, 탑 상부에는 수소의 산화 반응기 그리고 하부에는 물의 수소화 전해셀로 구성되어 있다. 본 연구에서는 CECE공정 설계와 최적 운전조건 도출과 관련된 공정 변수들이 탈삼중수소율에 미치는 영향을 알기 위해 정밀 모사시험을 수행하였다.

모델은 각 친수층에서의 기-액 평형을 Bubble point방법으로 조성 및 온도를 구하고, 각 촉매층으로 유입된 수소흐름과 동반된 수증기 흐름과의 촉매반응 평형조성을 만족하는 주어진 각 친수층 경계에서 삼중대각행렬의 연립 선형식으로 표현되는 물질수지식을 설정할 수 있었다.전체적으로 친수층에서의 액상 수소동위원소 조성들을 독립변수로 구성되는 비선형 연립식들의 해를 안정된 수렴을 확보하는 Modified Newton-Raphson 계산기법으로 구할 수 있었다.

CECE공정의 운전변수가 탈삼중수소 거동에 미치는 영향을 알기 위하여 탈삼중수소 상부 생성물에 대한 삼중수소 오염 급수 농도비를 탈삼중수소율(*DF*)로 정의하였다. CECE공정의 주요변수는 운전온도, 압력, 환류비, 삼중수소 오염 급수유량 및 상부 탈삼중수소 생성물 유량 등이다. Table 1은 탈삼중수소 거동 해석을 위한 운전 조건을 나타내었다. Fig.1 은 2.0의 환류비와 60C의 운전조건에서 액상 수소동위원소 농도(xH2O, xHDO, xHTO) 및 수소상 수소동위원소 농도(zH2, zHD, zHT)와 삼중수소 방사능(Ci/Kg-H2O) 분포를 나타내었다. 삼중수소 방사능은 촉매탑 급수단을 경계로 상부로 갈수록 탈삼중수소화가 이루어지며 하부에서는 농축되는 거동을 보여주고 있다. Fig.2는 운전 온도 및 조작 환류비 변화에 따라 탈삼중수소율(*DF*)에 미치는 영향을 보여주고 있다. 환류비의 증가에 따라 탈삼중수소율이 상승하며, 운전온도가 60C 부근까지는 탈삼중수소율 증가를 나타내다가 그 이상에서는 감소함을 보여주고 있다. 최적 운전 온도는 같은 몰수의 수소-수증기 유량을 갖게하는 조건임을 확인할 수 있었다. 환류비 증가는 결국 촉매탑 내부의 수증기와 수소 유량 상승을 초래하므로, 실제 CECE공정 설계에서 환류비 조작은 전해셀에서 수소화 용량을 고려하여 그 이하까지만 가능할 것이다.

주어진 삼중수소수의 처리급수 유량에서의 환류비와 분리탑내 수소 및 수증기 유량은 탈삼중수소 분리성능에 영향을 주는 주요 인자임이 확인되었고, 수소 유량 증가는 분리계수 상승효과를 가져 올 수 있으나 전해셀의 처리 용량이나 효율에 좌우됨을 알 수 있었다. 또한 이 모델은 친수층과 촉매층으로 구분된 분리형 및 구분되지 않는 적하층형 반응탑 둘다 적용 가능함을 알 수 있었고, 탈삼중수소 반응탑에 소요되는 다단탑의 단수, 최적운전조건 (온도,압력,수소유량 등) 그리고 운전중 반응탑의 효율을 결정할 수 있는 용도로 활용될 것이다.

염폐기물 고정화 생성물의 고온 결정구조변화

김정국, 이재희, 김준형
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

사용후 핵연료를 전해환원하여 금속으로 전환하여 관리하는 차세대관리공정에서 발생이 예상되는 폐 LiCl염은 Cs, Sr과 같은 핵분열 생성물을 함유하고 있으며, 그 자체가 수용성이고 방사선에 분해가 잘 되므로 적정한 안정화처리를 거쳐야 처분이 가능하다. 현재 이러한 안정화 처리를 위해 650°C의 고온에서도 핵분열 생성물과 이온교환이나 흡착이 가능한 제올라이트 A를 이용해 고정화 생성물을 제조하였다. 반응온도 650℃에서 모의 LiCl염과 제올라이트 A의 혼합비, r (=LiCl/Zeolite)이 0.25~15의 범위에서 제조된 고정화 생성물의 결정구조를 살펴보면, r = 10~15에서 나타나는 Sodalite 결정구조가 r < 4.5 에서는 나타나지 않았으며 1.0 이하로 감소함에 따라 halite (NaCl)의 결정이 증가하였다. 이렇게 halite가 많이 생성된 고정화 생성물에 glass frit를 혼합하여 고온 압착할 경우 고화체 생성이 거의 이루어지지 않음을 알 수 있었다. 따라서 본 연구에서는 고온 압착 또는 고온 열처리 등을 통해 최종 고화체를 제조하는데 적합한 고정화 생성물이 제조되는 적정 혼합비를 구하기 위한 기초 실험으로 여러 혼합조건에서 제조된 고정화 생성물을 900℃로 유지되는 고온 전기로에 4시간 동안 열처리한 후 고화체의 결정구조 특성을 살펴보았다. 그 결과 r > 0.5인 고정화 생성물은 열처리를 거치면 Li-A의 결정구조가 major상으로 나타난 반면, r = 0.25인 고정화 생성물은 Li-A 결정 외에도 새로이 Sodalite(JCPDS 87-1584, $Na_8(Al_6Si_6O_{24})Cl_2$) 결정구조가 생성됨을 확인하였다.

하나로의 배수조에 수집된 액체폐기물의 방사성 핵종 변화 분석

강태진, 이 문, 최호영, 임인철, 김명섭
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150 번지

하나로(HANARO)는 1995년 2월에 초기임계 (Initial criticality)에 도달한 이후 핵연료 및 재료의 조사시험, 동위원소 생산, 중성자 빔을 이용한 연구, 중성자 방사화 분석 등에 활용되고 있다. 본 논문에서는 2001년도에서 2003년도까지 하나로의 배수조에 수집된 액체폐기물에서 방출되는 감마선을 측정하여 분석한 결과를 기술하였다.

원자로실 배수조에 수집되는 방사성 액체폐기물은 일차계통 기계실에 있는 열교환기, 냉각펌프, 밸브류 등의 누수와 보수작업 시에 발생된다. 또한 1차 냉각수 정화계통과 사용후 핵연료 저장조 냉각계통의 수지 및 필터 교체 작업을 위해 이온교환기와 필터 하우징을 계통으로부터 격리시켜 내부의 물을 배수시킬 때 폐기물이 발생된다. 그외 새 핵연료의 세척, 원자로 수조에 들어가는 실험 장비 및 구조물의 세척, 조사된 NTD(Neutron Transmutation Doping) 인고트의 제염, 실험 후 반출되는 장치들의 제염 작업이나 원자로실 청소 시에도 폐기물이 발생된다.

이와 같은 경로를 통해 배수조에 수집된 액체방사성폐기물의 핵종을 분석해 보면 원자로 냉각수에 용해된 물질이 노심에서 방사화된 것, 노심 구조재에서 방사화된 물질이 냉각수로 용해된 것, 핵연료 표면에 오염된 우라늄의 핵분열 생성물이 발견된다.

하나로의 배수조에 수집된 액체폐기물의 시료를 채취하여 핵종의 종류 및 농도를 분석하여 그 값이 운영기술지침서[1]의제한치(표 1) 이내인지 확인하고 저장 탱크로 이송한다. 2001년에서 2003년까지 14회동안 분석한 자료를 이용하여 핵종의 종류 및 농도변화를 그림 1 및 그림 2에 나타냈다. 그림 1은 저수조의 주요 핵종 변화를 나타냈 것으로서, Ar-41은 물속에 녹아 있는 Ar-40의 방사화로, Mn-56은 철의 방사화로, Na-24는 핵연료 피복재로 사용된 알루미늄의 방사화로, W-187은 텅스텐의 방사화로, Cr-51은 스테인리스스틸에 함유되어 있는 크롬의 방사화로 생긴다. Zr-95 는 핵 분열 생성물이기도 하며 유동관과 핵연료 다발 중심봉의 재질인 지르코늄의 방사화로 생긴다[2,3]. 측정된 값은 운영기술지침서의 기준치 ~10-1 (uCi/cc)에 훨신 못미치는 ~10-5(uCi/cc)이내 임을 알 수 있다.

표 1. 원자로실 배수조의 시료채취 주기 및 분석 형태

위 치	시료 채취 주기	방사능 분석 형태	검출 상한치 (uCi/cc)
원자로실 배수조	매분기 및 이송 전	~	10-1

그림 2는 배수조에 수집된 폐기물 중 일차 냉각수에서 핵연료 표면에 붙어있는 우라늄의 핵분열 또는 핵연료 손상 결과 냉각수 중으로 녹아 나올 수 있는 핵분열 생성물의 종류 및 농도 변화량을 나타낸 그림이다. 원자로가 정상적으로 운전되고 있었음에도 항상 비슷하고 작은 양이 검출되고 있는 것으로 보아 핵연료의 표면에 오염된 우라늄의 핵분열 때문인 것으로 생각된다[4,5]. 아울러 측정된 값은 모든 핵종이 운영기술지침서의 기준치 ~10-1 (uCi/cc)에 훨신 못미치는 ~10-5(uCi/cc)이내이다.

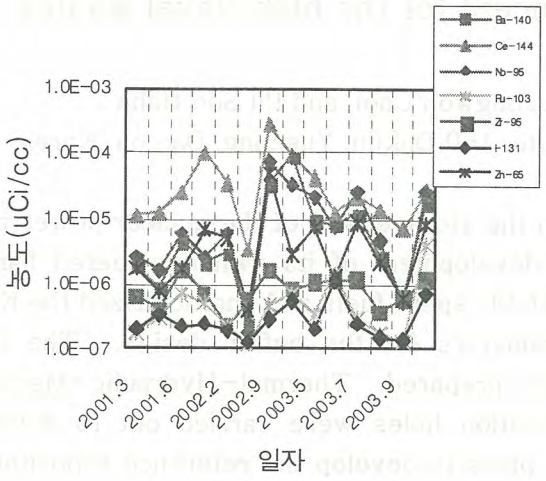


그림 1. 배수조 액체폐기물의 주요 핵종

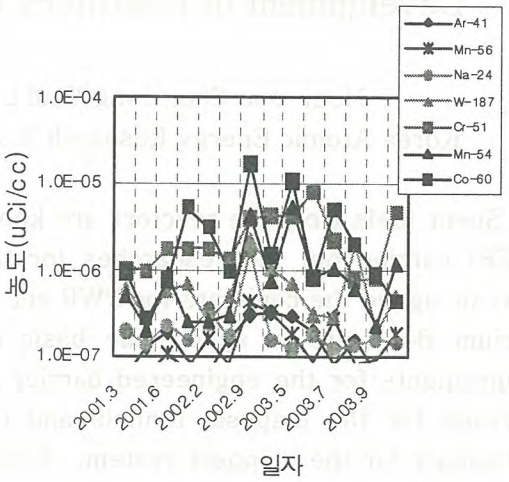


그림 2. 배수조 액체폐기물중 핵분열 생성물 핵종

Mn-54, Nb-95, Ru-103 등은 평소 수조 냉각수 채취 직후에 수행하는 핵종 분석에서는 방사능이 높은 다른 핵종에 가려 측정되지 않았다. 그러나 배수조의 액체폐기물 분석에서 측정되는 이유는 단 반감기 핵종은 전부 없어지고 장 반감기 핵종만 남기 때문이며, 이 장 반감기 핵종이 결국은 슬러지 교화 처리 후 폐기물 저장 시설로 보내진다.

하나로의 액체폐기물은 관리 기준치 이내에서 매년 정상적이고 안정적으로 관리되고 있음이 확인되었으나, 검출되는 핵종중 반감기가 긴 Zn-65, Mn-54, Co-60, Ce-144, Ru-103, Ce-141의 발생량을 줄이기 위한 계속적인 노력이 필요하다. 즉, 실험에 사용되는 구조재로서 철의 사용을 최소화하고 핵연료 표면 오염도를 줄이도록 해야한다.

참조문헌

[1] 하나로운영기술지침서, KAERI/TR-708-96, 한국원자력연구소

[2] 하나로운영, KAERI/MR-358/2000, 한국원자력연구소

[3] 김명섭 외, "감마선 분광 분석법을 이용한 하나로 일차냉각수 내의 방사성핵종 정량분석 " 한국원자력학회2004 춘계학술발표회 논문집

[4] 전병진, "연료봉 표면의 우라늄 오염측정" ,내부보고서,1997. 5.

[5] 박상준, "KFC-020 표면오염 검사결과" , 내부보고서, 1997. 5.

Development of repository concept for the high-level wastes

Heui-Joo Choi, Jong Youl Lee, Jongwon Choi, and Pil Soo Hahn
Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Dukjin, Yuseong, Daejon, Korea

Spent fuels from the reactors are kept in the storage pool of the nuclear power plants. KAERI carried out the researches for the development of its own engineered barriers. They designed the canisters for PWR and CANDU spent fuels and characterized the Korean Calcium Bentonite to supply the basic parameters for the buffer design. The design requirements for the engineered barrier were prepared. Thermal-Hydraulic-Mechanical analyses for the disposal tunnels and deposition holes were carried out to develop a technology for the disposal system. KAERI plans to develop the reference repository for the high-level wastes. A generic site with granite is considered for the reference HLW repository.

The total amount of spent fuels in Korea is expected to be around 20,000 tU of PWR and 16,000 tU of CANDU. The final disposal will start with CANDU fuel in the year 2040 and with PWR fuel in the year 2065. The Korean disposal facility consists of disposal tunnels with vertical deposition holes, central tunnels, auxiliaryfacilities, and access tunnels. The disposal facility will be excavated at the depth of 500 m below the ground level. The depth of the repository will be finalized after site characterization.

The objectives of the study are to present a preliminary concept of a repository including preliminary drawings for the repository, tunnels, and systems, to describe how the repository is constructed and closed, to describe how the repository is operated, and to show what kind of alternatives exists for the base repository.

The canister consisting of two materials was designed. Insert is made of carbon steel and outer shell is made of copper or nickel alloy. Outer diameter is 1.22 m and total length of canister is 4.83 m. The weight of the canister with the spent fuels is about 39,100 kg.The heat generation of a canister is 1,540 W for the PWR canister and 760 W for CANDU canister. The cooling time for CANDU spent fuel is 30 years and for PWR fuel 40 years. Seven preliminary functional criteria for buffer material were suggested by KAERI. Buffer blocks will be compacted with high pressure to shape of pineapple rings and disks. Disk shaped block for the bottom needed a specially designed gripper.

The repository is assumed to be constructed along the coast of Korean peninsula. The layout of the repository was determined considering the factors such as the location of uncontrolled and controlled area and two escape ways from all tunnels. The repository will be excavated in seven phases. At first stage URL is excavated. The URL contains the access tunnel, ventilation shafts, personal shafts and technical rooms in uncontrolled area, demonstration tunnels, central tunnel, one characterization tunnel and 6 deposition tunnels. The volume of the first stage is 777,000 m3 and the area of the floor is 107,000 m2.Duration of the excavation and construction is about 9 years. Research activities in URL can be divided in two groups. One is to investigate the circumstances of host rock, and another is to develop the disposal technique.

The access tunnel runs down clockwise. The access tunnel width was determined on the basis that the vehicle has enough room to pass other vehicles in the access tunnel even

between the passing places. The inclination of the access tunnel is 1:10, which makes it possible to drive the normal vehicles and the potential canister transport vehicle along the access tunnel. The height of access tunnel is 3.6 meters.The diameter of the personnel shaft in the uncontrolled area is 5 meters. The sublevels with water pools are constructed in every 100 meters levels for the safety. The ventilation shaft is determined to be 4.0 meters.

The technical rooms in uncontrolled area include the electrical equipment rooms, the telecommunication room, and the sprinkler centre. The auxiliary rooms include the rescue chamber, double smoke barriers, parking hall, repair shop, washing and refueling room, fuel cistern space, sedimentation pools, and rescue station. The rescue chamber normally functions as a staff room. The sedimentation pools arepart of auxiliary rooms. They were dimensioned for the water accumulation of 5 liters/minute/100m in the access tunnel and the water accumulation of 2 liters/minute/100m in the other space. The maximum time for interruption of pumping is 48 hours.

The disposal area contains a central tunnel, panel tunnels, deposition tunnels and deposition holes. The dimensions of the total disposal area are about 1.8×2.2 km(see Table 1). The deposition tunnels locate perpendicular to the panel tunnels. The distance between deposition tunnels is determined considering thermal conditions. The distance between the deposition holes is 4 meters in CANDU area and 6 meters in PWR area due to the thermal conditions.

Table 1. dimensions and design requirements in disposal area

FACILITY	DIMENSION	DESIGN REQUIREMENT
Central tunnel	Length 2650m	-
Panel tunnel	Length 14900m	-
Deposition tunnel	Length 95758m Number of tunnels 377	14210 canisters
Deposition hole	Number 2 835 (CANDU) Number 11 375 (PWR)	14210 canisters

The ventilation rates are based on the calculation of the maximum allowed contaminants in the indoor air and the control of humidity and temperature in the indoor air. Air exchange rate is approximated once in one hour in disposal tunnels and twice in one hour in construction tunnels. Sewage system is provided with septic tanks for toilet waters. Grey and drilling waters are collected to sedimentation pools in disposal tunnel level and in small pumping tanks on each higher level.

Alternative studies were carried out. Disposal tunnels constructed in two levels were compared with one level tunnel. Double layer alternative assumed that the depths of the layers are 400 and 500 meters. Corresponding volume for double layer alternative is approximately 100,000 m3 greater than the single layer because most of the technical rooms are in both levels, and the panel tunnel and the central tunnel are longer.

Acknowledgement

This work has been performed under the Nuclear R&D Program by the Ministry of Science and Technology.

하나로 조사캡슐 잔류 캡슐 보호관 폐기처리

주용선, 송웅섭,김도식, 오완호, 유병옥, 백승제, 정양홍, 김희문 ,주기남
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

중장기과제의 조사시험용 캡슐 개발 및 활용과제에서 연구용원자로인 하나로(HANARO)를 이용하여 원자력재료(핵연료 및 재료)의 개발 또는 성능 개선을 위해 1998년부터 현재까지 하나로 작업수조에 저장 및 보관했던 총 10개의 무계장 및 계장캡슐의 잔류 캡슐 보호관(시험시편 등을 담고 있는 본체 캡슐을 제외)을 조사재시험시설로 이송하여 폐기처분용 처리통(bin)에 넣어 방사성폐기물 처리시설인 모노리스(monolith)로 운반할 수 있도록 작업을 수행하였다. 잔류 캡슐 보호관의 고체폐기 방사선량율 기준은 2 mSv/h 이상인 것으로 하였고, 처리량은 50리터용(φ 450 x 450 mm^3) 처리통 2개이다. 하나로 저장풀에서 조사재시험시설로 이송하기 위해서 별도의 운반용 대형바스켓(φ 235 x 820 mm^3, 두께 : 2 mm) 1개, 소형바스켓(φ 220 x 400 mm^3, 두께 : 2 mm) 2개를 설계·제작 및 하중시험을 수행하였고, 내경이 252 mm이고 바스켓 장입 가능 깊이가 1,300 mm인 TRIGA용 핵연료 운반용 캐스크(shipping cask)를 활용하였다. 조사재시험시설의 수조(pool)를 통해 M1 핫셀로 반입한 대형바스켓은 인셀크레인(in-cell crane) 및 원격조종기(master- slave manipulator)를 이용하여 작업대(working table)에 횡으로 눕혀 대형바스켓 내부에 삽입되어 있었던 소형 바스켓 2개를 각각 분리하였고, 각각의 소형바스켓들은 다시 작업대에 종으로 세운 후 인셀크레인을 이용하여 M2 핫셀로 각각 이송하여 내부에 담고 있는 잔류 캡슐 보호관을 원격조종기로 꺼내 처리통에 넣어 처리하였다. 본 시험을 통해 하나로에서 중성자 조사된 폐기 대상물 등을 안전성 및 경제성을 확보하여 처리할 수 있는 절차를 확립하였다.

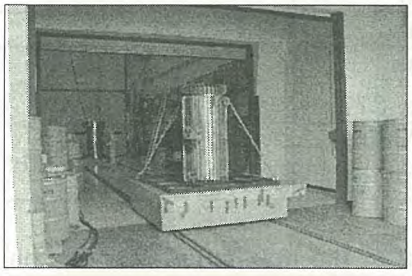


사진 37 잔류캡슐보호관 이송.

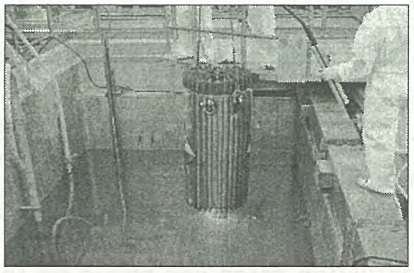


사진 38 트리가 운반용캐스크 풀 반입.

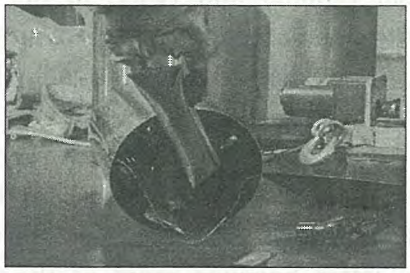


사진 39 잔류캡슐보호관 폐기물처리(1).

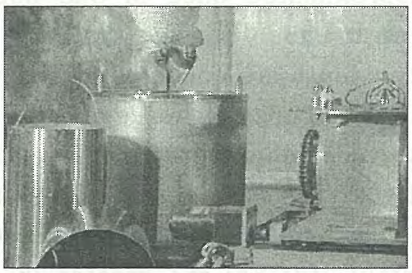


사진 40 잔류캡슐보호관 폐기물처리(2).

액상촉매교환탑을 이용한 삼중수소수 처리공정 해석

안도희, 김광락, 백승우, 이민수, 임성팔, 정흥석
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

트리튬 오염물질은 핵확산저항성 핵연료주기공정, 중수형 원자로와 트리튬을 활용하는 첨단시설 등의 원자력 산업에서 기체, 액체 및 고체상의 다양한 화합물 형태로 발생한다. 기체상과 유기상의 트리튬 오염물질은 다른 물질들과 물리적 또는 화학적으로 결합되어 있으므로 트리튬을 수집하기 위해서는 산화 및 흡착과정을 거치게 되므로 액체상의 삼중수소수로 변환된다. 따라서 삼중수소수의 처리는 트리튬 오염물질의 처리에서 필수적인 최종단계인데, 주로 HTO 형태의 트리튬 산화물에 포함되어 있는 트리튬을 제거하여 H_2O 형태의 비방사능 물로 제염하는 과정으로 물 탈삼중수소화 (water detritiation)라고 한다. 전기분해촉매교환결합(CECE) 공정은 물을 수소로 분해하는 전해조와 트리튬을 농축하고 탈기하는 액상촉매교환(LPCE) 탑으로 구성되어 있는 대표적인 삼중수소 처리공정이다. 트리튬은 탑하부에서 농축되고 트리튬이 제거된 수소는 탑상부에서 배출된다. 트리튬은 LPCE 탑상부로 공급되는 자연수에 의해 탈기되고, 전기분해조에서 농축되며 기체상태의 트리튬 농축 생성물이 탑하부에서 고정화시스템으로 이송된다.

본 연구에서는 삼중수소제거시설에서와 같이 액상촉매교환탑을 이용하여 삼중수소수를 수소형태로 전환시킴으로서 탈삼중수소화시키는 공정에 대해서 해석하였다. Feed로는 유량 L1, 삼중수소 농도 zf인 삼중수소수(HTO/H_2O)가 공급되는데, 탑 상부에 주입되기 전 유량 V2, 농도 ypn인 증기상 삼중수소의 냉각수와 혼합된다. 탑 하부의 saturator에는 유량 Lh, 농도 x0인 수소 기체가 공급되어 포화되며 탑 내부에서 수소동위원소교환반응에 의해 삼중수소 농도가 xn으로 증가되어 상부로 유출된다. 탑 하부로 유출되는 유량 L1의 삼중수소수는 농도가 z0로 감소되는데 detritiation factor DF=zf/z0로 정의된다. 그림 1에 촉매탑의 운전온도와 기액유량비((Lh/L1)에 따른 최대 DF 값을 나타내었다. 최대 DF가 온도와 기액유량비의 증가에 따라 증가하는데, 이는 최대 DF 조건은 공급수중의 삼중수소 농도에 주로 의존하고, 온도에 따른 증기 유량의 증가와 기액유량비에 따른 기체 유량의 증가로 삼중수소교환속도가 증가되었기 때문이다. DF 값이 온도와 기액유량비가 동일한 삼중수소제거시설의 액상촉매교환공정과는 달리 DF 값이 매우 낮음을 알 수 있다. 기체와 증기상간의 H-T 분리계수는 Av=yp/x 즉 증기상의 삼중수소 농도가 일정한 경우 분리계수가 낮을수록 기체상의 삼중수소 농도가 증가한다. 그림 2에 온도에 따른 H-T와 D-T 간의 분리계수를 도시하였는데, 기체와 증기상간의 H-T 분리계수가 D-T 분리계수에 비해 3배정도 큼을 알 수 있다. 결론적으로 삼중수소제거시설의 액상촉매교환공정과 같이 촉매탑에서 삼중수소수와 수소의 교환반응에 의해 삼중수소수를 처리하는 공정은 비효율적임을 알 수 있다.

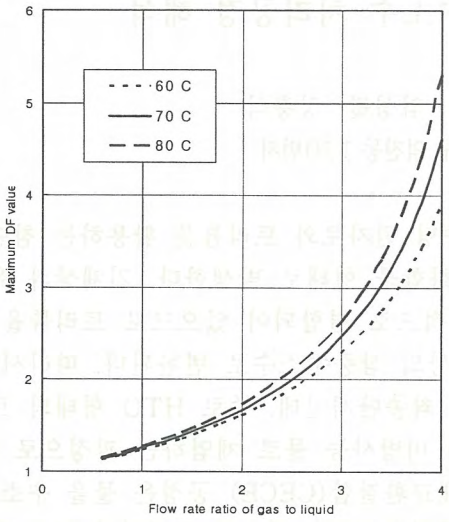


그림 1. 온도와 기액유량비에 따른 최대 DF

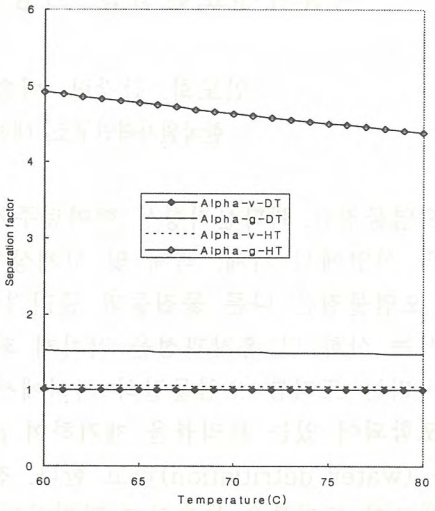


그림 2. 온도에 따른 H-T와 D-T간의 분리계수

저준위 방사성폐기물 지층처분 안전성에 영향을 미치는 주요 인자 고찰

황용수, 이연명, 강철형, 한지웅, 서은진
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

요 약

저준위 방사성폐기물 처분장의 안전성 평가에 있어 주요 인자들의 민감도 평가를 위해 가상 연안 동굴 처분장을 설정하고 문헌 자료를 토대로 처분장 폐쇄후 정상적인 지하수 침투에 따른 방사성 핵종 유출 시나리오에 대해 연간 개인 선량(Annual Individual Dose)을 L12, L15, L22와 같이 다양한 처분장 위치에 대해 평가하였다. 평가 결과 주어진 입력 자료 값 범위에서는 동굴 처분장의 안전성은 확보되었다. 처분장 입지 및 설계에 중요한 인자인 처분장 위치, 처분 심도, 단열까지의 거리와 암반별 투수 계수 및 핵종 이동 지연 인자들의 영향을 평가하기 위해 문헌 자료를 인용하여 대략적인 입력치의 범위를 설정하고 각 입력 인자별로 입력치 변화에 따른 연간 개인 선량치에 대한 영향을 평가해 보았다.

평가 결과 처분장 심도보다는 동일 심도에서의 처분장 위치에 따라 육지 혹은 바다로 유입되는 지하수 유동 경로가 다르게 발생해 지하수 유동 길이 및 속도가 크게 변화해 처분 안전성에 큰 영향을 주었으며 특히 유동 경로가 바다로 유입될 경우 육지로 연결되는 경우와 비교해 선량 환산 인자값이 낮아서 안전성이 크게 향상되었다. 또한 처분장으로부터 단열까지의 거리가 감소하면 처분 안전성이 저감되나 어느 정도 이상 단열과의 간격이 좁아지면 공학적 방벽의 역할이 상대적으로 증대되어 연간 개인 선량치는 급격히 증가하지 않았다.

처분장 주변 암반의 투수 계수들의 민감도를 조사한 결과 처분장 상하부 암반의 투수 계수 변화보다 처분장 인근 모암의 투수 계수 값과 연간 개인 선량치 간에 보다 밀접한 상관관계가 있었다. 일반적으로 방사성 핵종들의 지연 계수의 변화는 연간 개인 선량치에 거의 영향을 주지 못했는데 이는 처분 안전성에 미치는 영향이 가장 높은 I-129가 일부 공학적 방벽을 제외하고는 흡착하지 않기 때문이다.

본 가상 처분장을 대상으로 한 연구 결과 보다 안전한 처분장 입지 선정을 위해서는 육지보다는 바다로 지하수 유동 경로가 발생하고 처분장 주변 암반의 투수 계수가 상대적으로 낮은 지역을 선정하는 것이 중요하다.

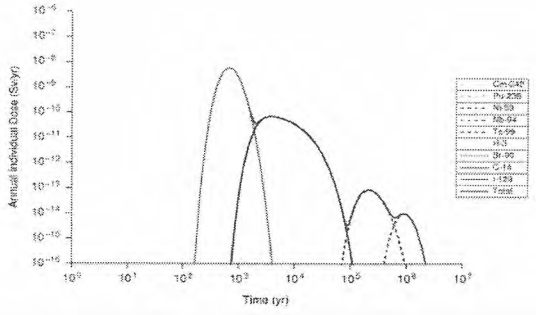


그림 1. L12 처분장에서 연간 개인 선량치

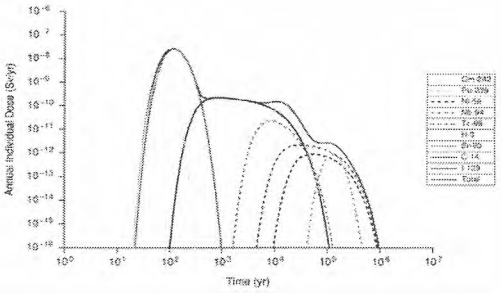


그림 2. L15 처분장에서 연간 개인 선량치

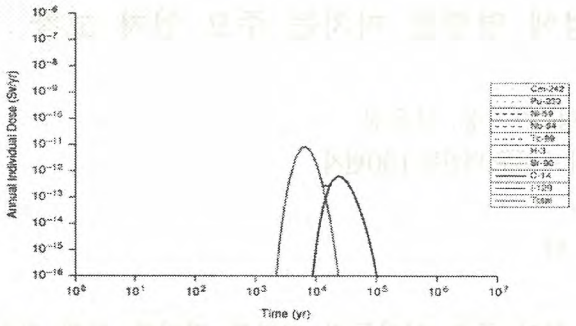


그림 3. L22 처분장에서 연간 개인 선량치

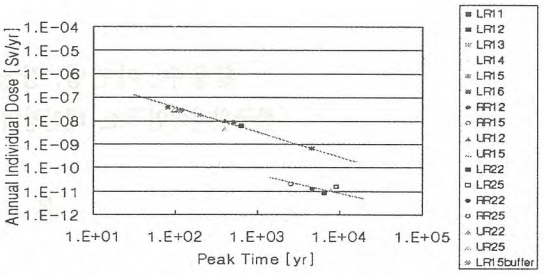


그림 4. 연간 최고 개인 선량치와 처분장 위치와의 상관도

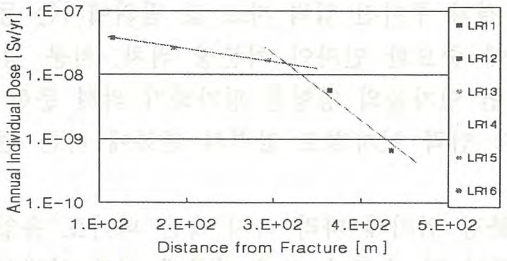


그림 5. 연간 최고 개인 선량치와 단열과 처분장과의 간격 상관도

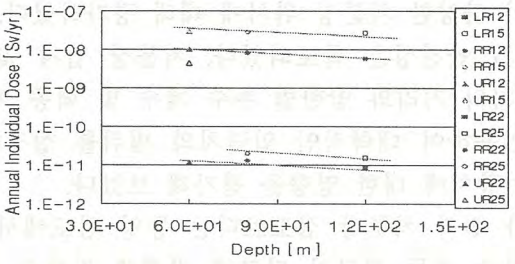


그림 6. 연간 최고 개인 선량치와 처분 심도와의 상관도

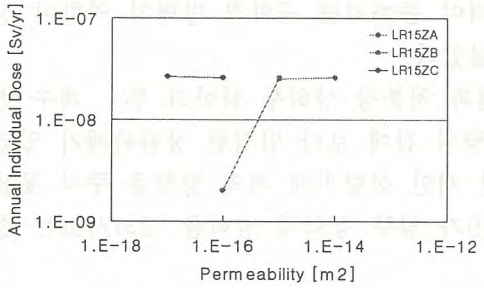


그림 7. 연간 최고 개인 선량치와 투수계수와의 상관도

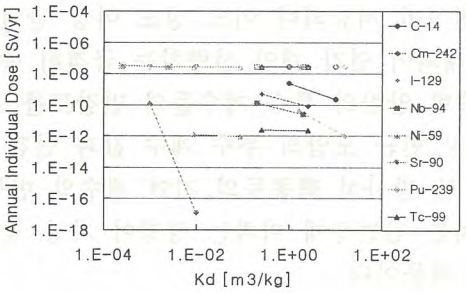


그림 8. 연간 최고 개인 선량치와 흡착계수와의 상관도

미래 빙하기 도래가 처분장 안전성에 미치는 영향 고찰

황용수, 이연명, 강철형, 한지웅, 서은진, 한필수
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

1. 서 론

지난 지구 역사 동안 빙하기 및 간빙기는 서로 번갈아가면서 도래하였다. Milankovitch의 궤도력 인자는 대표적인 빙하기 도래 요인으로 과거 뿐 아니라 향후에도 지속적으로 발생 가능하다. 비록 "온실효과"같이 인공적인 기후 변화 요인들이 차기 빙하시대의 시점 및 속도에 영향을 줄 수 있지만, 궁극적으로 동북아는 표1에 요약된 바와 같이 현재의 간빙기에서 대략 80,000 년 후 빙하기로 접어들 것으로 예상된다. 우리나라에서 빙하기 도래 및 영향에 대한 연구는 제한적으로 수행되어 왔는데 남한에서는 설악산 등지 등 고산 지역에서 조차 빙하에 대한 뚜렷한 흔적은 발견할 수 없고 다만 빙하 이동 흔적이 일부에서 목격되고 있으나 그 분포 등에 관한 연구는 없다. 한반도에 대한 빙하 연구는 남한에서는 실질적인 연구가 진행되지 못했고 실질적인 연구는 북한에서 수행되었다.

2. 국내 빙하기 실측 자료

북한에서는 최근 북반부 지역에 70여개의 빙하흔적을 조사하였다. 이중 대표적인 것이 황해북도 연산군 화강암반에 위치한 언진산, 강원도 금강산 함경북도 경성군 관모봉 등이다. 1997년부터 시작된 언진산 조사에서는 지질학 지리학 고고학을 종합해 빙하흔적을 조사하였다 또한 1998년 수행된 금강산에 대한 빙하흔적 조사는 그 규모가 언진산의 빙하흔적보다 훨씬 큼을 밝혀냈다. 이와 같은 연구 결과 북한에서는 적어도 해발 800미터 이상 지역에서는 어디에나 빙하가 존재했었다는 것이 밝혀졌다. 금강산과 거의 동일한 위도인 북위 38도 42분에 있는 고성의 현재 년평균 기온은 11.2도이다. 빙하기의 기온은 현재보다 최소 섭씨 5도 낮았다고 보는데 이로 미루어 금강산에 빙하가 형성된 당시 바다 수준에서의 기온은 섭씨 6도였을 것이며 자유 대기에서 100 미터 당 온도 저하를 0.5도로 보면 금강산의 경우 년 평균 기온 섭씨 0도의 등온선은 해발 1200미터 계선에 존재했을 것이다.

이와 같이 금강산에는 제4기(인류기) 빙하시대에 빙하작용이 있었으며 특히 제 4기 마지막 빙하기인 위름빙기와 그 직전의 리쓰 빙하기의 흔적들이 남아있다. 금강산 빙하기의 절대년대는 핵분열흔적연대측정 결과 신생대 제 4기 상세인 2만 8천년 전으로 이 값은 열형광법 및 포자화분법 등으로 측정한 자료와 잘 일치한다. 언진산의 경우 빙하는 위름빙하기 때 형성되었는데 이는 고고학적으로 구석기 후기에 해당된다. 우리 나라에서 발견되고 있는 산악 빙하의 경우 중부 유럽에서 발달했던 대륙 빙하가 온도를 8-12도 저감시켰던 것에 비해 비교적 양호한 주거 조건을 제공하였다.

3. 결론

이와 같은 자료를 종합해 보면 우리나라의 경우 동해안 지역에 처분장을 입지할 경우 금강산의 경우와 같이 가까운 장래에 빙하기가 도래할 개연성이 있다. 다만 금강산 남단에 위치한 설악산에서는 아직 빙하의 흔적이 발견되지 않았으므로 향후 영동형 처분장 입지에 대한 적합성을 검토할 경우 남한 동해안을 따른 빙하 흔적에 대한 보다 자세한 연구가 요구된다.

빙하기가 도래하면 처분장 주변 암반에서의 응력 분포가 변화하고 지하수 수위가 감소하게 되고 이와 동반하여 지화학적 조건이 변화하며 또한 섭생 행태가 변화하므로 구조적, 방사선적으로 처분 안전성에 심대한 영향을 미칠 수 있다. 이와 같은 영향을 분석하기 위해서는 체계적인 관련 FEP 및 시나리오 개발과 그에 따른 평가 개요 개발과 평가가 요구된다.

표 1. 동북아 지역에서의 빙하 도래 시기 예측

Climate Mode	Duration ±Max/Min (103□Yrs)	End(103□Yrs in Future)
Holocene	Current IG	□
GH	2 ±1	2
50% FGM	58 ±10	58
FGM	20 ±10	80
50% FGM	10 ±5	90
IG	10 ±2	100
50% FGM	60 ±20	160
FGM	20 ±10	180
50% FGM	10 ±5	190
IG	10 ±2	200
50% FGM	60 ±20	260
FGM	20 ±10	280
50% FGM	10 ±5	290
IG	10 ±2	300

수소동위원소 교환반응용 소수성 백금촉매의 반응 특성

백승우, 안도희, 김광락, 이민수, 임성팔, 정흥석
한국원자력연구소 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

수소와 물과의 동위원소교환반응은 중수형 발전소에서 감속재와 냉각재로 사용되는 중수를 생산하는 공정 또는 중수중의 삼중수소제거 같은 수소동위원소분리 공정에 있어서 매우 유용한 방법으로 알려져 왔다. 수소와 물의 수소동위원소 교환반응은 아래와 같이 나타낼 수 있으며

$$HD(g) + H_2O(l) = H_2(g) + HDO(l) \quad (1)$$

이 반응은 다음과 같은 두 단계로 진행된다.

$$HD(g) + H_2O(v) = H_2(g) + HDO(v) \quad (2)$$

$$HDO(v) + H_2O(l) = H_2O(v) + HDO(l) \quad (3)$$

반응(2)는 촉매의 금속 활성점에서 일어나는 수소와 수증기간의 중수소 교환반응이며, 반응(3)은 기-액 경계면에서 일어나는 수증기에서 물로 중수소가 이전되는 과정이다. 이 공정에는 백금담지 촉매가 활성을 갖는 것으로 알려져 있으나, 촉매 세공내의 수증기 응축으로 인해 그 활성이 저하되어 결과적으로 수소에 대한 물질전달 속도를 감소시키게 된다. 따라서 활성이 좋은 백금담지 소수성 촉매의 개발이 이 공정의 핵심적인 기술로 인정되고 있으며, 백금담지 Styrene- Divinyl-Benzene Copolymer (SDBC) 가 수소동위원소 교환반응용 소수성 촉매로써 활성이 좋은 것으로 알려져 있다. 따라서 본 연구에서는 수소동위원소 교환반응용으로 개발된 Pt/SDBC 촉매의 수소-물 도우이원소 교환반응의 반응특성에 대하여 관찰하고자 한다.

담체로 사용한 Styrene-Divinyl-Benzene Copolymer(SDBC)는 기존의 발표된 문헌에 따라 제조되었으며[1,2], 이 고분자 담체의 비표면적과 기공부피는 용매에 대한 모노머의 비로써 조절된다[2]. 고분자 담체의 백금담지는 일반적인 함침법을 이용하였다. 백금담지용 시약으로 $H_2PtCl_6 \cdot 6H_2O$를 에탄올에 일정량씩 녹여 백금함침용액을 제조하였으며, 백금함침용액에 일정량의 SDBC 담체를 넣고 80℃에서 약 4시간동안 교반시킨 후, 용액을 모두 증발시켜 백금화합물이 담지된 촉매를 얻었다. 이 촉매를 수소흐름하의 230℃에서 15시간동안 환원시킴으로써 최종적으로 백금담지촉매 Pt/SDBC를 제조하였다. 수소가스와 수증기간의 동위원소 교환반응에 대한 Pt/SDBC 촉매의 촉매활성을 측정하기 위한 실험장치는 이미 발표된 문헌에 기술되어 있다.[3]. 증기상 수소 교환반응에 대한 촉매활성은 다음과 같이 반응속도 상수로 나타낸다.

$$k_{r,f} = \frac{F}{W}\left(\frac{\alpha_r}{\alpha_r + \frac{1}{\pi}}\right) ln\left(\frac{y_e - y_{in}}{y_e - y_{out}}\right) \quad (4)$$

Fig.1 은 0.8wt% Pt/SDBC 촉매의 반응시간에 따른 촉매활성을 보여준다. 반응시간이 증가함에 따라 촉매활성은 점차 감소한다. 이러한 촉매활성 감소는 질소로 건조 시켰을 때 촉매활성이 원상태로 회복되는 것으로 보면 촉매에 수증기가 점차 흡착함으로써 나타나는 현상으로 볼 수 있다.

촉매 입자에서의 외부 물질전달계수의 영향을 검토하기 위하여 수소유속에 대한 촉매 무게의 비(W/F_{H2})를 일정하게 유지하면서 수소 유속을 변화시켜 반응속도 상수를 측정하였다. Fig.2에서 보인바와 같이 반응속도 상수는 10cc/s 이상에서 일정하게 되었다. 반응온도 60℃와 80℃일 때 수소분압에 따른 반응속도의 변화를 Fig.3에 나타내었으며, 수증기분압에 따른 반응속도의 변화를 Fig.4에 나타내었다. 수소와 수증기분압의 증가에 따라 반응속도가 모두 증가하지만 수증기분압의

영향이 더 큰 것으로 보이며 친수성인 Pt/Alumina에서의 연구결과[4]와 비교할 때 수증기 분압의 증가에 따라서 촉매의 활성점이 물에 의해 피독되지 않고 계속 반응에 활성을 가지고 있음을 보여준다.

* 감 사 : 본 연구는 과학기술부의 원자력연구 개발사업의 일환으로 수행되었음.

참고문헌

[1] T. Sato, Catalyst (Japan), 20, 72(1978).
[2] H.S. Kang, et al., J. of the Korean Ind. & Eng. Chemistry, 7, 715(1996).
[3] 백승우 등, 응용화학, 2(1), 464(1998).
[4] T.A. Doring, B.W.J. Lynch and R.L. Moss, J. Catal., 20, 190(1971).

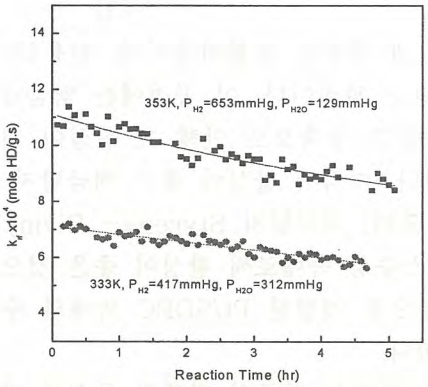


Fig.1 Dependence of the transfer coefficient on time.

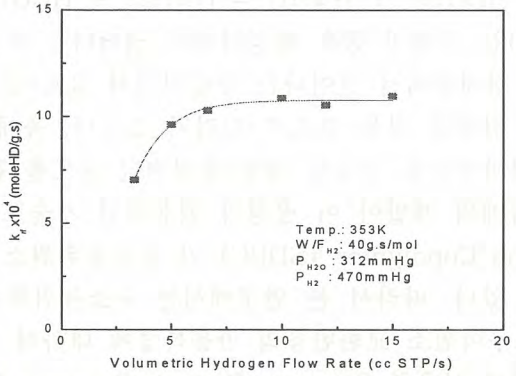


Fig.2 Dependence of the transfer coefficient on hydrogen flow rate.

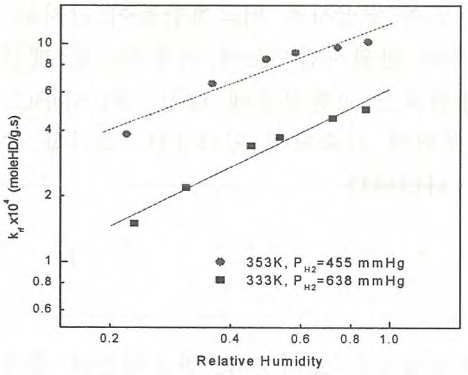


Fig.3 Effect of the transfer coefficient on relative humidity.

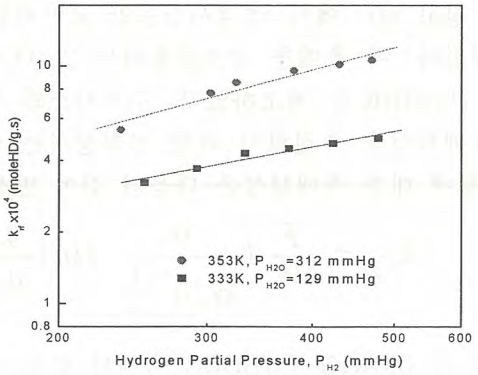


Fig.4 Effect of the transfer coefficient on hydrogen partial pressure.

고준위 폐기물 처분장의 처분터널 및 처분공 간격 설정을 위한 열-역학 해석

이양, 최희주, 이종열, 김진웅, 최종원
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

심부 암반내에 고준위 방사성폐기물 처분장이 건설되는 경우 암반 하중에 의한 응력과 폐기물에서 발생하는 열은 처분장의 안전성과 밀접한 관계가 있다. 본 연구에서는 심지층 처분장에서 완충재의 공학적 방벽 기능과 암반의 구조적 안정성을 유지할 수 있는 처분터널과 처분공의 간격을 결정하고자 하였다. 이를 위하여 상용 유한차분 해석프로그램인 FLAC^{3D}를 사용한 열-역학 해석이 수행되었다. 폐기물 처분장의 열적기준은 처분용기 표면의 최고온도가 90℃를 넘지 않게 하는 것이다. 따라서 우선 FLAC^{3D}를 사용한 열해석을 통해서 처분터널과 처분공의 간격을 선정하고 이에 대한 열-역학 연계해석을 수행하였다.

처분장의 열해석을 위해서 폐기물이 지하 500 m 지점에 처분되는 것으로 가정하고 지표에서부터 지하 700 m까지를 해석영역으로 설정했으며, 단일 처분구조의 대칭성을 이용하여 ¼ 모델을 사용하였다. 열적 기준에 부합하는 처분간격을 선정하기 위해서 처분터널과 처분공의 간격을 각각 30~50 m와 4~8 m로 변화시키며 열해석을 수행하였다. 해석 결과에 따라 처분용기 표면의 최고온도를 그림 1에 표시하였다. 그림 1에서 어두운 부분은 처분장의 열적 기준에 부합하는 영역을 나타낸다. 열해석의 결과를 토대로 처분터널과 처분공의 간격이 각각 30m*7m, 35m*6m, 40m*6m인 3개의 모델을 역학, 열역학적 해석을 위한 모델로 선정하였다.

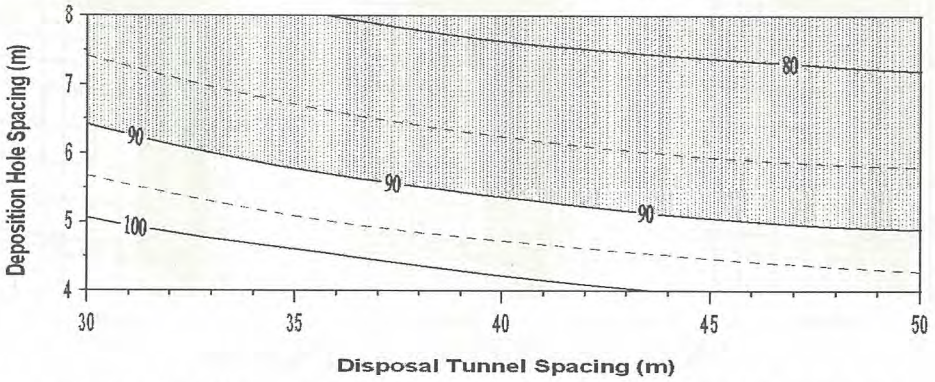


그림 55. 처분터널과 처분공의 간격 변화에 따른 처분용기 표면의 최고 온도

열해석을 통해 선정된 3개의 모델에 대한 역학적 해석을 위해서 암반을 Mohr-Coulomb 탄소성 모델로 모사하였다. 해석영역은 수직방향으로 PWR 사용후핵연료로부터 상하로 각각 200 m의 범위인 400 m를 해석영역으로 설정했으며, 수평방향은 처분장의 대칭성을 고려하여 단일 처분구조의 ¼ 모델을 이용하였다. 암반내에 처분터널과 처분공의 굴착에 대한 역학적 해석 결과, 세 모델은 모두 터널 바닥면에서 최대 1.48~1.52 mm의 변위를 보였으며, 약 32MPa의 최대주응력이 발생하였다. 처분터널의 벽면과 처분공 주변에서는 국부적인 응력집중이 발생하였지만 소성영역은 발생하지 않아 처분장의 굴착에 의한 역학적 안정성에는 이상이 없는것으로 판단된다.

열-역학 연계해석에 사용된 모델은 역학해석에 사용된 모델과 동일하며, 벤토나이트 완충재는 Drucker-Prager 탄소성 모델로, 처분용기와 PWR 사용후 핵연료는 탄성 모델로 모사하였다. 상

기한 열해석에 의하면, 처분용기에서 수직방향으로 200 m 떨어진 지점에서 50년 동안의 온도변화는 0.3℃ 이하인 것으로 밝혀졌다. 따라서 열-역학적 해석영역의 상하부 경계면의 온도는 해석이 수행되는 동안 지중의 초기 온도로 고정되었다. 처분터널과 처분공의 간격이 다른 3개의 모델을 이용하여, 각각 50년 동안의 열-역학 연계해석을 수행하였다. 해석을 통해 얻은 주요 결과가 표 1에 요약되었으며, 그림 2는 세 모델에서 발생한 소성영역을 나타낸다.

표 1. 처분터널과 처분공 간격 변화에 따른 열-역학 연계해석 결과

처분터널 간격 * 처분공 간격 (m*m)		30*7	35*6	40*6
최대 변위 [방향] (mm)	해석영역 상부	58.9 [z]	58.6 [z]	51.4 [z]
	처분터널 천단	37.7 [z]	37.9 [z]	33.1 [z]
	처분터널 바닥	33 [z]	33.5 [z]	29.4 [z]
	처분터널 벽면	-2.8 [x]	-2.7 [x]	-2.3 [x]
	벤토나이트 버퍼 상부	63.8 [z]	63.8 [z]	57.7 [z]
최대 주응력 (MPa)		47.7	47.7	45.0
최대 인장응력 (MPa)		-6.3	-7.5	-7.0
소성영역		발생	발생	발생
처분용기 표면의 최고온도 (℃)		82.6	81.6	79.0

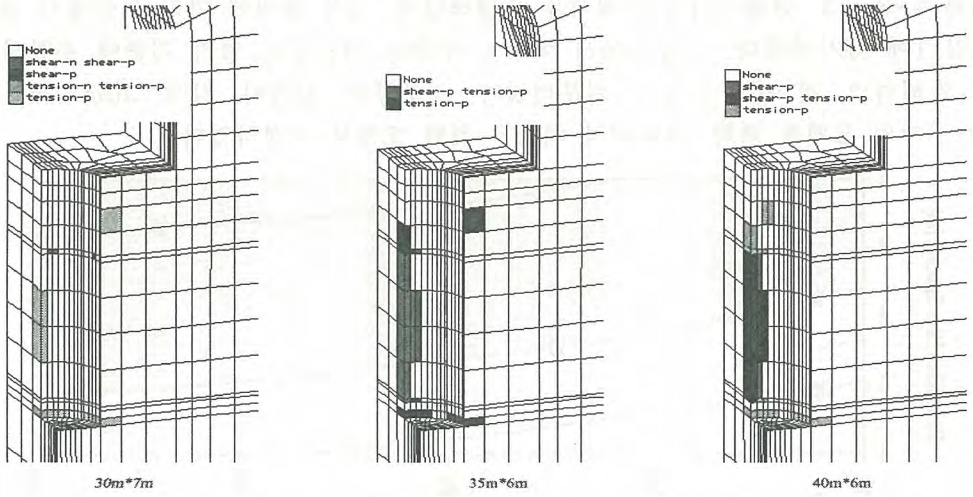


그림 56. 처분공 주변 암반의 소성대 발생 영역

처분장의 열적 기준에 부합하면서 서로 다른 처분터널과 처분공 간격을 가진 3가지 경우에 대해서 열-역학 해석을 수행하였다. 그 결과, 처분터널과 처분공의 굴착에 의한 역학적 안정성에는 이상이 없는 것으로 나타났다. 처분용기가 설치된 후에는 사용후핵연료의 붕괴열로 인한 열응력에 의해 부분적으로 인장대와 소성대가 발생하였으나, 세 모델 모두 역학적 안정성은 확보한 것으로 사료된다. 또한, 30m*7m와 35m*6m의 경우에 대한 해석결과의 소성영역 발생 형태(그림 2)로 보아, 동일한 처분 단면적을 가지는 경우에 역학적 안정성을 위해서는 처분공의 간격을 넓게하는 것이 더 유리한 것으로 판단된다.

* 본 연구는 과학기술부 원자력 중장기 계획 사업의 일환으로 수행되었습니다.

원전 발생 슬러지 중 H-3 및 C-14의 정량

이흥래, 안홍주, 박순달, 한선호, 지광용
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

1982년에 미국 원자력규제위원회 (NRC)는 방사성폐기물 육지처분관련 인허가요건 (10CFR61)을 통하여 방사성폐기물을 규제하여왔다. 이 중에서 휘발성원소인 H-3, C-14, Tc-99, 그리고 I-129는 측정하기 까다로운 핵종 (difficult-to-determine, DTM)으로 분류하였다. 이 원소들은 확립된 방법을 고안하여 측정해야 할 필요성이 있다.

슬러지 폐기물은 일반적으로 원심분리기와 배수조에서 발생이 된다. 슬러지 폐기물은 방사성 폐액 내에 함유된 부유입자를 제거하고, 탈염기 계통의 성능을 향상시키기 위해 실행하는 원심분리 과정에서 발생되며, 기기 배수계통에서도 발생된다.

본 연구에서는 방사성 폐기물 중 슬러지에서 C-14와 H-3에 대한 측정방법을 확립하고자 하였다. 슬러지 시료를 황산매질에서 산화제 ($K_2S_2O_8$과 $AgNO_3$)를 첨가하여 시료에 존재하는 유기 및 무기물의 C-14를 $^{14}CO_2$로 산화포집한 후, 용액 내에 남아있는 HTO를 증류하여 분리하였다. $^{14}CO_2$는 Carbo-Sorb E 용액으로 포집하고 Permafluoro E^+ 칵테일과 섞어주었으며, 수집된 HTO는 Ultima-Gold XR 칵테일에 섞었다. 이렇게 혼합된 용액들은 액체섬광계수기 (LSC)를 이용하여 C-14와 H-3를 계측하였다. 원심분리의 슬러지는 고준위로서 C-14의 방사능은 약 450 Bq/g으로 계측되었고, H-3의 방사능은 18-37 Bq/g의 범위에 있었다. 배수조의 슬러지는 저준위로서 C-14와 H-3의 방사능이 각각 15-10,000과 15-1,200 Bq/g으로 분포범위가 넓었다.

고준위 슬러지는 수분 함량이 낮았으며, 시료의 표면방사능의 크기와 상관없이 유사한 방사능을 보여주고 있다. 저준위의 슬러지는 수분이 많이 포함될수록 C-14와 H-3의 방사능도 높아짐을 확인하였다. 고리발전소의 슬러지는 수분 함량과는 일치하지 않았다. 상대적으로 낮은 수분 함량 (<50%)에서도 상당히 높은 C-14의 방사능을 관찰하였다.

지하처분연구시설(URT) 프로젝트

조원진, 박정화, 권상기
한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150번지

지하처분연구시설의 목적은 처분시스템의 실험적 검증을 위해 신선한 지하암반 환경을 이용한 처분관련 연구 및 기술 실증에 필요한 실험을 수행하는 것이다.

지하처분연구시설은 대전광역시 한국원자력연구소 부지 후면의 산지에 위치하고 있다. 지하처분연구시설 부지의 지층분포 상태를 살펴보기 위해 지표물리탐사와 시추조사가 2003년에서 2004년에 걸쳐 수행되었다. 부지의 지표면을 형성하는 상부 토사 및 풍화토는 기반암인 화강암이 풍화되어 생긴 잔류풍화토로, 실트질 모래에 암편이 일부 함유되어 있다. 그 하부에는 풍화암이 분포되어 있다. 풍화토와 풍화암은 지하처분연구시설 진입터널의 종축방향을 따라 평균 5~15 m 내외, 터널 횡축방향으로는 평균 8~13 m 내외의 두께로 지형을 따라 비교적 깊게 분포한다. 그 하부에는 연암층이 분포하는데, 모암은 화강암이다. 연암층 하부의 보통암층은 안산암질 암맥으로 구성되어 있다. 보통암층 아래에서 나타나는 경암층은 모암이 담회색의 화강암이다. 암반의 상태는 심도의 증가에 따라 향상되고 있으며 심도 25 m 이상에서는 양호한 암반이 나타난다.

지하처분연구시설은 크게 나누어 처분관련 연구의 대부분이 수행되는 심부 암반 내에 위치한 연구모듈(research module)과 연구모듈과 지상을 연결하는 진입터널(access tunnel),로 구성된다. 진입터널의 갱구부(portal는 산 정상의 지하에 연구모듈을 배치하면서도 가급적 진입터널의 길이를 짧게 하기 위해 부지에 있는 계곡이 끝나는 막다른 지점에 굴착한다. 연구모듈이 부지 내에서 고도가 가장 높은 산 정상부 부근의 지하 암반에 위치하도록 하면서도 진입터널의 길이를 가장 짧게 하기 위해서는, 진입터널의 선형을 직선으로 한다. 또 주어진 지형조건과 동일한 진입터널의 길이로 연구모듈의 심도를 최대한으로 크게 하기 위해 진입터널이 10 % 하향경사를 갖도록 한다. 하향경사를 가진 진입터널이 끝나는 부분에서, 양쪽으로 하나씩 모두 두개의 연구 모듈을 배치한다. 각 연구모듈의 길이는 25 m로 한다.

지하처분연구시설의 건설은 두 단계로 나뉘어 진행될 예정이다. 2004년에서 2005년에 걸쳐 갱구부와 진입터널 부분이, 200g년에는 연구모듈 부분이 건설될 예정이다. 지하처분연구시설은 2006년 하반기부터 운영될 예정이다.

지하처분연구시설 건설을 위한 부지조사

김건기, 권 상기, 조원진, 박정화
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

I. 서론

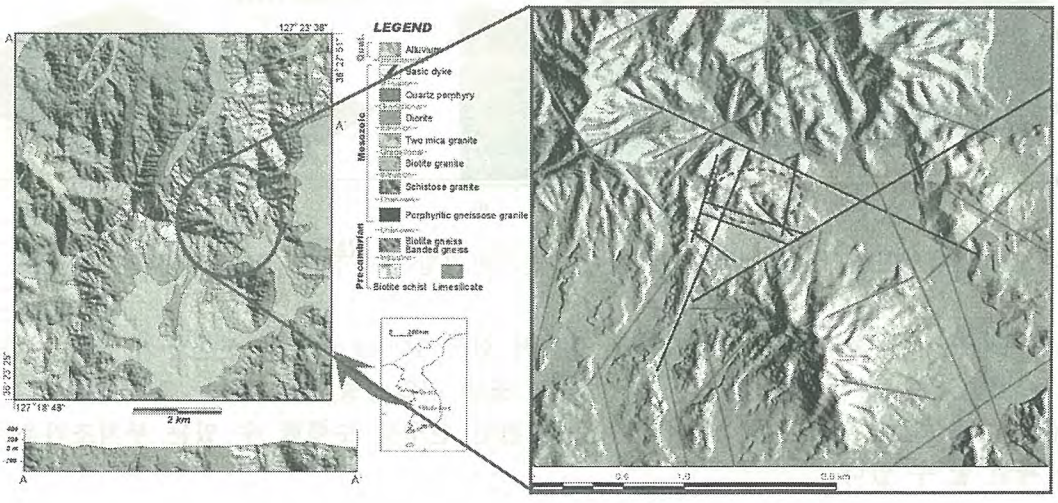
고준위방사성폐기물 처분의 경우 심부결정질 암반에 영구 처분하는 것을 최선의 방안으로 여겨지고 있다. 우리나라는 분포암석의 약 70%가 화강암질 암반으로 방사성폐기물 영구 처분부지는 화강암질 암반이 분포하는 지역이 될 것으로 예상된다. 따라서 이러한 심부환경에 대한 특성, 암반의 거동, 핵종이동, 그리고 지하수의 유동에 대한 심지층 처분실증과 관련된 각종 조사와 시험을 실시하기 위하여 원자력연구소내 화강암질 암반을 대상으로 부지조사를 실시하였다.

지하처분연구시설의 부지조사에서는 지형 및 지표지질조사가 실시되었으며, 지구물리탐사를 통하여 심부환경 및 암반의 상태를 유추하였다. 또한 지표지질조사 및 지구물리탐사의 결과의 확인하고, 암반 및 절리의 분포 확인을 위하여 경사 및 수직시추를 실시하였다.

II. 지표지질조사

지하처분연구시설의 최소요건으로는 (1)결정질 암반으로 환원환경이 확보될 수 있는 심도 100m 이상이어야 하며, (2)연구모듈은 와이어메쉬 혹은 록볼트 같은 최소한의 지보로 장기간 유지 가능한 양호한 암반에 설치되어야 한다.

본 조사지역은 산지 지형의 특성을 이용하여 100m이상의 심도를 효과적으로 확보할 수 있다. 분포암석은 쥬라기의 대보화강암류와 중성 암맥으로 구성되어 있으며, 대보화강암류는 편마암질 화강암류와 복운모화강암으로 결정질 암반에 해당한다. 연구지역의 북쪽과 남쪽은 N80W, 서쪽과 동쪽은 N30E방향으로 절리가 분포한다.



III. 지구물리탐사

지형 및 지표지질조사 결과를 바탕으로 선정된 부지 지하의 구조선과 암반의 분포를 확인하기 위하여 전기비저항탐사(단극-쌍극자배열)와 탄성파탐사(굴절법)를 실시하였다.

선정된 부지를 중심으로 격자형으로 탐사측선을 배치하여 측정한 결과, 토사는 2~4m정도, 풍

화암은 3~4m정도, 연암은 5~8m정도의 두께로 분포하며, 그 아래에는 경암이 분포한다. 또한 비저항치 분포 분석을 통해 파쇄대를 추정할 수 있었다.

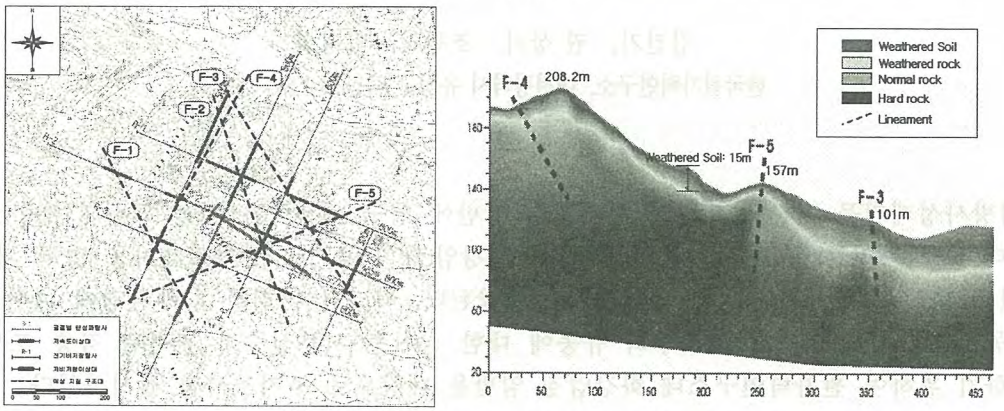


그림 59. 지하처분연구시설 부지 지구물리탐사 측선 및 탐사결과.

IV. 시추조사

지표지질조사 및 지구물리탐사의 결과를 확인하기 위하여 예상터널방향 및 경사방향과 동일하게 하향경사 10%로 경사시추(250m)를 실시하였고, 터널 입구부 암반의 상태를 확인하기 위하여 진입터널 입구부에 수직시추(160m)를 실시하였다. 그 결과 풍화대는 4m정도였으며, 파쇄대구간은 69~77m와 177~190m구간에 존재함을 알 수 있었다.

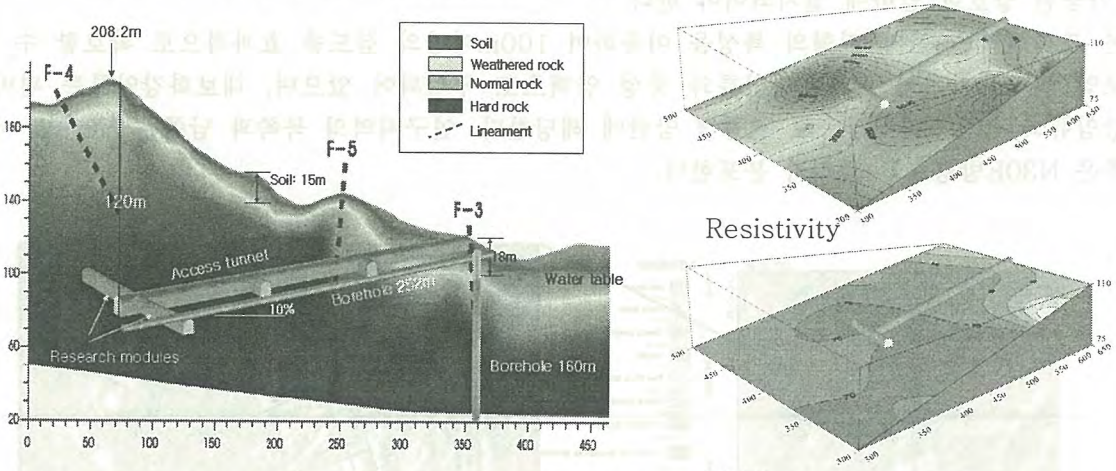


그림 3. 지하처분연구시설 시추공 방향 및 전기비저항치(우상)와 RMR값(우하) 분포도.

지표지질조사, 지구물리탐사, 시추조사를 통해서 심도 100m 이상의 신선한 암반에 지하처분연구시설을 건설하는 것이 가능함을 알 수 있었다. 또한 진입터널과 교차하는 파쇄대에서 심지층처분 개념 실증을 위한 암반거동 및 지하수 유동 관련 연구를 수행할 수 있는 부지조건을 가지고 있음을 확인 할 수 있다.

지하처분연구시설 건설을 위한 부지조사결과 및 안정성 평가

권상기, 박정화, 조원진
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

1. 서론

고준위폐기물 처분연구를 위해 총 280m 길이의 지하처분연구시설을 한국원자력연구소내 화강암반에 건설하는 방안에 대한 평가를 위해 부지 조사작업이 실시되었다. 부지조사작업에서는 160m 수직공과 예상터널 경사를 따른 252m 의 경사공 시추가 실시되었다. 시추공에서 회수된 암석코아를 이용하여 암석의 물리적, 기계적 물성이 실험실 실험을 통해 결정되었다. 또한 수압파쇄, 공내재하시험, 수압시험을 비롯한 현장 시험들과 BIPS, Televiewer 를 이용한 시추공내 불연속면에 대한 조사가 실시되었다.

2. 현장시험 결과

본 연구에서는 실험실 및 현장 시험을 통해 얻어진 암석 및 암반 물성 자료를 정리하고 터널이 굴착되는 경우 예상되는 지질상태를 분석하였으며 물성변화가 예상되는 구간별 암반의 변형계수 및 암반강도를 추정하였다. 특히 심도에 따른 암반 물성 변화를 통해 처분관련 연구가 주로 수행될 연구모듈부가 양질의 암반에 위치할 수 있음을 알 수 있었다. 또한 예상하는 터널의 방향이 현지응력의 방향이나 절리군의 분포 등을 고려할 때 안정성을 유지하는데 유리할 것으로 판단할 수 있었다. 그림 1 은 수압파쇄를 통해 얻어진 현지응력, 인장강도의 심도에 따른 변화를 보여준다.

3. 역학적 안정성 평가

실험실 및 현장 시험을 통해 결정된 암반 물성을 이용한 3차원 구조해석이 실시되었다. FLAC3D를 이용한 해석에서는 각 구간에 따른 암반 물성의 변화, 지표면의 지형, 터널의 경사각, 터널의 크기 및 형상 등이 고려되었다. 지질조사를 통한 암반 상태의 평가 및 모델링을 통한 3차원 안정성 평가를 통해 원자력연구소내 부지에 지하처분연구시설을 건설하는 경우, 안정하고 경제적인 건설 및 운영이 가능할 것으로 판단하였다(그림 2).

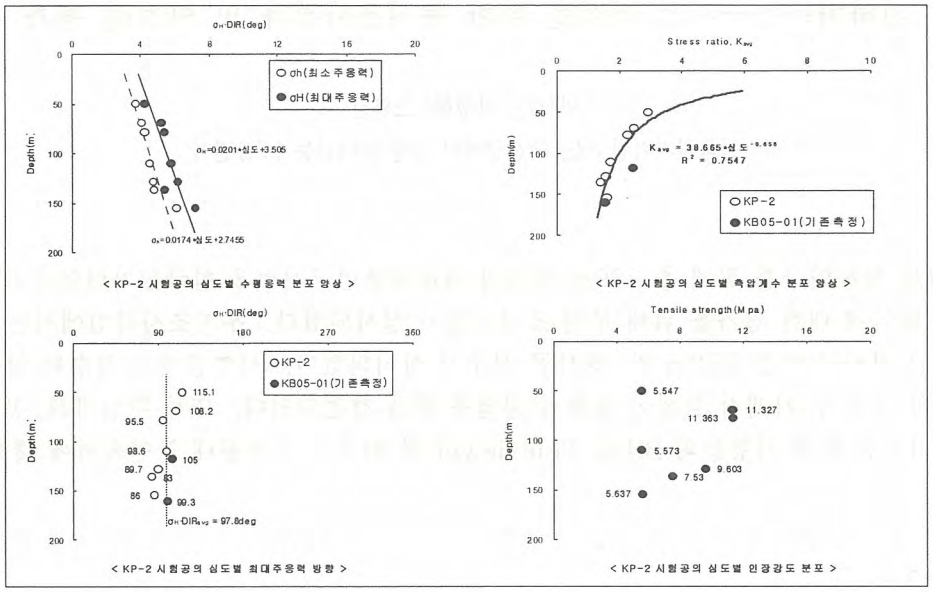


그림 1. 수압파쇄 결과

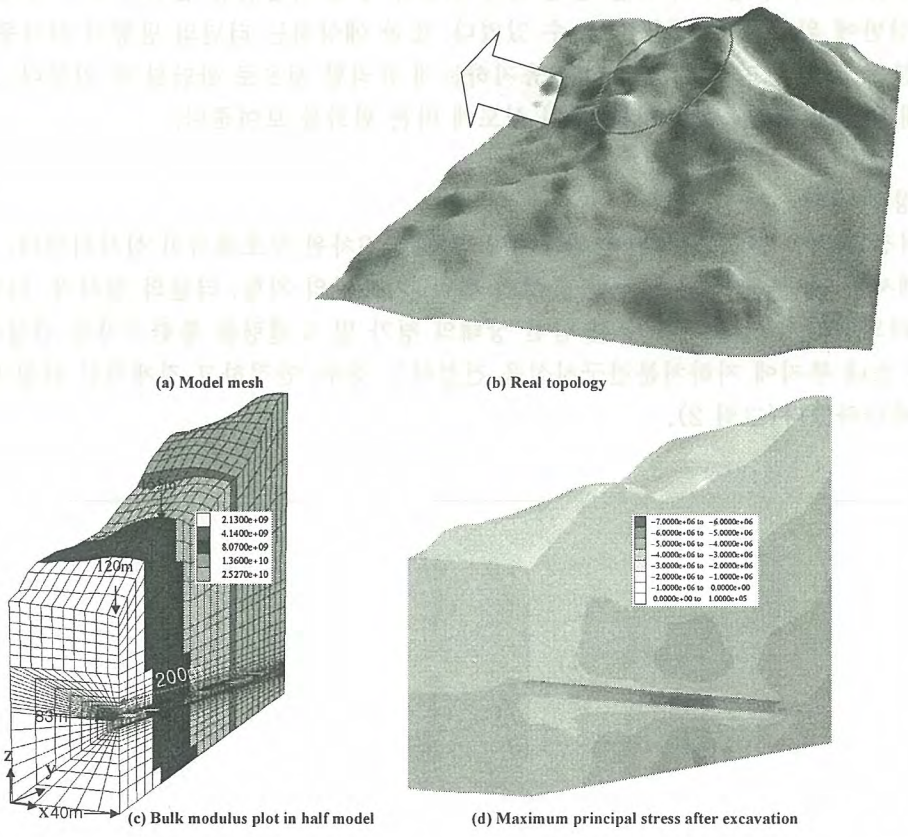


그림 2. 역학적 안정성해석을 위한 모델 메쉬 및 최대주응력(Pa)

Development for Control Techniques of using The PLC the Precoat Filter

Young-Zoon Son, Yong-Bum Chun , Kwon-Pyo Hong, Duck-Ke e Min, Song-Yeol Yang
Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Duck-Jin Dong, Yusung-Ku, Daejeon

In this study, we solved the defects of the hardware of Precoat -Filter to removeing cruds and floating materials in storage water for spent nuclear fuel was improved and modified the system was reconstructed with Programmable Logic Controller(PLC) to improve confident degree and coefficient of utilization. reliability and utilization frequency. And We developed the CRT operating screen using CRT instead of the existing operating panel was developed and PLC program Raderdo it was possible to operate filter off automatically. Therefore, Those reduced operator's load works for filter's on maintenance and /repair and operation of filter was reduced through development of PLC. This comprehensive technology is expected to be applied to another nuclear fuel cycle process and to improve the efficiency of maintenance and operation capabilities.

Sugeno Integral Ranking of Release Scenarios in a Low and Intermediate Waste Repository

S. Ho KIM*, Tae Woon KIM, and Jaejoo Ha
Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Deokjin-Dong, Yuseong-Gu, Daejeon, Korea
(*Corresponding author: shokim@kaeri.re.kr)

In the present study, a multicriteria decision-making (MCDM) problem of ranking of important radionuclide release scenarios in a low and intermediate radioactive waste repository is to treat on the basis of λ-fuzzy measures and Sugeno integral (See Fig.1). Ranking of important scenarios can lead to the provision of more effective safety measure in a design stage of the repository. The ranking is determined by a relative degree of appropriateness of scenario alternatives. A MCDM problem is characterized in terms of two factors: relative importance of each evaluation criteria and of appropriateness of each alternative. As an input stage, both importance weights for criteria and preference scores for scenarios with respect to each criterion are obtained through a pairwise comparison in Saaty's analytic hierarchy process (AHP) approach. Then, as a modeling stage, interaction among criteria is dealt with λ-fuzzy measures and aggregation of these measures and preference scores is conducted by fuzzy integrals, especially, Sugeno integral. The proposed approach is called a Sugeno integral AHP (SIAHP). Finally, as an interpretation stage, aggregated values are viewed as decision maker's optimistic and pessimistic attitude towards information aggregation in terms of WAM (weighted arithmetic mean).

To demonstrate a validation of the proposed approach to ranking of release scenarios, results of the previous AHP study are used and compared with them of the present SIAHP approach. Since the AHP approach uses importance weights based on additive probability measures, the interaction among criteria is ignored. The comparison of scenarios ranking obtained from these two approaches enables us to figure out the effect of different models for interaction among criteria. In Table 1, the results obtained by AHP model, SI model, belief measures-based and plausibility measures-based Choquet integral models are comparatively listed. It is found that the ranking is affected if interaction among criteria is taken into account in a modeling stage. Furthermore, this Sugeno integral AHP approach can provide more easily interpretable information than the classical AHP does. Thus, it suggests that the proposed approach be one of suitable tools to support a decision making problem of the priority among release scenario alternatives.

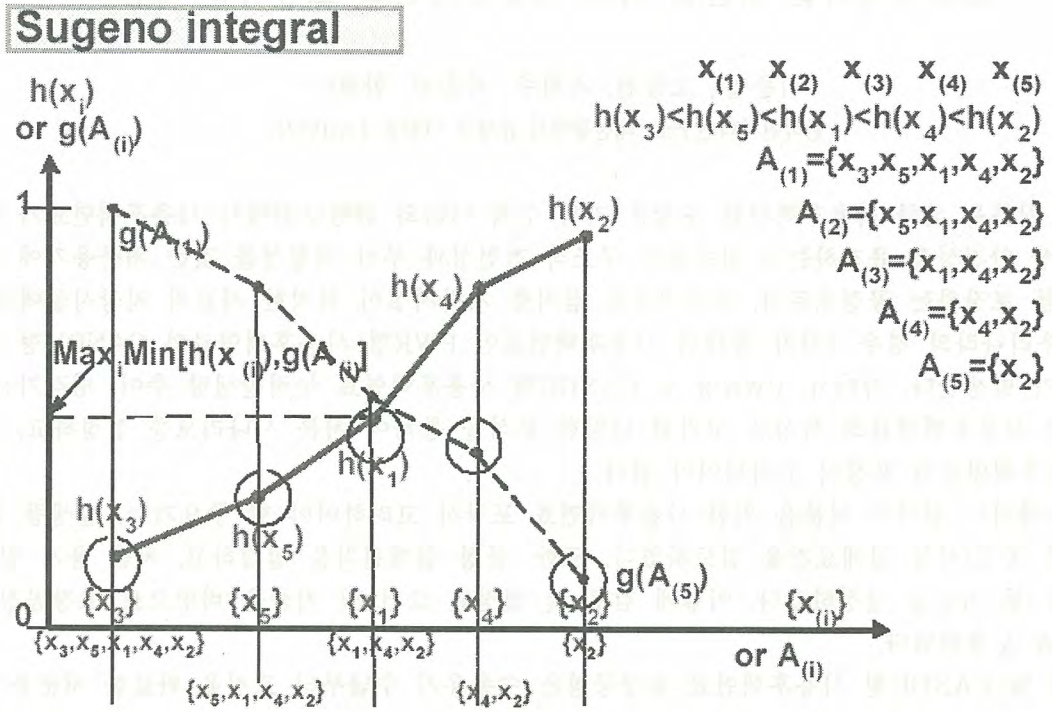


Fig.1: An illustrative representation of the Sugeno integral SI(h_1, h_2, h_3, h_4, h_5)

Table 1: Aggregated preference scores for each release scenario

	Present SI model	WAM	Bel-based CI	Pl-based CI	AHP model [1995]	SI model [1995]
S_1	0.385 (1)	0.3146 (1)	0.4365 (2)	0.2850 (1)	0.316(1)	0.285(1)
S_2	0.272 (2)	0.2737 (2)	0.6064 (1)	0.1077 (3)	0.200(2)	0.203(2)
S_3	0.219 (3)	0.1569 (4)	0.2251 (3)	0.0770 (5)	0.158(4)	0.176(3)
S_4	0.191 (5)	0.1556 (5)	0.1947 (5)	0.0864 (4)	0.155(5)	0.162(5)
S_5	0.200 (4)	0.1787 (3)	0.2103 (4)	0.1360 (2)	0.171(3)	0.174(4)

Notes: The number in () denotes the preference ranking.

고준위폐기물 처분을 위한 사용후핵연료 포장시설 개념

이종열*, 조동건, 최희주, 최종원, 한필수
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

심지층 처분을 위한 사용후핵연료 포장은 지하 수백 미터의 환경조건에서 사용후핵연료가 수십만 년 이상 안전성을 유지하는데 필수적인 구조적 건전성과 부식 저항성을 갖는 처분용기에 사용후핵연료를 포장하는 공정으로서, 일반적으로 심지층 지하시설이 위치한 지표의 지상시설에서 수행한다. 우리나라의 경우 2가지 형태의 사용후핵연료인 PWR형 사용후핵연료와 CANDU형 사용후핵연료가 발생한다. 따라서, PWR형 및 CANDU형 사용후핵연료 누적발생량 추이, 냉각기간 및 각 노형별 사용후핵연료의 특성을 고려한 다양한 분석을 통하여 처분 시나리오를 설정하고, 이에 따른 사용후핵연료의 포장이 고려되어야 한다.

본 연구에서는 심지층 처분을 위한 사용후핵연료 포장시 고려하여야 할 주요기능, 발생량 추이 등에 따른 공정/시설 설계요건을 검토하였다. 또한, 공정 설계원칙을 설정하고, 처분 용기 및 공정 생산율 등 기준을 설정하였다. 이렇게 검토 및 설정된 요건 및 기준을 바탕으로 포장공정 및 시설개념을 도출하였다.

PWR형 및 CANDU형 사용후핵연료 포장공정은 수송용기 수납부터 포장을 완료한 처분용기를 지하시설로 이송하는 공정까지이다. 이러한 사용후핵연료 포장공정의 기능요건, 처분용기 생산율과 처분율 설정을 위한 국내 사용후핵연료 발생량 추이 및 포장공정 설계기준은 다음과 같다.

장기전력 수급계획에 의하면, 2015년까지 28기의 원자력발전소를 운영할 예정이다. 이렇게 원자력 연료를 이용하여 전기를 생산한 후에 배출시키는 사용후핵연료의 양은 지속적으로 증가하고 있다. 1978년 우리나라 최초의 상업용 원자로인 고리 1호기 원자력발전소 운전 이후 운영중인 18기의 원자력발전소에서 발생하여 2003 년말 까지 누적된 사용후핵연료의 양은 약 6,600 tHM이며, 이들의 운전이 완료되는 시점까지 발생하여 누적될 것으로 예상되는 사용후핵연료는 총 36,000 tHM (PWR 20,000tHM + CANDU 16,000tHM)에 이를 것으로 전망된다.

포장공정 개념설정을 위한 기본원칙으로서는, 사용후핵연료는 공정이 순차적으로 수행되어 효율성을 극대화할 수 있도록 직선형 포장라인에서 포장이 수행되도록 하며, 핫셀, 용접챔버 및 검사챔버는 포장라인 상부에 위치하도록 한다. 처분용기는 궤도위에 장착된 처분용기 이송차량으로 이송하도록 하고, 핫셀은 2개 사용후핵연료 형에 대해 공용으로 사용이 가능하도록 한다. 사용후핵연료 인수 공간 및 포장이 완료된 처분용기 임시저장고 또한 2개 로형에 대해 공용사용이 가능한 구조로 한다.

사용후핵연료 심지층 처분을 위한 처분용기는 지상시설에서의 포장공정 및 지하시설에서의 처분공정을 최적으로 수행할 수 있도록 고려하여 설계하여야 한다. 이를 위하여 PWR용과 CANDU용 처분용기는 동일한 규모가 되도록 하되, 처분용기 내부삽입물은 각 로형별 사용후핵연료 특성상 PWR형과 CANDU형이 다르게 하여, PWR형은 처분용기당 4개 집합체를 수용할 수 있도록 하고 CANDU형은 33개들이 바스켓을 9개 층으로 적재하여 총 297 연료번들 수용할 수 있도록 한다. 또한, 처분용기의 재질은 내부는 심지층에서의 구조적 건전성을 유지할 수 있도록 탄소강을 사용하며, 외부 쉘은 수십만 년 이상동안 부식에 저항할 수 있는 구리 또는 니켈합금을 사용한다.

사용후핵연료 발생량 추이 및 초기 20년 동안 CANDU 사용후핵연료를 우선 처분하고, 그 후 30년 동안 PWR형 사용후핵연료를 처분하는 시나리오에 따라, 처분용량을 고려하여 포장공정 용량을 산출하였다. 이에 따라, CANDU 사용후핵연료는 2040년 운영개시 후 20년 동안 2,926 처

분용기를 생산하게 되므로, 연간 146 처분용기/년 생산이 필요하며, 이는 매주 3 개의 처분용기를 생산하여야 한다. 또한, CANDU형 사용후핵연료 처분 후 30년 동안 11,375 처분용기를 처분하여야 하는 PWR 사용후핵연료는 연간 379 처분용기/년을 포장하여야하며, 이는 매주 8 개의 처분용기를 생산하여야 한다(Fig.1). 이 경우, 포장라인은 CANDU 포장공정 기간동안은 1개 포장라인을 가동하고, 이후 PWR 사용후핵연료의 포장은 2개의 포장라인을 가동하는 것으로서, CANDU 포장 완료 후 CANDU 포장공정 라인은 PWR 포장공정 라인으로 수정하는 것이 필요하다. 포장공정의 개괄적인 기능은 사용후핵연료 수송용기 인수, 사용후핵연료 하역 및 집합체 검사, 사용후핵연료 집합체 임시저장, 처분용기 내 사용후핵연료 포장, 처분용기 용접 및 검사, 처분용기 유지/보수, 처분용기를 지하 처분장으로의 이송 등으로서, 세부공정에 대한 상세 개념은 Fig. 2와 같다.

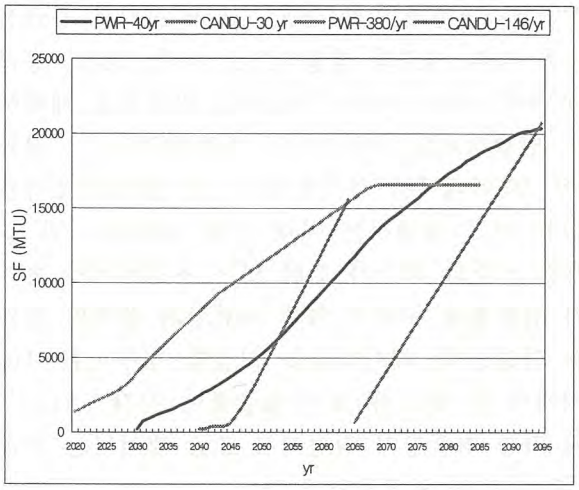


Fig. 1. 로형별 처분율

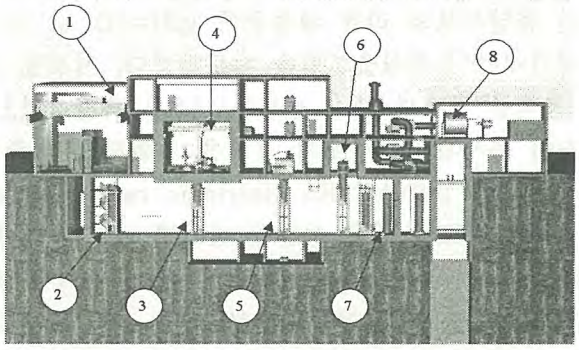


Fig. 2. 지상시설 내 포장공정 개념

본 연구에서는 원자력 발전소에서 전력을 생산한 후에 배출되어 고준위 방사성폐기물로 분류되는 사용후핵연료를 지하 수백 미터의 심지층에 처분하는데 필요한 사용후핵연료 포장 공정 개념을 설정하였다. 우리나라의 경우 2가지 형태의 사용후핵연료인 PWR형 사용후핵연료와 CANDU형 사용후핵연료가 발생하므로, 심지층 처분에 필요한 이들 사용후핵연료 포장시 고려하여야 할 주요기능, 발생량 추이 등에 따른 공정 설계요건을 검토하였다. 또한, 공정설계 원칙을 설정하고, 처분용기 및 공정 생산율 등 기준을 설정하였으며, 설정된 요건 및 기준을 바탕으로 처분을 위한 사용후핵연료 포장공정 개념을 도출하였다. 이 결과는 지속적인 보완을 통하여, 우리나라 환경에 적합한 사용후핵연료 심지층 처분시스템 개념을 확립하는데 기여할 것으로 사료된다.

후 기

본 연구는 과학기술부에서 주관하는 원자력중장기 계획사업의 일환으로 수행하였습니다.

붕규산유리로부터 실리콘과 붕소의 초기 침출률 측정

김성기, 김승수, 전관식, 최종원
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

중저준위 혹은 고준위 방사성폐기물고화체의 고화 매질로서 가장 많이 연구되고 있는 붕규산유리의 침출방법을 규격화시키기 위한 방법중 하나로 single-pass flow-through (SPET) 방법이 American Society for Testing and materials (ASTM)에서 선출되었으나, 그 실제적인 데이터가 없다. 따라서 이 SPET 시험을 위한 정밀도를 측정하기 위하여 미국의 Argonne National Laboratory (ANL)에서는 세계 유수 연구기관에 붕규산 유리시료를 보내고 각 연구기관간의 재현성을 시험중에 있다. 본 연구실에서도 그 시험에 참가하였는데, 100/200 mesh 크기의 붕규산유리 분말시료와 리튬 완충용액 (pH=10, at 70℃)을 각각 시료와 침출액으로 하여, 70℃, 알곤 분위기에서 동적침출실험을 시도하였다. 시료를 통과하여 나온 용액을 일정기간 간격으로 채취하여 용액중 규소와 붕소 농도를 ICP로 측정하였으며, 침출장치의 바탕세기도 측정하였다. 그 결과 유속이 유사할 경우 초기 용액을 제외하고 침출률이 5%이내에서 일치하였다. 이 실험의 또다른 목적인 붕규산유리의 Ko (intrinsic rate constant)를 얻기 위해서는 아래 식에 나타낸 바와 같이 pH와 온도에 따른 침출률 변화뿐 아니라 침출액중 규소와 붕소가 전혀 없는 용액에서의 초기 침출률 (forward rate)을 알아야 한다. 따라서 초기 침출률을 구하기 위해 시료량과 용액의 흐름속도를 변화시켜 실험함으로서 그림 1과 그림 2를 얻었는데, 데이터들을 외삽할 경우 pH=10, 70℃ 조건에서 규소와 붕소의 농도가 "0" 인 용액에서 두 원소의 초기 침출률이 각각 6×10^{-6}, 4.5×10^{-7} g/(m^2·s)로 예상된다. 두 그림에서 농도에 따른 침출률이 직선에서 조금 벗어나는 것은 그 외의 다른 원소가 침출에 영향을 주기 때문으로 타 문헌에 보고되어 있다.

$$rate = Ko \cdot 10^{\eta \cdot pH} \cdot \exp(-Ea/RT)$$

Ko : intrinsic rate constant
η : the pH dependence
Ea : activation energy
R : gas constant
T : absolute temperature

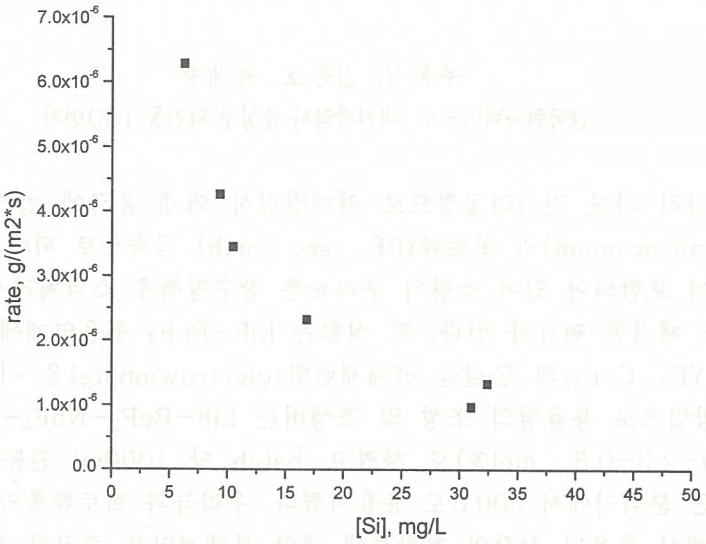


그림 1. 용액중 규소농도에 따른 붕규산유리로부터 규소의 침출률.

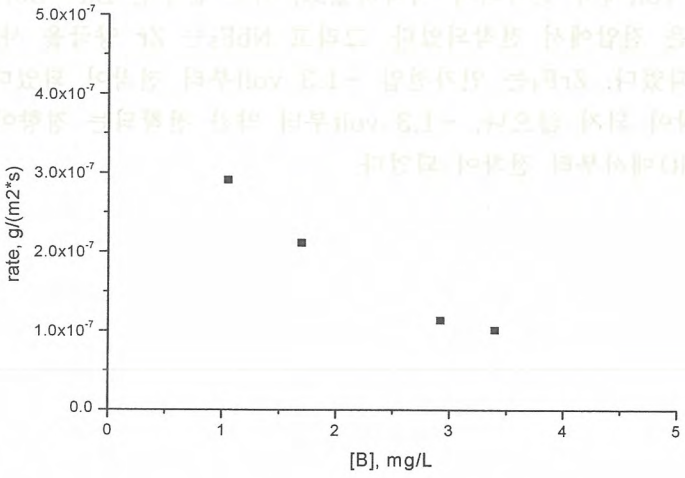


그림 2. 용액중 붕소농도에 따른 붕규산유리로부터 붕소의 침출률.

$LiF-BeF_2$ 용융염계에서 전해제련에 의한 U/RE 분리 특성

우문식, 김응호, 유재형
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

장수명핵종 소멸처리 위한 전처리공정으로 전해정련시 액체 음극에 전착된 전착물의 대부분은 초우라늄(TRU, transuranium)과 희토류(RE, rare earth) 금속으로 되어있다. 그러나 이 전착물 중 소량의 우라늄이 포함되어 있어 소량의 우라늄은 장수명핵종 소멸처리시 추가로 장수명핵종을 발생시키므로 이를 제거할 필요가 있다. 본 실험은 $LiF-BeF_2$ 용융염계에 용융되어 있는 UF_4와 RE(NbF_5, ZrF_4, YF_3, CeF_3)의 물질을 전해제련법(electrowinning)을 이용하여 상호분리실험을 수행하였다. 실험방법으로 용융염의 조성 및 조성비는 $LiF-BeF_2-NbF_5-ZrF_4-YF_3-CeF_3-UF_4$ (62-25-1.8-5.9-2.3-0.6 mol%)로 하였고, batch 당 1000ml 원통형 니켈용기에 354g의 시료를 넣어 아르곤 분위기에서 600℃로 용융시켰다. 우라늄과 희토류족의 분리 특성파악을 위하여 먼저 다성분계에서 용융된 각각의 화합물에 대한 분해전압을 측정한 결과 NbF_5, ZrF_4, UF_4, YF_3, CeF_3 화합물의 분해전압은 각각 <-0.7, -1.35, -1.5, -1.7, -1.62 volt부근 이었다.측정된 각원소의 분해전압을 비교한 결과 상호 분리 가능성을 확인하였다. 그리고 각원소의 분리효율을 측정하기 위하여 각원소를 혼합용융시켜 인가전압을 - 0.4, -0.6, -0.9, -1.15, - 1.3, - 1.4, - 1.55, -1.6, volt에서 5시간 전착시킨 후 용융염을 시료채취하여 AA와 ICP 분석을 수행하였다. 그 결과 각각의 원소에 대한 분리 실험 결과 LiF의 경우 인가전압에 관계없이 거의 일정하였다. 그리고 BeF_2는 -1.3 volt에서 전착되기 시작하였고, 이는 순수한 $LiF-BeF_2$ 용융염의 분해전압(-1.55 volt)보다 낮은 전압에서 전착되었다. 그리고 NbF_5는 Zr 양극을 사용하였을 때 예측한 바와 같이 전착이 잘되었다. ZrF_4는 인가전압 -1.3 volt부터 전착이 되었다. YF_3의 경우 -1.3 volt 까지는 거의 전착이 되지 않으나, -1.3 volt부터 약간 전착되는 경향이 있었다. CeF_3는 초기 인가전압(-0.7 volt)에서부터 전착이 되었다.

분리 단열 모델을 이용한 단열망 구축 알고리즘

한지웅, 황용수, 강철형
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
jwhan@kaeri.re.kr

전 세계적으로 방사성 폐기물 처분시설의 안전성 평가에 대한 연구가 활발히 수행되면서. 처분시설로부터 유출된 핵종들에 대한 공학적 방벽과 천연 방벽으로부터 생태계로의 이동 경로 및 농도 변화를 모사하기 위한 다양한 방법들이 개발되고 있다. 특히 국가별로 부지특성, 지질환경조건 등이 상이하기 때문에 지하수 이동경로 및 핵종 농도변화를 정확히 모사하기 위해서는 각각 자국 환경에 적합한 평가기법의 개발이 필수적이다.

우리나라의 경우 지하심부는 화강암반으로 대표되는 결정질 암반으로 구성되어 있으며, 이들 암반에서 핵종들은 암반내에 분포하는 단열망을 통하여 빠르게 이동한다. 이러한 단열암반을 모사하기 위한 모델로는 단열암반을 그에 상응하는 투수계수를 갖는 공극체로 가정하는 상응 공극체(Equivalent Porous Medium) 모델 및 단열망을 통한 지하수 유동만을 가정하는 분리 단열(Discrete Fracture) 모델이 주로 이용되어 왔으며, 최근에 일부 연구자들에 의해 단열암반과 다공암반이 공존하는 암반을 보다 정확히 모사하기 위한 다양한 연구가 시도되고 있다. 현재 본 연구진들도 단열암반과 다공암반이 공존하는 암반에서의 지하수 및 핵종 이동을 잘 모사할 수 있는 다차원 확률론적 안전성평가(Multi-Dimensional Probability Safety Assessment, MDPSA) 프로그램을 개발 중에 있으며, 본 논문에서는 개발중인 프로그램의 전체계산과정 및 단열망 모델링 방법에 대하여 상세하였다.

MDPSA 프로그램의 전체적인 계산과정은 Fig. 1과 같다. 계산 대상영역을 다수의 부영역으로 분할한 후 각 부영역마다 암반특성(단열암반 혹은 다공암반)을 정의한다. 그리고 각 부영역별로 정의된 암반특성에 따른 유동저항을 산출하고, 적합한 경계조건을 도입하여 개별 부영역을 재결합한다. 재결합된 전체계산영역을 대상으로 지하수 및 핵종이동 계산을 수행하고 이 결과를 바탕으로 안전성 평가를 수행한다.

이중 각 암반별 유동저항을 산출한 후 적절한 경계조건을 이용하여 암반들을 재결합하는 단계는 다공암반 및 단열암반이 혼재하는 지형에서의 정확한 예측을 위해 매우 중요하다. 특히 단열암반의 경우 불규칙적으로 분포해 있는 단열들로 인하여 단열망을 통한 유동에 대한 저항 계산이 용이하지 않으므로, 본 프로그램에서는 Fig. 2와 같은 모델링 개념을 도입하여 단열망의 유동저항을 계산하였다. 우선 지하 단열을 재현하기 위하여 각 단열의 정보(중심, 가로 및 세로 길이, 주향, 경사, 회전, 투수율)를 직접 입력하여 단열을 생성하는 결정론적 접근 방법과 확률분포함수를 이용하여 단열의 정보 및 분포를 결정하는 확률론적 접근 방법을 선택하여 사용할 수 있도록 하였으며 이러한 과정을 통해 생성된 단열은 Fig.2(a)와 같다. 생성된 각 단열을 대상으로 Fig.2(b)와 같은 부단열 개념을 도입하여 각 부단열의 중심좌표가 전체 계산영역을 벗어나는 경우엔 계산대상에서 제외하였다. 그 이후엔 Fig.2(c)와 같이 각 단열마다 2차원 좌표계를 도입하여 서로 평행하지 않는 2개의 단열이 교차되면서 형성되는 교차선들을 표현하였다. 즉 교차선은 2개 평면의 공통영역이고 각 평면방정식에서의 계수 범위는 한정되어 있으므로, 이들 관계를 이용하면 2개의 평면방정식으로부터 교차선의 시작점과 끝점을 나타내는 벡터에 대한 정보를 도출하는 것이 가능하다.

추후 이들 교차선들간의 상호 연결관계가 파악되면 전체 단열망을 구성할 수 있게 되며 이들

정보로부터 단열망의 유동저항도 산출하는 것이 가능할 것으로 예상된다. 또한 이러한 단열암반영역과 다공암반영역간의 정보전달을 원활하게 할 수 있는 경계조건을 도입할 경우 단열암반과 다공암반이 혼재하는 한국지질특성을 잘 모사할 수 있을 것으로 사료된다. 현재 이러한 기능을 프로그램으로 구현하는 작업이 진행중에 있으므로 이에 대한 상세는 후속논문에서 다룰 예정이다.

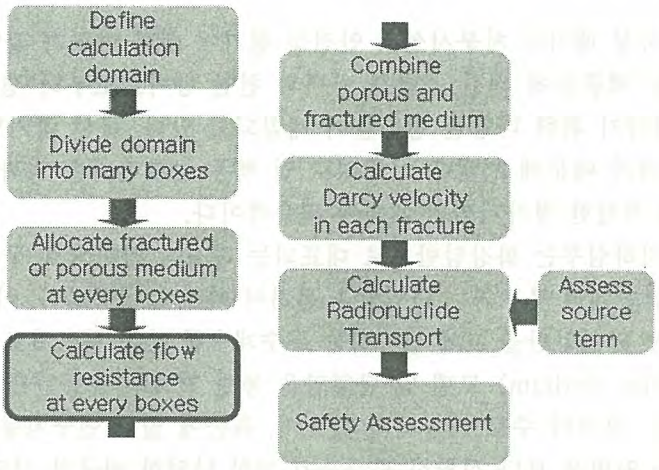
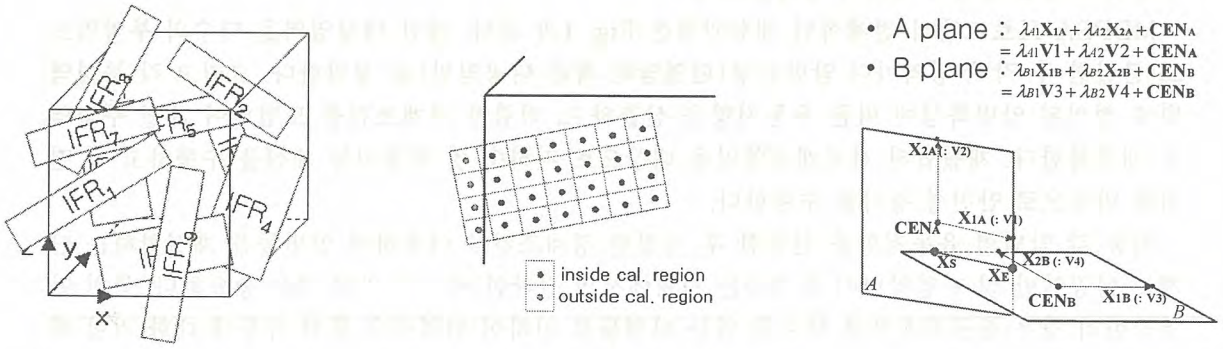


Fig. 1 Overall process of Multi-Dimensional Probability Safety Assessment program



(a) Fracture generation decision (b) Trimming (c) Intersecting line

Fig. 2 Schematics of constructing fracture network

폐수지함유 시멘트 고화체에 대한 표준 침출시험법의 평가

유영걸, 곽경길, 조동찬, 지영용, 김기홍
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

중저준위 처분장운영국가에서 널리 활용되고 있는 표준 침출시험법(IAEA, FT-04-020 및 ANS 16.1)을 이용하여 붕산함유 시멘트 고화체의 방사성 핵종(^{60}Co와 ^{137}Cs)의 침출 특성을 살펴보았다.

고화체 제조에 사용된 시멘트는 포틀란트 I형이었고, 이온교환수지로는 IRN-150LC를 사용하였다. 이때 폐수지함유 시멘트 고화체의 혼합비율은 폐수지/물/시멘트/소석회 = 9.40/22.11/61.69/6.68 (wt.%)이 되도록 하였다. 폐수지와 물의 비율을 결정하기 위하여 폐수지(IRN-150LC)의 수분함유율은 50.67 wt.%, 습윤수지의 진밀도는 1.1138 g/cm3, 수지사이의 공극율은 34.5%로 하였다. 따라서 수지내부의 물은 시멘트 고화에 참여치 않고 오직 수지사이의 공극에 존재하게 되는 물만 시멘트고화에 참여하는 것으로 계산하였다. 그리고 물은 100 ppm의 붕산을 함유하는 것으로 하였다. 고화체의 초기 방사능량은 시편당 Co에 대하여 20.400 ~ 21.749 μCi, Cs인 경우에는 20.610 ~ 21.832 μCi이었다.

침출시험은 각 시험법의 시험절차에 따라 수행하였으며, 침출수로 탈염수(pH = 6.02, L(conductivity) = 1.01 μS/cm) 와 ANS 16.1에 기술된 합성해수(pH = 8.19, L(conductivity) = 51.0 μS/cm)를 이용하였다.

각 침출시험법에서 노출 표면적, 침출교체기간 및 침출수를 변화시켜 얻어진 침출시험 결과에 반무한 침출 확산모델을 적용하여 각 시험법들에 대하여 ^{60}Co과 ^{137}Cs의 침출율, 누적 침출분율, 유효확산계수 그리고 침출지수를 구하고 이들을 상호 비교하였다.

누적침출분율의 비교에서 ^{137}Cs는 ^{60}Co에 비하여 약 1,000배이었으며, ^{60}Co는 합성해수에서, ^{137}Cs은 탈염수에서 누적 침출분율이 높았다. ^{60}Co는 불용성 염을 형성하기 때문에 모든 시험법과 침출수 종류에 무관하게 매우 침출율이 낮았으며, ^{137}Cs인 경우에는 수용성 염을 형성하기 때문에 시험법에 무관하게 합성해수보다는 탈염수에서 침출율이 비교적 높았다. 그리고 ANS 16.1에서는 침출시험결과를 침출지수로 나타내기 때문에 3개 표준 침출시험법에서 얻어진 시험결과를 ANS 침출 지수를 구하는 공식을 이용하여 각 시험법에서의 침출지수를 구한 결과를 Table 1에 나타냈다. Table 1에서 보듯이 3개 침출시험법에서의 침출지수는 미국 NRC/BTP에서 권고하고 있는 6.0이상 이었다.

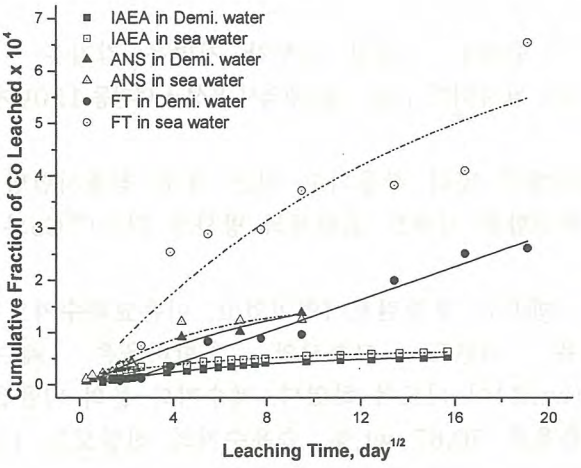


Fig 1. Cumulative Fraction of Co Leached in Demineralized water and Simulated Sea Water

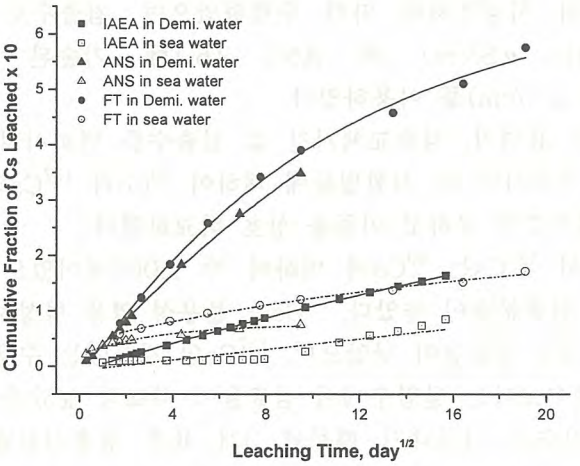


Fig 2. Cumulative Fraction of Cs Leached in Demineralized water and Simulated Sea Water

Table 1. Leachability Index of ^{60}Co and ^{137}Cs in IAEA, FT and ANS

Leaching Time (days)	IAEA				FT-04-020				ANS 16.1			
	Demi. Water		Sea Water		Demi. Water		Sea Water		Demi. Water		Sea Water	
	Co	Cs	Co	Cs	Co	Cs	Co	Cs	Co	Cs	Co	Cs
평균	14.56	7.56	14.56	9.14	9.08	8.18	10.25	9.34	8.89	8.01	10.11	9.22

파라핀 고화 방사성폐기물 시료 전처리

이정진, 전종선*, 표형열, 최광순, 이창헌, 지광용
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
*(주) 액트, 대전광역시 대덕구 신일동 1688-5번지 벤처타운 장영실관 402호

국내 원자력 발전소에서 발생되는 중·저준위 액체방사성 폐기물(농축폐액)에 대한 처분안정성을 확보하기 위한 처리 방법으로 파라핀과 일정비율로 혼합하여 부동화하고 있다. 각 발전소의 임시 저장고에 저장되고 있는 방사성 폐기물의 축적은 저장 능력의 한계를 가져오게 되므로 이들의 영구 처분이 필요하며, 영구 처분시 원자력법에서 요구하는 파라핀고화체 내의 핵종의 종류와 농도를 정확하게 명시하여야 한다. 이를 위하여 본 연구에서는 파라핀고화체 내에 존재하는 방사성 핵종의 분석을 위한 최적의 시료 처리 방법을 개발하였으며, 실제 방사성 폐기물 시료에 대한 적용성을 평가하였다. 붕산이 65 ~ 75 % 정도 함유되어 있는 모의 파라핀고화체를 대상으로 시료 전처리 실험을 수행하였다. 모의 파라핀고화체 0.1 g에 대한 용액화에는 밀폐형 극초단파 산분해법과 혼합산(HNO_3 8 ml + H_2O_2 2 ml)을 사용하는 것이 적합하지만, 농축폐액 중의 방사성 핵종의 양이 약 10 ppb미만으로 매우 적은 양임을 고려하여 한다. 밀폐형 극초단파 산분해법으로 용액화 했을 경우와 비교하여 파라핀고화체를 습식 산 침출시킨 용액 내의 보론의 회수율이 우수하고 시료 양을 1 g 정도까지 증가시킬 수 있는 1 M HNO_3 매질을 선정하였다. 제안된 방법은 방사성 파라핀고화체에 대한 적합한 시료 전처리 방법임을 확인하였고, 비방사성 및 방사성 파라핀고화체 내의 분석 대상 원소를 정량하였다.

빈 면

제W3분과
사용후 핵연료 및 핵연료 주기

빈 면

사용후연료 건식저장시설 건설을 위한 예비 격납해석 평가

윤정현, 이경호, 최병일, 이홍영, *조규성
한수원(주) 원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지, *한국과학기술원

요 약

월성원전의 사용후연료를 저장하는 새로운 모듈타입의 건식저장시설에 대해 예비격납평가를 수행하였다. 정상조건에서의 피폭선량률 계산은 연료저장조 내부와 연료저장부지 근처에서 외부피폭선량의 결과에 기초를 하였다. 비정상 및 사고조건에서의 방사선피폭은 모듈의 설계요건에서 기술된 DBE에 기초한 작업자와 일반대중에 대하여 평가하였다. 작업자에 대한 사고피폭은 선량률로 평가하였다. 일반대중에 대해서는 연료와 펜스사이의 거리가 멀다는 것을 고려하면, 주요 가능한 피폭경로는 대기로의 방사성물질의 유출에 의한 내·외부 피폭으로 결정된다.

연료수송에 의한 작업자의 피폭인 축적된 선량률은 정상운전동안 0.08person-Sv 이었다. 정상운전과 관련한 다른 피폭선량률은 방사선 작업자에 대한 허용선량률한도 보다 훨씬 작게 계산되었다. 또한, 비정상, 사고조건에서의 위험도 평가로부터 위험의 확률은 매우 낮게 예측되고 있다.

중심단어 : 사용후연료, 저장, 저장모듈, 격납, 월성

신뢰도 물리 모델을 이용한 입구 폐쇄 사고 시에 MACSTOR/KN-400의 바스켓 파손 확률 평가

류정현, 제무성,정찬우*
한양대학교 원자력공학과, 서울 성동구 행당동 산 17번지
*한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19번지

요 약

MACSTOR/KN-400은 MACSTOR을 기본 모델로 하여 저장 용량을 두배로 만든 사용후핵연료 건식 저장 시설이다. 본 연구에서는 MACSTOR/KN-400을 참조 시스템으로 하여 공기 입구 막힘 사고에 대한 바스켓 파손 확률 평가를 신뢰도 물리 모델을 이용하여 수행 하였다. MACSTOR/KN-400의 바스켓은 약 1cm 두께의 스텐레스 스틸 304로 만들어져 있다. 신뢰도 분석 모델은 스트레스-강도 분석 이론이라고도 불리우는 모델로써 간단히 말하면 스트레스와 강도에 대한 확률분포를 도출하여서 스트레스가 강도를 초과하는 사건을 고장으로 규정지어 그 값을 고장 발생 확률로 결정짓는 모델이다. 본 연구에서는 공기 입구 막힘 사고 시에 증가 될 수 있는 온도 분포를 통해 바스켓이 파손 될 확률을 도출 해 내었다.

중심단어 : 신뢰도 물리 모델, 바스켓, 스트레스, 강도, 바스켓 파손 확률

$LiCl-Li_2O$계 용융염에서 Haynes 합금의 고온 부식거동

조수행, 임종호, 정준호, 서중석, 박성원
한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

산화성분위기의 $LiCl-Li_2O$ 용융염계에서 용융염 취급장치의 구조재료를 위한 평가의 일환으로 Haynes 263, X-750, 75 합금의 고온 부식거동을 분위기온도; 650℃, 부식시간; 72 ~ 360h, Li_2O 농도; 3~8wt%, 혼합가스농도; Ar-10%O_2에서 조사하였다. $LiCl-3\%Li_2O$ 용융염계에서 부식속도는 Haynes 263 < Haynes 75 < Haynes X-750의 순서로 나타났다. 고온 용융염에서 Haynes 합금의 부식은 Li_2O에 의한 염기성용해기구에 의해 진행되었으며, 부식시간에 대해서는 포물선법칙, Li_2O의 농도에 대해서는 선형법칙을 따르는 것으로 나타났다. Ni 성분은 내부산화물에 농축되어 내부산화를 저지하는 유익한 원소이며, 산화물 성장에 따른 응력 야기와 부식층의 원소고갈을 야기하는 Fe 및 Cr성분의 과다한 첨가는 내부식성을 저해하는 것으로 나타났다.

중심단어 : 용융염부식. 고온부식, 용융염

대용 물질을 사용한 사용후핵연료 Smelting에 관한 연구

허진목, 정명수, 이원경, 조수행, 서중석, 박성원
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

요 약

한국원자력연구소에서 추진하고 있는 사용후핵연료 차세대 관리·이용 기술개발 (ACP)의 일환으로 대용물질을 사용하여 사용후핵연료 Smelting 공정에 대해서 연구하였다. ACP에서 취급할 PWR 사용후핵연료의 조성과 물성을 고려하여 대용물질에 기반한 실험시스템을 구축하고, smelting 공정 실증 시험시설 설계를 위하여 대용 물질의 휘발과 용융 특성을 분석하였으며, 특히 ACP의 전해환원 공정에 기인하는 잔류염과 마그네시아가 용융공정 운전조건에 미치는 영향을 규명하였다. 연구결과에 의거하여 smelting 공정의 운전절차를 다음과 같이 설정할 수 있었다: 1) 휘발에 의한 잔류염 제거, 2) 금속분말의 용융, 3) 금속잉곳으로의 고화, 4) 금속잉곳으로부터의 dross 분리.

중심단어 : Smelting, 사용후핵연료, 대용물질, 휘발, 잔류염, 잉곳

국내 사용후핵연료 발생예상량을 통한 중간저장시설 포화시기에 관한 연구

이창민*,이건재, 최종원*,조동건*
한국과학기술원, 대전광역시 유성구 구성동
*한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

국내사용후핵연료의 지속적인 발생으로 인해 사용후핵연료 저장조가 2016년에 포화될 것으로 예상되고 있다. 현재 정부는 2015년까지 총 27기의 원자력발전소를 운영할 계획을 가지고 있으며, 이에 따라 발생 사용후핵연료도 증가할 것으로 예상된다. 사용후핵연료의 처분계획이 마련되어 있지 않은 현재 상황에서 충분한 사용후핵연료 저장용량의 확보는 매우 중요하다. 현재 한수원은 초기1,000tU을 시작으로 10,000tU의 저장용량의 저장시설을 증설할 계획을 가지고 있다. 따라서 본 연구에서는 현재 사용후핵연료 저장조의 용량확장계획과 중간저장시설 건설계획을 기준으로 사용후핵연료 중간저장시설 운영 가능 시점을 도출하여 보았다. 이를 위하여 2015년까지의 원자력발전소 건설 계획을 통해 사용후핵연료의 발생량을 예측하였고, 2015년 이후에 대해서는 원전의 감소, 유지, 증가에 대한 3가지 원자력발전소 운영 시나리오를 개발하여 각 시나리오에 따른 사용후핵연료 발생량을 예측하였다. 또한 원전증가 시나리오의 경우 총 요구 발전량중 원자력발전의 부담전력량을 MESSAGE-III 프로그램의 결과를 이용하여 타당한 원자력발전소의 증가량을 예측하고자 하였다. 2015년이후 추가적인 원자력발전소의 건설이 없을 경우 2016년경 중간저장시설의 운영이 필요할 것으로 예측되었으며, 신고리와 고리발전소간의 부지내 이송이 이루어질 경우에도 2018년경에는 중간저장시설의 운영이 필요할것으로 예측되었다. 또한 늦어도 2042년경 현재 계획된 중간저장 시설이 포화될 것으로 예상되었다. 따라서 2042년경 이후까지 처분시설의 확보가 이루어지지 않을경우에는 추가적인 중간저장시설의 용량확보가 필요할 것으로 예상된다.

사용후연료 건식 저장시스템에 대한 격납 평가

방경식[a], 이주찬[a], 서기석[a], 정성환[b], 최병일[b], 이흥영[b]

한국원자력연구소[a], 대전광역시 유성구 덕진동 150
한국수력원자력(주)[b], 대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

저장시스템에서의 격납은 공공의 건강에 영향을 미칠 수 있는 방사성물질의 방출을 방지하기 위해 매우 중요하므로 IAEA Safety Series No.116 및 10 CFR Part 72에서는 사용후연료를 저장하기 위한 저장시스템은 사용후연료를 저장하는 동안 안전성 문제를 야기하지 않도록 격납시스템을 설계하고 평가하도록 명시하고 있다. 따라서, 사용후연료 24다발을 저장할 수 있는 건식 저장시스템에 대한 허용 누설률을 평가하고, 허용 누설률에 따라 방출될 수 있는 핵분열성 생성물의 방출에 따른 방사선 영향평가를 수행하였으며, 개인이 노출되는 Dose는 법규에서 규정하고 있는 Dose 제한 치에 훨씬 못 미치는 값으로 평가되었다.

중심단어 : 저장시스템, 사용후연료, 격납 시스템, 허용 누설률, Dose

ABAQUS 코드를 이용한 B형 운반용기의 사고조건에 대한 구조해석

정성환, 김덕회, 최병일, 이흥영
한국수력원자력(주) 원자력환경기술원, 대전시 유성우체국 사서함 149호

요 약

원자력발전소에서 발생하는 건조폐수지등 방사능량이 높은 방사성물질의 운반을 위한 B형 운반용기(Type B packaging)의 개념설계를 수행하기 위하여 과학기술부 고시 및 IAEA 안전수송규정 등 관련규정에 따른 운반사고조건에 대하여 구조해석을 수행하였다. B형 운반용기는 운반사고조건에서 구조적으로 가장 큰 손상을 야기하는 방향으로 9m 높이에서의 단단한 바닥면으로 자유낙하하는 조건과 1m 높이에서 직경 150mm의 연강봉 위로 낙하하는 파열조건을 견디어야 한다. 여기서는 ABAQUS 유한요소 전산해석코드를 이용하여 3차원 구조해석을 수행하였으며, 운반용기의 9m 자유낙하(free drop) 및 1m 파열(puncture) 조건에 대하여 구조적 건전성을 평가하였다.

중심단어 : B형 운반용기, 구조건전성, 사고조건, 자유낙하, 파열

EPMA를 이용한 사용후 이산화 우라늄 핵연료의 특성 분석

정양홍, 김희문, 김도식, 유병옥, 주용선
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

요 약

가압경수로에서 35,000 MWd/MTU로 연소시킨 U-235의 농축도가 3.2%인 UO_2 핵연료를 EPMA(Electron Probe Micro-Analyzer, CAMECA SX-50R, FRANCE)를 이용하여 이차전자상 관찰과 생성된 주요 핵분열생성물의 분석하였다. EPMA의 정확한 분석방법을 확립하고자 핵분열 생성물 대신 시약을 첨가하여 제조한 모의 핵연료로 핵분열 생성물에 대한 EPMA분석을 수행하였고, 그 결과를 습식 화학 분석의 결과와 비교 평가 하였다.

시료의 중앙부위에서 노내에서 연소시 입내에 생성된 기포들의 이동자국인 Inter linkage와 원주방향으로 균열발생이 활발했음을 관찰할 수 있었다. UO_2의 증발-응고 과정을 통해 일어나는 주상결정과 등축결정이 성장은 관찰되지 않았다. 이는 연료의 중심온도가 등축결정 성장온도인 1,200 ℃ 전후로 조절되었을 된 것으로 판단된다.

핵연료 반경 방향에 대한 핵분열생성물 분석 결과 대표적인 지표핵종인 Nd의 농도 분포는 중심 부위는 상대적으로 낮았으며, 외면부위로 갈수록 높아짐을 확인하였다.

중심단어 : 사용후핵연료, 핵분열생성물, 금속석출물, 모의 핵연료, EPMA

UO_2 Pellet 산화로의 분말 비산 방지를 위한 최종속도 측정

김영환, 윤지섭, 정재후, 진재현, 홍동희
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

요 약

방사선 독성이 높은 사용후핵연료를 취급해야하는 협소한 공간에서 실증용 UO_2 Pellet 산화로는 소형화되어야 하며, 장치 출구에서 분말이 비산되지 않아야 한다. 본 논문의 목적은 실리카의 최종속도를 이용하여 U_3O_8의 최종속도를 예측하고 최적공기유량을 결정하고자 한다. 실험 방법으로는 실리카의 이론최종속도를 구하고 검증실험을 한다. 실리카와 U_3O_8의 밀도 비 대 입자크기와 이론기울기 관계식에서 U_3O_8의 최종속도와 유량을 예측하며, 산화실험을 통하여 배출필터의 U_3O_8분말 검출유무로 이론식을 검증한다. Mock -up에서 기존의 실험용 산화로를 사용하여 U_3O_8 분말의 비산실험을 수행하였다. U_3O_8가 비산되지 않는 최적유량과 실험결과는 실증용 UO_2 Pellet 산화로 설계에 적용되었으며 산화로 운전조건을 결정하였다.

중심단어 : SiO_2, UO_2 Pellet, 최종속도, U_3O_8, 실증용, 산화로,

Correlation of Diffusion Models Describing Efflux from a Cathode of an SF Electrolytic Reduction Process

Byung Heung Park, Dae Seung Kang, Chung Seok Seo and Sung Won Park
Korea Atomic Energy Research Institute, P.O. Box 150, Yuseong-gu, Daejeon, Korea

The advanced spent fuel conditioning process (ACP) proposed and developed by KAERI has drawn attention by its technological advance on proliferation resistance and reduction of environmental contaminants. An electrolytic reduction of spent fuels is adopted as a central unit process of ACP, in which uranium, plutonium and minor actinide oxides are reduced to corresponding metals and alkali and alkaline earth oxides dissolve into a molten salt electric cell. The mass transfer behaviors of cesium, strontium, and barium which represent the alkali and alkaline earth compounds in SF and oxygen ion leaving an integrated cathode of the electrolytic reduction are measured and correlated with a parallel diffusion process model and an analytic diffusion model. The parallel diffusion model treats an integrated cathode of the electrolytic reduction process as a pseudo-homogeneous medium and assumes that the diffusion of active ingredients occurs in two steps; one faster and one slower. The concentrations of the concerned elements are plotted against time for each step. The Fick's second law is solved to obtain an infinite series solution for a cylindrical shape. The solution which is referred as an analytic diffusion model is also correlated with experimental data. The two models are compared in this study and the evaluated diffusion coefficients based on the models are reported with discussion.

Dynamic Analysis of the Dry Process Fuel Sodium-Cooled Fast Reactor Cycle

Chang Joon Jeong, Gyu Hong Roh and Hangbok Choi
Korea Atomic Energy Research Institute, P.O.Box105, Yuseong, Daejeon, Korea 305-600
cjjeong@kaeri.re.kr

1. INTRODUCTION

Development of a Generation-IV (Gen-IV) reactor system was initiated with a different fuel and coolant from the conventional nuclear reactors, aiming at extensively increasing the safety and economic efficiency and drastically minimizing the radioactive wastes. Among the proposed Gen-IV concepts, the liquid metal reactor such as the lead-cooled fast reactor (LFR) and the sodium-cooled fast reactor (SFR) is being widely studied due to the advantages of its ability of a full fissile plutonium and transuranics recycle which extends the natural resource use and curtails the waste production. Also, the dry process fuel cycle is recommended because it has proliferation-resistant characteristics since the sensitive materials are not separated during the process.

In this study, a symbiotic fuel cycle between the once-through power plant and the SFR utilizing the dry process fuel has been analyzed. Important fuel cycle parameters such as the amount of spent fuel (SF) and the corresponding plutonium, minor actinides (MA) and fission products (FP) inventories are investigated and compared with those of the once-through fuel cycle. Parametric calculations were performed by the DYMOND code, which has been used for the analysis of the Gen-IV roadmap studies.

2. CALCULATION PROCEDURE

The fuel cycle calculations were performed under the assumption that the nuclear energy demand grows from 13.7 GWe in 2000 to 63.6 GWe in 2100 for all the cases. In 2000, there were 12 pressurized water reactors (PWR) and 4 pressurized heavy water reactors (PHWR) in Korea, but there will be no more constructions of PHWR after 2000. The reactor life time was assumed to be 40 yr for both the PWR and PHWR.

The SFR considered in this study is a modified BN-600 type reactor. The BN-600 is a pool-type sodium-cooled prototype reactor developed by Russia. It generates 600 MWe (1470 MWth) and uses UO2-PUO2 fuel, which is recycled via a dry process. For the SFR fuel cycle, it was assumed that the dry processing begins in 2010 and the SFR is deployed in 2015. The reactor life time was assumed to be 60 yr. The scenario of the SFR deployment along with the LWR is shown in Table I.

Table I Deployment capacity (%) for the LWR and SFR

Year	LWR	SFR
2000 2014	100	0
2015 2039	95	5
2040 2049	90	10
2050 2100	85	15

3. RESULTS AND DISCUSSION

Based on the once-through fuel cycle, the number of PWRs in 2100 is expected to be 47 with the reactor power of 1.4 GWe. The number of PHWR becomes 0 after 2040. For the SF inventory, itincreases with time and the total SF will be 102.23 kt in 2100. Beyond 2049, the PHWR SF remains constant at 17.2 kt. The total amount of U and Pu in SF will be 95.59 kt and 1.23 kt, respectively. The total amount of MA and FP in SF will be 0.13 kt and 5.28 kt, respectively.

Figure 1 shows the deployed reactor capacity of the SFR scenario. The demand power is almost the same as that of the once-through fuel cycle. Beyond 2020, the PWR sharing of the electricity generation deceases and ultimately it goes down to ~80% in 2100. On the other hand, the remaining SFR capacity increases to ~20% in 2100. The corresponding numbersof PWR and SFR are 40 and 18, respectively, in 2100.

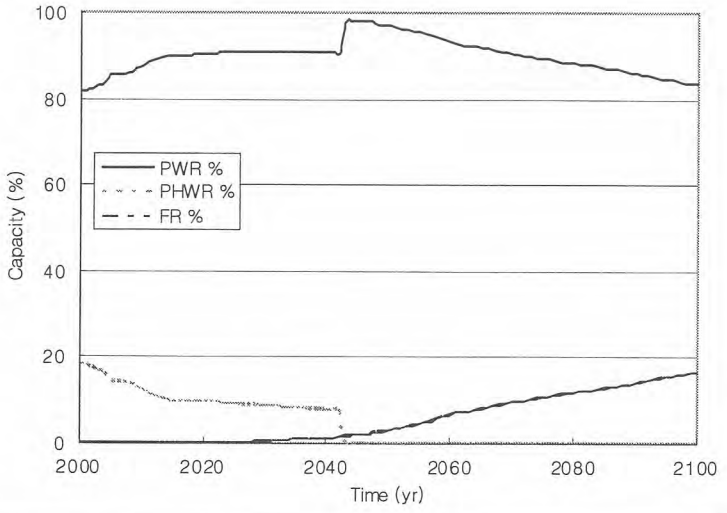


Fig. 1 Reactor capacity variation for the SFR scenario

According to the number of deployed reactors, the PWR SF decreases with time and becomes ~0 kt after 2065. The PHWR SF inventory is ~17 kt, which dominates the total SF inventory after 2065. The total amount of U, Pu, MA and FP are 88.49 kt, 0.70 kt, 0.12 kt and 5.16 kt, respectively.

The results for the SFR scenario are given in Table II and compared with those of the once-through scenario. The PWR SF decreases with time and becomes ~0 kt, while the PHWR SF dominates after 2040 and remains constant at ~17 kt, which results in a total SF of ~17 kt in 2100.

The total amount of U and Pu in SF will be 15.95 kt and 0.92 kt, respectively. In the case of the SFR scenario, there is recovered uranium of ~72 kt. The total amount of MA and FP in the SF will be 0.12 kt and 5.14 kt, respectively.

From the above results, it was found that the SFR scenario does not contribute to the reduction of the amount of MA and FP, which is an important factor that should be considered when designing a repository. For the further destruction of MA, an actinide burner can be considered in the fuel cycle.

Table II Comparison of the amount of SF (kt) and heavy element (kt)

	Once-through	SFR
PWR SF	85.03	0
PHWR SF	17.20	17.20
FR SF	0	0
Total SF	102.23	17.20
Pu	1.23	0.92
MA	0.13	0.12
FP	5.28	5.14
U	95.59	15.95
Recovered U	-	72.59

A Study of Integrated Cathode Assembly for Electrolytic Reduction of Uranium Oxide in LiCl-Li_2O Molten Salt

Sung Bin Park, Jung Seok Seo, Dae Seung Kang, Sun Kil Kwon, Seong Won Park,a
Korea Atiomic Energy Research Institute, 150 Deokjin-Dong Yuseoung-Gu, Daejeon-si,305-353, Korea
ex-kongpaul@kaeri.re.kr

1. Introduction

Interest of electrolytic reduction of uranium oxide is increasing in treatment of spent metal fuels. Argonne National Laboratory (ANL) has reported the experimental results of electrochemical reduction of uranium oxide fuel in bench-scale apparatus with cyclic voltammetry, and has designed high-capacity reduction (HCR) cells and conducted three kg-scale UO_2 reduction runs. From the cyclic voltammograns, the mechanism of electrolytic reduction of metal oxides is analyzed. The uranium oxide in LiCl-Li_2O is converted to uranium metal according to the two mechanism; direct and indirect electrolytic reduction. In this study, cyclic voltammograms for LiCl-3wt% Li_2O system and U_3O_8-LiCl-3wt% Li_2O system using the 325-mesh stainless steel screen in cathode assembly have been obtained. Direct electrolytic reduction of uranium oxide in LiCl-3wt% Li_2O molten salt has been conducted.

2. Experimental apparatus and Materials

The electrolytic reduction experiments were carried out in 10gU_3O_8/batch scale electrochemical reactor, which is composed of resistance furnace, K-type thermocouple, alumina and magnesia crucible, anode, cathode, reference electrode and Ar gas feeder etc. For cooling down the reactor and preventing molten salts from volatilization and emission, water jacket was installed to the upper of the reactor flange. The electrolytic reactor was magnesia crucible fitted with alumina crucible. The cathode was an assembly of the stainless steel conductor and the stainless basket loaded with uranium oxide. The basket was shielded five-fold with 325-mesh stainless steel screen. The anode was 6mm diameter, 1mm thickness platinum tube. The three anodes were used. A 3mm diameter platinum rod was used as reference electrode for measuring the cathode and anode potentials. A WMPG 1000 Multichannel Potentiostat/Galvanostat from WonATech co., was used for electrochemical experiments. And a WMPG 1000 Ver.3.00 software was used for electrochemical control and data acquisitions. The electrolytes used were anhydrous 20-mesh 99.6% purity LiCl and 99.5% purity Li_2O powder from Alfa AESAR co.The uranium oxide used was the U_3O_8 powder.

3. Results and Discussions

The cyclic voltammetry was applied to the electrolytic reduction cell to measure reduction potentials of the Li_2O and U_3O_8. The Li_2O and U_3O_8were reduced to the metals at

the cathode, and oxygen ions were reduced to the oxygen gas. Fig.1 shows the cyclic voltammogram of the LiCl-3wt% Li_2O molten salt system with stainless steel conductor at 650℃. The reduction potential of Li_2O was ~-1.80V at the cathode (peak A), where Li ion started to be reduced to lithium metal. And the lithium metal was oxidized at ~-1.52V(peak B). Fig.2 shows the cyclic voltammogram of the U_3O_8-LiCl-3wt%Li_2O system with 325-mesh stainless steel screen in the cathode assembly. As shown in Fig.2, reduction potentials of the U_3O_8 and Li_2O were ~-1.40V and ~-1.92V (peak A and B), respectively. The reduction potential of Li_2O is similar with the results of LiCl-3wt%Li_2O system as shown Fig.1. And the uranium and lithium metal was oxidized at ~-1.32V and ~-1.91V, respectively (peak A' and B'). The potential of Peak B" is considered as desorption of oxidized Li_2O from the cathode. From the results of cyclic voltammetry of U_3O_8-LiCl-3wt%Li_2O system, the mechanism of the electrolytic reduction of the uranium oxide is distinguished between direct electrolytic reduction process and indirect simultaneous electrolytic reduction. In the case of <-1.91V cathode potential, U_3O_8 is chemically reduced by the electrolytic reduced lithium metal. In the case between -1.40V and -1.91V, U_3O_8 is directly reduced without lithium metal formation.

Fig.3 shows the chronoamperogram of electrolytic reduction of uranium oxide in LiCl-3wt% Li_2O molten salt. Direct electrolytic reduction of uranium oxide was conducted with -1.8V working potential according to the result of cyclic voltammetry. The concentration of Li_2O was to be constant during the direct electrolytic reduction, but that was decreased from 2.55wt% to 1.43wt%. The current of the cell increased from 0.06A to 0.24A. The products of reduced uranium oxide were analyzed with thermal gravity (TG) method. The weight percentage increased was xxx wt%. From the result, the product of electrolytic reduction was considered to be UO_2. The uranium oxide was to be reduced to uranium metal directly, but $U_3O_8$was reduced to UO_2. As shown in Fig.3, the reactor cell system was unstable at the initial time, and at the last time the anode potential increased to the 0.58V. The concentration of Li_2O decreased slowly as time elapsed, the Li metal was considered to be formed. The direct electrolytic reduction of uranium oxide failed to obtain the uranium metal. So we have to adjust the working potential of cathode for direct electrolytic reduction in the next experiment.

4. Conclusions

Using the 325-mesh stainless steel mesh screen in the cathode assembly, we have observed the electrolytic reduction of U_3O_8 and Li_2O with cyclic voltammetry. From the value of reduction potential of U_3O_8 and Li_2O, the direct electrolytic reduction of uranium oxide has been examined in the LiCl-3wt%Li_2O molten salt system. In the future, we will examine the direct electrolytic reduction of uranium oxide with the adjusted workingpotential and the indirect electrolytic reduction of uranium oxide using the 325-mesh stainless steel mesh screen. And we will also examine the direct and indirect electrolytic reduction using the magnesia membrane in the cathode assembly.

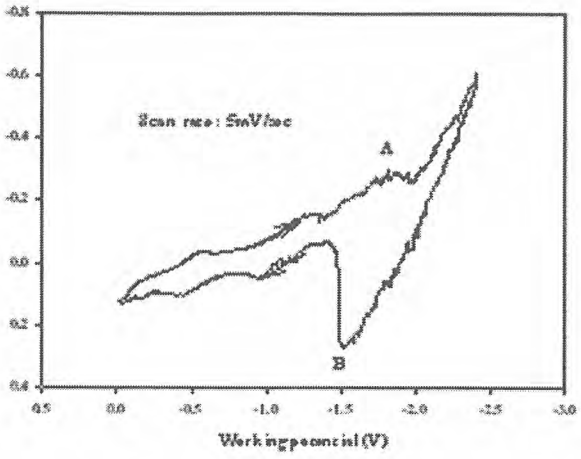


Fig.1. Cyclic voltammogram of stainless steel conductor with stainless basket in LiCl−3wt% Li_2O molten salt at 650° C

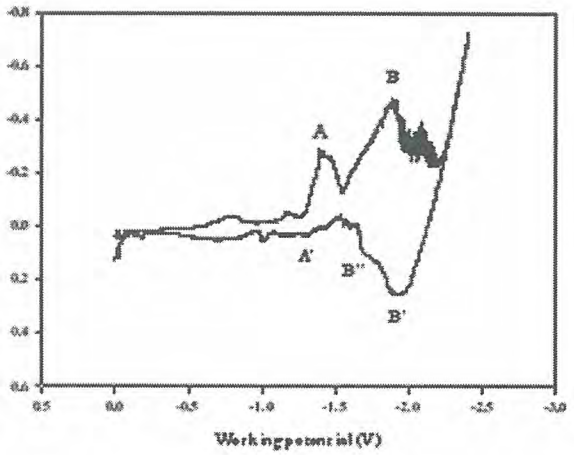


Fig.2. Cyclic voltammogram for 325−mesh steel screen loaded with U_3O_8 in LiCl−3wt% Li_2O molten salt at 650° C

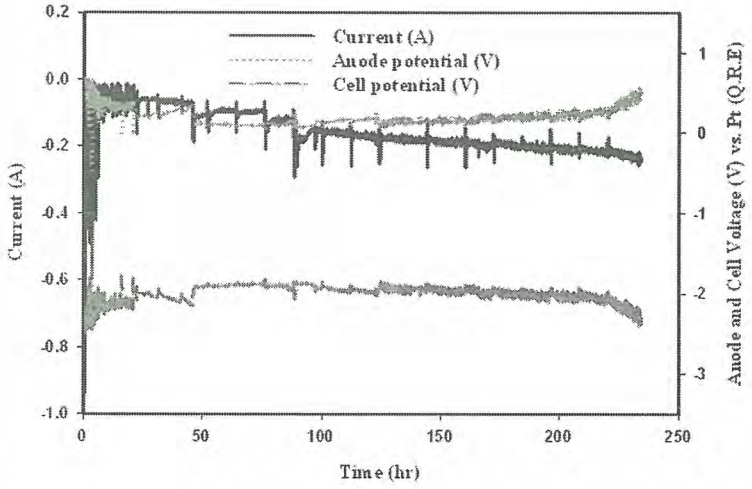


Fig. 3. Chronoamperogram of direct electrolytic reduction of U_3O_8 in LiCl−3wt% Li_2O. The working potential is−1.8V

빈 면

제W3분과
사용후 핵연료 및 핵연료 주기
(Poster)

빈 면

사용후핵연료 차세대관리공정 유지보수용 천정이동 서보매니퓰레이터 설계

박병석, 진재현, 송태길, 김성현, 고병승, 윤지섭
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

사용후핵연료 차세대관리공정의 핫셀에서 기계식 마스터-슬레이브 매니퓰레이터(master-slave manipulator, MSM)의 접근이 어려운 지역에 위치한 공정장치 및 유틸리티의 유지보수를 위해 기 제작한 시제품을 개선한 실증용 천정이동 서보매니퓰레이터(bridge transported servomanipulator, BTSM)를 설계하였다. 이를 핫셀에 설치할 조감도는 그림 1에서 보여준다. 천정이동 서보매니퓰레이터는 크게 기계장치와 제어장치로 구성되는데, 기계장치는 슬레이브 매니퓰레이터 이송장치(그림 2), 슬레이브 매니퓰레이터(그림 4) 및 마스터 매니퓰레이터(그림 5)로 구성된다. 슬레이브 매니퓰레이터 이송장치와 슬레이브 매니퓰레이터는 핫셀 운전 지역에서 마스터 슬레이브 매니퓰레이터 및 수동 조작반으로 제어한다. 슬레이브 매니퓰레이터는 작업자가 마스터 슬레이브 매니퓰레이터를 조작하면 똑 같은 동작으로 움직이며, 작업자는 슬레이브 매니퓰레이터가 작업할 때 대상 물체와의 접촉력을 느끼게 된다(force-reflection). 슬레이브 매니퓰레이터 이송장치와 슬레이브 매니퓰레이터는 핫셀에 설치되기 때문에 이 장치에 대한 유지보수를 고려하여 모터 모듈 등과 같은 중요부를 모듈화 하였으며, 슬레이브 매니퓰레이터 이송장치의 비상대책으로는 기계식 마스터-슬레이브 매니퓰이터의 조작으로 유지보수 셀로 이동시킬 수 있도록 설계 하였다. 그림 3은 텔리스코프(telescope)를 상하로 동작시키는 구동 모듈을 보여주는데, 정상 상태에서는 모터를 구동시키며, 전원에 문제가 발생할 때와 같은 비정상 상태에서는 라체트(ratchet) 모듈을 MSM으로 구동시킨다. 슬레이브 매니퓰레이터는 연속적으로 15 kgf의 취급하중을 갖는다. 7개의 모터 모듈은 MSM을 이용하여 원격으로 유지보수 할 수 있도록 모듈화 하였으며, 슬레이브 매니퓰레이터 자체도 MSM으로 텔리스코프로부터 탈부착 할 수 있게 하였다. 마스터 매니퓰레이터는 핫셀 운전 지역의 벽에 고정시키도록 하였으며, 작업자는 제어장치에 구성되는 카메라 시각반을 통해서 핫셀 내부의 4대의 카메라(BTSM의 거더에 2개, 1톤 크레인에 1개, 벽에 1개)로부터 전송되는 화상을 보면서 이를 조작하게 된다. 핫셀 내부에 설치되는 카메라, 커넥터는 내방사선 제품을 선정하였으며, 전기 케이블은 내방사선용으로 설계하였다. 실증용 BTSM은 핫셀에 실제 사용될 예정이므로 시제품에 비해 차세대관리공정의 성능요건, 작업자 편의성, 강도, 유지보수성, 내방사성 등을 좀더 고려하여 설계하였다. 이는 현재 제작 중에 있으며, 2005년 1월에 핫셀에 설치할 예정이다. BTSM은 1년간의 차세대관리공정 공정장치 및 유틸리티의 유지보수 시험을 거친 후 핫셀 운전시 사용할 예정이다. BTSM은 비좁은 차세대관리공정의 핫셀에서 MSM의 접근이 어렵거나 불가능한 지역의 유지보수에 크게 활용될 것으로 기대된다.

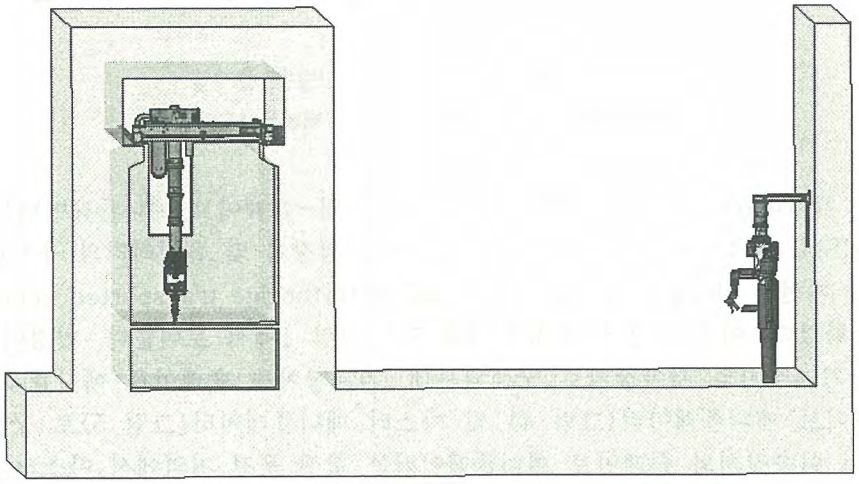


그림 1. 차세대관리공정 유지보수용 천정이동 서보매니퓰레이터 핫셀 설치 조감도.

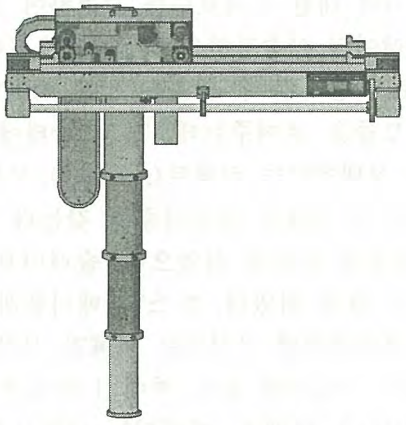


그림 2. 슬레이브 매니퓰레이터 이송장치.

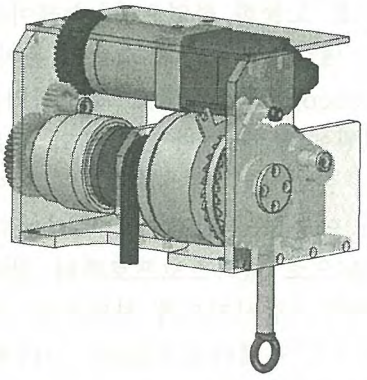


그림 3. 텔리스코프 구동모듈.

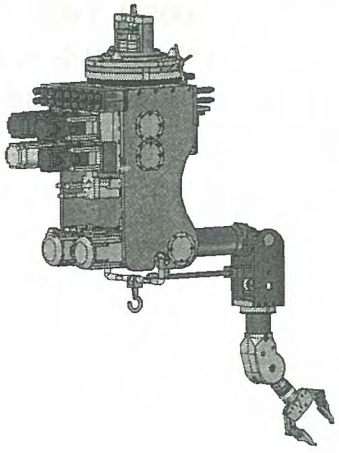


그림 4. 슬레이브 매니퓰레이터

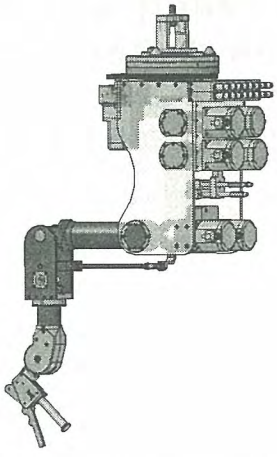


그림 5. 마스터 매니퓰레이터.

차세대관리 종합공정 핫셀 실증계획

정원명, 구정회, 조일제, 국동학, 이은표, 유길성, 박성원
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

차세대관리 종합공정(ACP: Advanced Spent Fuel Conditioning Process)은 사용후핵연료의 안전하고 효율적인 관리를 위하여 제시된 건식처리공정이다. ACP 공정을 이용하여 용융염 매질에서 사용후핵연료를 전기화학적 방법에 의해 금속으로 전환하고, 높은 방열성과 방사선 세기를 갖는 핵종인 Cs, Sr을 효율적으로 제거함으로서 사용후핵연료의 부피, 발열량 및 방사선의 세기를 최대 1/4까지 감소시키고, 처분용기의 소요량과 처분장의 소요면적을 1/2 이상으로 축소하여 처분 안전성과 경제성을 높일 수 있는 장점으로 인해 연구개발 중에 있으며, 기초연구가 완료되어 개발된 공정의 핫셀 실증을 위한 공정 실증시험 계획을 확정하였다.

현재 차세대관리 종합공정 실증시험을 위한 기존 핫셀 개조공사와 부대설비 및 공정시험장치 설치공사가 진행되고 있으며, 내년(2005년) 초에 준공될 예정이다. 차세대관리 종합공정 실증시험을 위한 핫셀 시설은 최대 20 kg-HM/batch 공정처리 규모를 기준으로 설계되었으며, 그림 1에 표기된 일정계획으로 실증시험을 수행할 예정이다.

실증시험은 핫셀 성능시험과 공정 성능시험으로 구분되고, Cold Test(Mechanical Test) - Inactive Test - 장치보완 - Active Test 단계의 순서로 진행된다. 각 실증시험 단계에서 시험내용 및 시험 방법들은 표 1에 표기된 내용과 같으며, 실증시험을 위한 구체적인 시험조건을 설정하고, 활용되는 시설 및 장치여건에 따른 구체적 Time Schedule을 고려한 Logistic Diagram을 확정함으로서 차세대관리 종합공정 핫셀 실증시험 계획을 확정하였다.

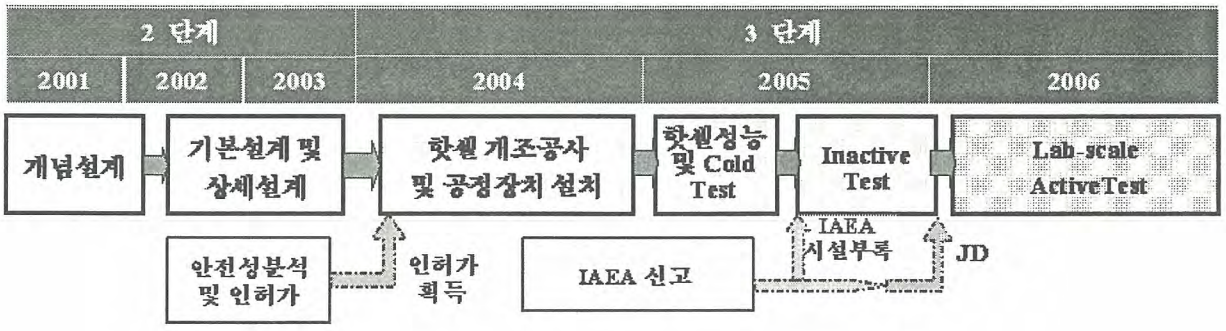


그림 6. 차세대관리 종합공정 핫셀 실증시험 일정표

표 1. 차세대관리 종합공정 핫셀 실증시험 내용 및 방법.

실증시험 구분		시험 내용	시험 방법
Mechanical Test	핫셀 및 부대설비 성능 시험	-차폐/기밀 성능 -환기계통 성능 -원격조작 및 취급성능 -Rear Door/ Padirac Cask 조작 성능 -RMS 장비 성능	-γ Survey Test / Leak Test -TAB 및 차압 측정 -MSM/고하중조작기/Crane 등 조작 -Rear Door 작동 및 Padirac Cask 접속 시험 -방사선 측정 및 경보시험
	공정장치 공운전 시험	-Cold Test -Loop Test -Heating Test -공정 운전 Test	-공정장치별 기능시험 -공정 계측제어계통 성능시험 -공정장치 가열 기능시험 -공정 모든 Work Flow 기능시험
Inactive Test	단위공정별 시험	-공정 조건 확인 -운전 방법 확인 -공정 수율 확인	-천연우라늄 펠렛 사용 -설정된 공정조건, 운전방법에 따른 성능요건 및 운전성 평가 /보완
	종합공정 시험	-설정된 종합공정 Work Flow 및 운전절차 최종확인	-Fresh 핵연료 사용 -종합공정 성능요건 및 운전성 최종평가/보완
공정장치 보완		-공정장치 문제점 개선	-공정장치 개조 및 보완
Active Test		-사용후핵연료를 사용한 종합 공정 최종 실증	-사용후핵연료 사용 - 종합공정 성능 확인 및 FP 영향 평가

사용후핵연료 금속전환체 및 폐용융염 임시저장 개념평가

이주찬, 김동학, 방경식, 신희성, 서기석, 김호동
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

한국원자력연구소에서는 PWR 사용후핵연료를 건식 개질함으로써 관리 부피를 줄이고 안전 상에 문제를 일으키는 고방사성 핵종인 세슘과 스트론튬 등을 선택적으로 제거하여 방사능 및 냉각 부하를 줄일 수 있는 사용후핵연료 차세대관리 공정개발에 대한 연구를 수행하고 있다. 이는 세라믹 형태의 PWR 핵연료를 금속으로 전환시켜 관리하는 방법으로 금속전환체는 PWR 사용후핵연료와 비교하여 체적, 방사능 및 발열량을 약 1/4로 줄일 수 있는 이점이 있다. 차세대 공정 실증시험 단계로 20 kg의 사용후핵연료 5 batch에 대한 금속전환공정 실증시험을 수행할 예정이며, 금속전환공정 과정에서 발생하는 금속전환체 및 폐용융염에 대한 임시저장방안을 분석하였다. 금속전환공정에서 전기화학적 반응을 위한 매질로 사용된 $LiCl-Li_2O$ 폐용융염이 발생되며, 폐용융염은 batch 당 약 75 kg이 발생되고, 일부를 재활용함으로써 실증시험 단계에서는 3 batch에 해당하는 225 kg의 폐용융염이 발생하는 것으로 가정하였다. 또한, 5 batch의 실증시험 과정에서 100 kg의 금속전환체가 발생하며, 이들 금속전환체 및 폐용융염은 차세대관리 종합공정 실증시설 (Advanced Conditioning Process Facility) 핫셀 내부의 storage vault에 임시 보관된 후 장기적인 저장을 위하여 원자력연구소의 고준위폐기물 저장고인 monolith에 저장방안을 검토하고 있다. 금속전환체 및 폐용융염은 RD-15 Padirac cask를 이용하여 ACPF 핫셀로부터 IMEF의 M4 핫셀로 운반되며, M4 핫셀에서 monolith로의 반입은 solid waste cask를 사용할 예정이다. 본 연구에서는 금속전환체 및 폐용융염의 임시저장 모델을 설정하고 열전달해석을 수행하여 건전성을 평가하였다.

폐용융염 잉곳의 치수는 직경 180 mm, 길이 195 mm로 설정하여 총 22개가 발생하며, 금속전환체는 직경 180 mm, 길이 45 mm의 잉곳 5개가 발생한다. 폐용융염 및 금속전환체 잉곳은 금속제 캐니스터에 packing하여 밀봉이 유지되도록 저장할 예정이다. ACPF 핫셀 하부에는 폐용융염 및 금속전환체를 저장하기 위하여 2개의 storage vault가 설치되고, 각각의 storage vault는 치수가 1,130 mm x 930 mm x 795 mm H 이며, steel lining이 된 납 차폐체로 구성된다. 각각의 vault에는 직경 200 mm, 길이 525 mm의 저장랙 6개씩이 설치되어 총 12개의 저장랙이 설치된다. 11개의 저장랙에는 폐용융염 캐니스터 2개씩이 저장되며, 1개의 저장랙에는 금속전환체 캐니스터 5개가 저장된다. 10개의 폐용융염 및 5개의 금속전환체가 저장되는 1개의 storage vault에 대한 열전달해석을 수행하였다. 10개의 폐용융염에서 발생되는 붕괴열은 32.5 W로 고려하였고 금속전환체 5개에서 발생되는 붕괴열은 42.7 W로 고려하였다. 열전달해석은 범용 열유동해석 프로그램인 Fluent code를 사용하였다. Storage vault의 측면 및 바닥면은 핫셀 하부에 위치되며, 열해석 모델에서는 보수적으로 가정하여 모두 단열되는 조건으로 가정하였고 상부 면으로만 열전달이 일어나는 것으로 가정하였다. 핫셀과 접하는 storage vault의 상부면의 환경온도는 헷셀 운전시 예상되는 최대온도인 35 ℃로 가정하였다. 저장랙의 내부 cavity는 공기가 채워지는 것으로 가정하였으며, 내부 cavity에서 대류 및 복사가 일어나는 것으로 모델링 하였다. 열해석 결과 storage vault의 납차폐체의 최고온도는 52 ℃로 계산되었다. 금속전환체의 최고온도는 74 ℃로 나타났으며, 금속핵연료인 Magnox 연료의 경우 공기분위기에서 저장 허용온도가 150 ℃인 점을 고려하면 금속전환체의 열적 건전성이 충분히 유지될 수 있을 것으로 판단된다.

또한, 폐용융염의 최고온도 74 ℃로 폐용융염의 용융온도 614 ℃보다 훨씬 낮게 계산되었다. 따라서 핫셀 내 임시저장시 폐용융염 및 금속전환체의 열적 건전성이 유지될 것으로 판단된다.

폐용융염 및 금속전환체를 고준위 폐기물 저장고인 monolith에 저장하는 방안을 검토하였다. Monolith 저장고는 피치가 1.25 m이고 27 x 7 배열을 갖는 189개의 well로 구성되며, 1개의 well에는 7개의 폐기물 저장 콘테이너가 장전되고, 1개의 콘테이너에는 2개의 폐용융염 또는 5개의 금속전환체를 저장할 수 있도록 모델을 설정하였다. 즉 1개의 well에 폐용융염 12개, 금속전환체 5개를 저장하는 것으로 가정하였다. 이때 폐용융염 및 금속전환체의 붕괴열을 각각 39.0 W, 42.7 W를 고려하여 monolith 시설에 대한 열적 건전성을 평가하였다. 열해석 모델은 위에서 설정한 well이 무한 배열되었다고 가정하여 측면 방향으로의 열전달을 무시하고 수직방향으로만 열전달되는 것으로 가정하였다. Monolith에 대한 열해석 결과 금속전환체의 온도는 126 ~ 129 ℃의 분포를 나타내었고, 폐용융염은 119 ~ 122 ℃의 온도분포를 나타내었다. 따라서 금속전환체 및 폐용융염을 monolith 저장고에 저장할 경우에 열적 건전성이 충분히 유지되는 것으로 판단된다. 이상의 결과로부터 차세대 공정 실증시험 단계에서 발생하는 폐용융염 및 금속전환체를 핫셀내 임시저장, 또는 monolith 저장고에 저장할 경우 열적 건전성이 충분히 유지됨을 확인하였다.

차세대관리 종합공정 실증시설 핫셀의 Pass-thru door 설계

이은표, 유길성, 정원명, 구정회, 조일제, 국동학, 박성원, 주준식
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150

사용후핵연료 차세대관리 종합공정은 사용후핵연료를 안전하고 효율적으로 관리하기 위한 공정으로 이 공정을 이용하여 사용후핵연료를 금속으로 전환하고 고발열성 핵종(Cs, Sr)을 효율적으로 제거할 경우 사용후핵연료의 부피, 발열량 및 방사선의 세기를 최대 1/4까지 감소시키고, 처분용기의 소요량과 처분장의 소요면적을 1/2 이상으로 축소함으로서 처분 안정성과 경제성을 높일 수 있다. 현재 원자력연구소에서는 차세대관리 종합공정에 대한 기초연구를 완료하고 실증시험을 위한 구체적인 계획을 수립하였으며, 실증시험을 수행하기 위한 핫셀 확보를 위하여 기존 조사재시험시설 예비핫셀을 개조하기 위한 설계를 완료하였으며 현재 개조공사가 진행 중에 있다. 실증시설은 실증시험 셀과 유지보수 셀의 2개의 중 콘크리트 핫셀로 구성된다. 그 중 하나인 실증시험 셀에는 금속전환체를 제조하기 위한 공정장비들과 금속전환체 및 폐용융염을 저장하기 위한 Storage vault 그리고 배기체 필터 뱅크 등이 위치하고 있으며, 유지보수 셀은 공정장비 및 핫셀 크레인 등을 유지보수하고 금속전환체 및 폐용융염을 저장하기 위한 Storage vault 그리고 배기체 필터 뱅크 등이 위치한다. Pass-thru door란 이 두 핫셀 간에 소형장비 및 공구 등을 이동시키기 위한 관통 개구부로서 HEPA filter(∅245mm x 380mm) 및 Spark arrester(320mm x 268mm)가 통과할 수 있으며, 4개의 바퀴를 부착한 Cart가 내부에 설치된다. Cart의 양쪽에 부착된 Bar는 인접 장비와의 간섭을 제거하기 위해 한 개의 관절을 갖고 있으며, 원격조종기로 취급할 수 있는 최소 210mm의 길이를 가지고 있다. 이동 통로의 양쪽 입구에는 방사선을 차폐하기 위한 가로 410mm, 세로 480mm, 두께 115mm의 상하 이동형 슬라이딩 납 차폐문이 위치하며, 원격조종기로 이 차폐문을 열고 닫을 수 있도록 Round bar와 Counterweight를 설치하여 적은 힘으로도 작동이 가능토록 설계 하였다. 셀 간 분리벽의 차폐능과 동일한 차폐능을 갖는 납 차폐체의 두께는 230mm이므로 한쪽의 납 차폐문 두께는 115mm로 하고 차폐문의 크기를 최소로 하였다. 또한 이 차폐문의 크기는 최소로 줄이면서 Guide rail의 크기, 형상 및 Guide roller의 위치를 변경함으로서 대각선 방향으로도 동일한 차폐능을 유지할 수 있도록 설계하였으며, Guide rail의 Bracket는 Pass-thru door 상부에 위치한 Crane door 덮개판과의 간섭을 피하기 위하여 콘크리트 벽 부분까지만 하였다. 납 차폐문과 Counterweight는 스테인리스 와이어에 매달려 있으므로 납 차폐문과 Counterweight의 하중, 스테인리스 와이어의 내구성 및 밴딩력을 고려하여 이 와이어는 ∅6mm의 7 x 7 와이어로 하였다. 차폐문 상부에 위치한 2개의 pulley는 차폐문과 Counterweight의 무게를 충분히 지탱할 수 있고 와이어의 곡률반경 및 밴딩력으로 인한 저항을 최소로 하기 위하여 Pulley의 피치원 직경을 100mm로 하였으며, Pulley의 베어링은 Pulley의 회전 저항을 최대한 줄이기 위하여 중하중용 볼 베어링 6307ZZ를 사용하도록 하였다.

사용후핵연료봉 대상 중성자 스캐닝기술의 타당성 분석

신희성, 황용화, 민덕기, 전용범, 김호동
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

사용후핵연료봉에 대한 중성자 스캐닝을 통하여 연소도를 결정하는 방법을 제시하고 이의 타당성에 대해 검토하였다. 일반적으로 핵연료의 조사후시험에서는 사용후핵연료에서 방출되는 감마선을 측정하여 연소상태 분석과 연소도 측정을 수행한다. 즉, 사용후핵연료봉의 축방향으로 감마 스캐닝을 수행하여 연소도의 상대적인 분포곡선을 구하고, 특정지점에서의 감마선 스펙트럼 분석을 통하여 연소도를 결정하여, 최종적으로 모든 위치에서의 연소도값을 결정한다. 이와 달리 중성자 스캐닝을 수행하면 중성자의 독특한 핵특성에 의해서 연소상태에 관한 추가적인 정보를 얻을 수 있을 것으로 기대된다. 특히 연소도는 연소이력을 내포하고 있어 조사후시험에서 가장 중요한 인자로 알려져 있다. 이를 중성자 스캐닝에 의해서 독립적으로 측정할 수 있다면 조사후시험 분야의 획기적인 일이 될 것이다. 본 연구에는 전산모의를 통하여 이를 중점적으로 분석하였다.

고리 1호기 사용후핵연료 집합체 J14를 대상으로, ORIGEN2 코드를 사용하여 1 - 37 GWd/tU 연소도를 10 단계로 나누어 각각의 경우에 대해 연소과정을 시뮬레이션한 후, 15.4 년 냉각된 상태에서 사용후핵연료에 내재한 핵종들의 성분비를 구하였다. 각 핵종들의 성분비에 흡수단면적과 핵분열단면적을 곱하고, 핵분열 당 방출하는 중성자 수를 2.4 개로 가정하고, Cf-252의 선원세기를 10^7 n/sec로 가정하여 유도핵분열 중성자를 구하였다. 이 값을 기준으로 최저 연소도 (1 GWd/tU) 및 최고 연소도(37 GWd/tU)에서 중성자 계수치의 비율(유도핵분열/백그라운드)을 구하였다. 그 결과, 각각 0.6과 0.00054로 나타났으며, 감마선의 경우에는 Cs-134/Cs-137의 비율이 각각 0.0012, 0.012로 나타났다. 중성자 스캐닝의 경우에는 최저점과 최고점의 상대비가 약 1000 정도고 감마선의 경우에는 10 정도로 볼 수 있다. 따라서 중성자 스캐닝이 감마선의 경우에 비해서 연소도의 판별력이 뛰어나다고 볼 수 있다. 즉, 장기 냉각된 사용후핵연료의 경우에는 중성자 스캐닝(백그라운 및 유도핵분열)을 통하여 연소도를 구하면 감마선에 비해서 보다 정확한 연소도를 측정할 수 있을 것으로 판단된다. 그러나 중성자 스캐닝 실험은 수중에서 수행해야 하고, 중성자 선원 등의 장치가 추가로 필요하기 때문에 실험장치의 규모가 크고, 측정방법도 복잡하다. 또한 감마선에 비해 단위 시간 당 계수치가 매우 적기 때문에 측정시간이 훨씬 긴 단점이 있고, 콜리메이트 설치방법에 대한 추가적인 연구가 선행되어야 하는 단점이 있다. 이런 점들을 극복한다면, 앞에서 검토한 바와 같이 감마선 측정의 경우보다 더 정확한 연소도를 구할 수 있을 것이다.

차세대관리 공정물질 재료특성시험 계통 분석

주준식, 유길성, 조일제, 국동학, 이은표, 김호동
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150

사용후핵연료를 안전하고 경제적으로 저장 관리하기 위하여 기존의 세라믹형 사용후핵연료를 금속전환하여 관리부피를 줄이고 고방열성핵종들을 선별적으로 분리하여 냉각부하를 줄일 수 있는 사용후핵연료 차세대관리 종합공정개발(ACP)이라는 연구과제를 수행하고 있다. 이 공정에서 발생되는 공정물질의 성분 및 재료특성 분석 방안확립의 일환으로 각 세부 공정별로 발생되는 UO_2, U_3O_8 Powder, Metal Ingot, 리튬용융염등의 공정물질을 분류하여, DUPIC, IMEF, PIEF 시험시설 및 AECL의 관련시험기술 계통분석을 수행하였다.

금속우라늄 산화실험실내(R&D KMP)에서 물질이동(MBA) 기록, Inventory 관리 및 공정물질에 대한 시료 절단/가공, 제염등의 관리 절차를 수립중이다. 현재 Mockup 시설 및 RI 실험실에서 발생되고 있는 금속전환 공정 시험용 모의 금속전환체(NU) 시료에 대한 비방사성 예비 분석 시험을 수행하고 있다.

또한 각 공정별 시료에 대한 금상학적 시험방법 및 절차 수립을 위하여 각 단위공정 Batch 마다 발생되는 Sampling 시료를 차폐형주사전자현미경 및 EPMA 분석시 핫셀에서의 표면 정밀분석 요건에 맞게 제조하기 위해 필요한 시료제조 절차를 개발중이며, 이와 같은 관리 절차는 아직까지 방사성 금속전환 공정물질은 발생되지 않고 있으나 차후 Active 시험에서 발생될 방사성 금속전환 공정물질에 대한 재료특성 시험 및 핫셀에서의 원격 취급 시험시 유용하게 활용될 것으로 판단된다.

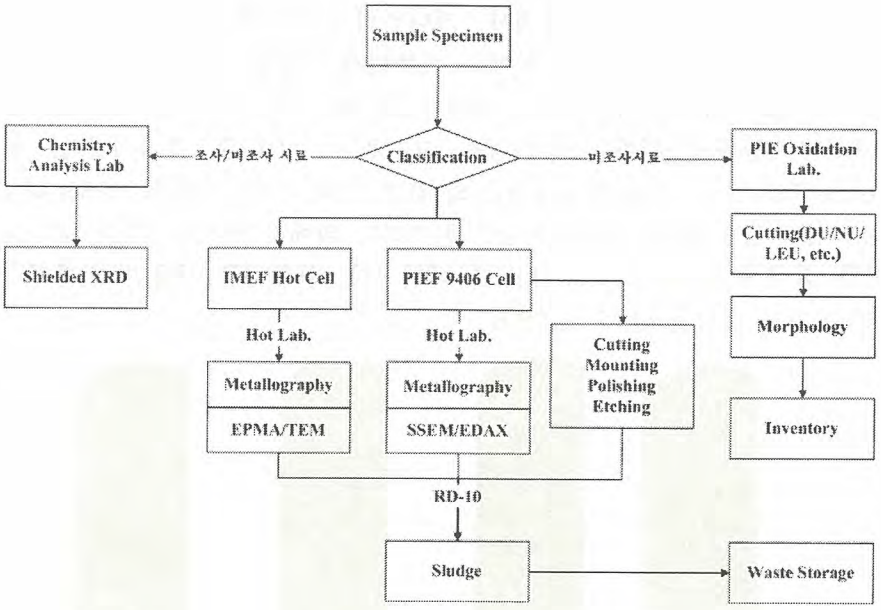


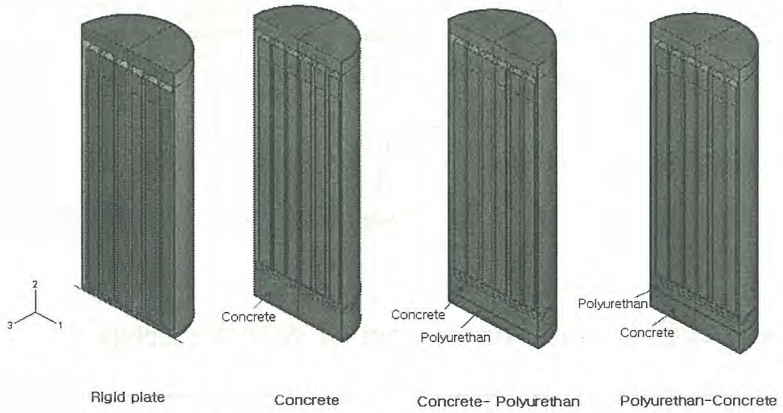
그림 8. Analysis System of ACP Materials.

사용후핵연료 건식 저장시스템의 캐니스터 낙하사고 평가

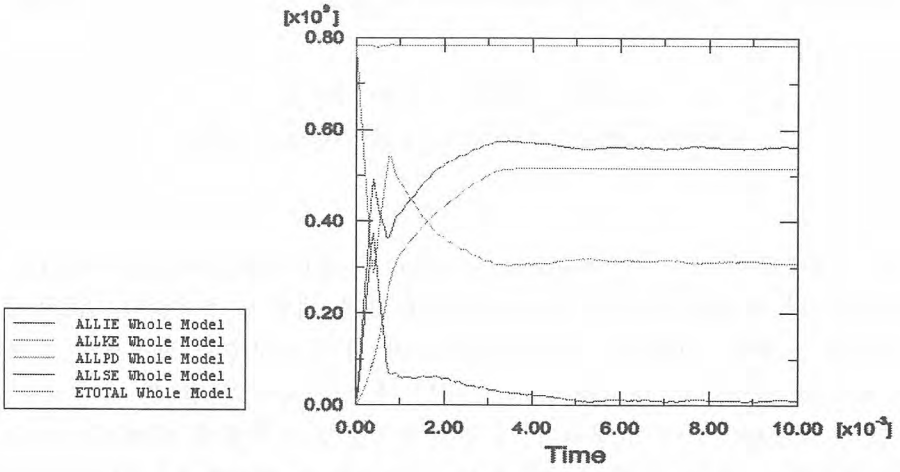
황창숙*, 서기석*, 이흥영**, 백창열**, 정성환**
*한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
*한국수력원자력(주) 환경기술연구원

사용후연료 건식저장용기의 관련규정에 명시된 구조평가는 정상운전조건, 자연재해 및 가상사고에서 구조적 건전성 여부를 확인하도록 요구하고 있다. 정상운전조건은 사하중, 압력하중, 취급하중, 열응력하중에 대한 응력 평가이고, 사고조건 평가항목은 관통조건에 대한 구조해석, 폭발 및 홍수조건에 대한 구조해석, 낙하 및 전복조건에 대한 구조평가이다.

본 연구에서는 낙하사고조건 중 바스켓과 연료를 갖고 있는 캐니스터에 대한 낙하평가를 하고자 한다. 캐니스터 낙하해석 모델링은 PWR 사용후 연료 집합체 24다발을 장전하기 위한 24개의 정방형 셀을 갖는 바스켓과 캐니스터의 바닥면에 폴리우레탄폼 완충체와 콘크리트를 설치된 형태로 되어 있다. 해석방법 및 절차 등은 캐니스터를 Rigid Plate에 낙하, 캐니스터의 바닥면에 600mm의 콘크리트에서 낙하, 캐니스터의 바닥면에 2/3의 콘크리트와 1/3의 폴리우레탄폼에서 낙하, 캐니스터의 바닥면에 1/3의 폴리우레탄폼과 2/3의 콘크리트에서의 낙하해석을 하여 완충효과를 평가하고자 한다. ABAQUS 전산코드를 이용하여 바스켓 부분만 셸요소인 S4R을 적용하였고, 나머지 부분은 8절점의 3차원 C3D8R6면체요소를 사용하였다. 총 4,996개의 유한요소, 총 6331개의 절점으로 되어 있다. 캐니스터의 본체의 중량은 15.3톤이지만 1/2 모델에 대한 중량은 7.66톤으로 실제보다 작게 적용되었다. 별도로 적용된 폴리우레탄폼의 기계적 특성치는 밀도가 4.804E−10ton/mm3, 탄성계수는 260.61MPa, 프와송비는 0.15, 항복응력은 11.143MPa(소성변형율=0), 극한강도는 22.03MPa(소성변형율=0.43)로 각각 적용하였다. 해석의 종류는 캐니스터 부분에 대하여 탄소성을 적용하였다. 하중조건으로 전체모델 중에서 캐니스터, 바스켓 및 사용후연료는 초기 속도 10,093mm/s를 주었다. 속도는 저장용기 본체의 상부면과 저장용기내부의 바닥면 사이의 높이차이에 대한 자유낙하속도로 계산되었다. 전체에너지는 그림에 나타낸 것처럼 7.806E8mJ이었으며, 전체해석시간은 폴리우레탄폼에 대한 소성변형을 고려하여 0.01s로 증가시켰다. 해석결과 Rigid Plate의 Reference Point에서 Reaction Force의 값은 강체 위에서 낙하시 258 MN, 콘크리트 위에서 낙하시 196 MN, 1/3 폴리우레탄폼+ 2/3 콘크리트 위에서 낙하시 52.2 MN, 2/3 콘크리트+ 1/3 폴리우레탄폼 위에서 낙하시 52.75 MN로 나타났다. 완충재를 사용한 반력의 값은 사용하지 않은 것의 1/4의 효가가 있음을 알 수 있었다.



캐니스터의 완충재 위치에 따른 해석 모델링



캐니스터 수직낙하에 대한 에너지시간이력선도

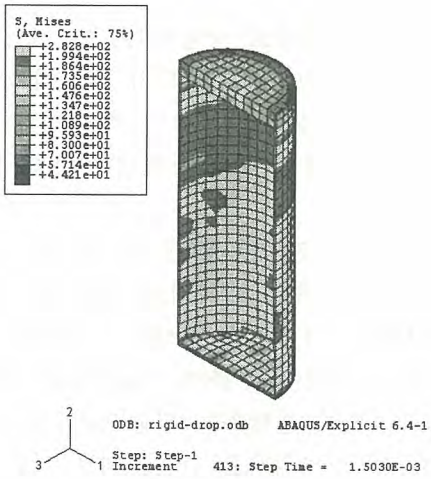
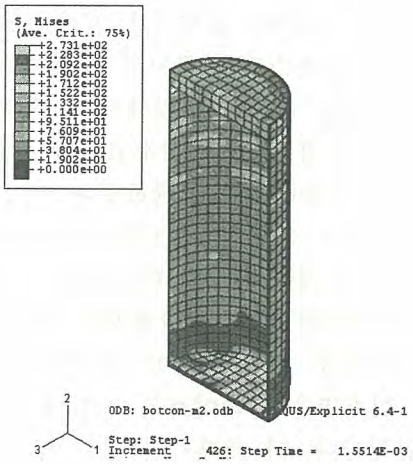
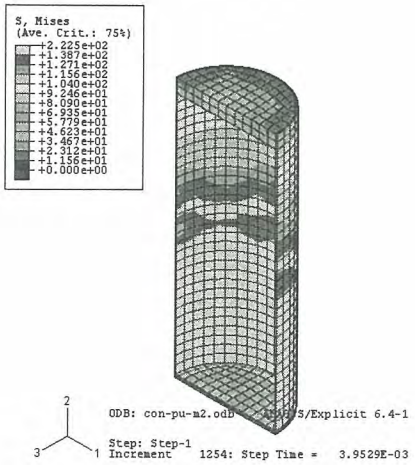


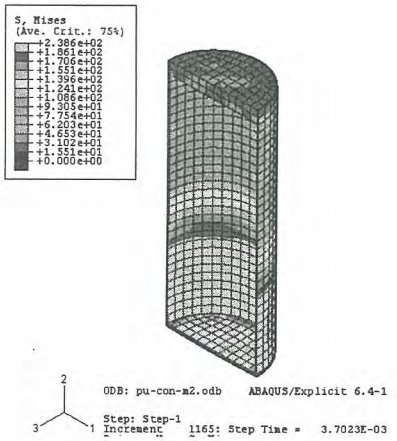
Plate Rigid



Concrete



Concrete-polyurethan



polyurethan-Concrete

캐니스터 수직낙하에 대한 최대응력분포도

천정이동 서보매니퓰레이터 시제품의 성능시험 및 평가

진재현*, 박병석*, 고병승*, 윤지섭*
*한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

사용후핵연료 차세대관리공정(ACP, Advanced Spent Fuel Conditioning Process)에 적용될 천정이동 서보매니퓰레이터 시제품의 성능시험 및 평가에 대한 내용을 소개한다. ACP 공정은 고준위의 방사선 환경에서 수행되기 때문에, 공정장치의 운전 및 유지보수는 원격으로 수행하여야 한다. 실제로 기계식 마스터 슬레이브 매니퓰레이터(MSM)가 설치되어 운전 및 유지보수 업무를 담당하게 된다. 그러나 MSM은 벽에 고정되어 있어서 공정장치 일부분에 대해서는 접근하지 못하는 사각지역이 존재한다. 이에 대한 대안으로 천정이동 서보매니퓰레이터(BTSM, Bridge Transported Servo Manipulator) 개발을 추진하였으며 현재 시제품 제작 및 성능 테스트 단계에 있다.

BTSM은 이송장치, 슬레이브 암, 마스터 암, 그리고 제어시스템으로 구성된다(그림 1). 이송장치는 하단에 텔레스코픽 튜브에 슬레이브 암을 장착하여 슬레이브 암을 임의의 지점에 위치시킨다. 마스터 암은 슬레이브 암에 대한 입력장치로 동일한 형상을 갖추고 있으며 작업의 효율을 높이기 위해 힘반영 기능을 갖추고 있다. 슬레이브 암은 서보모터에 의해 구동되며 마스터 암의 자세를 충실히 추종하도록 설계하였다.

본 논문에서는 개발한 시스템의 기본성능, 위치추종 및 힘반영 기능에 대한 실시한 성능 시험에 대한 결과를 소개한다. 마스터의 Force threshold는 마스터 암 축을 움직이기 위한 최소의 힘이며 이는 운전자의 피로와 관계있기 때문에 작을수록 유리하다. 위치추종은 서보시스템의 가장 기본적인 기능으로 마스터 암이 움직이는 대로 슬레이브 암이 움직여야 하며 추종성능이 우수하여야 한다. 힘반영은 슬레이브의 작업력을 마스터를 통해 작업자에 전달하는 기능으로 시각과 함께 중요한 감각이다. 이 세가지에 대한 성능시험을 실시하였으며 일반적으로 만족스러운 성능을 얻었다.

Defueling & decladding machine 개발

김재용, 서항석, 이은표, 이형권, 전용범, 민덕기
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

현재 핵연료봉의 안전성기준은 1980년대 초반까지 수행된 연소도 40,000 MWD/tU이하 핵연료 시험 자료에 근거하고 있다. 그러나 고연소도에서는 현재의 기준이 적합하지 않으며 핵연료봉의 여러 가지 성능 인자들이 변화하게 되므로 고연소도 핵연료봉의 안정성검증을 위한 성능검증이 필요하다. 이에, 원자력 선진국들은 고연소도 핵연료봉 안정성검증방법과 평가기술개발을 주요 현안으로 채택하여 활발하게 연구 중에 있다. 국내의 경우 한국원자력연구소를 중심으로 고연소도 핵연료봉 성능 및 안정성연구 프로젝트가 진행되고 있다. 이를 위해, 1990년부터 국내 12개 가압경수로에 공급된 국내 핵연료봉 중에서 울진 2호기의 K23핵연료봉집합체(52.5 MWD/kgU-rod avg.)를 고연소도 핵연료봉으로 선정하여 조사후시험시설(PIEF)에서 핵연료봉의 안전성 시험을 수행하고 있다. 향후 연소도 70 MWD/kgU-rod avg. 이상의 고연소도 핵연료봉 개발을 목표로 핵연료봉 안정성 시험 및 평가기술 개발을 진행중이다.

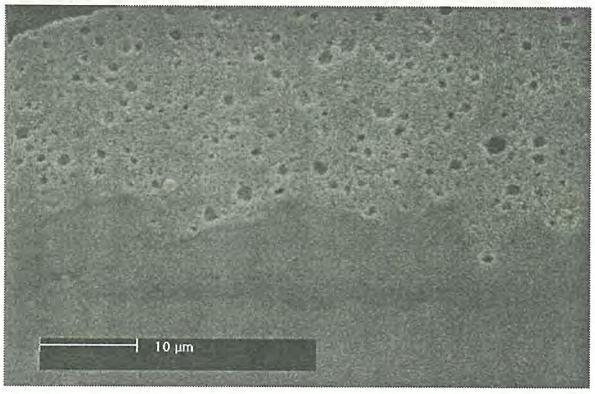


Fig. 1 SEM picture of pellet and cladding

핵연료봉 피복관은 중성자 조사를 받으면 피복관 기계적 성질이 약화된다. 이런 피복관 기계적 성질의 변화는 피복관의 안전성에 영향을 미치므로, 피복관의 기계적 건전성 확인을 위한 시험이 필요하다. 피복관의 기계시험을 위해서는 우선 피복관(cladding)과 소결체(pellet)을 분리하는데 소결체는 조사가 되면서 팽윤현상(swelling)에 의해 피복관과 접촉이 일어나고, 고압과 고온에 의한 화학반응에 의해서 피복관과 서로 고착하게 된다. 소결체와 피복관을 분리하기 위하여 유압을 이용한 장치를 그동안 사용하였으나, 고연소도의 핵연료봉의 경우 Fig. 1처럼 서로 견고하게 결합되어 기존장치를 이용한 분리가 용이하지 않다.

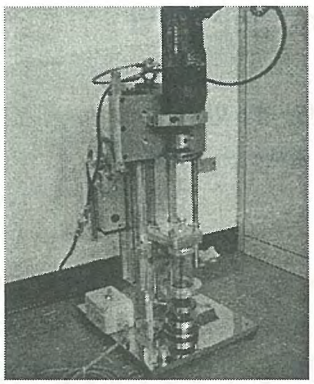


Fig. 17 Defueling machine

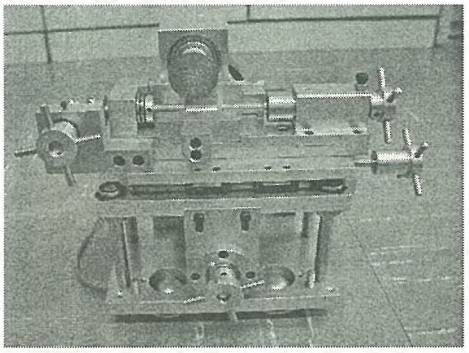


Fig. 18 Decladding machine

따라서 본 연구에서는 피복관의 기계적 실험을 위해서 분리시 피복관 손상을 최소화하면서 피복관과 소결체를 안전하게 분리할 수 있는 defueling machine(Fig. 2)을 개발하였다. 또한, 핵연료봉 단면 조직검사용 SEM시편을 만드는 decladding machine(Fig. 3)을 개발하였다. Decladding machine의 주요기능은 조사된 핵연료봉 소결체의 밀도측정을 위해서 피복관을 축방향으로 절단하여 밀도시편을 채취할 수 있고, 축방향으로 피복관 두 지점을 교차하게 절단 후 핵연료봉을 축방향으로 파쇄하여 핵연료봉 단면의 SEM조직 시편을 제작할 수 있다. 본 논문에서는 고연소도 핵연료봉의 실험을 위해 개발된 이 기기들을 소개하고 각 장비의 특징을 설명하였다.

조사후시험시설에서의 방사성 활성탄필터의 여과성능

황용화*, 이형권, 전용범, 민덕기, 홍권표
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

조사후시험시설에서의 활성탄(Activated charcoal)필터의 방사성 흡착효율은 I131과 같은 관련된 물질을 흡착·제거하는 것으로, 요오드 농도, 카본 내의 불순물, 활성탄의 크기, 가스체류시간, 흡착베드를 통과하는 공기 유속 등에 성능이 좌우된다. 활성탄필터의 효율시험은 ANSI에 규정한 18개월 주기로 실시되었고, 활성탄 흡착베드의 층 내로 통과되는 가스의 체류시간(0.2m/s)과 적정 유량(150㎥/h)에서 필터의 성능에 미치는 영향을 조사하였다. 첨착활성탄 흡착베드의 효율시험은 프레온 11을 추적가스로 하여 1000-HD 및 HG 장비를 사용하여 5분 동안 연속 측정하는 실험으로 시간을 두고 여러 번 수행하였다. 그 결과 상류측 농도는 8-12ppm(Fig.1)으로 평행하게 나타났고, 하류측은 30초 까지는 0의 수치로 지속되다가 30초 후에는 2.5ppb를 나타내었고, 5분 후에는 약 5ppb(Fig.2)으로 상승하였다. 이것을 아래의 누설율(1)과 첨착활성탄필터 효율식(2)으로 구하면 기준효율 99.5%보다 높은 99.95% 이상으로 좋은 성능이 유지되었다.

$$\text{penetration} \quad P = \frac{C_d}{C_u} \times 100 \tag{1}$$

C_d = *Downstream*
C_u = *Upstream*

$$\text{Efficiency} \quad E = 100 - [100 \times C_d / C_u \times 1000] \tag{2}$$

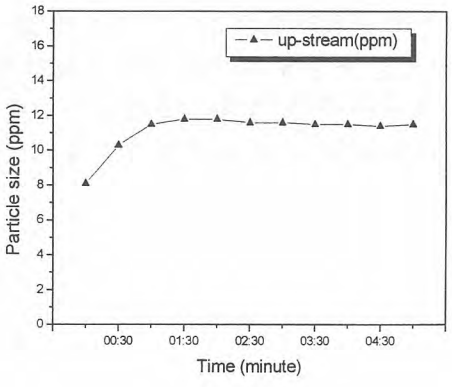


Fig.1 Amount of up-stream trace gas in charcoal filter (up-stream)

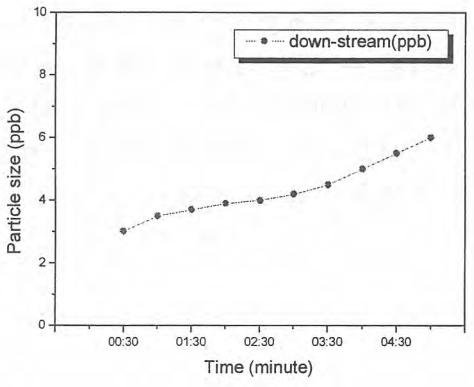


Fig.2 Amount of down-stream trace gas in charcoal filter (down-stream)

사용후핵연료 차세대관리 실증시설 운영을 위한 방사선 안전관리 시스템설계

국동학, 정원명, 구정회, 조일제, 이은표, 유길성
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

현재 원자력연구소에서 추진중인 사용후핵연료 차세대관리 종합공정은 사용후핵연료의 안전하고 효율적인 관리를 위하여 제시된 건식처리공정으로 기존의 이산화우라늄 형태의 핵연료를 금속으로 전환시켜 저장시의 부피, 발열량 및 방사선의 세기를 감소시킴으로써 최종적으로는 처분용기의 소요량과 처분장의 소요 면적을 축소시키는 목적으로 추진중에 있다.

전체 공정 중 이산화우라늄을 금속으로 전환시키는 공정이 가장 핵심공정이며 방사성 물질인 사용후핵연료를 취급하는 관계로 이 과정은 반드시 핫셀내에서 이루어져야 하므로 이의 실증을 위해서는 새로운 핫셀의 건설이 불가피하다. 또한 사용후핵연료를 취급하게 되는 핫셀 내부와 시설의 운영을 위한 운전구역 및 서비스구역에는 공정운영 중 발생하는 방사선에 대한 안전성을 확보하기 위해 방사선안전관리시스템(RMS)을 반드시 설치하여야 하며 본 공정에서 취급하게될 방사능의 평가와 방사선안전관리 규제치를 바탕으로 핫셀에 필요한 시스템의 사양을 도출하였다.

본 공정의 핫셀은 조사재시험시설(IMEF)의 지하에 설치되며 Process Cell과 Maintenance Cell 두 개의 셀로 구성된다. 아래 그림1에서 보는 바와 같이 각 핫셀 내부에는 Rear Door 개방 판단여부의 기준이 될 Hotcell Door Monitor가 설치되며 핫셀을 중심으로 운전구역과 서비스구역에 공간선량을 측정할 Area Monitor와 공기중 입자와 요오드의 오염도를 측정할 Room Air Monitor가 각각 설치된다. 또한 본 공정 자체에서 발생하여 배기덕트로 빠져나가는 방사능량을 측정하기 위하여 Duct Monitor와 함께 Iodine Monitor를 설치하여 본 공정의 운영으로 인한 발생량만 별도로 측정할 수 있다. 아울러 작업자들의 동선과 공정의 장치들이 동작하고 있는 상황을 쉽게 파악할 수 있는 위치에 폐쇄회로화면을 설치하여 시설 운영에 대한 안전성을 높이게 된다.

위의 개념설계를 바탕으로 공정 운영 상황에 맞는 방사선 측정 범위를 결정하고 그에 따른 장비를 선정하였으며 이와같은 방사선안전관리 시스템을 통하여 전체 공정의 원활한 진행을 위한 안전성 확보를 얻을 수 있다.

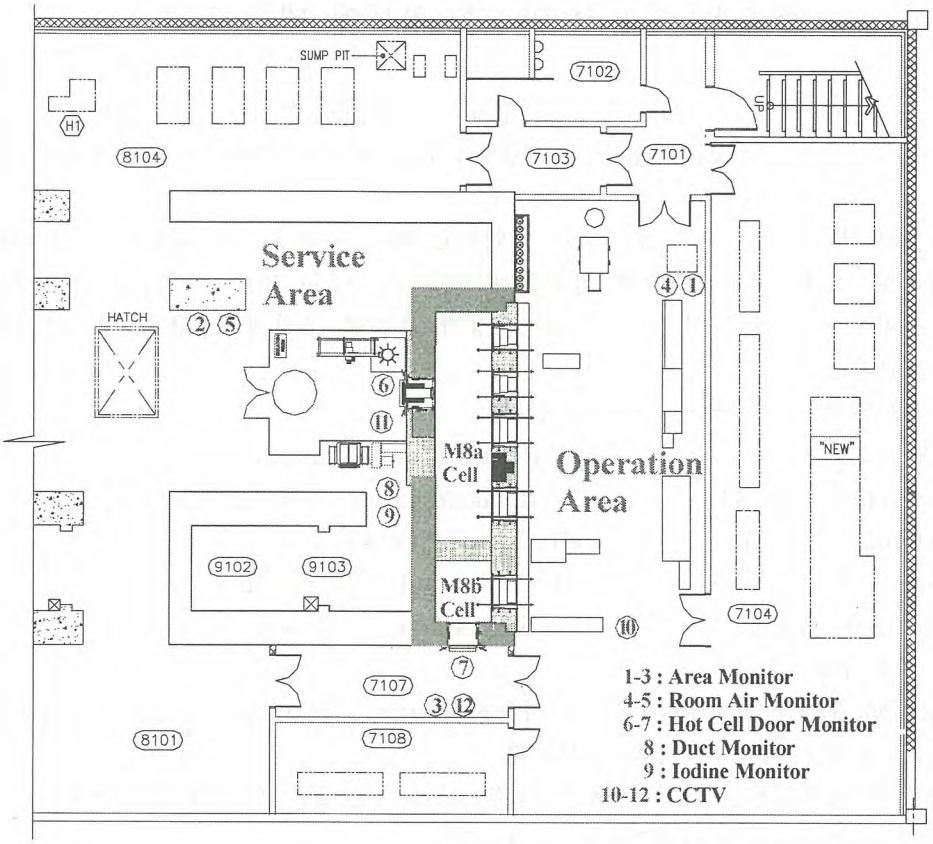


그림 21 IMEF 지하의 평면도 및 RMS 장비 설치 위치도

조사재수송용기 이송용 카트에 대한 고찰

송웅섭*,정양홍, 김희문, 안상복, 주용선
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

조사재시험시설 외부의 30톤 고정 호이스트 구역으로 부터 수송용기의 제염실 사이에서 수행되는 전 작업에 대하여 조사재시험시설내에 설치하여 운용되고 있는 30톤 이송카트의 원활한 작동과 안전운전 및 유지보수 그리고 향후 건설하여 운용할 유사한 조사재수송용기 장치에 대한 기술사양 등을 기술하였다.

1. 30톤용 이송카트의 장치 구성은 다음과 같다.
   1) 후레임 : SS 41
   2) Upper plate : ss 41
   3) Scurt plate : ss 41
   4) Wheel : sm 45c
   5) Brake unit : DC 90V
   6) Reducer unit : sm45c
   7) Reducer moter : NEMA MG-1, 3p.440v.3Hp, 90:1
   8) Cover : ss 41
   9) Cable reel : 30 m. 4p x 5.5d
   10) Soft starter : NEMA .MG-1, 440v.6Hp
2. 각 장치의 기술사양
   재질 : ASTM A240 type304 재질을 사용하며 wheel 및 shaft는 ASTM A1045를 사용하며 소재는 가공후 UT를 실시한다.
   용접 : 용접후 기계가공된 부품과 용접작업된 cask 부분을 조립하여 작동상태를 확인한후 필요시 용접구조물의 기계가공을 실시한다.
   페인팅 : 표면처리는 sanding 처리하며 기준은 SSPC, SP-6, commercial blast cleaning에 따라 작업을 실시한다.
   설치 : Rail x,y 상에 기준공차는 다음과 같다.
   Span : ± 4 mm Elevation : ± 9 mm
   한쪽레일의 직진도 : ± 9 mm Rail 간의 수평도 : ± 4 mm
3. 시운전 전에 점검할 사항은 다음과 같다.
   - 카트의 레일 상면에 간섭되는 물건이 없는가 확인
   - 전원 및 전압확인
   - 안전장치 확인 및 작동확인
   - 그리스 충진 상태 확인 및 누유부 점검
   - 콘트롤러의 정상작동상태 확인
   - 카트의 전진시 소음, 진동, 속도확인
   - 카트의 후진시 소음, 진동, 속도확인
   - 전원 케이블 피복상태 확인
   - 30톤 트랜스퍼 카트의 점검주기 확인
4. 이송카트의 운전절차
   1) 제염실의 전등 스위치를 켠다.
   2) 제염실의 전동 트랩도어를 연다.
   3) 제염실 내에 있는 전원공급 소켓에 파워케이블을 꼽는다.
   4) 케이블이 소켓으로부터 빠지지 않도록 잠금장치를 채운다.
   5) 조작용 푸시보턴의 R 버튼을 눌러 카트를 이동시킨다.

6) 후진시는 푸시보턴의 L 버튼을 누른다.
7) 후진시 케이블이 카트 측하면에 있는 로울러에 제대로 감기는지 확인하면서 이동시킨다.
8) 이송이 완료되면 소켓으로부터 케이블을 빼내어 잠금장치에 안치한다.

5. 운전조건 점검 및 준비사항

조사재수송용기를 이송하기 전에 점검할 사항은 다음과 같다.

5.1 방사선 안전 관리

- 조사재수송용기의 인수시 오염상태를 확인하고 그 수치를 기록, 관리한다.
- 오염상태에 따른 작업시간의 결정
- 방사선작업종사자의 작업지시 및 오염상태 확인

5.2 유틸리티의 정상가동

- 메인 파워의 공급 및 적정 전류 및 전압의 확인

5.3 이송카트

- 조사재수송용기의 반출입 이송에 관련된 기기의 작동 및 유지보수에 관한 임무 수행

6. 사용 장비

* 전류·전압 측정기(440V/4A) * 스피드 메타(4 m/min) * 그리스건

7. 작업시 주의사항

1) 운전 담당자는 절차서를 충분히 숙지한 후 운전을 하여야 한다.
2) 이송중 카트의 진동이나 정상 작동 여부를 세심히 관찰한다.
3) 이송중인 조사재의 흔들림이나 카트 중앙부에 안전하게 안착되어 있는지 방향을 바꾸어 확인한다.
4) 카트의 진행과 후진을 위해 푸시보턴의 조작을 빠르게 반복적으로 행해서는 안된다.
5) 수송용기 취급시 모든 안전조치를 취하여 작업을 수행하며, 작업자 단독으로 작업을 수행하지 않도록 하고, 반드시 복수의 인원으로 작업을 수행한다.
6) 조사재 취급전에 카트의 작동점검을 반드시 실시한다.

8. 비상사태 발생시 처리사항

8.1 정전사고

- 케스크나 조사재의 취급도중 정전사고가 발생될 경우에 대비하여 유틸리티 담당자 사전조치를 강구하여야 한다.
- 주전원 공급선을 차단하고 작업구역을 외부와 차단한 후 대피한다.

9. 참조문서

9.1 30톤 트랜스퍼 카트 EMR

9.2 WPP/QCI-DCE-G-101 30톤 트랜스퍼 카트 제작 및 설치시방서

조사재시험시설의 풀물정화장치 운전 및 유지보수

송웅섭*,주용선, 안상복, 김희문, 정양홍
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

조사재시험시설에 설치되어 있는 풀 (3x6x10M)은 조사재 수송용기(Cask)를 하역하여 조사시료를꺼내어 핫셀 내로 반입/반출하는 통로로 사용된다. 조사재를 풀에서 하역 및 취출시 또는 버켓 엘리베이터에 장착시 모든 작업은 육안으로 행하여지기 때문에 항상 풀물의 부유입자는 6 ㎛ Absolute까지 여과하여 물의 투명도(Turbidity)를 적어도 3 NTU 이하로 유지 하여야 한다. 또한 물의 전도도를 3 ㎲/㎝, 6<pH>8 정도로 유지하여 수질을 양호한 수준으로 관리하여 수중취급 작업을 용이하게 하여야 한다. 한편 방사성 오염관리 측면에서는 물에 잔존해 있는 방사성물질을 원자력법령에서 정하는 규정치 이하로 관리하고 풀주변의 방사선량률은 15 mR/hr 이하로 유지, 관리하여 한다. 수조의 수위는 8.30 m이상이 유지되어야 한다.
따라서 기기의 숙련 및 운용기술를 익힘으로서 운전에 완벽을 기하고 풀물의 오염 및 방사성물질의 확산을 방지함에 큰 영향을 줄 수 있다.

가. 1. 풀물 정화장치 개요

풀에서 4″ 파이프 또는 스키머를 통하여 직접 물을 흡입하여 정화하는 장치로, 장치의 사양은 다음과 같다.

(1) 1) Control panel

(2) ✤ Volt/ampere meter

(3) ✤ Main power switch & breakers

(4) ✤ Interlock sys.

(5) ✤ DPA : alarm 이 작동된후 일정시간이 지나면 펌프가 자동스톱되는 제어계통을 구성한다.

(6) ✤ 시스템의 작동상태를 알수있는 램프류 (DPS1,2,3, wire winch power, hoist line on,off, Winch line on,off, 부저등)

(7) ✤ conductivity indicator

(8) ✤ auto/manual knob

2) Pump & motor

(9) 3) Pre. filter, Main filter(F-001, 002), Ion exchanger 및 Resin cartridge (E-001)

(10)4) Conductivity cell 및 indicator, DPS & DPA

(11)5) Shielding wall, Basket strainer, Piping system, Valves & 게이지류

(12)6) Filter 및 Ion-exchanger cartridge 교체 장비

2. 조직과 책임

설계, 건설 및 운전 전기간에 걸쳐 ALARA 기준이 적용된다. 공기조화계통, 방사선 감시계통, 차폐의 설계는 ALARA 기준을 만족하기 위하여 보건물리적 측면을 충분히 고려하여 기술용역회사의 유자격자에 의해 수행되고 검토되며 또한 설계 및 건설기간중에 보완 또는 수정이 이루어진다. 운전 및 보수, 조사재의 반입/반출등 예상되는 모든 작업은 ALARA 기준에 입각하여 사전에 작성된 절차에 따라 수행된다. 특히 조사재의 반입/반출 작업은 반드시 한정된 장소 및 방법에 의해서

만 이루어져야 한다.

1. 3. 운전방법

가. 3.1 풀물 수면상의 부유물 제거운전

풀물 수면상에는 많은 부유물들이 떠다니므로 시계를 흐리게 할뿐 아니라 일부는 풀바닥으로 가라앉아 침전물로 쌓이게 된다. 따라서 부유물을 정기적으로 skimmer(4 mm다공판)를 통해 훨터링 해 주어야 한다.

나. 3.2 By-Pass 운전 : Resin 사용 도중 Inlet 및 Outlet측의 Conductivity를 비교하여 Ion 제거효 과가 없을 경우 Resin을 교환해 주어야 한다. 또한, Pool 물이 Ion 수지를 통과할 필요가 없을 경우 By-pass Line의 Valve (008VL)을 열고 Main Valve (006, 007VL)을 닫은 후, Mixed Ion Exchanger를 통하지 않고 직접 Pool로 들어가게 하는 1,2차 filter만을 통과하는 운전

① 1차 filtering : flat screen이 설치된 2" 파이프를 통하여 흡입된 물은 pump를 통하여 40 ㎛의 pre. filter를 거치게 된다.

(1) ② 2차 filtering : 1차 훨터를 통과한 물은 2차의 6 ㎛ filter를 거치게 된다.

다. 3.3 Resin 통과운전

레진을 통과하는 목적은 풀물속에 잔존해 있는 이온화 되어 있는 방사성물질을 잡기위한 것으로 당실에서 사용하고 있는 레진은 mixed ion exchange resin으로 알카리(pH7-14, 염기(-))와 산(pH1-7, 산기(+))을 모두 포함하는 것으로 ±이온화 되어있는 물질을 함께 잡을수 있는 특징이 있다.

2. 3.4 풀바닥의 침전물 제거

풀물정화장치와는 별도의 운전으로 풀 바닥에는 수면상의 부유물, 대기중 먼지, 서비스구역 등에서 작업도중 상부로 부터 떨어지거나 바람에 날려 들어가는 particle등의 다량의 이물질 들이 침전되어 있으므로 이들을 정기적으로 제거할 필요가 있다.

4. 연구개발결과의 활용계획

Shielding wall이 "□" 자 형태로 장치를 감싸고 있으므로 유지관리 측면에서 접근이 불편하고 각 부품의 수리, 교환 및 점검시 작업공간의 협소함 등의로 어려움이 있으므로 장치의 보조수단 및 게이지류, DPS등은 shielding wall 밖으로 빼내어 wall의 외부벽면에 설치하는 것이 바람직하다 하겠다.

따라서 pH의 조절 및 전기전도도를 낮추는 일이 중요하다 하겠다.

5. 참고문헌

1. 노성기 외 "조사재시험시설 건설", KAERI/RR-880/89, 과학기술처, 1989.
2. 조사재시험시설 공기조화계통 정기점검 절차서 "IMEF-RC-1", 1997.
3. 송웅섭외 "조사재시험시설 운전절차서", 한국원자력연구소, 1997.
4. 하나로 안전성 분석 보고서, 조사재시험시설 부분(SAR)

조사재시험시설에 설치된 핫셀조명등에 대한 고찰

송웅섭*,정양홍 , 김희문, 안상복,주용선
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

본 장치는 조사재시험시설 M6 핫셀안에 설치하는 핫셀 투광기로 220 V, 250 w 및 350 W의 2개의 전구를 사용하며 핫셀안에 있는 콘센트로부터 케이블을 2단으로 연결하여 사용하게 된다. 핫셀조명등은 핫셀을 비추어주는 투광기로 M6 핫셀에는 차폐창 사이로 총11개의 조명등이 설치되어 있다. 기존의 조명등은 부피가 크고 전구의 교체시 사람이 안으로 들어가야 하는등 어려움이 많아 부피가 작고 취급이 용이하고 전구의 교체작업이 쉽도록 개조할 필요가 있었다. 이에 조명등의 개조 특성을 기술하였다.

1. 핫셀 조명등 개조특성
   1) 케이블의 2단 연결이란 콘센트로부터 풀러그를 꽂아 약 40-50cm 길이의 끝단에 콘센트를 연결하고 이 콘센트에 다시 풀러그를 꽂아 40-50 cm 길이의 끝단에 전구용 소켓을 연결함을 뜻하며 이렇게 함으로써 전구의 교체시 소켓이 연결된 줄만을 제거함으로 교체가 용이하도록 하기 위함이다.
   2) 반사판 : 빛의 입사각과 반사각이 고려되어야 하며 표면은 거울수준의 조도를 갖출 것.
   3) Out case : 열변형 및 처짐등에 대해 강성이 있을 것.
   4) 소켓홀더 : 전선이 연결된 소켓에 전구을 끼운체 소켓홀더에 장착.
   5) 취급용 고리 : 기울기는 약 15도로 하향이 되어야 하며, 좌우 회전각은 30도로 조절 가능할 것. 또한 2단으로 상부고리는 크레인 후크로 후킹이 가능토록 할 것.
   6) 보호망 : 부팅의보호 및 장,탈착이 용이토록 하며 빛을 차단하여서는 않된다.
   7) 플러그 및 콘센트 assembly : 소켓의 끝단에 프러그를 달고 다시 콘센트와 프러그로 연결되어 전구의 교체시 플러그가 달린 소켓을 교체하는 것으로 되어있다.

2. 설계기준
   1) 투광기의 가로 및 세로의 전체치수는 가능한 작게하여 취급이 용이하게 하여야 하며 전구의 외면과 반사판 사이의 거리는 최소 5 cm이상은 띄워 열의 발산이 쉬워야 하며 빛의 조도가 최대가 되도록 반사판을 설계 하여야 한다.
   2) 투광기의 취급용 고리는 2단으로 설치하여 1단은 브라켓트에 걸수 있도록 하고 이때 투광기의 경사각이 전후로 약 25도 기울어져 물체를 가장 잘 비출수 있어야 한다. 2단은 전구의 교체시 핫셀크레인의 후크에 걸수 있는 type으로 할것.
   3) 투광기의 반사판은 미러 수준의 조도를 갖이며 무게를 가볍게 하여야 한다. 이때 취급용 고리에 매달았을 때 비틀림이나 기타 변형이 발생 되어서는 않된다.
   4) 투광기 전체를 카버할수 있는 보호망을 설치하여야 하며 이때 보호망의 장,탈착이 용이 하여야 한다.

3. 장치의 각 부문별 칫수 및 규격

   3.1 투광기 본체
   1) 소켓에 전구를 끼운체로 교체가 가능 하여야 하며 이때 소켓의 장탈착이 쉬워야 하며 소켓이 끼워지는 opening은 케이블이 자유롭게 통과할수 있도록 slit이 나 있어야 한다.

2) 소켓홀더에 케이블이 달린 소켓을 끼웠을 때 소켓홀더의 하단부의 턱은 바닥면으로 부터 2 cm 정도의 높이에 소켓이 걸려있을 만큼의 최소로 하여 전선의 단락위험이 없도록 하고 홀더에 소켓이 들어가는 깊이는 소켓의 3/4정도로 할것.

3) 투광기의 후레임은 sus plate 1-2 t 정도로 하며 변형이나 비틀림 등이 없어야 한다.

4) 보호망은 sus봉 직경 4 mm 정도로 중간에 수직으로 약 4cm 간격으로 2개의 봉을 대주어 원격조종기의 grip으로 잡고 장탈착이 용이하도록 할것.

5) 기타 모든재료는 sus 판 및 봉으로 하며 모서리 부분의 rounding 처리를 확실히 할것.

3.2 소켓 및 케이블

1) 소켓의 size는 직경 54 mm이내 이어야 하며 연결되는 케이블의 길이는 2단으로 각단의 길이가 약 40-50 cm로 소켓 및 플러그에 연결되는 케이블의 끝단은 연결단자에 단단히 고정하여 볼트로 조일수 있도록 할것.

4. 장치의 제작

1) 용접은 모든 라인에 대하여 Tig 용접을 할것.

2) 용접은 투광기의 강성을 고려하여 점용접을 실시하며 용접후 모서리 처리를 부드럽게 할것.

3) 용접한 포인트에 대해서는 철저한 피클링 처리를 할것.

5. 현장시험

장치의 설치가 모두 완료되면 t시운시운전을 시행하며 이상 유무를 반드시 시행할것.

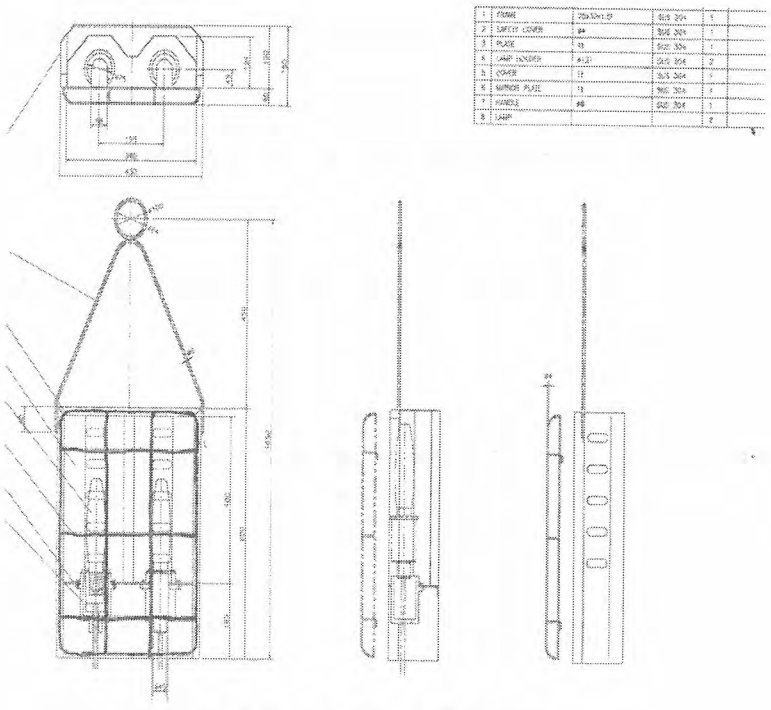


그림 1. 핫셀 조명등 Lay Out

조사재수송용기 시설내 반출입 기술

송웅섭*, 정양홍, 김희문 ,주용선
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

조사재시험시설내 풀과 핫셀간에 조사재 및 조사연료 캐스크의 반입 및 반출작업을 안전하게 수행하며 제반기기들의 원활한 운전, 작동 및 안전과 실험목적에 부합되도록 최적의 상태를 유지, 관리하기 위하여 케스크 인수구역 외부에 설치된 30톤 고정 호이스트를 포함하여 30/5톤 크레인, 30톤 이송카트 및 풀과 핫셀간에 설치되어 있는 1톤 버켓 엘리베이터 그리고 이들 주변기기의 운용기술에 대하여 기술하였다.

조사재수송용기를 반입/반출 하기전에 점검할 사항은 다음과 같다.

- 조사재인수구역 3단 트랩도어
- 30톤 고정 호이스트
- 30톤 트랜스퍼 카트
- 제염실 전동 트랩도어
- 케스크의 세척 및 lid 해체장구
- 30/5톤 electric 천정 크레인
- 케스크 취급용 지그
- 풀 관련설비
- 조사시료취급용 지그
- 1톤 버켓엘리베이터

1. 조사재의 반입/출

1.1 조사재인수구역 3단 트랩도어

- 조사재를 인수하기위해 인수구역에 위치한 3단 트랩도어를 차례로 열고 30톤 이송카트를 이송시킨후 차례로 닫는다.

1.2 30톤 고정 호이스트

- 조사재를 담은 케스크가 트레일러에 실려 케스크 인수구역으로 접안되면 트레일러로 부터 들어올린다.

1.3 30톤 이송 카트

- 트레일러를 밖으로 빼내고 카트를 케스크 하부로 중심이 맞게 이동시킨후 카트상에 안치하여 제염실로 이송한다.

1.4 케스크의 세척 및 lid 해체

- 케스크 외부 세척자는 비닐백이나 타이백을 입어 케스크 세척시 오염방지대책을 강구하고 탈염수 Spray gun으로 외부세척을 세밀하게 시행한다.
- 세척이 끝나면 토오크 렌치를 사용하여 케스크 lid bolt를 완전히 제거한다.
- Cart를 풀 사이드로 이동시킨다.

1.5 30/5톤 천정 크레인

- 크레인에 캐스크 handling tool을 달아 Cart로 부터 캐스크의 lug를 걸어 들어올린다.

1.6 풀

- 풀물속의 캐스크 안치대로 하역한후 Lid를 제거하고 조사재를 꺼내어 집크레인을 이용하여 버켓엘리베이터 위치로 이동한다.

1.7 버켓 엘리베이터

조사재를 버켓에 넣어 핫셀로 상승한다

1.8 1톤 인셀크레인

- 원격조종기로 1톤 용량의 인셀 크레인을 이용하여 조사재를 버켓으로부터 꺼내어 핫셀 작업대상에 안치한다.

2. 조사재를 핫셀로 부터 외부로의 반출시는 반입순서의 역순으로 캐스크가 풀어서 꺼내어질 때 풀물 상부에서 탈염수 라인으로 캐스크 외부 제염이 선행되어진 후 물기를 제염지로 닦고 제염한 후 카트에 옮겨져야 한다.

3. 운전조건, 점검 및 준비사항

조사재수송용기를 반입/반출 하기전에 점검할 사항은 다음과 같다.

3.1 방사선안전관리

- 조사재수송용기의 인수시 오염상태를 확인하고 그 수치를 기록, 관리한다. 조사재수송용기의 반출시에도 이를 적용한다.
- 방사선작업종사자의 오염상태 확인 및 작업시간의 결정

3.2 유틸리티의 정상가동

- 전기공급상태, 탈염수, 압축공기 공급라인 가압상태, 공기조화설비의 정상가동확인

3.3 반입/반출

- 조사재의 인수, 하역, 세척 및 저장 그리고 반출에 관련된 모든 시설 또는 기기의 운전 및 유지·보수에 관한 임무수행.

3.4 크레인

- 30톤 고정 호이스트 및 30/5톤 천정 크레인의 관리 및 작동상태 확인.
- 조사재수소용기를 들고 내릴수 있는 용량에 맞는 와이어 로프 또는 special tool 준비.

3.5 풀물의 수조수위는 8.30 m 이상 유지상태 확인.

3.6 1톤 버켓 엘리베이터의 가동상태 확인.

3.7 M1 핫셀의 rear door, roof door, crane gate, crane door 및 sample door는 close되어 있어야 한다.

3.8 조사재의 취급전에 취급장비에 대한 사전 점검 및 정상운전 상태를 확인한다.

4. 비상사태 발생시 처리사항

4.1 방사선 사고

- 방사능 누출의 가능성이 있는 경우에는 즉각 대피로를 따라 대피한후 방사선 안전관리요원에게 보고하고 필요한 조치를 행한다.
- 방사성물질의 누출이 있는 경우에는 주변을 차단하고 방사선 안전관리 규정에 의한 조치를 취한다.

4.2 케스크의 전복사고

- 케스크의 lifting 및 하역도중 와이어로프의 절단이나 handling tool의 파손등으로 캐스크의 전복사고가 발생될 것에 대비하여 사전조치가 강구되어야 한다.

5. 참고문헌

1. 노성기 외 "조사재시험시설 건설", KAERI/RR-880/89, 과학기술처, 1989.
2. 하나로 안전성 분석 보고서, 조사재시험시설 부분(SAR)

풀물하에서 조사연료 및 캡슐 취급용 Jib Crane에 대한 고찰

송웅섭*,정양홍, 김희문, 안상복 ,주용선
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

조사재시험시설의 캐스크리시빙 (써비스)구역에는 풀(3m(h)x6m(w)x10m(d))이 설치되어 있다. 풀에 하역된 조사재수송용기에서 조사연료, 하나로 fuel, 노재료, 시편 및 캡슐등을 취급하기 위한 장비로 풀사이드 수직벽 상부에 설치하여 수송용기에서 내용물을 꺼내어 핫셀내부로 인입하기위한 1톤 버켓 엘리베이터에 넣기 위하여 사용하는 것으로 캐스크 안치대로부터 버켓구역까지 3m x 6m 풀단면 전체를 카버하며 핫셀에서 꺼내어 반출 할 때도 마찬가지이다. 써비스 구역에 30/5톤 over head crane이 설치 되어 있으나 이는 일반 기기 및 장비의 운송용으로 fuel handling 의 사용 목적에는 부합되지 않으므로 보다 안전한 작업을 수행하는 전용 취급장비에 대하여 기술하였다.

1. 장치의 설계 및 규격

(1) 1) Bracket

(2) 기본칫수 및 규격 : 0.25톤 용량의 무게를 충분히 지지할수 있는 구조이어야 하며 핫셀 rear쪽 콘크리트 벽면에 총 12개의 세트앙카로 단단히 부착되어 흔들림이나 진동시 충분한 강성을 유지할수 있다. 브라켓트에는 회전장치가 부착되어있어 I 빔의 slewing 동작이 수동조작으로도 원활히 이루어질수 있다.

(3) 2) 거어더

(가) I빔 타입으로 0.25톤 용량을 지지하며, 0.25 톤 전동 체인호이스트가 장착되고 스토파가 장착되어 주행동작을 제어할수 있다. 또한 주행동작시 페인트가 벗겨져 풀로 떨어지는 것을 방지하기 위하여 특별한 조치를 하였다.

(4) 3) 전동 호이스트

(가) ①규격은 0.25톤 x 3m x 6m로 높이 제어는 약 2m이며 호이스트에는 과부하장치가 부착되어 있고, 체인타입이다.

(5) ② 호이스트에는 주행장치가 되어 있으며, 콘트롤 push botton이 장착되어 있고 slewing용 체인이 거어더 끝단에 달려있다.

(6) 4) 회전장치

(7) 브라켓트에는 볼 베어링을 사용한 회전장치가 부착되어 거어더 끝단에서 slewing 용 체인을 당기어 회전시킬 때 동작이 부드럽고 소음이나 진동등이 없다. 또한 유지보수, 관리가 용이하며, 볼트의 풀림을 방지하는 로크핀이 설치되어 있다.

(8) 5) Tie rod

거어더의 처짐을 잡아주는 rod로 직경 25mm, 길 1390mm, 2개로 거어더의 끝단에서 볼트로 연결되어 중간부위에서 턴버클너트와 연결되고 반대부위는 상부 고정 브라켓트 회전장치에 볼트로 연결되어 거어더에 걸리는 모멘트를 잡아주며 턴버클너트를 조절하여 거어더의 수평을 조절한다.

(9) 6) 재질

전동체인 호이스트를 설치하기 위한 모든 재료는 SS41 탄소강으로 표면은 방청페인트로 밑칠을 한후 페인트로 도포하였다.

7) 규격 및 사양 : 0.25 ton x 3m x 440 V

8) 품질등급

System/Principal Component	Safety Class	Seimic Category	Quality Class	Remark
Jib Crane	NA	Non	Non	

(10)2. 장치의 제작

가. 제작전에는 현장검토를 거쳐 상하크기, 설치높이등을 고려하고 주요제작공정 및 세부사항은 기술협의를 거친후 진행하였다.

3. 장치의설치

나. 3.1 장치의 설치전에 설계도를 제출하고 승인 제작도면에 반영하여야 할 사항은 다음과 같다.

(1) 1) Jib crane 설치도 및 Supporter

(2) 2) Bracket, I빔, 0.25톤 와이어 호이스트, 상부 rib등

(3) 3) Controler(push botton)가 설치전 제품의 검사를 받아야 한다.

다. 3.2 설치시 풀사이드에서 콘크리트 드릴링 및 앙카링작업이 진행되는 만큼 풀로 이물질이 떨어지지 않도록 비닐로 풀을 덮었으며 크레인에 카트를 매달아 카트에 사람이 타고 작업을 진행하였으며, 크레인 운전을 하는 사람을 포함하여 최소 3명이상이 작업에 투입 되었다.

라. 3.3 설치후 정리정돈 및 청소를 깨끗이 하여야 한다.

4. 현장시험

장치의 설치가 모두 완료되어(그림1참조) 운전중 점검리스트에 따라 시운전을 시행하였으며 이상유무 체크 리스트를 만들어 체크하고 운전한후 수정보완 하였다.

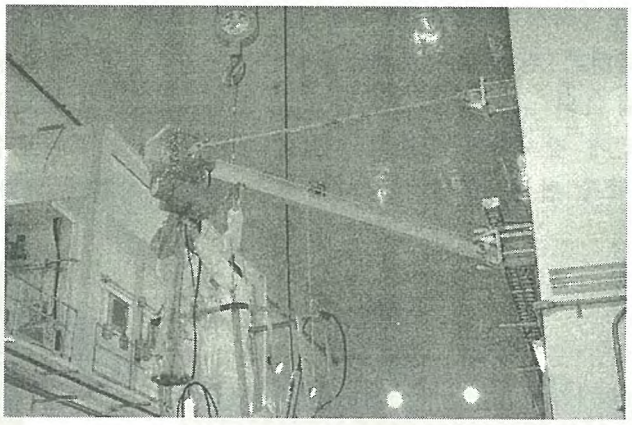


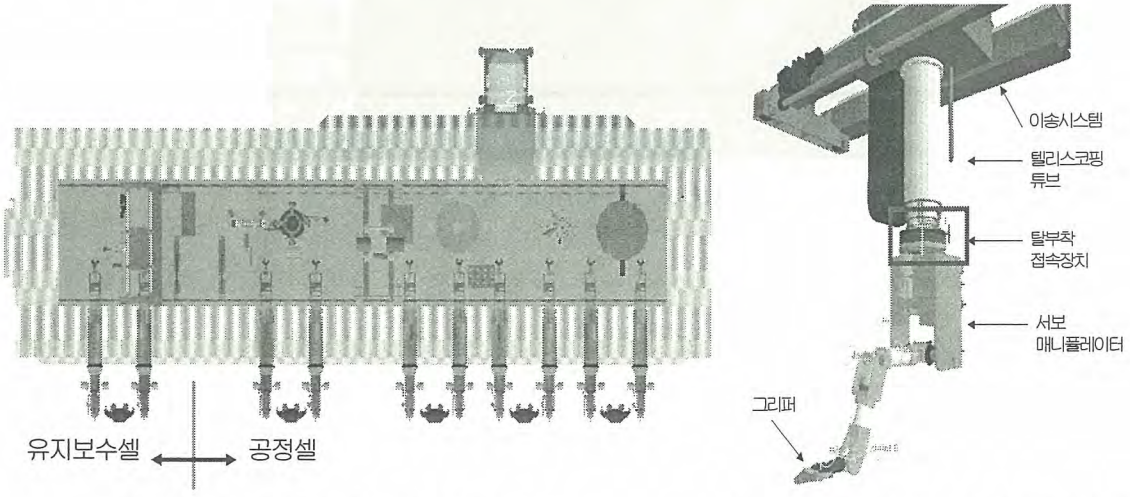
그림 1 Jib Crane 설치도.

가상핫셀에서 천정이동 서보매니퓰레이터의 유지보수

김성현*, 송태길, 박병석, 진재현, 윤지섭
*한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

컴퓨터를 이용한 CAD 설계 기술의 급격한 발전에 따라 3차원 그래픽 기술을 응용하여 가상 공간상에서 공정장치의 구조, 구동 및 공정을 검증하는 기술이 활발하게 도입되고 있다. 물리적인 실물 모형 대신에 가상 프로토타입핑(Virtual Prototyping)을 이용하여 컴퓨터 안에서 실제 시설의 구조 및 외형뿐만 아니라 장치들의 조립과정에서의 조립성, 기기의 동작특성 및 대규모 공정의 전 과정을 모사하여 실제 장치에서 발생할 수 있는 문제점을 보완하고 있다. 또한 실제 시설의 구축이전에 공정에 대한 시뮬레이션을 함으로써 실제 시설을 구축하는데 발생할 수 있는 문제점들을 사전에 파악하여 해결방안을 도출하고 있다. 또한, 작업공정에 대한 시뮬레이션을 비주얼 환경(visual environment)에서 시각적으로 보여줌으로써 공정에서 발생되는 문제점 및 과정을 직관적인 이해하게 되었다. 본 연구에서는 차세대관리 공정을 3차원 모델링 하여 가상환경을 구축하였고, 차세대관리 공정에서 발생될 수 있는 장치 고장에 대한 유지보수 공정을 시뮬레이션으로 구현해 봄으로써 유지보수 공정의 절차의 적합성, 유지보수 가능성을 점검하고자 하였다.

고방사성 핵물질을 취급하는 차세대관리공정은 핫셀 내에 설치된다. 또한, 핵물질 취급, 각종 실험 장치를 원격으로 조작 및 유지보수를 수행하는 마스터-슬레이브 매니퓰레이터가 핫셀 벽면에 설치된다. 기계식 마스터-슬레이브 매니퓰레이터의 작업영역은 공정장치의 배치, 공정운전 및 유지보수에 조작에 필요한 공간 확보에 중요함으로써 본 연구에서 마스터-슬레이브 매니퓰레이터를 3차원 모델링하여 구동특성에 따른 기구학 및 구동범위를 정의하여 작업영역을 분석하였다. 핫셀의 가상환경을 구축하기 위하여 서보매니퓰레이터, 공정장치, 핫셀 등을 실제 크기로 모델링하여 가상공간상에 그림 1의 a와 같이 배치하였다. 천정이동 서보 매니퓰레이터는 이송시스템과 텔리스코핑 튜브 시스템에 장착되어 있으며 서보매니퓰레이터의 유지보수를 위해 텔리스코핑 튜브에서 탈착하기 위한 탈착 접속장치에 그림 1의 b와 같이 부착되어 있다.



(a) 3차원 그래픽으로 구성된 가상핫셀 (b) 서보 매니퓰레이터의 그래픽 모델

그림 1. 가상환경의 차세대관리공정.

본 연구에서는 서보 매니퓰레이터가 고장이 났을 경우를 가정하여, 유지보수 공정을 시뮬레이션하고 유지보수 절차에서 발생할 수 있는 문제점을 점검하고 유지보수를 위한 작업환경을 검증하고자 한다. 핫셀 안에 설치되는 장치들은 원격으로 장치 조작 및 고장이 발생되었을 때 유지보수를 고려하여 모듈화를 적용한다. 선정된 보수 대상의 모듈에 대해서 인양 고리, 간섭문제, 장비 접근, 취급 장비의 모듈중량 등을 고려하며, 보수대상에 대한 분해 및 조립 방안을 분석하게 된다. 유지보수 공정에 대한 시뮬레이션을 수행할 때에 핫셀 안에서 이루어지는 원격 유지보수 작업은 실제 상황과 동일하게 수행되어야 하기 때문에 시뮬레이션을 수행하기 전에 모든 장치들의 구조, 기능 및 동작을 파악하고 예상되어지는 작업절차를 수립하였다. 작업절차에 따른 시나리오를 작성하여 그림 2와 같이 유지보수 작업을 시뮬레이션을 구현하였다.

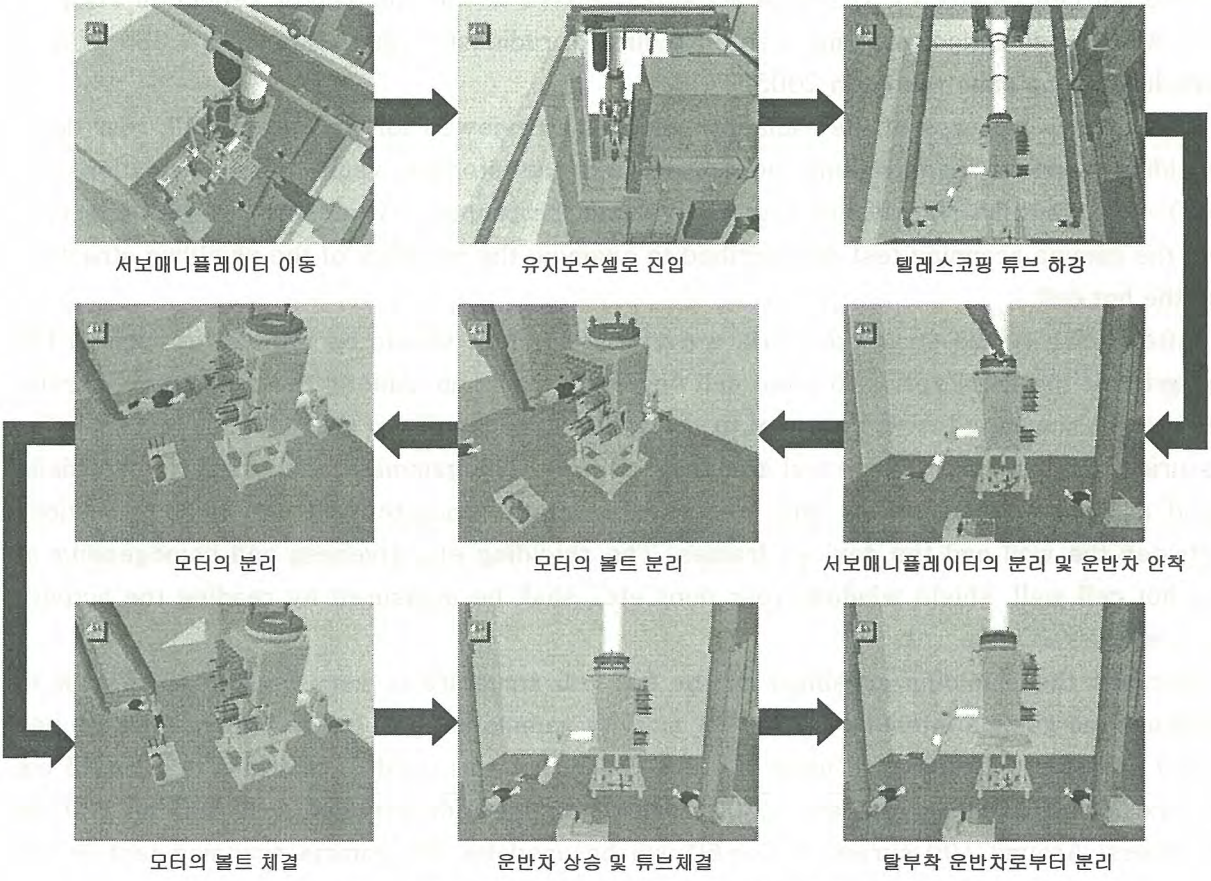


그림 2. 서보매니퓰레이터의 유지보수 전산모사.

본 연구에서는 시뮬레이션을 구현하면서 마스터-슬레이브 매니퓰레이터의 이동경로와 작업 대상의 위치에 따른 작업 및 접근가능성에 대한 자료를 생산하여, 실제 유지보수 작업을 수행에 할 때에 필요한 검증 자료를 도출할 수 있었다. 또한, 가상환경에서 수행되는 유지보수 공정을 작업자가 미리 봄으로써, 작업절차에 대한 이해를 줄 수 있는 교육 자료로 활용될 수 있다.

Homogeneity Test on Heavy Concrete Shield Wall for ACP Facility

il Je CHO, Gil Sung YOU, Won Myung CHOUNG, Jeong Hoe KU,
Dong Hak KOOK, Eun Pyo LEE, Seong Won PARK
Korea Atomic Energy Research Institute, P.O. Box 105 Yuseong, Daejeon 305-600, Korea

Summary

The hot cell facility for research activities related to the electrolytic reduction of spent fuel, which is designed to permit a safe handling of radioactive materials up to 1,385 TBq, is scheduled to be constructed in 2005.

The design features of the radiation safety are reviewed for the shield wall, rear door, shielding window, penetrations, toboggan, and the storage vault. The calculations by QAD-CGGP and MCNP-4C are used to evaluate the proposed engineering design concepts and the gamma scanning test is described to examine the integrity of the shielding structure for the hot cell.

After finishing the structure work, a performance test should be fulfilled to confirm the integrity of the facilityprior to a hot cell operation start-up. Among the performance tests, the gamma scanning test is essential to check the homogeneity of the shielding materials for assuring the absence of voids and a uniform density. The gamma scanning test is especially good at detecting any voids and cracks in a heavy concrete wall and finding crevices between the wall and the devices frames. The shielding effectiveness and homogeneity of the hot cell wall, shield window, rear door etc., shall be measured by reading the activity level of the radiation.

Because the shielding capability of the hot cell structure is very high, it is difficult to measure the gamma intensity with a low activity gamma source. In the IMEF cases, 30 and 1,600 Curies of Co-60 were used in 1993. 30 Curies was used to test less than an 85 cm thickness of heavy concrete and 1,600 Curies was used for between a 90 cm and 120 cm thickness. Around 100 curies of Co-60 will be used for the gamma scanning test in our case.

The item lists and testing points for the gamma scanning test are shown in Table 1. The hot cell wall except for the rear side will be tested in every 250 mm ? 250 mm square, and the rest in every 500 mm ? 500 mm square. Fig. 1 shows the schematic diagram of the gamma scanning test for the 'ACP Facility' wall using a Co-60 source.

Table 1 Determination of the measuring points and the interval distance between the checking points for the principal equipment on the hot cell wall

Equipment	The number of points and interval between checking points
Hot cell wall - Front and Flank side - Rear side	 900 mm to 2800 mm elevation from bottom: 250 mm ? 250 mm 900 mm to 2800 mm elevation from bottom: 500 mm ? 500 mm
Radiation shielding windows	2 or 4 points Window frame/wall interface: 250 mm
Rear doors	Inner frame region: 500 mm ? 500 mm Door frame/wall interface: 250 mm
Wall tube	Wall tube/wall interface: 2 points per each Manipulator tube/wall gap: 4 points per each
Shielding screw	One points for shielding screw Shielding screw frame/wall gap: 2 points per each
Penetration assembly	2 points per each
Toboggan	2 or 4 points Toboggan frame/wall gap: 4 points per each

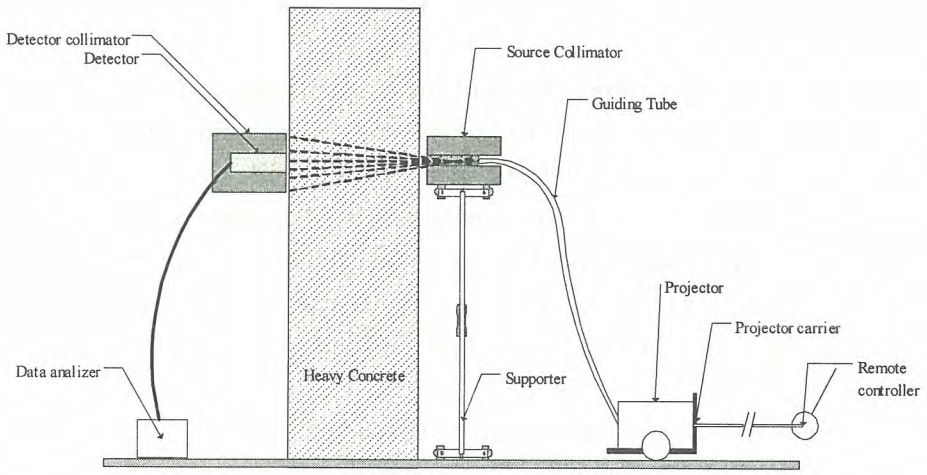


Fig. 1 Schematic diagram of the gamma scanning test for the 'ACP Facility'.

20 kg U_3O_8/batch 규모의 장치를 이용한 전기화학적 금속전환 시험

오승철, 홍순석, 이원경, 강대승, 서중석, 박성원
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

한국원자력연구소에서는 산화물 형태의 사용후핵연료를 용융염 매질에서 금속으로 전환함으로써 사용후핵연료의 발열량, 부피 및 방사능을 1/4로 감소시킬 수 있는 전기화학적 금속전환공정을 개발하였다. g 규모(3 - 40 g U_3O_8/batch)의 기초실험을 통해 공정개념을 확립하고 5 kg U_3O_8/batch 규모의 장치에 대한 성능평가로부터 scale-up 설계 자료를 확보하였으며, 이를 토대로 20 kg U_3O_8/batch 규모의 장치를 설계, 제작하여 성능평가를 수행하였다. 고온의 LiCl-Li_2O 복합용융염 매질에서 U_3O_8 분말로 충전된 다공성 마그네시아 용기 및 스테인레스강 고체전극으로 구성된 일체형 음극과 백금 재질의 양극을 사용하였으며, 화학양론적으로부터 산출된 전하량을 공급할 때까지 LiCl의 분해전압에 도달하지 않았다. 열중량 분석(TG)으로부터 우라늄 산화물은 거의 우라늄 금속으로 전환됨을 확인할 수 있었다.

The Effect of Lanthanide Oxides on the Electrorefining Process

In-Kyu Choi, Young-Hwan Cho, Taek-Jin, Kim, Kwang-Young Jee
Korea Atomic Energy Research Institute
Kyu11@kaeri.re.kr

Effective storage of spent fuels from PWR and the transmutation of long-lived nuclides are of great concern in Korea. To do these, reduction process of oxide fuels to the metallic forms and electrorefing process of crude metal are essential. Electrorefining process has been developed for the refining of spent metallic fuels by ANL. During the process, spent metallic fuel was electrochemically dissolved in the anode basket to give rise to corresponding chloride compounds. When uranium and heavier actinides are removed from the salt electrochemically, they are contaminated by lanthanide salts which are also dissolved in the bath.

Reduction of oxide fuels in LiCl molten salt has been studied in many countries. While most elements in the spent oxide fuel are converted to the metallic forms, many lanthanide oxides, such as Nd, Gd, and Y, remained as mixed oxide with lithium ion which are known to be decomposed at the low Li2O concentration. Since the electrorefining process was developed for the metal fuel without oxygen and oxides, the effect of lanthanide oxides on the process was not studied yet

To evaluate the effect of lanthanide oxides on the electrorefining process, solubility properties of some lanthanide mixed oxideswere measured in LiCl-KCl eutectic mixture at 450 C which is the operation temperature of the processand both positive and negative effects of lanthanide oxides on the process are described.

핵사찰 환경시료의 우라늄 미세입자 분석을 위한 Laser ablation/ICP-MS 이용 타당성 검토

한선호, 하영경, 표형열, 전영신, 박용준
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

핵연료주기시설 주변의 환경시료 또는 swipe sample 중에 존재하는 우라늄의 동위원소비는 핵연료주기시설의 활동을 판단하는 자료가 된다. 특히 미세입자 중의 동위원소비 측정기술은 보다 정확한 정보를 제공하므로 이러한 극미량 측정이 가능한 장비가 요구된다. 외국의 경우 SIMS(secondary ionization mass spectrometry) 및 SN/LIMS(Sputterd neutral/laser ionization mass spectrometry)등을 이용하여 미세입자중의 우라늄 동위원소비 측정기술을 확립하고있다.

본 연구에서는 Laser ablation/ICP-MS를 이용하여 미세입자 중의 우라늄 동위원소비 측정기술을 검토하고자 하였다.

Laser ablation/ICP-MS의 최적조건을 검토하기 위하여 lexan 표면에 분포되어있는 우라늄시료 에서 U-238의 peak를 검출하였다. sample gas flow rate(0.7 - 1.2 L/min)는 1 L/min, laser power(15% - 24%)는 20%, repeatation rate(Hz 1 - 20)는 20 Hz, ablation time(0.2 - 2 sec)은 1 sec, sampling time(0.06 - 0.3 sec)은 0.1 sec일 때 최적이었다.

우라늄 동위원소비 측정 정밀도를 검토하기위하여 우선 60 um 정도 크기의 우라늄금속 한 입자에서 5회 씩 검출하였다. U-235 농축도가 각각 0.71% 및 19.9%인 시료를 측정한 결과 정밀도(RSD%)가 2.9% 및 3.8%로 각각 나타났다. 10 - 15 um 크기의 우라늄금속입자를 lexan 판 위에 준비하여 한 입자당 우라늄 동위원소비를 측정하였다. U-235농축도가 0.2%인 입자 5개를 측정한 결과 정밀도(RSD%)가 8.3%이었다. 또한 환경 중에 존재할 수 있는 미세입자를 고려하여 SiO_2 입자(10 - 15 um)에 우라늄이 도포되어있는 시료(U: 0.05 ng)중 우라늄의 동위원소비를 측정하였다. U-235 농축도가 1% 인 입자를 측정한 결과 정밀도가 10.5%로 나타났다. 이상의 결과로 부터 laser ablation/ICP-MS 측정장치를 이용하여 미세입자 중 우라늄 동위원소비 측정이 가능함을 확인하였다.

Lead Shielded Laser Ablation System for the Micro Analysis of Radioactive Material

Yeong-Keong Ha, Sun-Ho Han, Ki-Chul Han, Kwang-Yong Jee, Won-Ho Kim
Nuclear Chemistry Research Division, Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Duk-Jin Dong, Yuseong, Daejeon, 305-353, Korea

In nuclear industry, burn up measurement by analysis of the fission monitors in a spent fuel and determination of the radial distribution of the fission product are essential for the operation of a reactor. Most analytical techniques for the burn up measurement are based on the dissolution of solid samples. The preparation procedures of solid samples have a lot of problems affecting the accuracy of the results such as incomplete dissolution of sample, precipitation of insoluble elements, loss of volatile elements during heating, and sample contamination during the preparation. In addition, concerning the radial distribution of the fission products from core to rim in the spent fuel, the analytical method based on the dissolution of solid materials is inadequate.

Direct analysis of solid sample by laser sampling could solve the problems referred above. Probing the sample with laser beam provides a mean for studying the spatial distribution of fission products from core to rim in the spent fuel due to its spatial resolution. The advantages of laser sampling are as follows: avoiding the chance of contaminating the sample, reducing (or eliminating) the sample preparation, and analyzing the sample in micrometer scale. Thus, we developed the laser ablation system for the direct analysis of the fission monitors and their radial distribution in a spent fuel. In this work, to analyze the radioactive solid materials, the laser ablation system was shielded with a glove box. From the ORIGEN-2 code, the dose rate was calculated regarding the radioactivity up to 1 Ci is in the 900x900x1000(height) mm glove-box. Lead (70mm thick) was chosen for shielding material regarding the shielding capability and its cost. The laser ablation system developed in this laboratory at KAERI was installed and optically aligned.

수용상에서 TRU와 Acetohydroxamic acid의 착물화

정동용, 이일희
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

방사성 폐기물로부터 TRU 핵종을 분리하는 경우 일반적으로 대상 핵종의 친화력을 더욱 증진시키거나 또는 다른 핵종에 비해 상대적으로 친화력을 더욱 떨어지도록 하여 분리도를 향상시키게 된다. 유기 추출제에 의한 용매 추출법, 이온수지 사이의 화학적 포텐샬 차를 크게 이용하는 이온 교환법, 용해도 차를 이용하는 침전/결정화법 등의 화학적 방법과 전기 화학적 포텐샬 차를 이용하는 전기 화학적 방법 등이 TRU 분리방법으로 사용되고 있다. 이와 관련하여 최근 선진국에서는 TRU 원소의 군/개별 분리.정제 등의 분리방법에 자연 친화적인 CHN/CHON형의 추출제나, REDOX 반응/착화 반응을 함께 동반시키는 REDOX 착화제를 사용하고, 전기화학적 salt-free 분해 처리기술 등을 개발하여 2차 폐기물의 부피를 줄이면서 공정을 단순화시키고, 분리 효율을 향상시키는 등의 신 분리기술을 개발하는 방향으로 연구가 진행되고 있다. 한편 미국 등에서는 고준위폐기물의 부피 감용으로 인한 처분 비용 감소 등의 목적으로 하는 연구가 활발하게 진행되고 있다. 이의 일환으로 자연친화적 착화제인 AHA(acetohydroxamic acid)를 사용함으로써 사용후핵연료로 부터 Pu/Np과 U의 상호분리도를 향상시켜 우라늄을 C class 수준의 저준위폐기물로 간주할 수 있는 우라늄 추출공정을 개발하고 있다. 이때 TRU와 AHA 간의 REDOX 반응과 착화 특성은 매우 중요한 자료이다. 이를 위해 본 연구팀에서는 TRU와 AHA간의 착화 연구의 일환으로 분광광도계에 의한 흡광도 결과로부터 착물 안정도상수(stability constant)를 구하는 연구를 수행하고 있다. 그 결과의 일부로 여기서는 우라늄과 AHA 간의 착화 특성을 보기 위한 실험의 하나로, 얻어진 흡광도 스펙트럼 결과로부터 SQUAD 컴퓨터 프로그램을 이용하여 1.0M $NaClO_4$ 용액에서 UO_2^{2+}와 AHA 간의 착물 안정도상수 값으로 $\log\beta_1=7.22$, $\log\beta_2=14.89$, $\log\beta_3=22.51$ 을 얻었다.

PWR 핵연료 crud의 전자현미경 분석

권형문, 이은표, 서항석, 최인규, 전용범, 이찬복
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

원자력발전이 우라늄자원 소모량과 사용후핵연료 발생량을 줄이고 운전비용을 절감하기 위한 고연소도-장주기 운전 환경을 지향함에 따라 1990년대 중반 이후 고연소도 핵연료에 대한 안전성 검증 연구가 세계적으로 수행되어 오고 있다. 고연소도-장주기 운전은 소결체 외곽부의 조밀한 결정립과 높은 기공도를 나타내는 HBS(High Burnup Structure), 연소도에 지수함수적인 증가를 보여주는 FGR(Fission Gas Release)의 특징과 함께 1차 계통에 부유하고 있는 corrosion product가 피복관에 침착되어 냉각수의 흐름을 방해하고 핵연료의 열전달에 영향을 주는 crud 형성의 특징을 보여준다.

이 연구는 고연소도 핵연료에서 발생한 crud의 입자 형태 및 화학조성에 대한 1차적인 연구이다. Crud 입자 형태는 핵연료를 디스크 형태로 절단하여 마운팅하고 연마한 후 전자현미경으로 관찰하였고, 화학조성은 테잎으로 핵연료봉 표면에 있는 crud를 떼어내어 브라스 마운트에 고정한 후 EDS(Energy Dispersive Spectroscopy)를 이용하여 측정하였다.

그림 1은 봉평균연소도 56.6 GWd/tU인 연료봉에서 관찰한 crud 사진이다. 시편은 봉 하단에서 3348 mm 위치의 시편이며, 전자현미경 2,000배로 관찰하였다. Crud는 보다 작은 입자 띠(band) 내부에 1 μm 정도의 모서리가 각진 형태의 결정구조가 포함되어 있는 형태로 나타난다.

그림 2는 연료봉 표면에 있는 crud 입자를 EDS로 측정한 스펙트럼이다. 스펙트럼을 이용하여 성분분석한 결과 Fe-Ni-Cr의 상대적인 비율은 50.2wt%-47.9wt%-1.9wt%로 나타났으며, Ni/Fe ratio는 일반적인 BWR인 경우 0.4인데 비해 높은 값인 0.95로 나타났다. Crud의 주 결정조직은 hematite(Fe_2O_3)와 trevorite($NiFe_2O_4$)로 이 비율은 두 결정조직의 형성분율을 시사한다고 말할 수 있다.

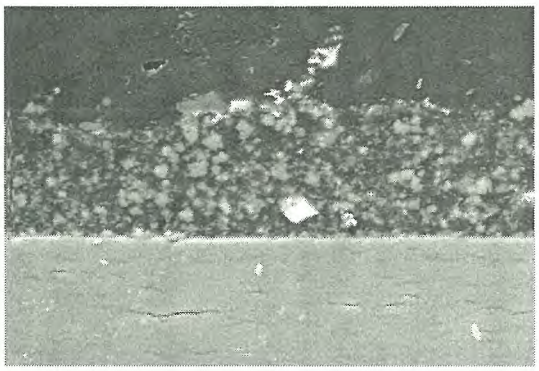


그림 28 Morphology of fuel crud
(SEM 2,000X)

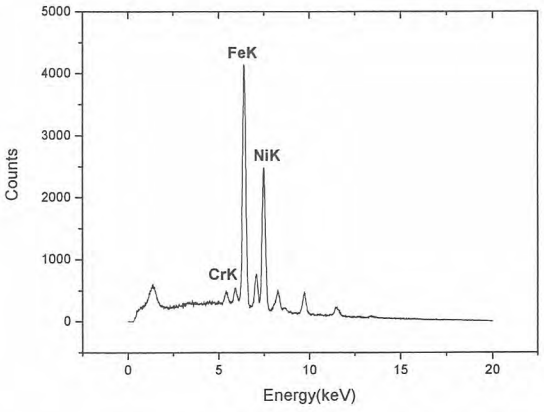


그림 29 Crud 입자의 EDS spectrum
(accelerating voltage: 20kV)

Micro-XRD 시스템 구성 및 미세빔 특성

박양순, 하영경, 박순달, 한선호, 지광용, 김원호
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

핵연료의 고연소 특성이 잘 나타나는 것으로 알려진 rim 부근의 미세 결정구조 변화를 측정하기 위하여 기존의 상용 XRD(X-ray diffractometer) 시스템을 개조하여 미세부위에서 X-선 회절패턴을 측정할 수 있는 Micro-XRD 시스템을 구성하였고, 생성된 미세빔의 특성을 검토하였다.

Micro-XRD 시스템은 X-선 미세빔 정렬장치와 시편 미세이동장치를 제작하여 구성하였다. 이때, 미세빔 정렬장치는 서로 마주보는 두 개의 Ni 금속거울과 exit slit으로 이루어진 미세빔 집광기(microbeam concentrator)를 vertical positioner(최대이동거리: 6 mm, sensitivity: 0.5 μm, repeatability: 2.5 μm)와 tilt table(tilt adjustment: ± 2.5°, sensitivity: 1.25 μrad)에 장착하여 거울의 상하, 기울기 조절이 가능하도록 구성하였다. 또한, 시편의 경방향 미세이동장치는 horizontal translator(최대이동거리: 12.7 mm, sensitivity : 0.8 μm, repeatability: 2.5 μm) 위에 시편홀더를 장착하고 XRD 시스템의 goniometer에 장착하기 위한 원판에 부착하여 assembly 형태로 구성하였다.

본 실험실에서 구성한 micro-XRD 시스템으로부터 얻은 미세빔을 검출기로 direct scanning(2θ = -1° ~ 1°)하여 빔의 세기 형태를 측정하였을 때 대칭성이 좋고 간결한 모양을 나타내었다. 또한 미세빔의 크기는 4,000 × 20 ㎛이었고, 시편 위치에서 공간분해능은 47 ㎛이었으며, 측정피크의 재현성은 2θ = 0.01° 이었다. 이 결과로부터 본 시스템을 이용하여 고연소사용후핵연료의 rim 영역에서 구조변화측정이 가능함을 확인하였다.

3차원 디지털 가상모형(Digital Mock-Up)의 실시간 인터페이스 모듈 개발

송태길*, 김성현*, 윤지섭*, 이상호**
* 한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
** 충북대학교, 충북 청주시 흥덕구 개신동 12번지

시뮬레이션이라 함은 미리 어떤 일을 실행해 본다는 것이다. 미리 실행해보는 일에 위험(risk)이 많이 잠재되어 있다고 판단될 때, 시뮬레이션의 가치는 돋보인다. 공장 생산라인의 물류 시뮬레이션, 단위 공정의 작업자 시뮬레이션, 로봇의 작업 시뮬레이션, 단위공정의 설비 시뮬레이션, 제품의 조립 검증 시뮬레이션, 유지보수와 관련된 시뮬레이션 등은 협의의 의미로 정의할 수 있는 디지털 메뉴팩처링(digital manufacturing) 시뮬레이션 이다. 특히 3차원 CAD 데이터를 보유하고 있으면 이러한 시뮬레이션을 3차원적으로 수행할 수 있으며, 엔지니어들은 많은 가치 있는 일을 손쉽게 수행할 수 있다. 즉, 크기는 적당한지, 부품과 부품간의 공간은 적당한 지, 혹시 작동할 때 서로 닿아서 문제가 생기지는 않는지, 또 조립은 잘 될지, 해체하거나 수리하기는 쉬운지 등을 비교적 쉽게 파악할 수 있다.

사용후핵연료를 취급하는 핫셀에서의 작업은 원격 취급 장비인 크레인, 기계식 마스터/슬래이브 매니퓰레이터(master-slave manipulator), 서보 매니퓰레이터(servo manipulator) 등을 이용하여 원격으로 작업을 수행하게 된다. 따라서 실증용 장치의 설계뿐만 아니라 핫셀 내 장치의 설치 전에 원격 작업에 대한 철저한 분석이 요구된다. 따라서 본 연구에서는 사용후핵연료 차세대관리 공정(ACP)을 대상으로 원격 작업환경과 유지보수성을 평가하기 위해 다쏘사의 ENVISION을 이용하여 3차원 디지털 가상모형(Digital Mock-Up, DMU)을 구축하고, 3차원 시뮬레이션을 통한 다양한 분석을 수행하고 있다.

DMU의 구축은 작업환경인 핫셀, 각각의 공정장치, 유지보수 장비 및 공구 등에 대한 3차원 모델을 구축하고, 이러한 모델에 기구학적 특성(kinematics)을 부여하여 가상 장치(device)를 설정한다. 그리고 이러한 가상장치를 작업환경과 같이 배치한 가상작업환경(work-cell)의 구축을 통해 DMU가 완성된다.

그러나 현재 개발 툴로 사용하고 있는 ENVISION과 같은 상용 프로그램은 여러 가지 정보들을 제공하고 있지만, 정작 사용자가 필요한 정보들은 소홀해질 수 있다. 또한 범용적인 프로그램이기 때문에 특정 대상물에 대해서는 그 기능을 완벽하게 수행할 수 없는 부분이 생긴다.

따라서 본 연구에서는 그림 1과 같이 ENVISION에서 모듈 개발을 위한 API(Application Program Interface)로 제공하고 있는 Axxess를 이용하여 Microsoft Visual C++ 상에서 인터페이스 모듈을 개발하였다. 개발된 모듈은 DLL(Dynamic Link Library)로 구현되어 ENVISION의 수행 시에 3차원 가상작업환경과 결합되며, ENVISION 그래픽 엔진의 callback 함수를 이용하여 실시간 정보교환이 가능하도록 하였다. 이러한 인터페이스 모듈의 개발을 통해 3차원 그래픽 시뮬레이션 수행 시, 사용자에게 필요한 유용한 정보만을 추출하여 제공할 수 있다.

이러한 3차원 디지털 가상모형의 인터페이스 모듈을 추가적으로 개발하여 사용자의 편의성과 정보 제공을 증가시키고, 향후 사용후핵연료 차세대관리공정의 핫셀 실증 시에 원격 작업자에게 유용한 정보를 제공할 수 있도록 모듈을 지속적으로 개발해 나갈 예정이다.

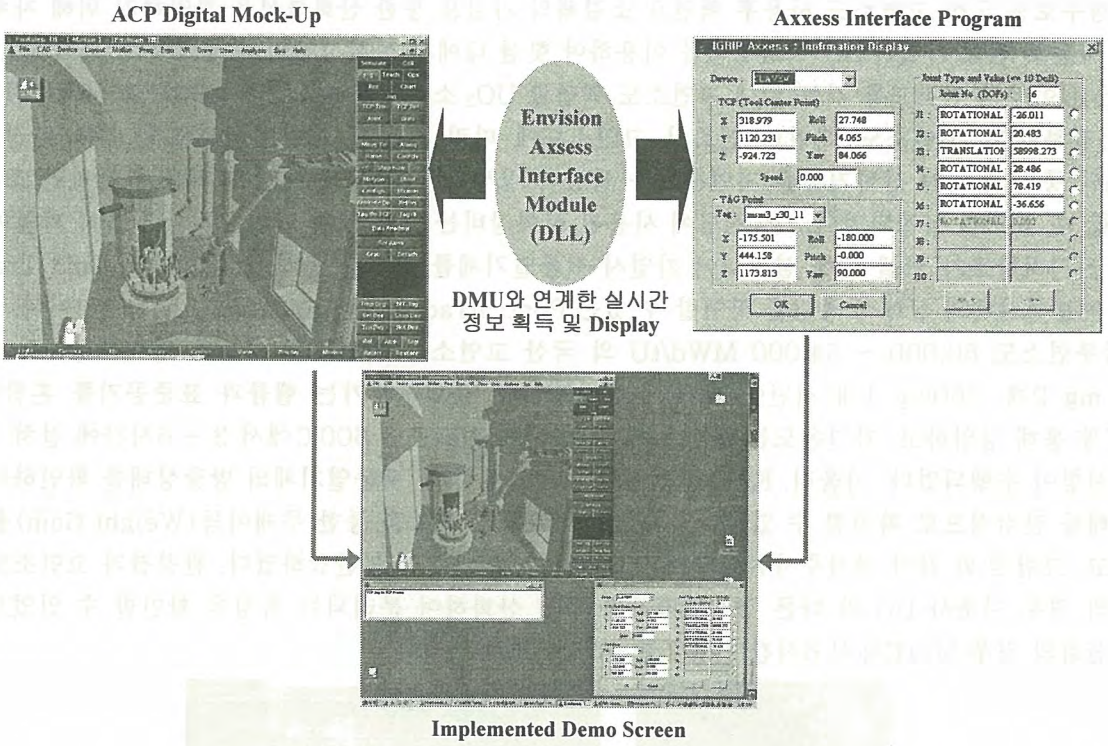
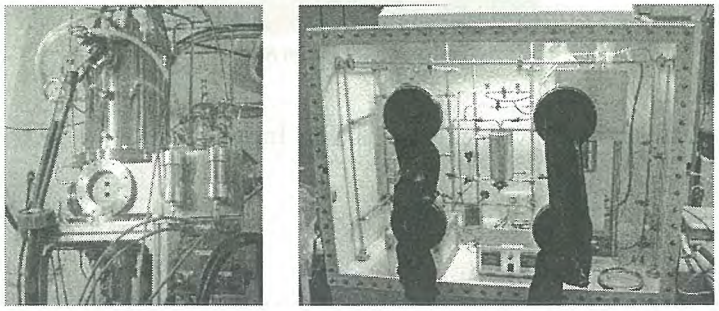


그림 1. ACP Digital Mock-Up과 개발된 Interface 모듈의 결합 및 실행 모습

국산 고연소도 사용후 핵연료의 가열 산화를 통한 미세조직 변화

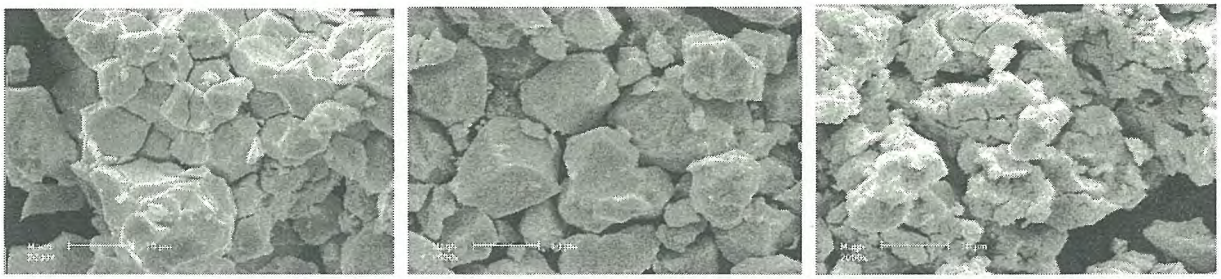
김대호, 이찬복, 정연호, 전용범
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150

경수로용 국산 고연소도 사용후 핵연료 소결체의 가열을 통한 산화특성을 확인하기 위해 자체 개발된 사용후 연료 가열(PIA) 시험장비를 이용하여 핫셀 내에서 산화시험이 수행되었다. 대략 60,000 MWd/tU이상의 연소도를 갖는 국내 고연소도 핵연료 UO_2 소결체를 450℃ ~ 600℃로 산화분위기에서 가열하였다. 고연소도 핵연료 산화시 고연소도에 따라 생성된 핵분열생성물에 의해 안정화된 U_4O_9의 중간 형태가 산화거동을 지연시키는 현상이 발생하며, 온도와 시간에 따른 종합적인 조건을 만족할 수 있도록 설정되었다. 본 시험에 사용된 시험장비는 그림 1.과 같이 1700℃ 까지 가열이 가능한 전기저항로가 핫셀 내에 설치되어 가열시 핵분열기체를 실시간 분석이 가능하고, Cold Trap을 통한 핵분열기체의 상대적 총량을 확인할 수 있는 Post-irradiation Annealing(PIA) 장비이다. 시험은 국부연소도 60,000 ~ 64,000 MWd/tU 의 국산 고연소도 핵연료의 시료로 덩어리형태의 대략 200 mg 2개, 360mg 1개 시편에 대해 수행되었으며, 산화분위기는 헬륨과 표준공기를 혼합하여 MFC를 통해 장입하고, 가열온도는 분당 10℃ 상승하여 450℃ ~ 600℃에서 3 ~ 6시간에 걸쳐 가열산화시험이 수행되었다. 아울러, Kr-85의 실시간 측정을 통한 핵분열기체의 방출상태를 확인하여 산화상태를 간접적으로 확인할 수 있었다. 시험 후 시료무게 측정을 통한 무게이득(Weight Gain)을 확인하고, 그림 2.와 같이 전자주사현미경(SEM)을 통한 미세조직을 관찰하였다. 관찰결과 고연소도 핵연료의 경우 미조사 UO_2와 다른 결정립경계가 우선 산화하여 분리되는 특성을 확인할 수 있었으며, 완전산화의 경우 500℃에서 6시간이 필요한 것으로 확인되었다.



a) 가열로 b) FG 포집 및 측정장치

그림 1. 핫셀 내 설치된 PIA 장비



a) 450℃ 3시간 b) 500℃ 2.5시간 c) 500℃ 2시간 600℃ 2시간

그림 2. 산화분위기에서 고연소핵연료 미세조직(SEM)

핵분열생성물 중 금속석출물과 산화석출물의 분석

정양홍, 김도식, 송웅섭, 유병옥, 이홍기,주용선
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

UO_2 핵연료가 원자로에서 조사되는 과정에서 우라늄이 핵분열로 소멸되는 대신 30 종류 이상의 핵분열생성물이 생성된다. 이들 핵분열생성물의 종류 및 농도는 여러 가지 조건에 의하여 변화되지만 주로 핵분열 대상원소, 임계 출력, 중성자 에너지, 조사기간과 냉각기간 등에 영향을 받는다.

핵분열생성물 중 휘발성 물질인 Cs, I 등은 연료와 피복관 간의 열전도도 감소 및 피복관 응력부식균열(stress corrosion cracking)에 의한 파손 원인이 된다.

핵분열생성물 중 금속석출물(metallic precipitate)과 산화석출물(oxide precipitate)의 핵연료 내 축적은 핵연료의 팽윤(swelling) 등 핵연료의 물성 변화를 일으키는 주요 인자이다. 특히 다량의 금속석출물 생성은 고연소도 핵연료의 성능을 변화시키는 주요 인자이므로 조사후시험에 있어서 금속석출물의 특성을 분석하는 것은 매우 중요하다.

본 연구에서는 화학적 조성을 알고 있는 모의 핵연료(simulated fuel)를 이용하여 EPMA 분석 절차 확립 및 측정의 정확도 향상 방법을 확립하였으며, 확립된 분석방법으로 한국원자력연구소 하나로에서 조사한 최대 선출력 61 kW/m, 평균 연소도 1,770 MWd/MTU, U-235의 농축도가 3.2%인 DUPIC(Direct Use of spent PWR fuel in CANDU reactors)핵연료에서 관찰된 금속석출물과, 모의 핵연료에서 관찰된 금속석출물과 산화석출물의 조성을 분석하였다. 그림 1과 2에 입계에 생성된 금속석출물과 조성을 나타내었다.

모의핵연료와 사용후핵연료에서 관찰된 금속석출물의 결정구조는 그림 3과 같으며, 문헌에[P.G. Lucuta] 의하면 ε-(Mo,Ru,Pd) metallic alloy hexagonal이며, a = 0.2745, c = 0.4403 nm인 격자크기를 갖는다. 시험에서 얻는 ε-phase는 전체 체적의 3.6%에 해당된다고 알려져 있다.

그림 2에서 우라늄의 조성이 0 wt.%인 석출물 조성 분석을 분석하였는데, 이는 기지재료인 우라늄의 조성을 완전히 제거된 상태에서 금속석출물의 조성만을 분석한 결과로서 금속석출물의 정확한 조성 분석을 할 수 있었다.

그림 4에 모의핵연료에서 관찰된 산화석출물의 cluster와 Image Mapping 사진을 나타내었다. Perovskite 구조를 갖는 산화석출물의 조성은 $BaZrO_3$였으며 결정구조는 cubic structure, a= 0.419 nm [T.Muromura] 로 확인되었다. 산화석출물은 경수로 핵연료에서 관찰되지 않았는데 이는 노내 연소온도가 소결온도인 1,700℃에 이르지 못했기 때문으로 판단된다.

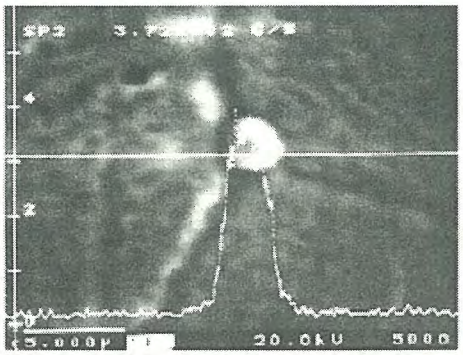


그림 36 입계에 생성된 금속석출물

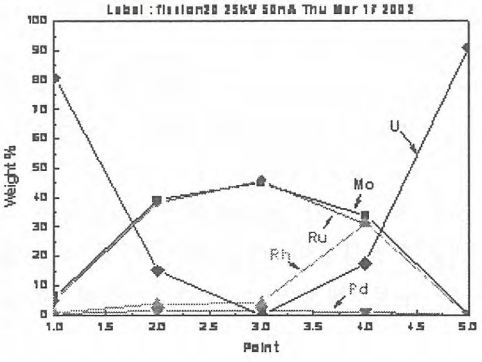


그림 37 금속석출상 조성 (Ø 2㎛)

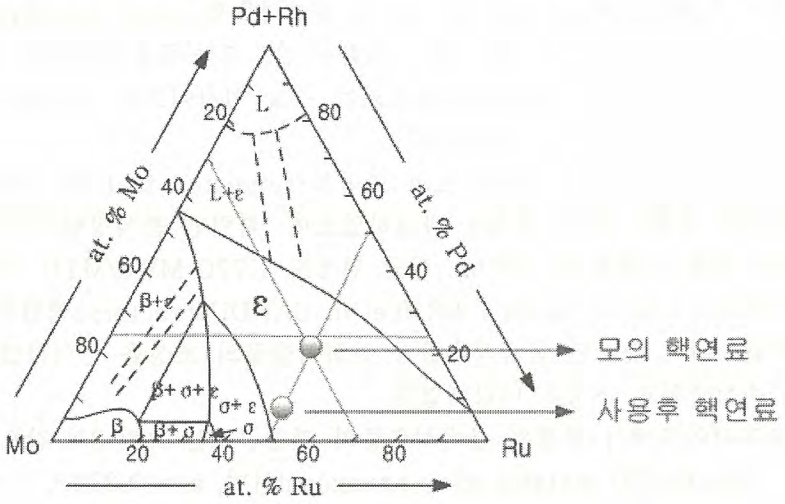


그림 38 Mo-Ru-Pd phase diagram at 1,700 ℃

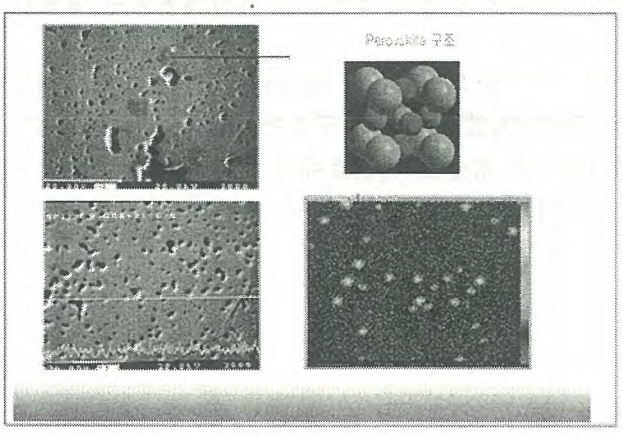


그림 39 산화석출상과 Ba Image Mapping

표 1. 산화석출물 조성

원소	wt. %	at. %
Ba	43.114	18.96
U	8.962	2.27
Zr	26.234	17.37
O	15.937	60.17
Total	96.515	

세륨의 전착과정중 양극 및 음극의 전압변화

권상운, 오준호, 우문식, 김응호, 유재형
한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

용융염을 이용하는 건식공정은 습식공정에 비해 2차 방사성폐기물의 발생량이 적고, 공정이 간단하며, 핵확산에 대한 저항성이 매우 크다는 장점 때문에 미래의 핵주기 기술로서 주목받고 있다. 소멸처리를 위해서는 사용후 핵연료 내에 존재하는 장수명 핵종군 원소들을 분리하고 소멸처리용 연료에 적합한 형태의 물리 화학적 형태로 전환시켜야 한다. 이를 위해 먼저 사용후 핵연료 원소들 중에서 소멸처리용 연료에 필요한 원소만 분리되어야 하며, 용융염 중에서 전기화학적으로 분리하는 전해정련 공정이 이용되고 있다. 전해정련 공정의 전극은 크게 양극, 기준전극, 고체음극 및 액체음극으로 구성되어 있다. 전해정련 공정의 원리는 우라늄, 희토류 원소, TRU 원소 및 귀금속 등으로 구성된 Ingot 형태의 양극의 전압을 조절하여 용융염으로 녹아나오는 우라늄을 고체음극에 전착시켜 제거하고, 나머지 원소들 중에서 TRU 원소들을 액체음극에 전착시켜 회수하는 것이다. 이 때 우라늄과 소량의 희토류 원소도 액체음극에 함께 딸려 나온다. 액체음극은 cadmium의 증발문제, 전해조 구조의 복잡성 및 분리계수가 낮다는 등의 문제점이 있다.

한국원자력연구소에서는 액체음극을 이용하는 기존 공정의 단점을 극복하기 위하여, 고체음극을 이용하려는 연구를 수행하고 있다. 본 연구에서는 고체음극에 대한 세륨의 전착과정중 양극 및 음극의 전압 변화 특성을 조사하였다. 실험에 사용된 장치는 Fig.1.에서처럼 열전대, 교반기, reference electrode, anode 및 cathode등으로 구성하였으며, LiCl-KCl 공융염의 녹는 온도보다 약 100℃ 높은 450°C에서 실험을 수행하였다. 용질은 TRU 대체물질인 세륨을 사용하였으며, 10-600mA의 전류를 전극에 가하여 전극의 전압을 측정하였다. Fig. 2에 시간에 따른 양극, 음극 및 cell 전압 값의 변화 모습을 나타내었으며, 안정화 된 후의 값을 읽었다.

전류-전압 변화 값을 전극재료 및 표면적을 달리하며 측정하였다. 100mA이상의 전류에서는 양극 및 음극 전압은 직선적으로 변화하며, 이보다 낮은 전류를 유지하면, 기울기가 달라지며, 재현성이 떨어졌다. 표면적을 크게 하기 위해 양극의 구조를 복잡하게 만들면 전압의 절대값이 커지는 양극효과가 관찰되었으며, 이는 발생된 염소 기체가 전극 표면에서 쉽게 이탈하지 않아 전극의 용융염과 접촉면적이 줄어들었기 때문인 것으로 추정된다.

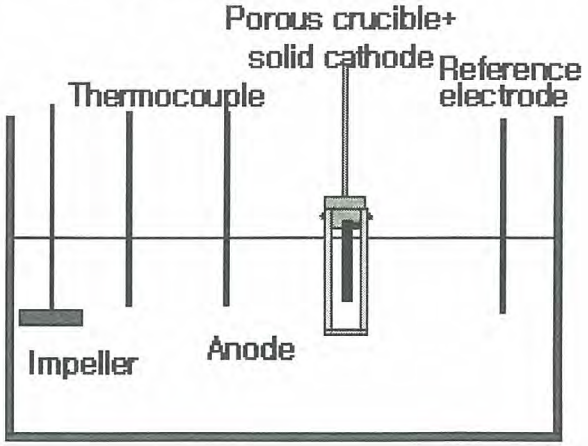


Fig. 1. Schematic drawing of experimental set-up for electrorefining process.

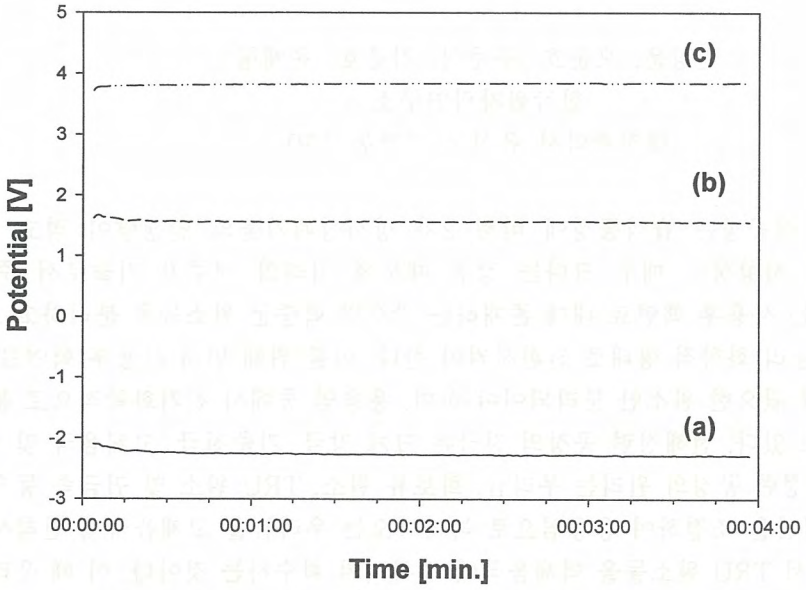


Fig. 2. Potentials of a) cathode, b) anode, and c) cell
(anode: glassy carbon, cathode: molybdenum, current: 300mA).

슬릿팅 방식의 절단 사용후핵연료봉 탈피복 장치 성능 개선 연구

정재후, 김영환, 홍동희, 진재현, 윤지섭
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

요약

사용후핵연료봉 탈피복 장치는 건식 분말화/혼합 장치에 필요한 UO_2 Pellet을 공급하기 위하여 절단된 250 mm의 연료봉으로부터 Pellet과 Hull을 분리하기 위한 장치이다. 이러한 탈피복 장치를 개발하는 과정의 일환으로 기존의 슬릿팅 방식과 DUPIC(Direct Use of spent PWR fuel In CANDU reactors)에 대한 기술 분석을 통하여 사용후핵연료봉 시험용 탈피복 장치를 설계·제작하였다. 시험용 장치를 이용하여 Pellet과 Hull의 분리와 작업 시간 단축에 중점을 두어 장치의 성능 시험을 수행하였으며, 이를 바탕으로 실증용 장치를 제작하기 위하여 기존 탈피복 시험용 장치의 성능시험 결과를 분석하였다. 시험 결과, 기존의 실험용으로 개발한 장치는 탈피복시 Pellet이 피복관으로부터 효과적으로 분리는 되지만, 수집 용기에 Pellet과 Hull이 함께 수집되기 때문에 추가적인 분리 작업이 요구되어 작업 시간 단축을 위해 개선이 필요한 사항이다. 사용후핵연료봉 장입시 정확하고 안전한 장입을 위하여 연료봉 장입 메커니즘 및 연료봉 지지대가 필요하고, 또한, 유지·보수의 소요 시간을 단축시키기 위한 단일 구조의 탈피복 Blade 몸체가 필요하다. 이러한 분석 결과는 실증용 장치 설계시 기본 데이터로 활용할 수 있으며, 특히 사용후핵연료봉으로부터 Pellet과 Hull을 자동으로 분리할 수 있는 분리 메커니즘을 추가함으로써 탈피복시 작업 시간을 단축시킬 수 있을 것으로 사료된다.

초기 각속도를 이용한 건식 저장용기의 전복해석

김동학,신동필,서기석, 박성원
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
정성환, 최병일, 이흥영
한국수력원자력(주) 원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

사용후연료 건식 저장 용기는 홍수나 폭풍, 지진과 같은 사고조건과 미사일의 충격이나 낙하사고조건에서 발생할 수 있는 전복사고 조건에 대하여 구조적 건전성을 유지하여야 한다. 저장용기의 무게 중심이 한계를 넘었을 때의 조건으로부터 전복 시작각도을 결정함으로써 전복해석은 시작된다. 저장용기가 전복시작각도에서 강체회전을 하여 바닥면에 충돌이 일어난다. 상용코드를 사용하여 전복응력해석 수행 시, 이러한 전복 시작각도에서 바닥면에 충돌이 발생하기 직전까지의 강체운동에 의하여 해석시간이 늘어난다. 낙하해석을 수행할 경우, 낙하시작에서부터 충돌직전까지의 강체운동을 충돌직전의 모델에 낙하높이에 해당하는 초기 속도를 부여함으로써 해석에서 제외하여 해석시간을 단축한다. 전복해석의 경우에도 이와 같이 충돌직전의 속도를 계산하여 충돌직전의 모델에 초기속도로 부여함으로써 강체운동을 해석에서 제외하여 해석시간을 단축시킬 수 있을 것이다. 전복직전의 무게중심의 높이에서 모델이 수직으로 떨어진다고 가정하여 초기속도를 계산하고 이로부터 전복해석을 수행하기도 한다. 이러한 경우 모델의 전체 영역에서 같은 속도를 부여함으로써 실제 경우와 많은 차이를 보인다. 전복각도에 따른 각속도를 계산하여 각각의 위치에서 속도를 결정한다면 강체운동을 제외하고 전복해석을 수행함으로써 해석시간을 줄이고 보다 정확한 결과를 얻을 수 있을 것이다. 전복각도에 따른 각속도를 단순한 보형태로 모델을 단순화하여 결정한 경우 강체회전을 포함하여 해석한 결과와 다른 결과를 보여주었다. 본 연구에서는 초기 운동에너지가 전복에 따른 위치에너지와 같은 각속도를 결정하여 충돌직전의 속도를 계산하고 이를 충돌직전의 모델에 초기 속도로 적용하여 해석을 수행하였다. 즉, 사용후연료 건식 저장 용기의 사고조건하에서 전복이 일어나는 경우를 해석할 때, 초기 운동에너지가 전복조건에서의 에너지와 같은 각속도를 이용하여 계산된 충돌직전의 속도를 충돌직전의 모델에 초기속도로 가정하여 해석을 수행함으로써 해석시간을 감소시키고 실제 전복현상을 보다 정확히 묘사할 수 있었다.

제R1분과
의료 및 생물

빈 면

Modification of Gamma-radiation Response in Mice by Green Tea Polyphenols

SUNG HO KIM, SE RA KIM and SUNG KEE JO[1]

College of Veterinary Medicine, Chonnam National University, [1]Food Irradiation Team, KAERI

Abstract

We performed this study to determine the effect of water extracts of green tea (GT) and mixtures of green tea polyphenols (GTPs), epigallocatechin gallate (EGCG), epicatechin gallate (ECG), epigallocatechin (EGC) and epicatechin (EC) on jejunal crypt survival, endogenous spleen colony formation, and apoptosis in jejunal crypt cells of mice irradiated with high and low dose of gamma-irradiation. The radioprotective effect of green tea was compared with the effect of diethyldithiocarbamate (DDC). Jejunal crypts were protected by pretreatment of GT and ECG. GT, GTPs and EC administration before irradiation resulted in an increase of the formation of endogenous spleen colony. The frequency of radiation-induced apoptosis in intestinal crypt cells was also reduced by pretreatment of GT, GTPs, EGCG, ECG and EGC. The radioprotective effect on jejunal crypts and apoptosis in the DDC treated group appeared similar to that in the green tea treated groups. Treatment with DDC showed no significant modifying effects on the formation of endogenous spleen colony. In the experiment on the effect of catechins, the effects were partly contradicted in mice irradiated with high and low dose of radiation. The results indicated that the GT and GTPs may have a major radioprotective effect in mice irradiated with high and low dose of radiation. Each of catechins was much less effective radioprotectors, suggesting that total extract or mixture of polyphenols of green tea may be more effective than individual catechins. These results indicated that green tea might be a useful radioprotector, especially since it is a relatively nontoxic natural product.

In Vivo Radioprotective Effect of *Panax ginseng* C.A. Meyer and Identification of Active Ginsenosides

HAE JUNE LEE, SE RA KIM, JIN HEE LEE, CHANG MO KANG[1], YUN SIL LEE[1], SUNG KEE JO[2], TAE HWAN KIM[3] and SUNG HO KIM

College of Veterinary Medicine, Chonnam National University, [1]Korea Institute of Radiological & Medical Science, [2]Food Irradiation Team, Korea Atomic Energy Research Institute, [3]College of Veterinary Medicine, Kyungbuk National University,

Abstract

We evaluated the effect of water extracts of Panax ginseng C.A. Meyer (PG), panaxadiol (PD), panaxatriol (PT), ginsenoside Rb1, Rb2, Rc, Rd, Re and Rg1 on jejunal crypt survival, endogenous spleen colony formation, and apoptosis in jejunal crypt cells of mice irradiated with high and low dose of gamma-irradiation. Jejunal crypts were protected by pretreatment of PG, Rc and Rd. PG, PD, Rd and Re administration before irradiation resulted in an increase of the formation of endogenous spleen colony. The frequency of radiation-induced apoptosis in intestinal crypt cells was also reduced by pretreatment of PG, PD, Rb2, Rc, Rd, Re and Rg1. In the experiments on the effects of the individual ginsenoside, the rank order of activity was Rc > Rd > Rg1 > Rb2 > Re > Rb1 on intestinal crypt survival assay, Re > Rb2 > Rd > Rg1 > Rb1 > Rc on the spleen colony formation assay, Rg1 > Re > Rd > Rc > Rb2 > Rb1 on the inhibition of cell death by apoptosis by the mean value. The results indicated that the Rc, Rd and Re might have a major radioprotective effect in mice irradiated with high and low dose of radiation. When we did same experiments using PD and PT, we could observe that most of the inhibitory effects come from PD rather than PT.

진단용방사선관계종사자의 피폭선량 분석에 관한 연구

이병영, 오현주, 이광용, 차승환, 이인수, 이창형, 정승환, 임남기, 오헌진, 이해광

식품의약품안전청

요 약

진단용방사선발생장치의안전관리에관한규칙(보건복지부령 제234호, 2003년 1월 14일 개정)에 의거하여 안전관리 업무를 수행하고 있는 식품의약품안전청에서는 국내 의료기관에 종사하고 있는 방사선관계종사자에 대한 피폭선량을 관리하고 있는 바, 1998년 ~ 2002년까지 방사선관계종사자의 피폭선량 데이터를 이용하여 종사자에 대한 피폭선량 추세에 대한 연구 및 통계적 분석 자료를 제공하고자 한다. 분석 내용은 병원 업종, 면허 및 연간 피폭선량 분포 등을 조사·분석하였다.

방사선관계종사자 수는 2002년도에 25,672명으로서 매년 증가 추세에 있으며, 2002년도의 년간 평균선량이 0.10 mSv 이하인 종사자 수는 6,036명으로 총 종사자중에서 29%, 5.00 mSv 이하는 95%를 차지하고 있다. 방사선관계종사자의 연간선량한도 50 mSv를 초과하는 방사선관계종사자 수는 1998년에 11명, 1999년에 6명, 2000년에 8명, 2001년에 9명, 2002년에 17명으로 조사되었다.

방사선작업종사자에게 발생한 암의 업무관련성 평가 기준 연구

정미선[1], 진영우[1], 임현술[2], 김종순[1]
[1]한국수력원자력(주) 방사선보건연구원
[2]동국대학교 의과대학 예방의학교실

요 약

방사선작업종사자에게 발생한 암에 대한 업무관련성을 평가할 때 인과확률(Probability of Causation)을 이용한다면 더욱 나은 평가가 가능할 것이다. 이 때 인과확률의 점추정치가 아니라 여러 불확실성을 고려한 인과확률의 신뢰상한에 근거하여 방사선 인과도를 평가하는 것이 바람직하다. 본 연구에서는 인과확률의 분포에 근거하여 신뢰도별 선별선량을 구하고 이를 이용하여 방사선작업종사자의 업무관련성 평가절차를 간소화 할 수 있는 방법을 제시한다. 또한 선별선량과 한국인의 기저암 발생률 자료를 이용하여 신뢰도별 보상자 수를 예측하고 이를 통해 국내 업무상 질병 인정기준으로 가장 적절한 인과확률의 신뢰상한을 제시한다.

식품의약품안전청의 열형광선량계를 이용한 치료방사선 선량보증

정희교, 이현구, 김귀야, 양현규, 임천일
식품의약품안전청 의료기기평가부 방사선표준과

요 약

식품의약품안전청은 1978년 12월 방사선 분야의 국가교정검사기관으로 지정되어 현재까지 Co-60 선원을 이용 치료준위 방사선측정기에 대한 교정을 수행하고 있다. 식약청에서 보유한 에어커마와 물 흡수선량 측정시스템은 Eldorado-6 Co-60 조사기, NE 2561 전리함, Keithley 6517 electrometer로 구성되어 있다. 에어커마와 물 흡수선량 측정값은 국제도량형국(BIPM)과 측정소급성을 유지하고 있으며, 교정계수의 확장불확도는 0.9 %(k=2)이다. 식약청에서는 외부방사선에 대한 선량보증의 일환으로 1999년 전리함을 이용하여 방사선치료기관의 선량측정을 수행하였으며, 2002년부터 열형광선량계(TLD)를 이용한 선량측정체계를 확립·운영하고 있다. 2003년도 치료방사선 선량보증사업에는 53개 기관(71개 선질)이 참여하였다. 선량보증 결과 71개 선질 중 63개 선질(89 %)이 1차 측정에서 허용한계를 만족하였다. 허용한계 초과기관에 대해서는 재측정을 수행하였고, 그 결과 모두 허용한계 이내의 값을 나타냄을 확인하였다. 식약청은 선량보증체계의 점검을 위해 국제원자력기구(IAEA)에서 전세계 2차 표준기관들을 대상으로 수행하는 전리함 교정계수 비교측정 및 열형광선량계 선량보증에 매년 참여하고 있다. 2003년 비교측정 및 선량보증 결과 역시 국제원자자력기구의 측정값과 허용한계 이내에서 잘 일치하고 있음을 확인할 수 있었다.

검색어 : 방사선치료, 열형광선량계, 선량보증, 비교측정

Metabolic enzyme as a determinant for radiation sensitivity

Hyun Ju Chung, Eunhee Kim, Chul-Koo Cho, Su-Jae Lee, Yun-Sil Lee and Sangwoo Bae*
Lab. of Radiation Effect, Korea Institute of Radiological and Medical Sciences
Seoul, Korea
*Correspondence: swbae@kcch.re.kr

Abstract

Cellular radiation responses are modulated by genetic determinants that are involved in cell cycle control, DNA damage signaling, DNA repair and cell death. We identified a gene, HSDP, isolated from suppressive subtractive hybridization analysis, as a unique genetic determinant for cellular radiation susceptibility. Over-expression of the gene enhanced cellular sensitivity to gamma radiation resulting in more cell death. HSDP expression increased redox enzymes and caused reducing cellular environment by removing more reactive oxygen species. These changes were accompanied by that of p53 activity. p53 protein level and transcriptional activity were increased in HSDP over-expressing cells. Down-regulation of p53 protein and activity was observed by HSDP Si oligo treatment. Decreased level of p53 protein was correlated with increased cellular survival after ionizing radiation indicating p53 is critical in determining radiation sensitivity by HSDP over-expression. We found reciprocality between the activity of cellular redox and p53 with increased p53 activity causing more expression of redox enzyme and vice versa. Collectively, HSDP may act as a genetic determinant for cellular susceptibility to ionizing radiation by increasing the activity of both redox and p53.

비파괴 작업 종사자들의 염색체 이상과 소핵-FISH 분석

김양지[1], 조윤희[1], 김수영[2], 최수용[3], 정해원*
[1]서울대학교 보건대학원, [2]제주대학교 의과대학, [3]원자력 병원

요 약

본 연구는 저 선량 방사선에 노출된 비파괴 작업 종사자들의 생물학적 모니터링 방법으로서 염색체 이상 분석 및 소핵-FISH 분석의 유용성을 확인하고자 하였다. 총 102명의 작업 종사자와 48명의 대조군을 선정하여 염색체 이상을 분석하였으며 작업자와 대조군에서 각각 10명씩 선정하여pancentromeric probe를 이용한 소핵-FISH 분석을 하였다. 대조군에 비해 작업종사자들에게서 높은 빈도의 염색체형 염색체 이상이 관찰되었으며 노출선량에 따라 염색체 이상이 양반응 관계를 보였다. 또한 대조군과 작업자에서 centromere signal을 포함하는 소핵 MNC+의 빈도의 차이는 나타나지 않는 반면 centromere signal을 포함하지 않는 소핵 MNC-의 빈도는 작업자와 대조군간 유의한 차가 있었다. 따라서 소핵분석 시에는 MNC-만은 대상으로 관찰해야지만 방사선에 의해 유도된 소핵만을 측정 할 수 있다는 것을 알 수 있었다. 즉 염색체 이상 분석과 소핵-FISH 분석은 저 선량 방사선의 노출된 방사선 작업 종사자들의 생물학적 모니터링 지표로서 유용하다

핵의학 검사에 의한 한국인의 의료상 피폭

권정완, 장기원, 이재기
한양대학교 원자력공학과

요 약

현대의학에서 진단방사선 검사와 더불어 필수적인 진단의 수단이며 주요한 인공방사선 피폭원인 핵의학 검사의 진단행위별 빈도수와 행위당 피폭 유효선량 평가 자료를 수집하고 이를 결합하여 핵의학 검사에 의한 우리 국민의 총 집단선량 및 국민 1인당 피폭선량 평가를 수행하고 이를 데이터베이스화하였다. 본 연구에서 축적된 자료는 세분화된 핵의학 검사의 피폭선량 기여도 비교 및 의료상 피폭 방호 최적화 목적의 선량감축을 위한 정보로 활용가능하다.

Anticancer Effects in ECT for the Mechanism

Yeunhwa Gu1, Hiroaki Tanabe1, Takenori Yamashita1, Toshihiro Maenaka1, Kiyoto Saito1, Takeo Hasegawa1, Kaoru Terai1, Mituhana yuicti1, Kenichi Bamen1 and Ihll Bong Choi2
1Faculty of Health Science, Suzuka University of Medical Science, 1001 Kishioka-cho Suzuka Mie 510-0293, Japan
2Catholic University of Medicine, Department of Radiation oncology, Korea

Abstract

Now, as for the cancer therapy, surgery, radiotherapy treatment, immune therapy, hyperthermia, chemotherapy are done. Mold cavity of focus limiting to a certain locus is up to it early so that carcinoma is called whole body disease to metastasis tumor become ill. Surgical treatment and radiotherapy are effective for local cancer therapy, but, as for the chemotherapies, we think with more suitable therapy that we cure illness from head to foot. Electrotherapy, it has been developed a study of electrotherapy in 1980 by Swedish Nordenstrom. Thereafter it was tried by electrotherapy and combination of chemotherapies, but there are a few many study reports. A principle of electrotherapy was indistinct still and we used ICR mice for a thing of the principle elucidationand did fundamental experiment. The experimental animal transplanted a cancer cell (sarcoma180, scc-7) in right femoral region sub cutis of ICR mouse. The experimental group (sarcoma180, scc-7) divided it into control group, 1 coulomb group, 5 coulomb groups, and 10 coulomb groups and totaled 8. Electrotherapy group was tumor tissue, and a system cancer effect was recognized than control group by this study. In particular an ECT effect was remarkable scc-7 cancer. In addition, we confirmed that accumulation of drug in aim apparatus stood out between an anode and cathode by a study of MTX of a precedence experiment and was different. We think that good cancer therapy of the efficiency can more by executing ECT in the tumor tissue sid

The Enhancement of Immunological Activity by Mild Hypothermia

Takeo Hasegawa1)2), Yeunhwa Gu1)2), Katuyuki Miyata2), Kayoko Maeda2), Atsushi Fukuyama2), Satoshi Ando2), Morikazu Amano2), Tomoaki Suzuki1), Kousuke Murabayashi1), Kazushi Ida1), Ohno Yukiko2), Hitomi Kitaoka1), Michihiro Kureki1), Toshifumi Yasuda1) and Tohru Takahashi3)

1) Dept. of Med Image & Info. Graduate School of Suzuka Univ. of Med Sci. Master

2) Dept. of Med Image & Info. Graduate School of Suzuka Univ. of Med Sci. Doctor

INTRODUCTION

In general, the term hypothermia is applied for the therapeutic method for the treatment of cancer using micro wave, RF wave thermal system or intra-tissue thermal device. It was found to be a tumor necrosis factor (TNF), which is one of cytokines secreted by macrophages"P"j. With remarkable progress in the instruments and technique in recent years, fundamental and clinical research showed extensive development"Q"j. At present, hypothermia is clinically very important as inter- disciplinary therapeutic method, and studies arebeing performed on combined effects with surgical treatment, radiotherapy, chemotherapy and gene therapy for the treatment of malignant tumor"R"j. Also, hypothermia is characterized by its selective thermal effect on tumor"S"j. In this sense, it is called mild hypothermia. There have been not many reports, which described mild hypothermia for the purpose of treating the cases with cancer. This suggests the possibility of immunological response by heating relatively mild temperature (39 - 42). In this respect, by experiments using mouse as model, we evaluated the effects of hypothermia under temperature of 42.5 and lower and demonstrated that the activation of immunological response is increased and anti-tumor effect
can be obtained.

MATERIALS AND METHODS

1) Transplantation of tumor

For the experiments, 15 C3H/HeJ mice were used for each treatment group. To each animal, SCC-VII tumor was transplanted subcutaneously in femoral region. After transplantation, when the tumor has grown to 4 5 mm in diameter, the experiment was started.

2) Thermal treatment at 40.0 degree and 41.0 degree

Each of the C3H/HeJ mice with SCC-VII tumor transplanted subcutaneously in femoral region was fixed on an acrylic fixture. With 10 mice in each group, only femoral region of each mouse was immersed in two different types of warm water tanks for 60 minutes respectively. After the treatment, the animals were divided into 4 groups. Group 1 was used for blood cell measurement, and blood was collected periodically from vein in tail. Group 2 was used for the preparation of tumor growth curve. Group 3 was classified for the measurement of NK cell activity. Group 4 was used as control without treating with

hypothermia therapy.

3) Thermal treatment before and after tumor transplantation

Mice were divided in the following groups with 15 mice in each group: a group treated with thermal treatment 12 hours after SCC-VII tumor was transplanted subcutaneously in femoral region 12 hours after the thermal treatment (40degree; 60 minutes), a control group transplanted with SCC-VII tumor and without thermal treatment. Then, NK cell activity and relative tumor volume were determined.

4) Thermal treatment every day and thermal treatment every other day

Each of the C3H/HeJ mice were transplanted with SCC-VII tumor subcutaneously in femoral region was fixed on acrylic fixture using adhesive tape. Then, the animals were divided to 10 mice in each group, and only femoral region was immersed in warm water tank, and thermal treatment was carried out. Thermal treatment was performed at 41.0 degree for 30 minutes, and on every other day for two groups, and five sessions of treatment were performed. After the first hypothermia, relative tumor volume was determined.

5) Blood cell counts

Each mouse was fixed on an acrylic fixture. Form each mouse in the 40.0degree group, the 41.0degree group, and no treatment group, 10 l of blood was collected from tail vein using infection needle and fine glass tube. To avoid accumulation of WBC due to wound, blood was collected from tip of tail toward root of tail. Sampling was performed before treatment, and 5, 10, 15, 25 and 30 hours after the treatment respectively. On the blood samples, WBC count, RBC count, hematocrit, platelet count, lymphocyte count, neutrophil count, and monocyte count were determined using hemocytometer (Nihon Kohden Corporation; MEK-6318).

6) Determination of anti-tumor effect from the measurement of tumor volume

The animals were divided into two groups: Trans-Heat group (T-H), for which SCC-VII tumor cells were transplanted atfirst and thermal treatment at 40.0degree or 41.0degree was performed for 60 minutes 12 hours after the transplantation, and Heat-Trans group (H-T), for which thermal treatment at 40.0degree or 41.0degree was performed at first, and 12 hours after, SCC-VII tumor cells were transplanted. Tumor volume was obtained from the formula of $ab2/6$ (a is longer diameter of tumor, and b is shorter diameter of tumor). The tumor volume after the first treatment was defined as 1, and relative tumor volume over time was obtained.

7) Measurement of NK cell activity

For the T-H group for which SCC-VII tumor cells were transplanted and thermal treatment at 40.0degree for 60 minutes was performed 12 hours after transplantation and the H-T group (for which thermal treatment at 40.0 degree was performed for 60 hours, and SCC-VII tumor cells were transplanted 12 hours after the thermal treatment, NK cell activity was determined using Cr51-labeled YAC-1 cells. Cr51 was added together with culture solution and this was incubated for 2 hours, and YAC-1 cells were labeled with Cr51. Blood cells separated from spleen were added to a 96-well plate together with

culture solution. Then, YAC-1 cells labeled with Cr51 at various concentrations were added together with culture solution, and this was incubated at 37degree for 3 hours. Supernatant solution of the 96-well plate was placed into a 100-l test tube, and Cr51 was determined using autowell scintillation counter. When NK activity is high, NK cells attack and destroy YAC-1 cells. From the graph of YAC-1 cell concentration and count of the supernatant, the gradient was obtained. The ratio of activity to the control group was calculated, and NK cell activity was evaluated.

RESULTS

1) Changes of blood cell count after thermal treatment at 40.0degree or 41.0degree for 60 minutes respectively, WBC count, RBC count, hematocrit, platelet count, neutrophil count, monocyte count, and lympocyte count were determined over time before treatment and 5, 10,15, 25, and 30 hours after treatment using hemocyteter (Nihon Koden Corporation; MEK-6318). As a result, transient increase was observed in WBC count, monocyte count, and lymphcyte count after thermal treatment. The change of monocyte count showed the highest peak 15 hours after the treatment in both groups treated at 40.0degree and 41.0degree. The increase of WBC count, monocyte count and lymphocyte count after mild hypothermia were observed, and the increase of to induce inflammatory sever, which triggers the increase of immunological activity.

2) NK activity caused by hypothermia before and after tumor transplantation.

From animals transplanted with tumor after thermal treatment (H-T group; Heat-12hr-Transplant), and from the group treated with thermal treatment after tumor transplantation (T-H group; Transplant-12hr-Heat), spleen was extracted 12 hours after the final treatment, and activity of NK cells contained in WBC determined by Cr51 labeling method. When the control group was regarded as 1.00, it was 1.50 in H-T group, and 1.75 in T-H group. The increase of NK cell activity due to mild hypothermia suggests the activation of the entire immunological response, and we can expect much on anti-tumor effect of this therapy.

3) Anti-tumor effect by hypothermia before and after tumor transplantation

When the number of days required until the time when the tumor grew 4 times in size was evaluated from tumor growth curve in T-H group (treated with hypothermia after tumor transplantation), H-T group (transplanted with tumor after hypothermia), and the control group without treatment. The results were 3.6 days in H-T group. When the control was regarded as 1.00, it was 1.22 in T-H group, and 1.58 in H-T group, and this confirms that tumor growth is delayed when tumor is transplanted after hypothermia treatment. The findings of growth inhibition in the tumor transplanted after hypothermia suggest that it was induced by the increase of WBC count, monocyte count, and lymphocyte count and by the activation of NK cells.

4) Anti-tumor effect by thermal treatment every day and every other day

The number of days required until the time when the tumor grew 4 times in size was evaluated from tumor growth curve in three groups: ED-H group (heating every day) (the

group treated with mild hypothermia at 42degree for 30 minutes every day after transplantation of SCC-VII tumor cells (5105 cells/0.05 ml), EOD-H group (heating every other day) (the group treated with thermal treatment every other day), and in the control group without treatment. The results were 3.5 days in the control group, 4.3 days in EOD-H group, and 5.6 days in ED-H group. When the control was regarded as 1.00, it was 1.22 in EOD-H group, and 1.60 in ED-H group. In general, hypothermia is conducted 2-3 times per week because of the resistance to heat, but the results of the present study suggest that there is no needs to take special care about the resistance to heat.

DISCUSSION

When cancer cells proliferate, oxygen, nutrition and productive components must be supplied to the cells from the host just as in the case of normal cells, and it is believed that cancer secretes various types of inductive factors and growth factor to adjust the conditions for division and growth in human body. In order that cancer cells avoid the attack from the immunocompetent cells and continue to grow, cancer cells must behave just as normal cells and receive the supply of oxygen and the like from the host. For this purpose, cancer cells induce and form new capillary blood vessels from the neighboring blood vessels of the host and creates advantageous conditions in human body"T"j. Also, blood vessel with abundant blood flow grows in the growth of tumor blood vessel, while blood vessel retracts and disappears when blood flow is low or is stopped, and this is demonstrated from ecological observation"U"j. Radiotherapy andhypothermia have the same effects as the case of carcinostatic agent as described above so far as direct purpose of the therapy is necrosis of cancer cells and inhibition of growth. From the viewpoint of the risk of side effect, hypothermia is safer, and mild hypothermia is much safer. In the dynamics of tumor blood vessel in hypothermia, there are factors such as blood flow increase of normal cells, blood flow stagnation at central part of the tumor, poor supply of oxygen and nutrition from these reasons, and decrease of pH value"V"j. From the results of the present study, it is confirmed that neutrophil count, WBC count, monocyte count and lymphocyte count increase and NK cells are activated before the other cells when treatment is performed with mild hypothermia at mild temperature of 42.5degree or lower. Further, when tumor was transplanted after the treatment by hypothermia, the delay of tumor growth was observed. If we set up a hypothesis from these results, anti-tumor effect is not direct physical damage caused by mild hypothermia, but it efficiently induces a series of immunological responses such as the induces a series o immunological responses such as the increase of neutrophil count, monocyte count and lymhocyte count in the dynamics of tumor blood cells due to heating, and activation of NK cells. As described above, H-T group, while T-H group was higher in NK cell activity. This may be attributed to the fact that a series of immunocompetent cells responded after hypothermia treatment (a peak was reached 5-15 hours after the treatment by hypothermia in the present study). Also, the site treated with hypothermia was the site of the tumor transplanted subcutaneously in hemopoietic organs in bone marrow of femoral region. Further, this may have induced the increase of WBC,

neutrophil, moncyte and lymphocyte and activation of NK cells. Also, it was observed that the treatment everyday by mild hypothermia has higher anti-tumor effect than the treatment given every other day. This suggests that the effects with higher efficiency can be expected by the heating procedure (total physical quantity of heat and timing of treatment). Hasegawa et al. reported that thermal effects could be reinforced if heated quickly even when the temperature and the time for treatment were the same8"j. If would be possible to apply the treatment quantitatively, it would contribute to immunological activity, and the scope of the therapy may be expanded to the preventive treatment. Further, the activation of immunological potency as discussed in this article would contribute to the improvement of postoperative prognosis of cancer treatment such as postoperative prognosis of the patients. It would also be much helpful to the inhibition of metastatic tumor.

CONCLUSION

The results of the present study confirmed: (1) Anti-tumor effect can be given by thermal treatment at relatively mild temperature (mild hypothermia at 39degree-42degree); (2) The increase of neutrophils is dependent on the quantity of heat added; (3) immunological response of monocytes and lymphocytes is associated with it; (4) Activity of the immunological potency as a whole such as activation of NK cells was also confirmed.

REFERENCES

1)Ivan M.Roitt, et al:-Tomomi ed, Immunology CMI,121-132 JPN.(1986)
2)K.Sugimati et al: Effect of Hypothermia on Cancer. JPN J. Hyperthermic Oncology.Vol.4, 79-98 (1988)
3)Terashima H et al: Combined radiotherapy and local external hypothermiain advanced cancer. J UOEH Vol.9, No.2, 171-180 (1987)
4)Hasegawa T: The biological ground on hypothermia for malignant tumors. Reserch Reports of Suzuka Univ. of Med. Sci. No.3, 3-9, (1996)
5)Folman J et al: Angiogenic factors. Science, Vol.235, 422-447 (1987)
6)M.Abe et al: Vasculogenesis and angiogenesis. Experimental Medcine Vascular Biology. Vol.16,No.5, 570-576 (1998)
7)T.Hasegawa et al:Effects of HypothermiaInduced Changes in pH Value on Tumor Response and Thermotolerance. Thermotherapy for Neoplasia,Inflammantion and Pain. M.Ksakas Ed, 433-438 Springer(2001)
8)T.Hasegawa et al:Effects of HypothermiaEnhancement of Hyperthermic Effects Using Rapid Heating. Thermotherapy for Neoplasia,Inflammantion and Pain. M.Ksakas Ed, 439-444 Springer(2001)

Radio-sensitives and Low Dose Radiation Induced Adaptive Response of Human Peripheral Blood Lymphocytes

HW Jang, HL Kang, HS Kim*, KH Yang, CS Kim, YW Jin and CS Kim

Radiation Health Research Institute, KHNP, Seoul 132-703, Korea
(*: hskimdvm@khnp.co.kr)

Abstract

In this study, the number of radio-induced micronuclei was significantly higher in human B-lymphocytes compared to T-lymphocytes in the dose range from 0.1 to around 1Gy. We also investigated that the adaptive response was induced by low dose radiation in B and T-lymphocytes in peripheral blood, since the beneficial effects of priming dose are observed. Micronucleus analysis was performed in B and matured T-lymphocytes in peripheral blood of eight healthy volunteers exposed in vitro to γ-rays. To investigate adaptive response, whole blood samples were irradiated in vitro with a pretreatment dose of 0.01Gy γ-irradiation. Six hours after their initiation, groups of cultures were subsequently exposed to a challenge dose of 1Gy γ-irradiation. Following stimulation with PHA and PWM for T- and B-lymphocyte cultivation, lymphocytes were fixed at 72 hours and stained with Acridine orange dye. B-lymphocytes exhibited a greater induction of adaptive response than those of T-lymphocytes, and when pretreated with 0.01Gy had significantly fewer micronuclei induced by the challenge dose of 1Gy γ-irradiation. The results suggest that the lower dose pretreatments are able to induce a significantly higher adaptive response in human B-lymphocytes than those of T-lymphocytes, and this adaptive response may result from the DNA repair mechanism which may lead to less residual damage.

웹 기반 의료용 방사선에 대한 흡수선량 교정시스템 개발

신동호[1,5], 신동오[1,2], 김성훈[4], 박성용[5], 최진호[6], 안희경[3], 강진오[1], 홍성언[1]
경희대 의과대학 방사선종양학교실[1], 의학과[2], 해부학교실[3],
한양대학병원 방사선종양학과[4], 국립암센터 양성자치료센터[5], 가천의대 방사선종양학교실[6]

요 약

의료용 고 에너지 광자선과 전자선의 흡수선량 표준측정법은 공기커마 교정정수를 바탕으로 한 방법이 널리 사용되고 있으나 복잡한 수식과 물리적인자의 불확도 등으로 정확도 향상에 한계가 있다. 따라서 최근 국제원자력기구와 미국의학물리학회에서 물 흡수선량을 기반으로 표준측정법을 개발하였다. 본 연구는 국제원자력기구의 IAEA TRS-398과 미국의학물리학회의 AAPM TG-51 물 흡수선량 표준측정법에 대한 인터넷을 기반으로 하는 선량교정시스템을 개발하였다.

이 프로그램은 인터넷온라인 상에서 사용할 수 있도록 C# 언어를 사용하여 각각의 표준측정법의 절차에 따라 사용자의 편의를 고려하여 개발하였다. 사용자는 인터넷을 통해 기준점에서의 두가지 절차서에 따른 물 흡수선량을 비교할 수 있으며, 국내 각 기관에서 수행된 선량교정의 추세를 이해하고 보다 쉽게 관리할 수 있게 하였다. 인터넷기반 데이터베이스를 이용하여 차후 국내 실정에 적합한 물 흡수선량 표준측정법을 개발하는데 기여할 것으로 기대된다.

평행평판형이온함을 이용한 전자선 흡수선량결정에 대한 연구

라정은[1], 서태석[1], 신동오[2]
가톨릭의대 의공학교실[1], 경희의대 방사선종양학교실[2]

요 약

물 흡수선량 표준에 토대를 두고 있는 프로토콜에서는 저에너지 전자선의 경우 평행평판형이온함의 사용과 기준선질 ^{60}Co 감마선의 물 흡수선량 교정정수를 받은 원통형이온함을 사용하여 고에너지 전자선에서 평행평판형이온함을 교차교정하도록 권고하고 있다. 따라서 본 연구에서는 국제원자력기구의 프로토콜(IAEA TRS-398)에서 권고하고 있는 절차에 따라 저에너지 전자선에 대한 원통형이온함의 선질보정정수를 계산하고, 원통형이온함과 평행평판형이온함의 교정방법에 따른 흡수선량을 상호 비교하였다. 그 결과 전자선에너지 10 MeV 이상에서는 두 이온함간의 선량이 잘 일치하였으나 전자선에너지 6, 9 MeV에서 최대 3.3%까지 선량 차이를 보여 저에너지 전자선에서는 반드시 평형판판형이온함의 사용하여 선량측정 할 것을 권고한다. 교정방법 차이에 의한 평행평판형이온함의 선량은 서로 잘 일치하는 것으로 나타나 표준기관에서 직접 교정 받은 ^{60}Co 감마선의 물 흡수선량교정정수를 사용하여 전자선 물 흡수선량을 결정해도 큰 영향은 없을 듯하다. 또한 평행평판형이온함을 교차 교정하기 위한 전자선 에너지에 따른 흡수선량을 상호 비교한 결과 20 MeV이외 12, 16 MeV의 전자선 에너지에서도 잘 일치하여 교차교정을 위한 전자선의 기준 선질에 대한 연구가 더 진행되어야 한다고 사료된다.

중심단어 : 전자선 선량측정, 평행평판형이온함, IAEA TRS-398

인간피부 섬유아세포 EGFR-ERK경로를 통한 저선량 방사선의 세포증식 촉진 효과

김진모, 김차순, 양광희, 김희선, 정미선, 진영우, 김종순
한국수력원자력(주) 방사선보건연구원

요 약

저선량 방사선이 DNA와 단백질 합성 등의 세포의 대사활성을 자극하는 방사선 호메시스 현상을 유도한다는 보고가 있으며, 특히 세포증식과 관련한 많은 연구가 있으나 아직까지 구체적 기전에 대한 연구는 없었다. 본 연구에서 저선량 방사선(1.5cGy)에 노출된 피부 섬유아세포는 세포증식 효과가 유도되었고, 세포증식 기전을 밝히기 위해 EGFR-ERK 경로의 활성을 조사한 결과, c-Raf, MEK 1/2, ERK 1/2 의 활성이 모두 증가되었음을 확인하였다. 또한 EGFR-ERK 경로를 검증하기 위해 EGFR과 MEK 1/2에 특이적 저해제인 AG1478과 U0126를 처리한 결과 세포증식과 ERK 1/2 의 활성이 감소되었음을 확인하였다. 따라서 1.5cGy의 방사선선에 피폭된 피부 섬유아세포는 EGFR과 MEK 1/2 의존적 경로를 통해 세포증식을 유도하는 것으로 여겨졌다.

Keyword : 세포증식, 저선량 방사선, MAPK

S-adenosylmethionine decarboxylase partially regulates HL-60 cell growth and proliferation via controlling intracellular ROS level: sensitization to γ-radiation

김진식, 조은위[1], 변희선, 문명숙, 김국찬, 정해원[2], 김인규

한국원자력연구소

한국생명공학연구원[1], 서울대학교[2]

요 약

폴리아민은 세포의 성장과 분화에 있어서 그 중요성이 이미 많이 알려져 있다. 이들 중 스퍼미딘과 스퍼민은 S-아데노실메티오닌 디카르복시라아제(S-adenosylmethionine decarboxylase (SAMDC))에 의해 합성이 이루어진다. 본 연구는 전골수성 백혈병 세포주인 HL-60 세포에 small RNA interference 방법으로 SAMDC 유전자의 발현을 억제하여 스퍼미딘의 합성을 억제시켰다. 그 결과 세포내 퓨트리신의 양과 ROS 생산이 증가되었으며, 세포의 성장이 억제되고 부분적으로 세포의 사멸이 증가함을 관찰할 수 있었다. 이러한 세포내 ROS의 증가는 γ-GCS 유전자와 GSH synthetase 유전자 발현의 억제로 세포내 GSH 수준이 낮아지고, 세포내 iron uptake증가로 생기게 된 결과이며, 항산화제인 *N*-acetylcysteine 과 iron chelator인 desferioxime의 처리로 세포의 성장억제를 부분적으로 막을 수 있었다. SAMDC disrupting transfectant cells에서 ROS에 의해 유도된 DNA의 손상의 증가는 소핵분석과 단세포전기영동법을 이용해 확인하였으며, 세포의 산화적 스트레스 상황에서 DNA의 손상이 증가하는 이유는 SAMDC의 억제가 histone H4의 acetylation의 이상으로 인해 ATM, RAD-51, Mlh-1 MSH-2, PARP와 같은 DNA repair 유전자의 발현이 낮아지게 되고, thioredoxin 과 catalase 같은 항산화효소들이 유도되지 않아 repair system과 antioxidant defense system에 영향을 준 결과임을 확인할 수 있었다. SAMDC disrupting transfectant cells은 세포의 성장과 사멸 뿐 만 아니라 방사선에 의해 유도된 DNA의 손상과 세포사(apoptosis)에 영향을 주었다. 이러한 결과를 통해, 본 연구는 종양세포에 있어서 SAMDC의 발현이 세포의 성장과 방사선과 같은 stress factors에 대한 민감도에 영향을 준다는 것을 확인할 수 있었다.

면역세포주에서 방사선에 의한 세포고사 관련 신호전달체계 및 적응반응

최무현, 양광희, 김희선, 정미선, 김차순, 진영우, 표석능[1], 김종순
한국수력원자력(주) 방사선보건연구원 방사선영향연구팀
성균관대학교 약학대학 세포면역학실[1]

서 론

현재 방사선에 의해 유발되는 인체 위험에 대한 방호개념으로 선형무문턱 (Linear Non-Threshold, LNT) 가설에 의거하여 규제되어 오고 있는데 이 가설은 생물체에 독성을 보이는 고선량 방사선의 효과를 외삽하여 얻은 선량반응 모델이다. 그러나 이 가설은 약 25 cGy 이하의 저선량 범위에서의 생물학적 영향에 대해서는 명백한 현상과 기전을 제시하지 못하고 있다[1].

Atkinson (1989)은 방사선을 조사한 Algae가 대조군에 비해 성장속도가 빠르다는 것을 관찰하였고 [2], Luckey (1982)는 또한 기존의 자료를 정리하여 방사선 호메시스 개념을 제시하였는데 매우 낮은 선량의 방사선이 동물의 성장, 발달, 생식능력향상, 건강, 수명연장, 방사선 방호, 병원성 감염에 대한 저항력 획득, 면역력의 증강, 암 발생억제 등과 관련되어 있다고 주장하였다 [3].

이러한 방사선 호메시스 개념은 임상적으로 원자력 에너지의 효율적인 이용, 식량 생산의 향상 등과 같은 산업전반에 기여도가 클 것으로 기대되어 많은 연구자들로 하여금 저선량 방사선에 대한 생물학적 효과의 과학적 규명에 관심을 집중시키게 하고 있다. 그러나 호메시스 현상의 존재를 증명할 수 있는 많은 보고들에도 불구하고 명확한 기전이 밝혀지지 않아 선형무문턱 가설과 논쟁을 거듭하고 있다 [4,5,6,7]. 이것은 세포, 조직 및 개체의 항상성 기전으로 인해 25 cGy 이하의 방사선피폭으로 인한 인체영향을 관찰하기 어렵기 때문이다. 따라서 저선량 방사선 피폭이 생체에 자극효과로 작용하여 고선량 방사선에 의한 생물학적 손상을 방어할 수 있을 것이라는 적응 반응 효과에 대한 연구에 관심이 모아지고 있다. Olivieri 등 (1984)은 림프구를 이용한 실험에서 저선량 방사선에 노출된 림프구는 고선량의 방사선에 의해 유도되는 염색체 이상에 저항성을 갖게 된다는 적응반응효과를 보고하였는데 [8], 이것은 방사선 호메시스의 또 다른 현상이라고 주장하였다.

방사선에 피폭된 세포는 DNA 손상복구가 잘 이행되지 않았을 시 암 발생의 위험에서 벗어나기 위해 세포는 오히려 세포고사를 유도하게 되는데, 결국 초기 저선량에 의해 적응된 세포에서 세포고사가 증가한다는 것이 사람말초혈액의 단핵세포를 이용한 연구에서 보고 된 바 있다. 한편, 쥐의 흉선세포를 이용한 연구에서는 세포고사가 오히려 감소한다고 보고 되었다 [9]. 또한, 방사선에 대한 적응반응효과로서 저선량 방사선에 피폭된 경우 DNA 손상복구율이 증가하는 것으로 보고 되었는데, 결국 방사선에 의해 DNA 복구율이 증가하면 그만큼 사멸세포 발생율이 감소한다고 말할 수 있다 [10].

본 연구에서는 현재까지 방사선 적응반응 효과로서 세포고사 및 DNA 회복과 관련된 세포내 단백질들이 단일 고선량 피폭과 비교하여 저선량 방사선에 의해 어떤 활성변화가 유도되고 결국, 고선량 방사선피폭에 대비하여 어떻게 세포 항상성을 증진시킬 수 있는지를 확인함으로써 저선량 방사선에 대한 긍정적인 생물학적 효과를 규명하는 것이다. 따라서 본 연구에서는 B lymphoma 세포주에 방사선을 조사하고 세포고사 현상과 그 신호전달체계 경로를 알아보고자 하였다.

재료 및 방법

세포배양 및 방사선 조사 : Human B lymphoblast cell (IM-9, EB-3)은 한국세포주은행에서 구입하여 10% FBS, 1% penicillin-streptomycin이 혼합된 RPMI 1640 배지에서 부유 배양하였다.

방사선의 영향관찰을 위해 감마선 발생장치 (^{137}Cs, IBL 437N)를 이용하여 0.8 Gy/min의 선량율로 조사하였다. 각 실험군은 총 2×10^6 세포들을 60 mm dish에서 12시간 배양 후 저선량 방사선을 선 조사한 다음 4시간 후에 다양한의 고선량 방사선을 조사하여 시간별로 회수하여 이용하였다.
세포 생존율 확인 : 세포들은 각기 다른 선량으로 조사하여 96 well plate에 well 당 1×10^5 세포들로 분주하고 시간별로 배양하였다. 배양 후 세포 생존율을 측정하기 위하여 MTT (2㎎/㎖)를 25 ㎕ 첨가하고 4시간 배양한 후 상층액을 제거하고 DMSO를 가하여 Formazane을 용해시킨 후 540 nm에서 ELISA 분석기를 이용하여 흡광도를 측정하여 생존 세포수를 확인하였다.
Caspase-3 활성도 확인 : 배양된 세포들은 방사선 조사 후 시간별로 배양하고 PBS로 세척하여 Cell lysis buffer (Cell signaling)를 이용하여 총 단백질을 추출하였다. 추출된 단백질은 Bradford (Bio-Rad)를 이용하여 정량하고, 20 ㎍의 단백질을 Caspase-3 기질 (Calbiochem, colorimertic, 200 uM)과 혼합하여 제조사에서 추천하는 반응 조건에 따라 37℃에서 30-120분간 처리한 후 405 nm에서 ELISA 분석기를 이용하여 흡광도를 측정하였다.
DNA fragmetation assay : 각 시간별, 선량별 실험 군들로부터 각각 세포 lysate을 얻어 원심분리한 후 PBS로 3회 세척하고 LaboPass™ Blood mini DNA purification kit (LaboPass)를 이용하여 DNA를 분리하였다. 분리한 DNA는 정량한 후 1 ㎍/well을 1.5% Agarose gel에 전기영동하고 EtBr 용액에서 30분간 염색하여 DNA fragmentation을 확인하였다.
Western blot analysis : 방사선 조사 후 세포고사 및 DNA 손상복구와 관련된 단백질의 변화를 확인하기 위해 각 세포들을 PBS로 세척 후 protease inhibitor cocktail (PIERCE)이 첨가된 M-PER Mammalian Protein Extraction Reagent (PIERCE)를 가하여 단백질을 추출하였다. 추출된 단백질은 BCA reagent (PIERCE)를 이용하여 정량하고 SDS-PAGE에 의해 분리한 후 PVDF membrane에 이적하였다. Membrane에 전이된 단백질은 해당되는 일차항체와 HRP (Horseradish peroxidase)접합 이차항체를 사용하여 결합시킨 후 X-선 필름에 노출하여 발현을 확인하였다.

결 과

1. 방사선 조사에 따른 세포 생존율의 변화

본 연구에서는 B-림프구에 대하여 방사선을 조사한 후 시간의 경과에 따른 생존 세포수를 관찰하였는데, 생존세포수는 조사량과 조사 후 배양시간에 의존하여 두 세포주에서 모두 감소하였다 (Fig. 1).

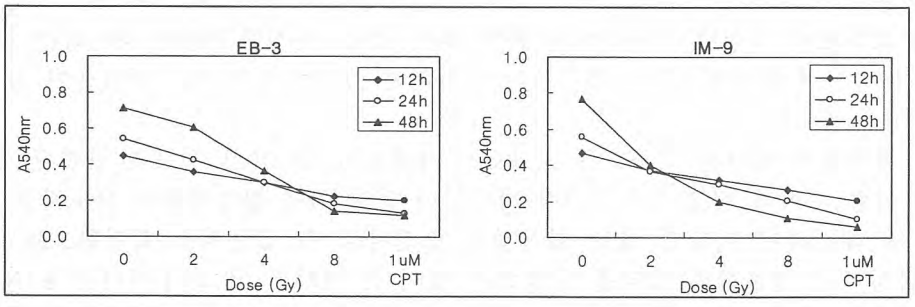


Fig. 1. Effect of γ-irradiation on cell viability in B cell lines. Cells were irradiated with various doses of γ-irradiation and were then incubated for indicated times. Viability of cells was determined by MTT assay.

2. EB-3 세포에서 방사선 조사에 따른 Caspase-3 활성도 변화

많은 세포고사 과정에서 caspase-3의 활성화가 보임에 따라 방사선에 의한 세포고사에 있어서 caspase-3의 관련성을 확인하고자 하였다. Campothecin (10 μM)을 양성대조군으로 하여 방사선을 조사한 세포주에서의 caspase-3의 활성을 비교해 본 결과, 방사선을 조사하지 않은 음성대조군에 비해 대체적으로 활성이 증가함을 확인할 수 있었다. 특히 2, 4 Gy의 저선량에서의 활성이 높게 나타남을 확인하였다. 이러한 연구결과는 방사선에 의한 세포고사 과정이 caspase-3 의존적인 과정이라는 것을 시사하였다 (Fig. 2).

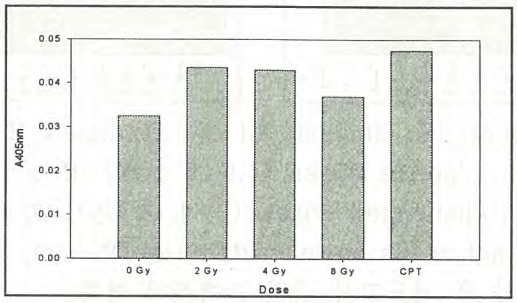


Fig 2. Caspase-3 assay of γ-irradiated EB-3 cell line. Cells were irradiated with various doses of γ-irradiation and were incubated for 5 days. After cells were harvested and lysed, supernatants were collected. Caspase-3 specific substrate (colorimetric substrate) were added to supernatants and measured at 405 nm by microplate reader.

3. EB-3 세포에서 방사선 조사 후 Bcl-2 family 단백질의 변화

Pro-apoptotic 유전자인 Bax은 방사선을 조사하지 않은 세포주와 비교하였을 때 2, 4, 8 Gy에서 발현이 증가했음을 확인할 수 있었다. 하지만 Bax의 endogenous inhibitor로 알려져 있는 Bcl-2의 발현은 2 Gy에서 발현이 약간 증가하였을 뿐 4, 8, 10 Gy에서는 방사선을 조사하지 않은 군에 비하여 유사한 발현 양상을 보였다. 또한 anti-apoptotic 유전자인 Bcl-xL의 경우, 모든 실험군에서 유사한 발현 양상을 확인할 수 있었다 (Fig. 3).

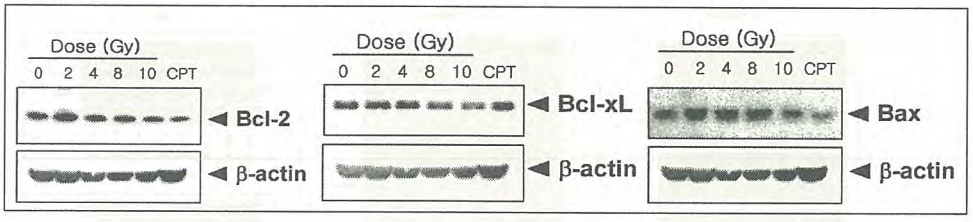


Fig 3. Western blot analysis of γ-irradiated EB-3 cell line. Cells were irradiated with various doses of γ-irradiation and were incubated for 72hrs. After cells were harvested and lysed, cell lysates were subjected to immunoblotting with anti-Bax antibody, anti-Bcl-2 antibody and Bcl-xL antibody, respectively.

4. IM-9 세포에서 방사선 조사 후 DNA fragmentation 변화

방사선 조사 후 세포고사를 확인하기 위해 세포고사의 전형적인 특성인 DNA fragmentation을 확인하였다. 실험결과 1.5, 5 cGy의 저선량 방사선에서는 DNA fragmentation이 일어나지 않았으나, 적응선량을 조사한 군과 조사하지 않은 군 모두에서는 선량에 의존적으로 DNA fragmentation이 일어남을 확인하였다 (Fig. 4). 적응반응효과로서 5 cGy의 저선량을 먼저 조사하였을 때에는 DNA fragmentation 효과가 감소하는 것으로 나타났

다. 특히 방사선 조사 후 20시간대에 감소현상이 보였다.

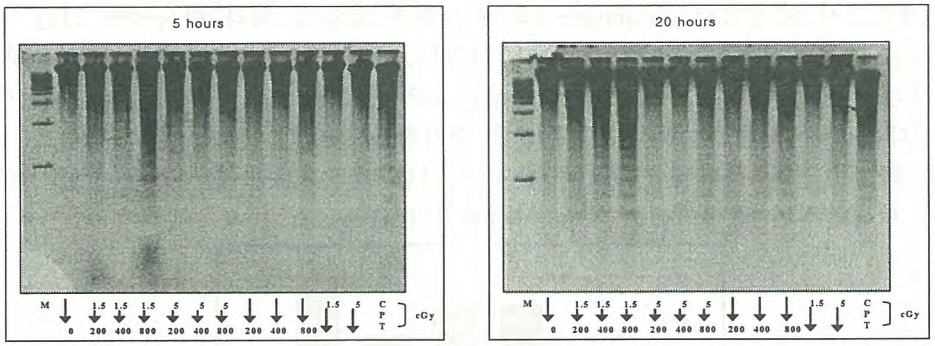


Fig. 4. DNA fragmentation analysis of γ-irradiated IM-9 cell line. Cells were irradiated with adaptive doses (1.5, 5 cGY) of γ-irradiation and then were irradiated with challenged doses (2, 4, 8 Gy). DNA was collected by DNA isolation kit. Each wells were loaded 1μg DNA on 1.5% agarose gel.

5. IM-9 세포에서 방사선 조사 후 세포고사 관련 단백질의 변화

Western blot 결과 Caspase 및 Bcl-2 family 단백질의 발현양은 변화되지 않았으나, 단지 PARP 와 p53 단백질만이 저선량을 제외한 선량에 의존적으로 활성화됨을 확인하였다 (Fig. 5). 이번 결과에는 보여주지 않았으나, Pro-Apoptotic 단백질인 Bax, Bak, Bid의 경우 역시 발현양은 변화하지 않았다. Western blot의 결과로 볼 때, 방사선 조사에 의한 IM-9 세포고사 과정은 Caspase의 활성과 무관한 다른 pathway를 통하여 세포고사가 이루어짐을 확인하였다.

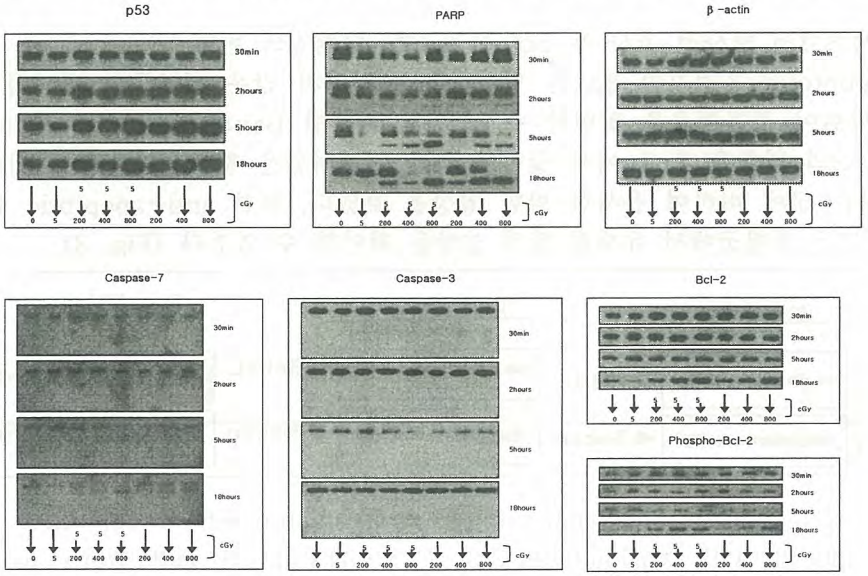


Fig. 5. Western blot analysis of γ-irradiated IM-9 cells. Cells were irradiated with adaptive doses (1.5, 5 cGY) of γ-irradiation and then were irradiated with challenged doses (2, 4, 8 Gy). After each cells were harvested and lysed, cell lysates were subjected to immunoblotting with antibodies which was related with apoptosis.

고 찰

자외선 (UV)과는 달리 전리방사선에 의한 DNA 손상은 단일가닥 절단 (SSB), 이중가닥 절단 (DSB), DNA-DNA cross links, DNA-단백질 cross links를 유발하는 것으로 알려져 있는데, 염색체이상, 미소핵, 세포사, 형질전환 등의 생물학적 효과는 대부분 이중가닥 DNA 절단과 연관되어 있다고 한다 [11]. 전리방사선에 의해 초래되는 이중가닥 DNA 손상은 DNA 복구기전, 세포주기의 지연, 세포고사 등과 같은 신호전달 경로를 자극한다. 이러한 손상반응경로는 게놈 복구를 촉진하고 선천적 변이의 축적을 저지한다. 수많은 종양세포에서 이 경로를 구성하는 분자들이 결실되어 왔다고 보고 되어, 이 경로가 종양형성을 제한하는데 주요한 작용을 하는 것으로 여겨졌다 [12]. 수많은 손상경로 중 중요한 분자의 하나인 Chk2는 ATM 단백질에 의해 활성화되어 DNA 합성과 세포주기를 조절한다. 게놈 손상에 의해 활성화된 Chk2는 Cdc25c의 작용을 억제하여 S 혹은 G2 기에 있는 세포가 유사분열기로 진행되는 것을 억제한다. 그리고 Chk2는 p53의 활성을 억제하는 mdm2를 제거하기 위해 p53의 serine 20 부위를 인산화 시키고, 전사인자로서 p53의 작용과 관련된 serine 15 부위를 인산화 시켜 p53의 핵내 축적을 유도한다 [13]. 축적된 p53은 세포고사를 유발하는 bax와 같은 유전자의 전사를 유도하고, Cdks를 억제하는 $p21^{WAF-1/CIP-1}$을 활성화하여 G1기 지연을 유발시킨다 [14]. 전리방사선에 의한 게놈 손상 반응과 관련된 다른 분자는 ATM family에 속하는 DNA-PK이다 [15]. DNA-PK는 450 kDa의 분자량을 가지고 있는 DNA-PKcs와 Ku70/Ku86의 복합체로 이루어져 있으며 Ku70/86은 손상된 이중가닥 DNA를 인지하여 결합하고, 손상된 가닥은 DNA-PKcs의 작용에 의해 복구되는 것으로 알려져 있다[15]. DNA 복구가 제대로 이루어지지 않은 세포는 결국 Caspase 단백질들의 활성화에 의해 세포고사를 유도한다. AIF(Apoptosis inducing factor)는 미토콘드리아에 존재하는 flavoprotein으로서 세포고사가 유도될 때 미토콘드리아로부터 핵 내로 전위하여 세포고사를 유도하는 단백질로 알려졌으며, Caspase에 비의존적인 경로를 통한 세포고사에 중요한 매개체로서 작용하는 단백질이다 [16]. 또한 PARP-1의 활성은 AIF의 핵 내 전위를 위해 필요하며 이는 PARP-1 의존적인 세포고사에 AIF가 중요함을 시사한다 [17]. 이번 실험결과 EB-3 세포의 경우에는 방사선에 의해 유도되는 세포고사 효과에서 Caspase-3의 활성 증가로 인해 Caspase 의존적 세포고사 경로를 통하는 것과 비교 (Fig. 2, 3)하여 IM-9 세포는 Caspase 및 Bcl-2 family의 단백질의 활성과 양적인 변화가 없었다. 또한 PARP 단백질은 Caspase의 활성과 무관하게 cleavage가 일어남을 확인 하였다 (Fig. 5). 이 논문에 결과를 제시하지는 않았으나 세포고사의 다른 경로인 Ceramide 관련 JNK 단백질의 활성으로 인한 세포고사의 가능성을 확인하기 위해 인산화 JNK 단백질의 Western blot 결과, 변화가 없었음을 확인하였다. 이는 IM-9 세포의 경우 방사선에 의해 유도되는 세포고사에서 Caspase와 무관하게 PARP 단백질의 활성에 의한 AIF 단백질이 핵 내로 전위되어 세포고사를 유도할 것이라는 가정을 제시한다. 이러한 세포고사 기전의 발견은 악성 림프종에 대한 방사선 치료시 세포고사를 일으킬 수 있는 약물을 병행함으로써 암 치료효과를 증진시킬 수 있으리라 생각된다.

DNA 복구인자인 ATM 및 DNA-PK 등이 활성화되면 세포주기를 지연시키는 것으로 알려졌는데, 최근, ATM 및 DNA-PK의 활성을 억제하였을 때 적응반응 효과가 나타나지 않았다고 Miura등 (2002)의 보고에서도 증명되고 있다 [18]. 이러한 보고에서와 같이 본 연구에 결과를 보여주지 못했던 세포생존율에 대한 적응반응 현상이 IM-9 세포주에서도 나타나지 않았으며 ATM과 DNA-PK의 활성변화가 일어나지 않는 것을 확인하였다. 결국, 저선량 방사선이 핵내 DNA 국소부위에 손상을 주고 이것을 회복시키기 위한 다양한 관련 단백질과 효소들의 축적됨으로써 적응반응효과를 유도시킨다는 Ikushima 등 (1996)의 설명과 연관하여 볼 때 [19], 말초혈액 림프구의 적응반응 효과는 DNA 손상의 회복에 의한 결과일 것으로 생각된다.

따라서, 인체세포에서 관찰되는 적응반응효과는 DNA 손상 회복 이외에 세포고사 등이 관련되기 때문에 적응반응현상에 대한 메커니즘을 규명하기 위해서는 세포내 DNA 손상에 의해 활성화되는 단백질과 세포고사 및 DNA 손상 회복과 관련된 신호전달체계에 대해 보다 많은 연구가 진행되어야 할 것이다.

참고문헌

1) Stebbing, Sci Total Environ., 22(3):213-34. (1982).
2) Atkinson JL, Sundt TM Jr, Dale AJ, et. al., Neurosurgery,. 171-8. Review. (1989)
3) Luckey TD. Health Phys. 771-89. Review. (1982)
4) Land CE. Cancer. Aug 15;46(4 Supp l):868-73. (1980)
5) Miller MH, Rice NS. Br J Ophthalmol., 584-90. (1991)
6) Parsons PA. Health Phys., 513-6. (2002)
7) Dominguez, I., Panneerselvam, N, et. al. Mutation Research, vol. 301, 135-141.(1993)
8) Olivieri G, Bodycote J, Wolff S. Science. 594-7. (1984)
9) Gong SL, Liu SC, Liu JX, Zhang YC, Liu SZ. Biomed Environ Sci. 180-188. (2000)
10) Joiner MC, Marples B, Lambin P, Short SC. Int J Radiat Oncol Biol Phys. 379-89. (2001)
11) Smith ML, Chen IT, Zhan Q, O'Connor PM, Fornace AJ Jr. Oncogene., 1053-9. (1995)
12) Hirao A, et. al. *Science* 287: 1824-182. (2000)
13) el-Deiry WS. *Semin Cancer Biol* 8: 345-357. (1998)
14) Blunt T, et al. Cell., 813-23. (1995)
15) Blunt T, Finnie NJ, Taccioli GE, Smith GC, Demengeot J, Gottlieb TM, MizutaR, Varghese AJ, Alt FW, Jeggo PA, et al. Cell., 131- 42. (1993)
16) Nicholas Joza. et. al. Nature,, 549-554. (2001)
17) Seong-Woon Yu. et. al. Science. (2002)
18) Miura Y., Abe K., Urano S., Furuse T., Noda Y., Tatsumi K. and Suzuki S., Int. J. Radiat. Biol., 913-921. (2002)
19) Ikushima T., Aritomi H., Morisita J., Mutation Research, vol. 358, 193-198. (1996)

제R1분과
의료 및 생물 (Poster)

빈 면

자외선 B 조사에 의한 마우스 피부 일광화상세포의 발생 및 녹차투여의 효과

김성호·김세라·이해준·이진희·김유진·김종춘·장종식[1]·조성기[2]

전남대학교 수의과대학, [1]상주대학교 축산학과, [2]한국원자력연구소 방사선이용연구부

요 약

SHK1-hr 마우스에서 UVB 조사 후 시간 경과 및 조사용량별 SBC의 형성 변화와 녹차투여의 효과를 관찰하였다. UVB 200 mJ/cm^2 (0.5 mW/sec)을 조사하고 0, 3, 6, 12, 18, 24, 30 및 36시간 후에 변화를 관찰한바 조사 후 3시간부터 SBC가 관찰되었고 24시간까지 증가되다가 30시간부터 감소하였다. UVB를 0, 25, 50, 100, 200, 400 및 800 mJ 조사하고 24시간에 변화를 관찰한바 200 mJ까지는 SBC의 발생이 증가되었으나 이상의 조사용량에서 변화는 없었다. 녹차 투여 (i.p.)에서 따라 UVB에 의한 SBC 형성은 감소되었다 ($p<0.01$).

림프구 미소핵 측정법을 이용한 원자력발전소 주변 소의 이상산에 대한 방사선생물학적 평가

김성호, 김세라, 이해준, 이진희
전남대학교 수의과대학

요 약

원자력발전소 주변에서 발생된 이상산 소를 대상으로 생존 기형송아지, 기형 송아지의 어미소 및 동거소를 대상으로 방사선 오염유무를 판단하기 위하여 혈액수치의 변화와 세포질분열 차단 림프구의 미소핵 발생을 지표로 세포유전학적 검사를 실시하였다. 기형소, 어미소, 동거소 및 대조지역 사육 소의 1000개 림프구 당 미소핵 발생은 각각 평균 9개, 10.8개, 13.3개 및 10.0개였으며, 시험적 방사선 조사 후 도출된 선량-반응식을 근거로 세포 당 미소핵의 수를 대입한 바 추정선량은 선량-반응식 도출을 위한 소에서 방사선 비조사군의 발생율 보다 낮았으며, 강제적 추정선량은 기형소에서 -5.6 cGy, 어미소에서 -3.8 cGy, 동거소에서 -1.35 cGy, 대조지역 사육 소에서 -4.62 cGy 였다. 일부혈액 수치의 감소는 기형발생과 관련된 질병에 의한 결과로 생각되며, 림프구 미소핵 발생을 지표로 한 방사선 생물학적 선량 측정의 결과, 본 연구에서 적용된 원자력발전소 주변 기형송아지의 발생은 방사선 오염과는 무관한 것으로 사료되며 원자력 시설에 대한 생물학적 감시체계의 구축 및 지속적 조사가 필요하다.

원자력발전소 사육 재래산양의 방사선 생물학적 평가

김성호, 김세라, 강창모*, 김태환**, 이해준, 조성기***
전남대학교 수의과대학, *원자력의학원, **경북대학교 수의과대학, ***한국원자력연구소

요 약

월성 및 울진원자력발전소와 대조지역(전남 화순)에서 사육된 재래산양의 말초혈액을 이용하여 혈액학적 분석 및 세포유전학적 분석을 실시하였다. 환경방사선 노출에 대한 지표로서 각 지역 재래산양의 림프구를 대상으로 세포질분열 차단세포를 유도하고 이들 세포에서 미소핵 측정을 실시하였다. 시험관내에서 실험적으로 방사선을 조사한 림프구를 대상으로 도출된 최적 선량-반응식에 각 지역 재래산양에서 측정된 미소핵 빈도를 적용하여 추정 선량을 파악하였다. 월성 및 울진 원전과 대조지역 사육 재래산양의 미소핵 발생은 100개의 이핵세포 당 각각 평균 9.60개, 6.83개 및 9.88개 였다. 원전 사육 재래산양과 대조지역 사육 재래산양의 혈액수치 및 미소핵의 발생에서 유의성 있는 차이가 없어, 본 연구에서의 결과는 원자력발전소와 대조지역의 방사선 관련 유해성은 차이가 없는 것으로 생각된다.

의료용 방사능 측정장비 교정을 위한 Monte Carlo 연구

이경범, 이종만, 곽지연, 박태순,오필제, 이민기
한국표준과학연구원

요약 – 대부분의 의료기관에서 환자의 진단 및 진료에 사용되는 방사성 동위원소(방사성 의약품)의 방사능을 측정하기 위해서 소위 isotope calibrator를 사용한다. isotope calibrator를 이용하여 방사성 용액의 방사능을 정확하게 측정하기 위해서는 교정인자가 필요한데 이 교정인자는 측정하고자 하는 방사성 핵종에 따라, 방사성 용액을 담는 용기에 따라, 담긴 용액의 부피에 따라 그리고 isotope calibrator의 제작회사에 따라 다른 값을 갖게 된다. 국가측정 대표기관인 한국표준과학연구원에서는 모든 상업용 isotope calibrator에 대해 직접 기기 교정을 수행하여 정확한 교정인자를 병원에 제공함으로써 임상에서의 방사성 의약품의 방사능 측정 정확도를 향상시켜 환자에 대한 불필요한 방사선피폭을 방지하고자 이동용 방사능 측정표준기를 개발하였다. 본 논문에서는 개발된 이동용 표준기의 안정성과 기저방사선의 영향 등을 보고한다. 특히 방사성 용액을 담는 용기와 및 방사성용액의 부피에 대한 측정값의 의존성을 고찰하기 위해서 Monte Carlo 연구를 수행하였다.

Cluster Damages in NIH 3T3 cell Induced by Gamma Ray

김천호
원자력의학원

Abstract

Clustered DNA damages – two or more closely spaced damages (strand breaks, abasic sites, or oxidized bases) on opposing strands – are suspects as critical lesions producing lethal and mutagenic effects of ionizing radiation. We have shown that gamma rays induced such damage clusters in genomic DNA, including DNA from human cells. DNA is treated with an endonuclease that induces a single-strand cleavage at an oxidized base or abasic site. If there are two closely spaced damages on opposing strands, such cleavage will reduce the size of the DNA on a nondenaturing gel. We show that ionizing radiation does induce clustered DNA damages containing abasic sites, oxidized purines, or oxidized pyrimidines.

중성자 및 감마선 조사 후 C57BL/6 mouse의 혈액과 비장의 DNA 손상에 관한 연구

천기정, 서원숙
한국 원자력 연구소, 동위원소 이용 연구부

요 약

8주령 된 C57BL/6 mouse를 보론 화합물을 투여하고 중성자와 감마선에 노출 시킨 후, 단일 세포 겔 전기 영동(single cell gel electrophoresis)을 통하여 DNA의 손상을 확인하였다. 본 실험에서는 가장 일반적으로 사용되고 있는 보론 화합물인 BPA와 BSH를 사용하였다. BPA는 750mg/kg body wt.로 조사 3시간 전에 주사하고, BSH는 75mg/kg body wt.로 조사 1시간 전에 주사하여 중성자와 감마선을 15Gy 조사하였다. 조사 3일후 blood와 spleen을 채취하여 각각의 lymphocyte를 분리하였다. 각 lymphocyte의 DNA 손상 정도는 comet assay를 통해 측정하였다. 중성자만을 조사 했을 때는 blood와 spleen 모두에서 DNA 손상 정도가 크게 나타났다. 보론 화합물을 처리한 것은 처리하지 않고 조사한 것보다 손상 정도가 낮게 나타났으며, 보론 화합물의 종류에 따라서도 조금씩 다른 값이 나타났지만, 보론 화합물이 세포의 손상에 다소 영향을 미치는 것으로 사료된다. 감마선 조사에서는 blood lymphocyte는 중성자 조사에서와 같이 보론 화합물을 투여했을 때 splenic lymphocyte에서 DNA 손상 정도가 약간 나타났으며, blood lymphocyte는 DNA 손상 정도가 나타나지 않았고, 중성자 조사에서는 보론 화합물 투여시 blood 및 splenic lymphocyte에서 모두 DNA 손상 정도가 중성자 조사 단독 때보다 낮게 나타났다. 보론 화합물은 중성자와 감마선에 따라 blood lymphocyte 및 splenic lymphocyte에 미치는 영향이 다름을 알 수 있었다.

방사능 세기 및 반응시간에 따른 홀뮴-키토산 복합체의 안정성 확인

신병철, 김세중, 최상무, 박상현, 박경배
한국원자력연구소 동위원소이용연구부

요 약

반응시간과 홀뮴의 방사능 세기(40, 80, 160 mCi)에 따른 홀뮴-키토산 복합체의 안정성을 확인하고자 하였다. 홀뮴-키토산 복합체의 방사능은 키토산에 홀뮴을 가한 후 2 시간까지는 방사능의 세기에 관계없이 홀뮴 누출율의 차이가 없었으나 반응 후 4 시간이 경과한 다음에는 방사능세기에 따라 누출되는 방사능량이 증가되었다. 홀뮴-166을 사용한 경우에는 단시간 내에 누출율이 급격히 증가 되었다. 따라서 홀뮴-키토산 복합체 제조 시에는 1 바이알 당 80 mCi 이하의 방사능량을 사용하고 반응시킨 후 2시간 이내에 사용하는 것이 바람직할 것으로 사료되었다.

중심어 : 홀뮴-키토산 복합체, 반응시간, 겔

호흡에 의한 내부 움직임의 영향이 있는 장기에서의 실험적 선량 측정

[1]정진범, [2]정원균, [1]서태석, [1]김연래
[1]가톨릭대학교 의과대학 의공학교실
[2]서울보건대학 방사선과

ABSTRACT

Respiratory motion in the thorax and abdomen is an important limiting factor in high-precision radiation therapy. The lung tumor and tumor(pancreas, stomach) in abdomen therefore are internal motion due to breathing. We will perform to measurement of dose for these moving tumor. In preliminary study, we investigated displacement of moving tumor such as lung tumor, tumor in abdomen with previously reported papers. With reference data, internal movements of tumor are displayed with phantom and moving control device(MCD), which appear three dimension (3-D) motion such as x, y and z axis. These devices are used to access dose delivered in tumor with and without internal motion. The MCD and phantom were used to evaluate a delivered dose under similar condition, although there are not same internal tumor motion.

In future, we will obtain the exact evaluation of dose if improved in programed software of moving control device and measure precise internal motion using image modality such as fluoroscopy, simulator in based on this study.

Keywords : 내부 장기 움직임, 호흡주기, 구동 팬톰시스템

Reduction of statistical uncertainties in Monte Carlo photon dose calculation using wavelet domain noise filtration

Kwang-Ho Cheong[1], Tae-Suk Suh[1], Jeong-Seok Kim[1], Byung-Chul Cho[2]
[1]Dept. of Biomedical Engineering, The Catholic University of Korea
[2]Dept. of Radiation Oncology, Hallym University Sacred Heart Hospital

Abstract

In this study, we propose the computation time and uncertainty reduction method using specially designed de-noising filter in wavelet domain. We had combined Wiener method and wavelet transform to define the appropriate noise suppression level. Proposed algorithm were implemented for the case of photon dose calculation in homogeneous and heterogeneous phantoms each. Filtering time was negligible comparing to Monte Carlo simulation time. This method showed the beneficial result in heterogeneous phantoms as well as in homogeneous phantom, even though the effectiveness of de-noising was quite case dependent.
Keywords : Monte Carlo, statistical uncertainties, noise, de-noising, wavelet transform

중재적방사선분야의 안전관리 현황 평가

식품의약품안전청
정승환, 오현주, 이광용, 차승환, 이병영, 오헌진, 연경모*, 이해광

국 문 요 약

본 연구는 국내의 중재적방사선학 분야에서의 방사선안전관리에 대한 현황파악과 중재적방사선 시술시 방사선관계종사자가 받는 피폭선량 및 작업환경에서의 방사선량을 측정함으로써 방사선방어 대책을 세우는데 기초자료를 마련하고자 수행하였다. 전국의 중재적방사선 시술을 실시하고 있는 72개 병원을 대상으로 설문지 및 방문조사를 통하여 현황을 조사하고 시술에 참여하는 방사선관계 종사자의 피폭선량과 방어시설내의 작업환경에서의 방사선량을 측정한 결과 시술에 사용되는 방사선발생장치 대수는 119대이었고, 관계종사자수는 전체 744명으로, 방사선전문의가 307명, 전공의 116명, 일반의 5명, 방사선사 171명 및 간호사 145명이었으며, 검사건수는 simple angiography와 arterial(chemo)embolization이 각각 장치당 평균 605건과 평균 138건으로 다른 검사에 비해 많이 시술되는 것으로 조사되었다. 또한 시술자는 좌측 눈과 좌측 손에 각각 평균 피폭선량이 100분 투시시간당 1.19 mSv(0.11~4.13 mSv)와 4.32 mSv(0.16~11.0 mSv)로 측정되었고, 방어시설내 작업환경에서는 평균선량이 10시간 투시시간당 0.46±0.15 mSv이었다. 본 연구를 통하여 얻어진 결과는 중재적방사선학분야에서의 방사선방어에 관한 파이롯 연구로서 시술 검사당 피폭선량 측정 등 이 분야의 추가 연구가 필요한 것으로 사료된다.

낮은 에너지 전자와 티미딘 충돌에 의한 쪼개짐 관찰과 생체분자의 방사선 장해 연구

박연수, 노형아, 윤수경, 조 혁, 황창수*
S. Ptasinska**, P. Scheier**, T. D. Mark**
충남대학교 물리학과, *공군사관학교 물리학과
**Institute for Ionphysics, University of Innsbruck

요 약

DNA 가닥의 쪼개짐이 에너지가 20 eV보다 낮은 전자와 DNA 분자의 상호작용 결과로 생긴다는 사실이 최근 발표되었다. 2차 전자같이 낮은 에너지 전자와 DNA의 상호작용에 관한 기초 연구를 통해 DNA의 손상 과정을 이해하고 응용함으로써 DNA 손상으로 생기는 많은 질병의 치료에 도움이 될 것이다. 티미딘과 14 eV보다 낮은 에너지를 갖는 전자와의 충돌 실험에서 $(TD-H)^-$, $(DR-H)^-$, $(T-H)^-$, $(OCN)^-$ 음이온 스펙트럼을 관찰했다. 이렇게 생성된 스펙트럼에서 공명이 일어남을 볼 수 있었다. 충남대 그룹에서는 생체분자의 방사선 장해 연구를 수행하기 위해 사중극자 질량분석기(Quadrupole Mass Spectrometer:QMS), Trochoidal Electron Monochromator(TEM)등으로 구성된 전자충돌 시스템을 구성 중에 있다.

정위적 방사선 수술시 병소와 정상조직의 경계영역을 고려한 병소내 선량분포의 최적화

가톨릭대학 의과대학 의공학교실[1)]
강남성모병원 신경외과[2)]

최경식[1)], 서태석[1)], 오승종[1)], 최보영[1)], 김문찬[2)]

요 약

본 연구는 원형 콜리메이터와 반구형의 헬멧상에 위치한 201개의 구멍을 통한 방사선 수술 계획시 빔관련 변수들을 이용하여 최적의 자동적 수술 계획 방법을 개발하였다. 정위적 방사선 수술시 원형 콜리메이터를 사용한 비공면호 방식과 반구형의 헬멧상에 위치한 201개의 구멍을 통한 선량조사는 병소내 하나의 점을 중심으로 고선량의 범위내에서 구형의 선량분포를 형성한다. 이러한 구형의 선량분포는 병소와 정상조직간의 선량기울기가 크고, 치료 계획시 빠른 계획을 수립할 수 있다. 본 연구에서는 한 점을 중심으로 구형을 형성하는 회전중심점들을 불규칙한 병소내 자동적으로 빠른 최적의 배치를 시키기 위하여, 병소를 정육면체 구조로서 근사화 시켰다. 그리고, 병소내 선량 분포와 연관하여 회전중심점들의 병소내 최적의 위치를 찾기 위해, 3차원적 공간 단위인 체적소(1×1×1 ㎣)로서 병소와 정상조직의 경계영역을 고려한 최종적인 회전중심점의 위치를 자동적으로 결정하였다. 또한, 이 방법의 병소내 선량분포의 검증을 위하여 Radiation Therapy Oncology Group(RTOG)의 권고사항을 적용하여 불규칙한 모양의 병소에 대한 선량의 포함정도(coverage)와 균질성(homogeneity), 일치성(conformity)을 평가하였다. 3개의 다른 모양을 가지는 병소의 모델에 대하여 병소와 근사화된 영역인 정육면체 영역간의 체적소 비율을 적용하여 회전중심점들의 병소내 배치를 수행했다. 그 결과, 병소의 체적을 95%이상을 감싸는 처방선량에 대하여, 초기 구형의 크기를 5mm로서 배치시킬 때, 66%, 73%, 68%의 등선량 곡선내에 포함시켰다. 또한, 8mm일 경우에는 각각 74%, 63%, 68%의 등선량 분포값을 획득하였다. 그리고, 각각의 병소에 대한 선량의 균질성은 적어도 95%의 체적에 있어서 모두 2.0미만의 비율을 나타내었고, 선량의 일치성과 관련해서도 2.0 미만의 아주 만족스러운 비율들을 획득하였다. 많은 다양한 모양의 병소에 대하여 3차원적 공간단위를 적용한 이 방법은 병소내 선량분포에 대하여 만족할만한 결과를 얻었다. 이러한 방법은 선형가속기와 감마나이프를 이용한 정위적 방사선 수술 계획시 수술 계획자에게 많은 도움을 줄 수 있을 것이다.

중심단어 ; 정위적 방사선 수술, 수술 계획, 병소근사화, 선량분포평가

의료기관 공기 중 농도 측정을 통한 내부피폭 선량평가의 필요성

박진영, 김정인, 최 훈, 이병일, 임영기, 김종순
한국수력원자력(주) 방사선보건연구원

요 약

의료기관 종사자의 직업상 피폭에 대한 신뢰할 만한 내부피폭 평가를 수행하기 위해 전국의 의료기관 중 14개를 선정하여 공기 중 방사성 핵종 농도를 측정하였다. 종사자의 피폭우려가 가장 높은 분배실의 측정결과, 작업시간을 2000시간으로 가정하였을 시에 연간 2mSv를 기준으로 한 DAC값을 초과하는 의료기관을 확인하였으나, 피폭저감화 조치 시행 후 재측정 결과 양호한 값을 보여주었다. 보수적인 시간이 아닌 실제 작업시간을 적용한 새 DAC값을 적용한 결과, 측정 대상기관 모두 DAC값 미만이었으므로, 공기 중 농도 측정 방법을 통한 의료기관의 추가적인 내부피폭 선량평가는 필요하지 않을 것으로 판단된다.

물리적 인형 팬텀을 사용한 나선형 주사 CT 촬영 시 환자의 피폭 선량 실측

장기원, 권정완, 이재기
한양대학교 원자력공학과

요 약

촬영의 고속성, 데이터의 연속성 및 가공성이라는 특성으로 인해 나선형 주사 촬영은 CT 검진의 주류를 이루고 있다. 또한 빠른 속도의 촬영은 환자의 피폭 선량을 기존의 촬영방식에 비해 현저하게 감소시킬 수 있어 환자의 피폭량이 큰 CT의 선량감축방안으로 제시되고 있다. 이에 본 연구에서는 CIRS ATOM팬텀과 TLD를 이용하여 두 가지 촬영모드에 대한 피검자의 피폭 선량을 실측하여 이를 비교 및 분석해보았다. 복부 촬영에 대한 환자의 유효선량은 슬라이스 방식의 경우 17.78 mSv, 나선형 방식의 경우 10.01 mSv로 나타나 기존의 촬영모드에 비해 약 44%에 가까운 선량감소를 확인할 수 있었다. 그러나 1회 촬영 시 10 mSv에 가까운 선량은 기존의 X선 촬영으로 인한 환자의 피폭선량의 약 10배정도에 가까운 값이므로 촬영 프로토콜에 따른 구체적인 선량평가 체계 수립이 필요하다.

국내 방사선 과피폭 의심자에 대한 생물학적 선량평가 사례 보고

이정은, 양광희, 김희선, 정미선, 김차순, 진영우, 김종순
한국수력원자력(주) 방사선보건연구원 방사선영향연구팀

서 론

방사선 피폭사고가 발생한 경우에 사고환자에 대한 신속하면서도 정확한 선량평가 의료적 방침뿐만 아니라 예후를 추정하는 데 매우 중요하다. 최근, 국내에도 산업 및 의료적 방사선의 이용이 증가하면서 상대적으로 방사선에 노출되는 기회 역시 늘어나고 있다.

방사선 피폭환자에 대한 피폭선량은 통상적으로 개인용 필름뱃지나 열형광선량계를 지표로 하여 정기적으로 평가하고 있지만, 이러한 개인용 선량계의 분실이나 착용하였더라도 온도나 습도와 같은 다양한 환경적 변수에 의해서 유효선량을 정확히 반영하지 못하는 경우가 있다. 이러한 경우를 대비하여 혈액을 포함한 생물학적 지표를 이용하여 피폭선량을 추정하려는 생물학적 선량측정 방법이 발달하여 오고 있으며, IAEA에 의하여 정리되어 활용되고 있다. 방사선 사고가 발생할 경우 국내외적으로 널리 이용되고 있는 생물학적 선량평가법으로 염색체이상 분석법(Chromosomal aberration assay, CA)과 미소핵 분석법(Micronucleus assay, MN) 등이 대표적이라고 할 수 있으며, 최근에는 새로운 분자생물학적 기법들이 도입되면서 안정형 염색체이상 분석법(Fluorescence in situ hybridization), 단세포 전기영동법(Comet assay), Glycophrin A 돌연변이 분석법, HPRT 돌연변이 분석법 등이 평가에 이용되고 있다. 본 방사선보건연구원에서도 기존의 연구과제를 통하여 생물학적 선량평가를 위한 지표들의 특성이 검토되었을 뿐만 아니라 피폭이나 선량의 종류에 따라서 대응할 수 있는 선량평가법이 개발되었다.

본 보고에서는 그 동안 원자력안전기술원 및 기타 기관에서 의뢰한 방사선 과피폭 의심자에 대한 선량평가 결과를 정리하였으며, 향후 발생할 수 있는 방사선 과피폭에 대한 개발된 생물학적 선량평가법의 활용성을 재조명하고자 한다.

연구대상 및 방법

가. 체외조사에 의한 표준 선량-반응곡선 작성

1) 염색체이상 분석법

건강한 사람 3명으로부터 말초혈액을 공혈 받았으며 ^{137}Cs 감마선 조사기를 이용하여 100 cGy 이하의 저선량 표준 선량-반응곡선을 작성하기 위해 각각 9.22, 18.43, 27.65, 46.83, 92.17 cGy를 9.22 cGy/sec의 선량률로 피조사 하였으며 고선량 표준 선량-반응곡선을 구축하기 위해 각각 100, 300, 500, 700, 900, 1100 cGy를 조사하여 림프구의 배양액은 RPMI 1640(Gibco, USA)에 FBS(15%), PHA(20㎕/ml)를 첨가하여 만들었고, 세포배양 44시간 후에 세포질 분열을 저지하기 위해 Colcemid(6 ㎍/ml, Sigma, USA)을 처리하고 37℃가 유지되는 5% CO2 배양기에서 총 48시간 세포배양을 한 다음, 분열중기세포를 수집하여 염색체 표본을 작성하였다.

정상적인 염색체 모양 및 크기를 International System for Human Cytogenetic Nomanclature[1] 에 의거하여 분류하고 염색체 변이를 관찰한 다음 불안정형 염색체이상을 계수하여 표준선량-반응곡선을 작성하였다. 각 실험군의 통계적 유의성을 살펴보기 위해 t-test를 실시하였으며 각각 관찰된 염색체이상의 빈도(Ydr)와 흡수선량(D)과의 관계식, $Ydr = \alpha D + \beta D^2$을 얻고 α, β값은 비선형회귀분석(non-linear regression)에 의해 구했다. 선량추정값은 국제원자력기구에서 발표한 기술집[2]에 의거하여 각 흡수선량 결과값의 95% 신뢰구간을 정하였다(Fig. 1).

2) 미소핵 분석법

건강한 사람 8명으로부터 말초혈액을 제공받은 후 조사선량에 따라 10개 그룹(0, 10, 20,

30, 50, 70, 100, 200, 400, 800cGy)으로 나누어 방사선 발생장치(^{137}Cs, 0.8Gy/분)를 이용하여 감마선을 조사하였다. 방사선 조사 후 림프구를 Histopaque를 이용하여 원심 분리한 후 ml당 2×10^6cell/ml가 되도록 최종 희석하여 배양하였다. 림프구의 배양액은 RPMI 1640(Gibco, USA)에 FBS(15%), PHA(20㎕/ml)를 첨가하여 만들었고, 세포배양 44시간 후에 세포질 분열을 저지하기 위해 cytochalasin-B (6 ㎍/ml, Sigma, USA)을 처리하고 37℃가 유지되는 5% CO2 배양기에서 총 72시간 동안 세포배양을 하였다. PHA을 이용하여 활성화시킨 림프구는 배양이 끝난 후 통상적인 미소핵 제작방법에 따라서 슬라이드를 제작하였다. 제작된 슬라이드는 아크리딘 오렌지(Acridine orange) 형광염색 하였고 2,000개 이상 관찰하였다. 각 실험군 간의 통계적 유의성을 살펴보기 위해 t-test를 실시하였으며, 염색체이상 출현빈도(Ydr)와 흡수선량(D)과의 관계식은 Ydr = αD + βD2에 따랐다. 선량추정은 국제원자력기구에서 발표한 기술집[2]에 의거하여 95% 신뢰구간을 범위로 하였다(Fig. 2).

나. 방사선 과피폭 의심자의 선량평가

본 보고에 기술된 방사선 작업종사자들은 개인선량계의 분실, 개인선량계 분석에 따른 원인불명의 과피폭, 피폭사고된 경우로서 생물학적 선량평가를 받고자 의뢰되었다. 본 원에 의뢰된 분들에 대해서는 말초혈액 림프구의 생체 반감기를 고려하여 채혈하고 통상적인 방법에 따라서 염색체를 작성하고 이동원체 및 환상 염색체 출현빈도를 계수하였다. 또한, 의뢰자의 피폭상황을 고려하여 미소핵 검사법을 병행하여 중복적 평가를 수행하였다(Table 1, 2).

결 과

가. 체외조사에 의한 저선량 표준선량-반응곡선 작성

1) 염색체이상 분석법

방사선량과 이동원 및 환상 염색체를 지표로 선량-반응관계를 관찰하고 정리하였다. 저선량 영역(100cGy이하)에 대한 선량-반응식은 Ydr = 5.22×10^{-4} D + 2.96×10^{-6} D^2 와 (α값: 5.22×10^{-4}, β값: 2.96×10^{-6})이었다 (Fig. 1a). 고선량 영역(100cGy이상)에 대한 선량-반응식은 Ydr = 0.2119 D + 0.0394 D^2 (α값: 0.2119, β값: 0.0394)이었다 (Fig. 1b).

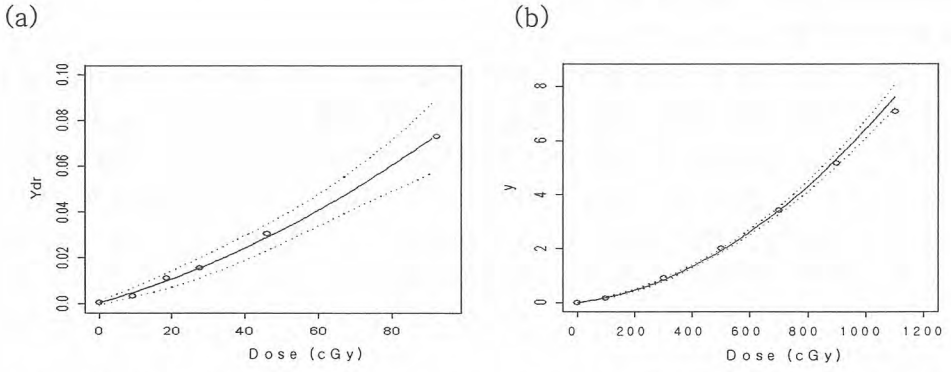


Fig. 1. The standard dose-response curve of chromosomal aberration after γ-irradiation with ^{137}Cs in vitro.

(a) Low dose-response curve under 100cGy. Ydr=5.22×10^{-4}D+$2.96\times10^{-6}$$D^2$, r^2=0.95.

(b) High dose-response curve above 100cGy. Ydr=0.2119 D+0.0394 D^2, r^2=0.96.

Ydr : no. of dicentric and ring chromosomes/no. of scored lymphocytes.

cGy : Absorbed dose unit

2) 미소핵 분석법

방사선량에 따른 미소핵 빈도와의 상관관계를 비선형회귀분석한 결과, 저선량 영역(100cGy

이하)에서는 $Ymn = 0.0114 + 6.92\times10^{-4} D + 1.54\times10^{-6} D^2$, 고선량 영역(100cGy이상)에서는 $Ymn = 0.0111 D + 8.49\times10^{-4} D - 2.7\times10^{-7} D^2$ 로 나타났다 (Fig. 2).

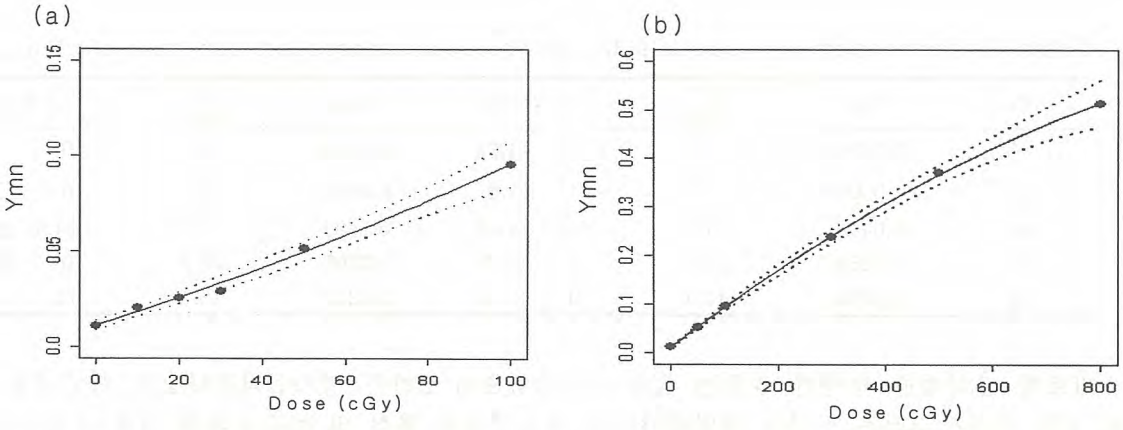


Fig. 2. The standard dose-response curve of micronuclei frequencies after γ -irradiation with ^{137}Cs in vitro.

(a) Low dose-response curve under 100cGy. $Ymn=0.0114+6.92\times10^{-4}D+1.54\times10^{-6}D^2$, $r^2=0.99$.

(b) High dose-response curve above 100cGy. $Ymn=0.0111D+8.49\times10^{-4}D-2.7\times10^{-7}D^2$, $r^2=0.96$.

Ymn : no. of micronuclei/no. of scored lymphocytes.

cGy : Absorbed dose unit

나. 방사선 과피폭 의심자의 선량평가

2003년 9월부터 현재까지 의뢰받은 총 18건 (남자 15명, 여자 1명, 중복검사 2명)에 대해 생물학적 선량평가를 실시한 결과는 다음과 같다(Table 1).

Table 1. Dose estimated patients by chromosome aberration from September 2003 to October 2004

No.	Sex	Age	Smoking period* (pack/day)	Ydr	E.D. (rad)	95% CID
1	M	33	10(0.5)	0.0000	0.0	0 ~ 1.2
2	M	29	7(0.5)	0.0000	0.0	0 ~ 1.2
3	M	27	0(0)	0.0000	0.0	0 ~ 1.2
4	M	39	17(0.5)	0.0000	0.0	0 ~ 1.2
5	M	39	19(1)	0.0000	0.0	0 ~ 1.2
6	M	28	7(1)	0.0000	0.0	0 ~ 1.2
7	M	40	10(0.5)	0.0000	0.0	0 ~ 1.2
8	M	27	12(1)	0.0080	15.0	0 ~ 30.1
9	M	27	12(1)	0.0036	6.7	0 ~ 13.7
10	F	32	0(0)	0.0000	0.0	0 ~ 1.2
11	M	25	-	0.0060	11.4	0 ~ 23.5
12	M	32	-	0.0015	2.3	0 ~ 8.3
13	M	27	6(0.5)	0.0000	0.0	0 ~ 1.2
14	M	27	6(0.5)	0.0000	0.0	0 ~ 1.2
15	M	28	7(1)	0.0000	0.0	0 ~ 1.2
16	M	30	-	0.0422	61.8	33.3 ~ 84.1
17	M	32	-	0.0154	25.7	0 ~ 52.9
18	M	-	-	0.0069	12.4	0 ~ 36.4

* Smoking period unit is year.

총 18건 중 비파괴검사 업체에 근무하는 방사선 작업종사자가 11명(중복검사 2건 포함, 13건)이었으며 병원종사자 2명, 기타 업체 근로자 2명, 수술환자 1명 이었다. 검사의뢰 건수 가운데 10명(중복검사 1건 포함, 11건)은 염색체이상이 관찰되지 않았으며 1명은 염색체이상이 관찰되

었으나 일반인에게서도 발생할 수 있는 수준이었다. 나머지 5명(중복검사 1건포함, 6건)은 연간 한도선량을 초과한 것으로 판명되었다. 염색체이상 빈도와 흡연과의 상관성은 낮았다.

Table 2. Dose estimated patients by chromosome aberration and micronucleus assay

No.	Ydr	E.D. (rad)	95% CID	Ymn	E.D. (rad)	95% CID
14	0.0000	0.0	0 ~ 1.2	0.0149	5.0	0 ~ 20.3
15	0.0000	0.0	0 ~ 1.2	0.0153	5.6	0 ~ 20.3
16	0.0422	61.8	33.3~84.1	0.1493	49.8	24.9~89.9
17	0.0154	25.7	0 ~ 52.9	0.0207	25.2	0 ~ 48.6
18	0.0069	12.4	0 ~ 36.4	0.0227	15.7	6.2 ~ 24.9

미소핵 분석법을 병행한 경우는 모두 5건이었으며 2건은 방사선피폭사고로 의뢰되었고(No. 16, 17) 나머지 3건은 방사선 작업종사자의 개인선량계 분실 및 한도초과에 의해 의뢰되었던 경우로 1건(No. 18)에 대해서만 염색체이상 및 미소핵 빈도가 증가하였음을 관찰하였다. 본 연구를 통하여 피폭선량 10rad를 초과하면서 두 분석법간에 선량평가치가 비교적 일치함을 확인하였다.

고찰

방사선작업종사자 및 방사선 사고시 피폭선량을 평가하기 위해서 이용되는 염색체이상 분석법과 미소핵 분석법은 체르노빌 원전사고를 비롯하여 근래 일본의 JCO사고에서 유용하게 이용되었던 방법이다. 생물학적 선량측정법으로써 염색체이상을 이용하고자 할 경우에는 주로 혈액중의 림프구를 대상으로 하고 있는데, 이는 분열하지 않는 상태에서 피폭되어 발생한 염색체이상이 보존되기 때문에 피폭 후 시간이 경과한 후에도 측정이 가능하다는 점에 기초하고 있다[4,5]. 본 실험의 결과에서 염색체이상분석법과 미소핵 분석법을 동시에 이용했을 때 상호간의 오차가 비교적 작았으며 양쪽 결과 모두 95% 신뢰구간 내에 포함되어 있음을 알 수 있다(Table 2).

방사선 피폭 후 10년 이상의 기간이 경과한 경우나 낮은 양의 방사선에 만성적으로 피폭된 경우에는 불안정 염색체를 지닌 림프구의 수명이 제한되어 실제로 관찰되는 염색체이상빈도는 피폭선량을 정확히 반영해주지 못하는 제한점이 있다. 따라서 급성피폭의 경우에 주로 이용될 수 있는 방법이라 할 수 있다. 본 연구의 결과에서도 시간이 지난 후 다시 검사한 결과 염색체이상 빈도가 감소하는 것으로 나타났다(Table 1: No. 8, 9). 이러한 결과는 Buckton 등에 의해 X-선 치료를 받은 강직성 척수염(Anakylosing spondylitis) 환자에서 보고 된 바 있다[6]. 이 보고에 의하면, 불안정형 염색체이상 지표인 이동원 염색체가 치료 후에 40%정도였지만, 1년 후에는 약 20%, 3-4년 후에는 약 7-8%로 되었으며, 10-30년 후에는 2-1%로 감소되어 관찰되었다. 한편, 안정형 염색체이상은 피폭 30년 후까지 10% 전후로 일정하게 관찰되었다. 이와 같은 안정형이상은 피폭 후에도 장시간 동안 안정하게 존재하기 때문에 피폭직후 및 장시간이 경과한 후의 해석 또는 수해에 걸친 내부피폭에서 방사선장해의 추정에 유효한 지표가 될 수 있다. 2001년 국제원자력기구에서 권고한 Technical Reports Series에 의하면 안정염색체이상 분석법을 이용한 선량평가법을 적극 추천하고 있지만[3] 안정형 염색체이상 분석을 위한 비용이 너무 비싸기 때문에 선량평가 의뢰시 사업체의 부담으로 인해 현재까지 상용화가 되지 못하고 있는 실정이다.

현재 본 연구원에서는 생물학적 선량평가 통합 시스템이 구축되어 있으며 만약에 발생할 수 있는 방사선 과피폭에 대비할 수 있는 준비가 되어 있다(Table 3). 또한, 향후 보다 경제적이고 신속 정확한 선량평가를 위해 방사선에 민감하고 특이적으로 반응하는 생체 지표를 개발하기 위해 지속적으로 연구해 나갈 예정이다.

Relationship between conventional dicentric assay and micronuclei assay for biodosimetry in cultured peripheral blood lymphocytes of Korean individuals

Mi-Young Park*, Min-Ji Seo*, Hyun-Jin Park, Hee-Kyung Kwon, Tae-Hwan Kim+, Su-Jae Lee, Yun-Sil Lee, Young-Hoon Ji, Soo-Yong Choi, Chul-Koo Cho, and Chang-Mo Kang**
Laboratory of Radiation Effect, Korea Institute of Radiological & Medical Sciences (KIRAMS), #215-4, Gongneung-Dong, Nowon-Gu, Seoul 139-706, Korea, +The College of Veterinary Medicine, Kyungbook National University
* These two authors contributed equally to this paper.
** Corresponding author

Abstract

Conventional dicentric assay is widely known an important indicator of radiation-induced DNA damages and is important biomarker for dose assessment in case of human exposure to ionizing radiation. Recently, micronuclei assay is used as biomarker for dose assessment by radiation exposure. To test whether the dose assessments by conventional dicentric assay and micronuclei assay are mutually related in Korean, we carried out *in vitro* experiments of ^{137}Cs γ-ray irradiated human peripheral blood lymphocytes (HPBL) with three Korean individuals, respectively. The dose response curves were calculated by the exposed range from 0 to 2 Gy for HPBL. The *in vitro* dose-response curve for the conventional dicentric assay fitted a linear quadratic model, according to the equation: $Y=0.0023+0.0169X+0.0672X^2$ (R^2= 0.9997), and for the micronuclei assay was $Y=0.0343+0.1129X+0.0504X^2$ (R^2=0.9976). The linear-quadratic model for the MN-DC response curve was $Y=0.0381+2.1385X-2.4695X^2$ (R^2=0.996), ($p<0.001$). In other words, they were showed an excellent relationship.

Keywords: Biodosimetry; Conventional dicentric assay; Micronuclei assay; Chromosome aberration; Ionizing radiation

Polyamine depletion partially reduces γ-radiation-induced cell death in HT-29 cells *via* cell cycle delay by thioredoxin down regulation

Myung Sook Moon, Eun Wie Cho[1], Hee Sun Byun, Jin Sik Kim, Kug Chan Kim, and In Gyu Kim

Korea Atomic Energy Research Institute,

Korea Research Institute of Bioscience & Biotechnology[1]

Abstract

It is well known that DFMO, specific inhibitor of polyamine biosynthesis, depletes intracellular polyamines. In the present study, we found that polyamines are essentially required for the normal cell death program triggered by γ-radiation in HT-29 colon carcinoma cells. Polyamine depletion by DFMO pretreatment profoundly inhibited the apoptotic cell death by γ-irradiation (10 Gy) to a degree of 50-70% in HT-29 cells. It may be that inhibition of apoptotic cell death resulted from the delay of cell cycle progression. Time to reach peak G_2/M phase arrest, at which it determines the fate of cell, cell death or cell survival, was delayed by about 20-24 hours in the DFMO-treated cells compared to that in the DFMO-untreated control cells. It appeared that the prolongation of the G_2/M phase arrest after irradiation was partially related to the thioredoxin, those level was down regulated by DFMO treatment. According to our studies, when thioredoxin expression in the colon cancer HT-29 cell was partially repressed by antisense DNA, not only the γ-radiation-induced G_2/M phase arrest was significantly delayed, but also radiation-induced cell death was profoundly decreased as shown in the DFMO-treated cells. These results suggest that in the γ-irradiation system, the inhibition of cell death in the presence of DFMO is in part resulted from the delay of G_2/M phase arrest *via* thioredoxin down regulation by polyamine depletion.

Radioprotection effect and ImmuneActivity for *Enterococcus Faecalis* (EF 2001)

Yeunhwa Gu1, Hiroyuki Iwasa2, Takeo Hasegawa1, Takenori Yamashita1, Masami Oshima1, Toshihiro Maenaka1, Ikukatsu Suzuki1 and Tetsuo Takeuchi3

1Faculty of Health Science, Suzuka University of Medical Science, 1001 Kishioka-cho Suzuka Mie 510-0293, Japan

2Nihon Berumu Co., Ltd, k-wing 4F, 5-2-1, kojimachi, Chioda-ku, Tokyo, 102-0083 Japan

3Akeai clinic, 970-41, Anou-tyou, Tabataueno, Agei-gun, Mie, 514-2325 Japan

ABSTRACT

The preparation reduced to powder, which removed fungi mainly from EF 2001, which was EF 2001, was used in this study. Because L/P activity was recognized from EF 2001, it was examined about the anti-neoplasm effects that it faces Math/A fibrosarcome in the mice, and the analgesic action by the preceding research. They are inoculated 1 x 106 cells and 2 x 105directly in the right and the left low abdomen region the intratumorale as for the anti-neoplasm simulation by the way of the administration meth A fibrosarcome to each of the BALB/cmouse. The dimension of the tumor enhancement was measured more than the implantation posticus the 3rd day from a total 10 times, the top of the cutaneous even in the 2nd de die in diem the every other day, and the total was examined, and gradation was seen at the time as the sutra. It was dissolved with the fraction of 1mg/0.1ml/mouse in the isotonic sodium chloride solution, and specimen substantial administered neoplasm vicinal rear 3, 4, the 5th-day total 3 times for the right intratumorale. And, pain relief simulation was done with the acetic acid lasing method. The L/P activity had statistical significant difference with the 200ug/mouse dose rate ($p<0.05$). Catastaltic determination was judged by the antitumor action the tumor enhancement in both low abdominal regions. Then, catastaltic determination was recognized with 1000mg/kg by the analgesic action to the control group.

Key word: *Enterococcus Fekaris 2001* (EF 2001), Math/A fibrosarcome, analgesic, anti-neoplasm effects

Radiation Protection Effects by *Ganoderma Lucidum*

Yeunhwa Gu1, Takenori Yamashita1, Kiyoto Saito1, Kaoru Terai1, Toshihiro Maenaka1, Takeo Hasegawa1, Ikukatsu Suzuki1 and Seiji Nakano1

1Faculty of Health Science, Suzuka University of Medical Science, 1001 Kishioka-cho Suzuka Mie 510-0293, Japan

2Unai Co., LTD., 3-6-1, Nakno Kumamoto-City, Kumamoto 860-0059, Japan

Abstract

Radiation protection effect and an anti-tumor effect are recognized in *Ganoderma Lucidum* educts by a precedence study, and, as for the action mechanism, a thing by immunization activity action and anti-oxidation action is made clear. In this study, we reviewed ananti-tumor effect with radiation exposure and presence of protection effect of immunizationdegradation by combined effect in anti-oxidation action and radiation with the dosage of a *Ganoderma Lucidum*. We did endoceliac dosage and 200mg/kg oral of each *Ganoderma Lucidum* 100mg/kg every other day for two weeks after having inoculated about 2*106Sarcoma180 into ICR mice. It did radiation exposure of 2 Gy three times and measured the number of leukocyte, a lymphocyte count with time afterwards. In addition,we measured weight and tumor size later for cancer cell seeding two weeks. Furthermore, in AAPH method, we measured anti-oxidation action. As the days passed in the group that they inoculated only a cancer cell into, the tumor size increased, but decrease of tumor size to be clear in radiation independent exposure group and a *Ganoderma Lucidum* and radiation combination group was recognized. It was the crowd whom they inoculated only a cancer cell into after exposure two weeks, and 2/3 lived in a *Ganoderma Lucidum* and radiation combination group for what died almost. In addition, the leukocyte, the lymphocyte count increased by the dosage of a *Ganoderma Lucidum* regardless of presence of radiation exposure. In addition, anti-oxidation action was clear, too. It think that we can contribute to an immunological enhancement effect in radiation cancer therapy and side effect prevention in addition to protective effect and a cure effect of cancer by taking in a *Ganoderma Lucidum*.

Biological Effects of Extract from the Mixed Tea (Komori Kan Gen Cha)

Takeo Hasegawa1)2),Yeunhwa Gu1)2),Katuyuki Miyata2),Kayoko Maeda2), Atsushi Fukuyama2),Satoshi Ando2), Morikazu Amano2),Tomoaki Suzuki1), Kousuke Murabayashi1),Kazushi Ida1),Ohno Yukiko2),Hitomi Kitaoka1),Michihiro Kureki1),Toshifumi Yasuda1), Tohru Takahashi3),Mikio Komori4)

1) Dept. of Med Image & Info. Graduate School of Suzuka Univ. of Med Sci. Master

2) Dept. of Med Image & Info. Graduate School of Suzuka Univ. of Med Sci.Doctor

3) Dept. of Radioisotope Center. Kansai Medical University

4) Dept. of Reserch Center, Komori Co.Ltd

Introduction

The Extracts of Tea has the effects of an anti-tumor, anti-biotic and anti-virus effect which is Komori Kan Gen Cha has become more widely known1). In this study, we check the glucose tolerance test (GTT), radiation protection, blood cells, NK cell activity and anti-tumor effect after administration of Komori Kan Gen Cha (KKGC) extract using C3H mouse.

Materials and Methods

"P"jExtracts of KKGC

KKGC was constructed of Gimunema-Silvesta, Lycii folium, bamboo grass, leaf of Guaba and leaf of Persimmn. Gimunema-Silvesta has effects of prevent the increase of blood sugar level. Lycii folium has effects of stabilize of blood pressure and maintain liver functions. bamboo grass has effects of prevent of acidosis and sterilizing power. Leaf of Guaba has effects of prevent the obese and effect of stabilize the intestinal function. leaf of Persimmn has effects of suppress the blood pressure and prevent the arteriosclerosis. These extracts were agitated in 100mL of distilled water at 50 " for 120 min.

"Q"j Changes of blood cells

We used animals were C3H mice which were divided into the 2 groups; 1) control group and 2) 400mg/kg of extract from KKGC. These groups has 5 mice, and the measurement of blood cells (white blood cells and lymphocyte cells) was started after 10 days orally administrated of KKGC. The blood were 10 'L sampled from the tail vein.

"R"j Anti-tumor effect

SCC-VII tumor cells were transplanted into thigh of C3H mice. After tumor transplantation, 400mg/kg of KKGC were administrated to the C3H mice for 10 days.

The tumor size were measured major axis and minor axis of the tumors after first administrated of KKGC on 16 days

"S"j Radiation protection

The C3H mice were irradiated using X-rays machine (6 Gy, whole body) after KKGC

administrated for 10 days. And we measured surviving fraction of the mice.

"T"j NK cell activity

The mice were administrated of 400mg/kg of KKGC extract for 10 days and mice were sacrificed by cervical dislocation after last administration of KKGC. The spleen of the mice was removed and the tissue was suspended by PBS solution. We mixed the YAC-1 cells labeled by 51Cr and suspended spleen cells. The NK cells in the spleen destroy the YAC-1 cells then we measured the NK cell activity from the release of 51Cr counts in the medium.

"U"j Glucose tolerance test

We glucose loading (2g/kg,IP) was measured by glutest sensor (GT-1641) with 10 'L of blood from the mice tail vain each other days measurements.

Results

1) Changes of blood cells

The number of the white blood cells and lymphocyte cells were increased after administration of KKGC (400mg/kg) 5 to 10 hours later that increase of blood cells was plasic.

2) Anti-tumor effect

The tumor growth delayed was produced on KKGC administration mice compared with control group after 10 days from first administration of KKGC. There was statistical significant at 12 days after start of this experiment.

3) Radiation protection

The days required for the surviving fraction of 50% following treatment were 8 days in control group and 10 days in the 400mg/kg KKGC administration group when irradiated of 6 Gy X-rays.

4) NK cell activity

The NK cell activity was increased to 1.6 times after administration of KKGC group.

5) Glucose tolerance test (GTT)

When glucose loading (2g/kg) was measured, the blood sugar level were 290" }23mg/dL in control group, and 220" }10mg/dL in KKGC administrated group, and blood sugar level was return to the previous level after start of GTT 2 hours in KKGC administrated group, but control group was did not return to the previous sugar level with in 2 hours. But did not showed the difference of control group and KKGC administrated group without glucose injection.

Discussion

The white blood cells and lymphocyte cells were transiently increased after administration ofKKGC, these results suggest that immunological activity was increased. Also, we consider that immunological activity stimulates the anti-tumor effect and the NK cell activity stimulates anti-tumor effects. We suspected the mechanism of the immunological function of KKGC that the KKGC has affect with receptor of macrophage, and activates it. Then the activated macrophage produces IL-1, and it is activated helper

T-cell2). The activated helper T-cell produces IL-2 and it is activated LAK cells, NK cells. Furthermore, the cytotoxic T-cell attacks to tumor. After administrated of KKGC, increase of the surviving fraction occurred in the whole body irradiation of 6 Gy. These radiation protection was suggest that KKGC has effect of anti-oxidative effect. These radiation injury is dullness of appetite, diarrhea and infection3). We confirm that the KKGC has effects of inhibit the elevation of blood sugar level as a physiological function. But it effect can not shows the normal sugar level of mice. So KKGC has catechin, epicatechin, phnol compound, vanadium and vitamin C4). So we find that oral administration of KKGC, these compounds exhibits increase of blood sugar level and HbA1c values with diabetes5). And did not show the changes of blood sugar level on normal mice when given the KKGC.

Conclution

This study finds as follows;

1. The white blood cells and lymphocyte cells were transiently increased after administration of KKGC.
2. Anti-tumor effect was occurred after the administration of KKGC.
3. Rdiation protection was occurred from the inhibition of body weight loss and prolonged the surviving fraction after the administration of KKGC.
4. KKGC has the effects of inhibit the elevation of blood sugar level.
5. The inhibition of elevation of blood sugar was did not show in normal mice.

Reference

1) M.Maeda et al: Physiological Modulative Function of tea. Nippon Shokuhin Kagaku Kaishi. Vol.43, 653-662 (1996)

2) Oguni I et al: On the antitumor activity of fresh green tea leaf. Agric Biol. Chem. Vol.52, 1879-1880 (1988)

3) Eric J. Hall: Radiosens fizers, Third Ed. Radiobiology for the Radiologist. 177-209 (1988)

4) Matumura K, et al: Health Science of Tea New Possibility for Physiological Function. Gakai Center Tokyo. 206 (2002)

5) K. Maeda et al: Inhibitory Effects of Orally Administered Green teas from Different Production Regions on Weight Gain in Mice with Type II Diabetes. Medicine and Biology. Vol.148, No.9, 10-18 (2004)

Anti-Tumor effect and Radioprotection effect in *Fuscoporia obliqua*

Yoshihiko Maeda4, Yeunhwa Gu1, Takenori Yamashita1, Toshihiro Maenaka1, Takeo Hasegawa1, Kaoru Terai1, Hajime Monzen1, Masami Oshima1, Eunsuk Choi1, Mituhana yuicti2, Kenichi Bamen2 and Kouji Kaida3

1Faculty of Health Science, Suzuka University of Medical Science, 1001 Kishioka-cho Suzuka Mie 510-0293, Japan

*2*Bio Queen Co., Ltd, Research Center, Tokyo, Japan

3JustWorld Co., LTD, 3-6-7 Yotsuya, Shinjuku, Tokyo160-0004, Japan

4Toyoda Medical Corporation Kariya General Hospital, Aichi Japan

Abstract

In radiotherapy, it use to single and combination of radiation and chemotherapy by side effect becomes have a most problem. In this study, charga and propolis investigated anti-oxidation action, SOD-activity, immunization activation activity and anti-cancer effect. Furthermore, we reviewed reduction of side effect by radiation protection in combination with radiotherapy. The rate that a patient is saved will be highest without lowering immunization action of a patient by putting these and an immunization effect with if a treatment is pushed forward. We think that which is an effective ingredient of flavonoids, beta-1, 3, D-glucan and alkaloid. Therefore, the immunization reinforcement action, anti-oxidation action, anti-inflammatory action and an indirectly anti-cancer effect were provided by self-healing power. In addition, we think that altefirin C and tritelpenoid was effects by anti-cancer material of a propolis having a high anti-cancer effect of cha"'ga acts on a direct tumor and an anti-cancer effect was provided.

Radioprotectiation effect of radiation embryonic effects with acupuncture

Toshihiro Maenaka1 , Yeunhwa Gu1, Koru Tano1, Ikukatsu Suzuki1, Takenori Yamashita1, Masami Oshima1, Takeo Hasegawa1, and Torao Ishida2

1Faculty of Health Science, Suzuka University of Medical Science, 1001 Kishioka-cho Suzuka Mie 510-0293, Japan

2Hitec Research Center, Suzuka University of Medical Science, 1001 Kishioka-cho Suzuka Mie 510-0293, Japan

Abstract

There are various effects in acupuncture, and it is assumed that there is not a side effect, and the most susceptible embryo knows a very thing with a little effect. We examined it about radiation fetal effect by acupuncture by this experiment. As action of acupuncture, metabolism activity, hormonal activity, acceleration of healing are thought about. In addition, acupuncture elevates secretion of melatonin known as radioprotector, and that we raise SOD showing antioxidation action is reported. On the basis of these, we were aimed at examining a radioprotective effect as an individual generally. Teratogenesis rate does not change when we do this strong electric stimulation, but germ mortality rate increases. It revealed some body weight loading and degradation of a malformed rate for weak electric stimulation. It is necessary to examine indication of the acupuncture that we watched from a cell such as blood cell determination we require simulation to keep reproducibility in future, and to watch alteration to mother with it because individual difference is drastic.

Effects of *Lepidium meyenii Walp* and *Epimedium koreanum* on testis weight and total sperm count after X-ray irradiation

Masami OSHIMA and Yeunhwa GU
Graduate School of Medical Imaging, Suzuka University of Medical Science, 1001-1 Kishioka-cho, Suzuka-shi, Mie 510-0293 Japan.

Abstract

The present study seeks to find natural substances with minimal side effects that can be readily accepted by animals on fertility, the natural Peruvian substance, *Lepidium meyenii Walp* and one Korean folk medicine, *Epimedium koreanum*. The length of administration was set at 30 days, and the lengthof administration was set at 4, 6 or 8 weeks. At the last day, mice were radiated X-ray on the testis. Testis weight and total sperm count were determined for 150 mice at each observation point (4, 6 and 8 weeks after X-ray irradiation). Results, the two natural substances used in our study in mice, it was clarified that the adaptogen activity of saponins found in *L. meyenii Walp* and the flavonoid icariin found in *E. koreanum* directly facilitated spermatogenesis. Testis weight was greater for the *L. meyenii Walp* monotherapy group. And the *L. meyenii Walp monotherapy* group, and the *E. koreanum monotherapy* group and *L. meyenii Walp* and *E. koreanum* coadministration group were effective on the sperm count.

Key words: *Lepidium meyenii Walp, Epimedium koreanum, testis weight, sperm count, X-irradiation*

Analgesia, resolution and rheumatics effect and anti-oxidation effect by U. Tomentosa, H. procumbens, Alchrenea *and* Maytenus combination

Takenori Yamashita1, Yeunhwa Gu1, Takenori Yamashita1, Masami Oshima1, Takeo Hasegawa1, Toshihiro Maenaka1, Toshihiro Maenaka1 and Norihide Mitsumoto2
1Faculty of Health Science, Suzuka University of Medical Science, 1001 Kishioka-cho Suzuka Mie 510-0293, Japan
2Shizen Kyusei Co., Ltd, Okayama, Japan

Abstract

We use (500ml/kg) did *Tomentosa, procumbens* and *Tomentosa, procumbens,* Alchrenea, *Maytenus* formulation (following Combination) every day and rat right hind leg footpad injected 1.5% carrageenan isotonic sodium chloride solution 0.1ml subcutaneous after administration 14th and used *foot pat Volume* and serum and measured *anti-oxidation effect.* Furthermore, we measured *IgG* in *Balb/c* mice serum after administration 14th, *IgM, TNF* - with an ELISA kit.

TNF - fabrication depression of *Tomentosa* and anti-inflammatory effect of *procumbens* and *procumbens* became clear and revealed degradation of dominant IgM in administrated group, and *IgG* showed high level to be dominant in *procumbens* group and Combination group, and antioxidation ability became clear.

제R2분과
측정 및 분석

빈 면

The practice of personal monitoring service by glass badge dosimetry system in Japan

Norimichi Juto
Oarai Research Center
Chiyoda Technol Corporation
3681, Narita-cho, Oarai-machi,
Higashi-ibaraki-gun, Ibaraki-pref., 311-1313, Japan
Juto-n@c-technol.co.jp

Abstract

The radiophoto-luminescence(RPL) glass dosemeter - using silver-activated phosphate glass - is the integrated-type passive dosemeter that has essentially excellent characteristics such as stability of sensitivity and repeatability of measurement for radiation dosimetry. The glass badge(GB) was developed as the latest personal dosemeter which applied this RPL glass dosemeter and solid state nuclear track detector. In 2001, this GB has been introduced as the major personal dosemeter for personal monitoring service in Japan.

To measure the photon dose in the energy range of 10keV to 10MeV and the beta-ray dose in the energy range of 300keV to 3MeV, newly developed RPL glass dosemeter GD-450 has two of deferent thickness plastic filters and three metal filters of Al, Cu and Sn. When the neutron dose measurement is required, GB furthermore enables to measure the neutron dose in the wide energy rangeof thermal to 15MeV by adding the ADC (allyl di-glycol carbonate) plastic solid state nuclear track (SSNT) dosemeter with the converter of BN and polyethylene (called as wide range NeuPit : WNP).

In this presentation, the basic design concept of GB dosimetry system, characteristics and outline of monitoring service systems will be presented.

개인선량판독서비스를 위한 TLD와 GD판독시스템의 측정 품질보증과 관련된 특성 비교

하 정 우, 하 태 성, 안 철
서울방사선서비스(주)
주도 노리미치
치요다 테크놀(주)

요약 (ABSTRACT)

이 논문은 개인외부피폭선량판독의 측정품질보증과 관련된 Harshaw 및 Panasonic TLD시스템그리고 GD시스템의 특성에 대한 비교분석한 결과를 기술한다. 비교분석은 측정품질에 영향을 미치는 상호비교가 가능한 중요인자들의 기술 속성에 따라 선량계 운반시스템, 가열시스템 그리고 광검출시스템으로 구분하여 수행되었다. 지금까지 이와 같은 비교 검토가 수행된 적이 없기 때문에 외부방사선 개인모니터링에서 측정품질보증과 정확도 향상을 위하여 판독장치의 운영에서 고려하여야 할 사항들도 권고하였다.

공간 감마선량률의 측정시간과 감시기준 결정방법 연구

이모성, 윤주용*, 노정환*, 박홍모*
청주대학교, *한국원자력안전기술원

요 약

청주지방방사능측정소에서 2002년 11월부터 2004년 7월까지 가압전리함 선량계로 연속 측정한 공간 감마선량률 자료를 분석하여, 환경 방사선 감시와 관련하여 필요한 사항들 즉 적절한 측정시간 간격 설정 방법과 감시 기준치 설정 방법 등에 대해 연구하였다. 연속 측정되는 감마선량률은 일정한 경향성을 가지고 변동하기 때문에 변동시의 기준 선량률로서 일정시간 동안의 평균치보다는 바로 이전 시각에 측정된 감마선량률로 하는 것이 적절한 것으로 판단되었다. 측정 시간 간격의 변화에 따른 감마선량률의 평균화 효과를 검토한 결과, 각각 1, 2시간 동안 평균한 감마선량률은 15분간 측정한 감마선량률과 비교하여 각각 ±0.8, ±1.2 μR/h 이상 차이가 나지 않는다는 것을 확인하였다.

대전지역 총강하물 및 대기부유진 중 인공 방사성 핵종의 계절적 변화

장병욱·김용재·김철수·임성아·김창규*·노병환·문종이
한국원자력안전기술원, *IAEA, Seibersdorf

요 약

2001년 1월부터 2003년까지 12월까지 대기부유진 및 총강하물(강수 + 낙진)중 인공방사성 핵종(^{137}Cs, ^{90}Sr, Pu-isotopes)의 월별변화 양상과 여러 대기 인자들 간의 상관성을 검토하여 황사와 대기 시료내의 인공방사성핵종의 농도와 관련성을 규명하였다. 봄철황사기의 인공방사성핵종의 농도는 다른 시기에 비해 상대적으로 높은 값을 보였으며, 황사가 가장 심한 3월에 최고값을 나타낸다. 연도별 변화 역시 황사와 깊은 관계를 보여 동기간 동안 가장 강한 황사 현상이 있었던 2002년 봄철 황사기의 시료가 가장 높은 값을 보였으며, 황사가 거의 발생하지 않았던 2003년 시료의 경우 MDA에 가까운 낮은 값을 보였다. 방사성핵종의 월별 농도는 여러 대기 인자 중 미세먼지 농도와 가장 밀접한 상관성을 보였다. ^{240}Pu/^{239}Pu 비는 Global fallout의 평균값과 거의 유사한 값을 보였다.

Experimental Evaluation of Luminance Performance of an Organic and an Inorganic Scintillating Film for Locating Radioactive Source in an NDT Apparatus

K. J. Lee, J. I. Yun, Y. S. Kim, S. Kim* and B. S. Lee**
Institute of Future Energy Technology, *Cheju National University, **Konkuk University

Abstract

There have been frequent accidents recently due to a disregard for conformation of the source position in the guide tube of radioactive source projector in NDT field. As part of reducing these cases, this study have been carried out to develope the scintillating film, that can locate radioactive source in the guide tube of a gamma-ray projector. Indicating the source position by visual light, the film can monitor the radiation exposure status without any additive meters. The scintillating film consists of scintillation, reflection and other additive materials. In order to find appropriate materials for the scintillating film, both organic and inorganic scintillation materials were used in this work. And the test samples were made up to find out their best configurations. In experimental test, the luminance performances of the samples of the scintillating films were measured. The results show that inorganic materials are more useful to configure the scintillating film than organics.

key words : ^{192}Ir source projector, guide tube, scintillating film, organic and inorganic scintillator, radioactive source position detection, luminance performance

중성자스펙트럼을 얻기 위한 Unfolding 과정 중 Initial guess spectrum의 선택 방법

한재문, 김태욱, 김경덕, 윤철환, 서장수, 김영재
한수원(주) 원자력환경기술원

요 약

중성자 측정시 BMS(Bonner Multi-Sphere Spectrometer)의 다중구(Multi-sphere)를 이용하여 측정된 계수율은 계측기에 대한 복합적인 반응도라 할 수 있으므로 실제 스펙트럼을 알기 위해서는 Unfolding 과정을 거쳐야 한다. BMS(Bonner Multi-Sphere Spectrometer)로 측정한 계수율로 Unfolding한 중성자스펙트럼은 Unfolding-code에 있는 initial guess spectrum의 선택에 따라 중성자스펙트럼이 변할 수 있다. 본 연구에서는 BUNKIUT code에 있는 3개의 initial guess spectrum을 사용하여 Unfolding된 중성자스펙트럼을 비교하였다. 이 방법을 테스트하기 위해 PWR 원전인 영광 3호기 격납건물내 3개의 작업층(144, 122, 100 ft)에서 중성자를 측정하였다. 3개의 initial guess spectrum으로 Unfolding한 스펙트럼을 비교한 결과 전체 플럭스는 거의 변화가 없지만 에너지에 따른 플럭스는 고에너지 영역에서 큰 차이를 보였다.

실효검출중심을 이용한 HPGe 검출기 효율의 반실험식 도출

변종인, 김윤희, 조용우, 조성원
대전광역시 유성구 구성동 19번지 원자력안전기술원내
(주)한국방사선기술연구소
cyw@kortic.co.kr

요 약

방사선검출기의 검출효율은 선원과 검출기 표면과의 거리제곱에 반비례하지만 거리가 매우 짧은 경우에는 적용할 수 없다. 그러나 실효검출중심거리를 이용하면 적용이 가능하다. 본 논문에서는 실효검출중심을 실험적으로 측정하고, 이를 이용하여 임의의 위치에 놓인 점선원의 검출효율을 계산하고 실험과 비교하였다. 또한 적용범위를 용적선원으로 확장하여 원통형 용적선원의 높이에 따른 검출효율를 계산하고 결과를 측정값과 비교하였다.

핵심어 : 실효검출중심(Effective interaction depth), HPGe의 검출효율

Comparison of Radioactivity measurement with ^{99m}Tc and ^{123}I in Nuclear Medicine Centers

Ji Young Ahn[1], Gwe-Ya Kim[1], Hyun-Kyu Yang[1], Chunil Lim[1], Hyun-Koo Lee[1], Byung-Tae Kim[2], HeeKyo Jeong[1]

1. Radiation Standards Division, Korea Food & Drug Administration
2. Department of Nuclear Medicine, Sungkyunkwan University

Abstract

To investigate the level of measurement performance of radionuclide calibrator and to provide the participants with a traceable standard to check and review their calibration factors , Korea Food & Drug Administration (KFDA) as a national secondary standard dosimetry laboratory conducted comparison program for ^{99m}Tc and ^{123}I in nuclear medicine centers.

72 nuclear medicine centers (78 calibrators) participated in the comparison program for ^{99m}Tc in 2003 and 37 centers (41 calibrators) for ^{123}I in 2004. For a comparison, ^{99m}Tc and ^{123}I were accurately sub-divided into a series of 4 *ml* aliquots in 10 *ml* P6 vial and delivered to participants. Participants were invited to assay their P6 vial in each of their radionuclide calibrators and to report their results directly to KFDA. For the evaluation of raionuclide callibrator, KFDA used NPL-CRC radionuclide calibrator that is traceable to NPL (National Physical Laboratory, UK) primary standard.

The difference between the value reported by the hospital ($A_{hospital}$) and of the KFDA (A_{KFDA}) is expressed as a percent deviation (DEV (%) = 100 × ($A_{hospital}$ − A_{KFDA})/A_{KFDA}). If there were calibrators over 10 % deviations, those were checked again with the same procedure. In ^{99m}Tc, 65 % of the calibrators showed deviations within ±5 % and 18 % were in the range of 5 %<DEV≤10 %, and 17 % were over 10 % deviations. ^{123}I, 41 % of the calibrators were within ±5 % and 29 % were in the range of 5 %<DEV≤10 % and 30 % were over 10 %.

질량분석기를 이용한 해수중 Np-237 및 Pu동위원소 동시 분석법

김철수, 노병환, 강상훈, 김효정, 이건재*
한국원자력안전기술원, 한국과학기술원*

요 약

고분해능 유도결합플라즈마질량분석기(HR-ICPMS) 및 아스코르빅산을 이용한 산화환원 분리 과정을 통하여 해수중에 포함된 Np 및 Pu동위원소의 동시분석법을 개발하였다. $Fe(OH)_2$ 및 MnO_2 공침법을 이용하여 해수중의 Np와 Pu을 동시분리 하였으며 이들 핵종의 순수분리에는 TEVA 수지를 이용한 이온교환분리방법을 사용하였다. U의 제거를 위하여 연속적인 TEVA 분리 방법을 사용하였으며 그 결과 U-238의 제염계수는 $1x10^8$ 이상이었으며 최종 계측용액중 U-238농도는 5 ppt (pg/ml)이하로서 Np 및 Pu 측정결과에 미치는 영향이 < 0.5 % 이하였다. 2차의 연속분리에서 화학회수율은 약 75 % 이상이었으며 Pu와 Np 회수율비는 3 % 이내로서 Np와 Pu의 동시분리가 가능함을 확인하였다. 이를 바탕으로 Pu-242를 공동 추적자로 사용한 동위원소희석법(ID)을 적용하여 Np-237 및 Pu 동위원소를 정량분석 하였다. TEVA 수지의 연속사용 시 메모리효과는 1.4M HF를 사용함으로써 1% 이하로 감소시켰다. 본 분석법의 신뢰성은 IAEA 표준 해수시료 및 spike 검증실험을 통하여 확인하였으며, 토양 및 해저토 시료분석에도 적용 가능하였다.

고에너지 엑스선 치료시 방사화된 쐐기필터에서 발생하는 방사선량 평가

박성호, 이화중, 조병철, 강세권, 박희철, 배훈식
한림대학교 성심병원 방사선종양학과

요 약

방사선 치료에 사용하는 선형가속기에서 생성된 단반감기 방사화 생성물이 작업자에게 미치는 영향을 평가하기 위해 방사선 조사 후 쐐기필터에서 발생하는 방사선량과 에너지 스펙트럼을 측정하였다. GM 선량계로 측정을 수행했을 때 측정 초기에 1 $\mu Sv/hr$ 정도의 방사선량을 나타내었고 반감기는 약 3.5분으로 측정되었다. 방사화 물질은 쐐기필터의 주 구성성분 중 알루미늄이 53% 정도 기여하고 있음을 알 수 있었다. 에너지 스펙트럼 측정결과 ^{28}Al에서 발생하는 1779 keV 피크를 확인할 수 있었으나 ^{53}Fe에서 발생하는 378 keV의 경우에는 NaI의 에너지 분해능으로는 구분할 수 없었다. 쐐기필터 교체작업으로 인한 추가 피폭은 연간 0.08~0.4 mSv으로 평가되었다.

The application of ESR dosimetry for Several materials

Hoon Choi, Mi sun Kim, Byung Il Lee, Young Ki Lim, Chong Soon Kim
Radiation Health Research Institute(KHNP)

Several materials were tested to find the appropriate samples for ESR dosimetry in emergency situation. Tooth enamel which was already known as reliable material showed the good lineality and dose responses. Sugar(sucrose) also gives dose response on dose at comparably low dose range with inconsistences of signals. For glass (Borosilicate) tube, generally used in laboratory, the intensity signal on dose was observed well.

섬광플라스틱과 NaI(Tl)검출기를 이용한 감마선 CT 연구

황상훈, 안정근
부산대학교, 물리학과

요 약

본 연구는 섬광 플라스틱을 이용하여 감마선 CT(Computed Tomography)를 제작 하였다. 단량체 스티렌에 PPO와 POPOP를 100:1:0.05의 질량비로 혼합하고 중합반응으로 지름 12.5cm, 각각의 길이가 6.3cm, 7.4cm, 6.7cm인 원통형 섬광 플라스틱을 제작하여 NaI(Tl) 검출기를 사용한 컴프턴 억제 장치를 만들었다. ^{60}Co선원을 이용한 검출기의 컴프턴 억제지수는 끝단에서 1.3이고 낮은 에너지에서는 2까지 억제되는 효과를 보았다. 이 검출기를 이용하여 감마선 CT를 만들었다. 감마선 CT의 선원으로는 ^{60}Co을 사용하였으며 검출된 감마선의 세기의 비로 물질의 구조를 측정 할 수 있음을 보인다.

중심어 : 폴리스티렌, 섬광 플라스틱, 섬광체, CT(컴퓨터 단층 촬영), 컴프턴 억제 NaI(Tl)검출기

실내 라돈, 토론 및 토론 자핵종 농도 조사

김용재, 이화용, 장병욱, 김철수, 노병환, 최신애*, 김창규**, S. Tokonami***
한국원자력안전기술원,
*한국리서치(주)
**International Atomic Energy Agency (IAEA), Seibersdorf,
***National Institute of Radiological Science (NIRS), Chiba, Japan

요 약

일반 실내 환경에서 일반인이 받는 연평균 유효선량을 평가하기 위하여 전국의 실내 라돈, 토론, 및 토론 자핵종을 측정하였으며, 그 결과를 토대로 유효선량을 평가하였다. 우리나라 가옥내 산술 연평균 라돈 농도는 53.4 ± 57.5 Bq/m^{3}이며 기하 연평균 농도는 43.3 ± 1.8 Bq/m^{3}으로 대수 정규분포를 보였다. 토론 및 토론 자핵종의 산술 연평균 농도는 각각 45.2 ± 110.1 Bq/m^{3}과 0.99 ± 1.00 Bq/m^{3}으로 나타났다. 토론과 토론 자핵종간의 평형인자는 0.022 였다. 한편 조사 가옥내 연평균 공간감마 선량률은 212 ± 52 nGy/h로 나타났다. 한옥 및 양옥내 라돈 및 토론 농도는 아파트 내의 라돈 및 토론 농도보다 높은 경향을 보였다. 일반인에 대한 라돈, 토론, 및 감마 선량률에 의한 연평균 유효선량은 각각 1.35 mSv/y, 0.23 mSv/y, 및 1.03 mSv/y로 나타났다.

중심어 : 라돈(^{222}Rn), 토론(^{220}Rn), 토론 자핵종, 연간 유효선량

잔류선량율이 낮은 LiF:Mg,Cu,Si 열발광 물질의 개발

이정일[1], 김장렬[1], M. S. Rahman[2], 김종수[1], 장시영[1]
[1]한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
[2]한국과학기술원, 대전광역시 유성구 구성동 373-1번지

요 약

LiF 계열 열발광 물질은 여러 가지 장점으로 인하여 방사선 도시메터리 영역에 널리 이용되어져 왔다. 특히 LiF:Mg,Cu,P 물질은 방사선에 대한 감도가 LiF:Mg,Ti 물질에 비하여 30배 이상 높은 물질로 비교적 최근에는 방사선 도시메터리 응용분야에서 가장 각광 받고 있는 물질이다. 그러나, 이 물질은 240℃ 이상의 온도에서 열처리하면 감도가 급격히 감소하는 특성과 비교적 높은 잔류선량을 가지는 두 가지 주요한 단점을 가지고 있다. 최근 한국원자력연구소에서는 이러한 단점을 보완하기위한 연구를 수행하여 LiF:Mg,Cu,Na,Si 물질을 개발하였고 이 물질은 상대적으로 낮은 잔류선량을 가지는 것으로 평가되었으나 큰 차이를 보이지는 못하였다.

본 연구에서 새롭게 개발된 LiF:Mg,Cu,Si 물질은 이전 물질에 비하여 현저하게 낮은 전류선량을 가지고 또한 높은 열적안정성을 가지는 것으로 평가되었다. 본 논문에서는 이 물질의 제조과정과 일부 선량계적 특성을 제시하였다. 제조 과정의 마지막 단계에서는 2단계 열처리 기법을 도입하였으며 이는 잔류선량의 주 원천인 고온영역의 발광 강도를 줄이는 매우 효과적인 기법으로 확인되었다. 이 물질의 방사선에 대한 감도는 TLD-100의 약 20배로 측정되었으며 잔류선량은 약 0.04%로 나타났다.

Dosimetric Properties of the Newly Developed LiF : Mg,Cu,Si TL Material

M. S. Rahman[1], Jung-Il Lee[2], Gyuseong Cho[1], Jang-Lyul Kim[2], Kil-Seong Lim[2] and Si-Young Chang[2]

[1]Department of Nuclear and Quantum Engineering, Korea Advanced Institute of Science and Technology, Daejeon 305-701

[2]Health Physics Department, Korea Atomic Energy Research Institute, Deajeon 305-353

Abstract

The dosimetric properties of the newly developed TL material (LiF:Mg,Cu,Si) in KAERI were investigated. The sensitivity of this new TL detector was about 20 times higher than that of the TLD-100 by light integration. The residual signal of this newly developed TL detector was significantly lower than that of GR-200A and KLT-300.The energy response of the detector was performed for photon energies from 20 to 662 keV. It was observed that the maximum response was 1.0387 at 35 keV and the minimum response was 0.791 at 117 keV. The reusability of the detector was also studied. The coefficient of variation for each detector and for all detectors collectively did not exceed 0.021 and 0.0039 respectively, whereas IEC standard requires that the coefficient of variation shall not exceed 0.075. Hence, the reusability of the new TL detector sufficiently satisfied the IEC requirements. Detection threshold of the TL detector was measured and found to be 1.55 □Gy by Harshaw 4500 TLD reader.

Keywords: LiF:Mg,Cu,Si; Thermoluminescence; TLD

Optimization of Solid-state Detector in Cargo Container Inspection System

Sung-Woo Kwak, Gyuseong Cho and Jeong-Hyoun Yoon*,
Korea Advanced Institute of Science and Technology
** Nuclear Environment Technology Institute*

Abstract

Energetic x-ray is used for nonintrusive inspection of large cargo containers at seaport or airport, nondestructive inspection of machine engines or pipesin industry, and quantification of free water in radioactive waste drums in nuclear industry. Such inspection systems have employed a photodiode-based solid state detector consisting of a single crystal and a photo sensor. In x-ray inspection systems using low energy x-ray known well, there is no interrelation between the increase in the crystal thickness for improving signal amplitude and the expansion of an active area of a photodiode. On the other hands, due to different detector arrangement, the increase of detector depth for improving signal in imaging system using high energy x-ray gives rise to the increase of signal as well as noise. In addition, the noise in a large detector has a significant effect on detector SNR. However, no studies on how to design a high energy x-ray detector in consideration of electronic noise in detector system have reported in the literature. To address this problem, new generalized design model using SNR (Signal-to-Noise ratio) of x-ray detector is proposed in this paper. The design model of this paper is also applied to realize the actual x-ray detector for 0.45 MeV cargo container inspection system and the test results obtained by the inspection system are discusse.

Key words : nonintrusive inspection, x-ray, CWO, solid state detector, signal-to-noise ratio

제R2분과
측정 및 분석 (Poster)

빈 면

α-선 에너지 스펙트럼 측정을 위한 Silicon Surface Barrier 검출기 제작 공정 개발

박세환, 김용균, 강상묵, 김한수, 하장호, 정종은
한국원자력연구소

요 약

SSB (Silicon-Surface Barrier) 검출기는 다양한 방사선을 측정하기 위하여 널리 쓰이고 있는 검출기이다. 검출기 제작을 위한 고저항 실리콘 wafer를 이용하여 cuting, cleaning, 표면 에칭, 금속 공정, 전극 연결 등의 공정을 수행하였다. 특히, SSB 검출기의 성능에 큰 영향을 주는 에칭 공정을 안정화하였다. 이를 통하여 제작된 검출기의 I-V 특성을 측정하였으며, 알파 입자에 대한 반응을 측정하였다. 현재 검출기의 성능 향상, 장기간 시간에 대한 안정성에 대한 연구를 계속하고 있다.

^{123}I 방사능 표준화

이종만, 이경범, 박태순, 서지숙[1], 황한열[2]
[1]한국표준과학연구원
[2]목원대학교 광전자물리학과

요 약

^{123}I는 갑상선 검사에 사용되는 대표적인 핵의학 진단 핵종이다. 국내 핵의학 핵종 중 사용량이 7 번째로 많으며, 현재 국내에서는 유일하게 원자력의학원에서 생산하고 있다. 반감기가 약 13 시간으로 159 keV 감마선을 83.25% 방출한다. Iodine 용액은 휘발성이 있어 다루기 힘든 핵종으로 알려져 있다. NaI 상태로 0.05 M NaOH 용액에 녹아 있는 ^{123}I을 효율변화 및 동시계수 방법을 이용하여 표준화하였다. 표준화 원액을 이용하여 동시에 제작된 앰플 선원으로 표준감마선전리함을 교정하여 장차 ^{123}I 용액 인증표준선원의 수요에 대비하였다. 또한 병원과 비교측정사업을 수행하고 있는 KFDA에 표준선원을 보급하여 KFDA가 보유한 이차 기준기를 교정케 하여 측정표준의 소급성 확보를 시도하였다.

피크 탐색 조건 설정용 스펙트럼 개발

서경원, 이모성*
한국원자력연구소, *청주대학교

요 약

HPGe 검출기 스펙트럼 계수들의 통계적 변동 특성을 파악하여, 측정된 스펙트럼의 계수들과 유사한 통계적 변동을 갖는 모의 스펙트럼을 개발하였다. 이 스펙트럼은 HPGe 검출기 교정용 스펙트럼으로부터 피크를 제거하고, 채널에 따른 계수의 변동을 평균화한 스펙트럼을 계수들이 가우스 함수 분포를 갖도록 한 것이다. 이 모의 스펙트럼은 HPGe 검출기 스펙트럼 분석시 피크 여부를 판단하기 위한 최적의 설정치를 구하는데 사용될 수 있다.

하나로 기체 방사선 감시기 감도 분석

김명섭 · 전병진 · 이형섭 · 설창우
한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

하나로에서 방출되는 방사성 기체를 감시하는 방사선 감시기의 감도를 분석하였다. 하나로에서 발생되어 방출될 가능성이 있는 기체 방사성 핵종의 종류와 발생 원인을 분석하였으며, 방사선 감시기의 Ar-41에 대한 계측 감도를 측정하였다. 이를 위하여 NAA 조사공에서 방출되는 방사화된 공기를 원자로실 3층 방사선 감시기를 통과시킨 후, 마리네리 비이커에 포집하여 방사선 감시기의 계측값과 마리네리 비이커 절대 측정을 통해 결정한 공기 중 Ar-41 농도를 비교하였다. 측정 결과, 약 5×10^{-7} Ci/m^3 이상에서는 출력에 대한 선형성이 잘 유지되었으며, 2.14×10^{-7} Ci/m^{3}까지는 background만으로도 충분히 측정될 수 있었다. 마리네리 비이커로 포집한 기체의 방사능 농도와 방사선 감시기 측정값과의 차이는 2.3%에 불과하였으며, 이를 통해 Ar-41에 대한 계측기의 측정 효율이 정확함을 확인하였다. 이러한 분석 결과, 현재 하나로에서 방출되는 기체 방사성 핵종의 농도는 background 수준이며, background를 처리하는 방법에 따라 배출량이 크게 달라지므로 이의 정확한 처리가 매우 중요함을 확인하였다.

Keywords : 하나로, 방사선

하나로 핵연료 집합체의 해체 및 핵연료봉의 감마 스캐닝

서철교, 박상준, 김헌일

한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

하나로 1주기 노심에서 조사가 이루어진 핵연료 집합체 1개를 해체하여 감마 스캐닝으로 핵연료봉의 출력 분포를 측정하였다. 이 핵연료 집합체는 150 kW의 원자로 출력에서 16시간 동안 조사가 이루어졌으며, 방사선 준위를 낮추기 위하여 약 6년 동안 냉각되어진 것이다. 핵연료 집합체는 조사후 시험 시설의 핫셀에서 원격 조정 절단 장치를 이용하여 해체되었다. 해체된 핵연료봉은 오염 확산을 방지하고 측정 오차를 줄이기 위하여 STS 304 튜브에 밀봉하였다. 출력 분포를 측정하기 위해서 Cs-137의 감마선이 선정되었다. 감마선 측정을 위해 하나로 원자로실에 새로운 감마 스캐닝 장치를 설치하였으며 측정 시간을 줄이고 정확성을 높이기 위하여 3개의 NaI(Tl) 계측기를 통해 3차원 측정을 하였다. 핵연료봉 5 cm 길이에 대한 최대 측정 오차는 0.75% 미만인 것으로 평가되었으며, 정확한 핵연료봉 출력 분포를 검증할 수 있는 자료로 기대된다.

전라북도 정읍시 백산제퇴적물 시추시료의 Cs-137, Pb-210 분포

윤윤열, 남욱현, 양동윤, 이길용, 조수영
한국지질자원연구원

요 약

과거부터 지구 환경변화연구를 위해 전라북도 정읍시에 있는 백산제(진흥제) 저수지의 퇴적물 코아 시료를 분석하였다. 퇴적환경 변화를 알기 위해 환경방사성 동위원소인 Cs-137과 Pb-210의 축적변화를 코아시료를 1 cm 간격으로 분리하여 측정한 결과 Cs-137의 방사능은 약 19 cm 깊이에서 가장 큰 값을 나타내었으며, Pb-210은 10 cm 미만에서 높게 나타났다. 또한 퇴적물의 입도크기를 분석한 결과 1969년 최대 갈수기인 시점에서 입도크기가 작아지는 현상이 16 cm 지점에서 관측되었다.

옥천계 우라늄 광상 지역 (청원군/보은군) 방사선량평가

최근식,최수용[1],조영현,정근호,이완로,강문자,이원윤,박두원,박효국,최상도,임원식,이창우
한국원자력연구소
한국원자력의학원[1]

요 약

우라늄 부존지역으로 알려진 옥천벨트의 일부지역인 충북 청원군 미원지역 일대를 중심으로 환경방사선 준위 조사 및 거주민에 대한 선량 평가를 수행하였다. 이 지역의 선량 평가는 피폭경로별 시료를 선정하여, 시료의 방사능 농도를 분석하고 이를 근거로 주민피폭선량을 평가하였다. 조사지역의 거주민에 대한 피폭선량은 다른 지역과 유사하였으나, 토양의 경우에는 우라늄 농도가 우리나라 평균치 보다 다소 높게 검출되었다. 조사지역은 우라늄 매장 지역이지만 토양에서의 우라늄 이외의 환경방사능 준위는 우리나라 평균치와 유사하게 유지하고 있었다.

국내 식품중 ^{235}U 및 ^{238}U의 농도분포 특성연구

이정민*· 조용우*· 노병환· 김창규·김용재
한국방사선기술연구소* 한국원자력안전기술원

요 약

식품 섭취로 인하여 식품내 우라늄 동위원소에 의한 내부 피폭선량 평가에 필요한 기초자료를 확보하기 위하여 국내 식품시료 (감자, 고구마, 고추, 마늘, 무, 배추, 양파, 호박, 감, 귤, 배, 사과, 포도시료)중 ^{234}U, ^{235}U, 및 ^{238}U의 농도를 정량하였으며, 시료중 우라늄 순수분리를 위한 분석방법을 검토하였다. 국내 식품중 과일 채소류의 ^{234}U, ^{235}U 및 ^{238}U 농도는 각각 0.285 ~ 6.33, 0.019 ~ 0.641, 0.223 ~ 6.94 mBq/kg-fresh의 범위를 나타내었다. 한편, 식품 섭취로 인한 연간 피폭선량은 호박에서 가장 낮은 0.622 nSv/y를 나타낸 반면, 배추와 무에서 각각 6.55, 3.95 nSv/y의 값을 나타내었다.

중심어 : ^{235}U, ^{238}U, 감, 귤, 배, 사과, 포도, 감자, 고구마, 고추, 마늘, 무, 배추, 양파, 호박, 연간 유효선량

강수량으로 해석한 낙진 및 강수 전베타 방사능 농도

이상민[1], 이원근[1], 박종미[2], 권석근[2]
경희대학교[1], 한국원자력안전기술원[2]

요 약

전베타 방사능 측정은 핵종분석 등과 같은 정밀한 측정을 할 것인가 여부의 판단을 위한 자료의 제공, 법령 등에 규정된 기준치를 초과했는지 여부의 판단을 위한 자료의 제공, 특정대상의 방사능 준위의 시간 및 공간적 변동 경향의 감시, 그리고 환경 등에서 방사능에 관한 개략적인 정보를 일반 대중에게 제공하는 것 등을 하는데 활용 되고 있다.

그 결과 전국의 방사능 측정소에서는 환경 중 방사능 오염 유무를 평가하는데 하나로, 낙진, 강수를 채집하여 전베타 방사능의 변동추이를 감시하고 있다. 이렇게 측정된 전베타 방사능 농도 값이 측정소마다 공통적으로 계절적인차이를 뚜렷하게 보이고 있었다.

그래서 본 연구는 계절에 따라 낙진과 강수 전베타 방사능 농도의 변화 원인을 강수량에 두고 분석을 한 결과 강수량이 전베타 방사능 농도에 영향이 있음을 알 수 있었다.

^{137}Cs 기준조사장치의 특성 평가

이철영, 하석호, 전국진, 김현문
한국표준과학연구원 전리방사선그룹, 대전광역시 유성구 도룡동 1번지 (우 305-340)

요 약

본 연구에서는 국내 교정기관에 설치된 ^{137}Cs 감마선 기준조사장치의 특성을 평가하였다. ^{137}Cs 감마선 조사장치의 정렬상태, 선원-측정점간의 실제거리, 조사장의 균질도 및 유효빔 크기, 타이머 불확도, 산란선기여분을 각각 측정분석하였다. 또한, 기준전리함을 이용하여 거리에 따른 선량률도 측정하고 그 결과를 제시하였다.

동해해역에서의 $^{240}Pu/^{239}Pu$ 원자비 분포에 관한 연구

김철수*, 노병환*, 장병욱*, 김용재*, 임성아*, 강상훈*, 이건재**
*한국원자력안전기술원, **한극과학기술원

요 약

유도결합플라즈마 질량분석기(ICPMS)를 이용하여 과거 동해 핵폐기물 조사 시 채취한 해수, 해저토 및 어류에 대한 $^{240}Pu/^{239}Pu$ 원자비 및 ^{239}Pu, ^{240}Pu 방사능농도를 조사하였다. 해수, 심해 해저토 및 어류중 $^{240}Pu/^{239}Pu$ 원자비 분포는 각각 0.23-0.26, 0.21-0.25, 0.17-0.20였으며 평균 0.24, 0.23, 0.19를 나타내었다. 해저토 중 $^{240}Pu/^{239}Pu$ 원자비는 전세계 평균 낙진 평균치(0.18)와 비슷하였으나 해수 및 어류의 경우 이에 비하여 월등히 높은 값을 보임으로써 동해 해수에 존재하는 Pu은 육상시료 보다 높은 원자비를 가진 Pu 기원으로부터 유래한 것으로 판단된다. 또한, 블라디보스톡 근처 해수중 Pu의 수직분포를 조사한 결과 Pu총 방사능농도는 수심 700 m부근에서 Pu피크를 나타내었으며 수심 3000 m 까지 균일한 Pu 원자비 (0.24)를 보임으로써 낙진의 기원과 다른 높은 원자비를 지닌 Pu 동위원소들이 이미 동해 전지역에 균일하게 혼합되어 있음을 확인하였다.

플라스틱 섬광광섬유를 이용한 ^{3}H, ^{14}C 방사선 측정에 관한 연구

박찬희, 송성준, 박재우
제주대학교 방사선응용과학연구소

요 약

직경이 0.5mm인 플라스틱 섬광광섬유(plastic scintillating fiber) 30가닥을 다발형태로 묶어서 알루미늄 용기에 삽입한 방사선 센서를 제작하였으며 ^{3}H, ^{14}C 용액을 센서용기에 주입하여 광섬유와 용액을 직접 접촉하여 베타 방사능을 측정함으로써 광섬유를 활용한 저에너지 베타선 측정용 센서 개발의 가능성을 시험하였다. 센서는 광섬유의 한쪽 끝이 열려서 광의 일부가 이탈하는 열린 형태(Sensor B)와 광섬유를 구부려서 양쪽 끝에서 집광할 수 있는 닫힌 형태(Sensor A) 두 가지를 제작하였다. 시험 대상으로 삼은 용액의 방사능 농도는 ^{3}H, ^{14}C 공통적으로 0.05, 0.1, 0.2 mCi/*ml*이다. 센서에서 발생한 광을 PMT로 수집하여 분석한 결과 각 선원용액에 대해서 두 가지 센서 모두 충분한 감도를 보였다. Sensor B의 경우 Sensor A보다 ^{3}H 용액에 대해서는 약 20%정도 높은 감도를 보였으며, ^{14}C 용액에 대해서는 11-16%의 높은 감도를 보였다. 각 선원에 대한 센서의 감도를 비교한 결과 0.0186Mev 베타선을 방출하는 ^{3}H에 비하여 0.156Mev의 베타선을 방출하는 ^{14}C에 대해서 두 가지 센서 모두 35-40배의 높은 감도를 보였다. 용액의 방사능 농도와 센서의 총계수치 간에 어느 정도의 편차는 있었지만 비교적 선형적인 결과를 보였다.

열형광선량계 및 화학선량계를 이용한 방사선 조사실의 방사선량 평가

문성애, 홍경애, 박재우
제주대학교 방사선응용과학연구소

요 약

400TBq의 Co-60 감마선원을 장착한 파노라마형의 방사선조사실의 방사선량을 Fe^{2+}용액의 화학선량계와 CaSO4:Dy 계열의 열형광소자를 이용하여 측정하였다. 조사시간에 따른 방사선량과 선원으로부터 거리에 따른 선량 변화를 측정한 결과 전자의 경우 두 방법 모두 대체적으로 용인할 수 있는 정도의 오차범위 내에서 선형성을 유지함을 보였으며 후자의 경우에도 거리에 따른 유사한 변화곡선을 예측하였다. 화학선량계의 경우 약 650Gy이상에서는 포화상태가 되어 정확한 값을 측정할 수 없었으며 전반적으로 열형광선량계보다 높은 값을 보였다. 선량조절용 보조파폐체에 대한 선량감쇠효과를 측정한 결과 30Gy이하의 선량에서는 화학선량계가 보다 신빙성이 있는 결과를 보였다. 선량조절용 보조 차폐체와 조사대상물과 선원과의 이격거리를 조절함으로써 조사가능한 선량률 범위는 적어도 0.1-1,000 Gy/hr 정도가 될 수 있음을 발견하였다.

강원도 영서지역 대기부유진의 ^{7}Be, ^{137}Cs 방사능 농도의 계절별 변화

황상규 *차문회
춘천지방방사능측정소 *강원대학교 물리학과

요 약

2000년 1월부터 2003년 12월까지 강원도 영서지역 대기부유진의 ^{7}Be, ^{137}Cs 방사능 농도의 계절별 변화를 알아보기 위해 고체적공기채집기(High Volume Air Sampler)를 이용하여 4년 동안 매월 1회씩 48회 대기 부유진을 filter에 채집한 후 고순도 게르마늄검출기(HPGe)로 ^{7}Be, ^{137}Cs핵종에 대해 정밀분석을 수행하였다. 고체적공기채집기(High Volume Air Sampler)로 한달 동안 채집한 공기량은 약 30,000 m^3 정도이며 4년간 수행된 ^{7}Be 핵종농도 범위는 최소 1.06 mBq/m^3 부터 최대 3.80 mBq/m^3 범위로 나타났다. 계절별로 보면 봄에 증가하다가 여름철에 감소하는 경향을 보이고 있다. ^{137}Cs 핵종 농도 또한 계절별로 보면 봄에 증가하다가 여름철에 감소하는 경향을 보이고 있으며, ^{137}Cs 핵종에 대해 4년간 정밀 분석한 결과 최소 <0.666 $\mu Bq/m^3$ 부터 최대 7.07 $\mu Bq/m^3$ 범위로 나타났다.

중심어 : ^{7}Be, ^{137}Cs, 대기 부유진, 춘천지방방사능측정소, 강원도 영서지역

환경시료중 공기부유진의 전베타 방사능과 환경인자와의 상관도

노정숙, 노형아*, 김은섭**
군산지방 방사능측정소, *대전지방 방사능측정소, **국군제1화학방어연구소

요 약

전베타 측정법은 환경에서 방사능 추이와 같은 개략적인 정보를 얻게 하는데, 환경시료의 전베타 방사능은 그 범위가 일정하지 않고 많은 변동을 보이고 있다[1]. 이들 농도의 변동은 외부요인에 의한 영향의 결과로 추론되어진다. 이에 여러 환경인자들과 농도를 비교하여 상관도를 조사하므로 각각의 영향력을 평가하였다. 환경시료 중 대표적인 공기부유진을 평가하기 위해, 대기중 부유진을 채집하여 그 방사능을 분석하였는데, 여과지별로 계측된 총방사능농도(mBq/filter)를 흡입구를 통해 흡입되어지는 공기체적(m^3)과, 여과지에 실질적으로 잔존하게 되는 부유진의 질량(mg) 및 단위체적당 산재하는 부유진의 질량인 먼지농도(ug/m^3)와 공기중 먼지입자의 이동속도를 추론할 수 있는 풍속(m/sec), 우리나라 여름철의 대표적 특성중의 하나인 습도(%) 그리고 화생방 작전시 중요한 인자로 고려되는 온도(℃)와 비교하여 상관계수를 구하여 본 결과 채집후 공기부유진 전베타 방사능 농도는 여러 환경 인자중 대기중 먼지량 및 습도와 큰 연관성을 가지고 있는 것을 확인하였다. 즉, 대기중 부유진량에 따라 방사능농도가 환경 준위 내에서 비례하여 증가하고, 습도에 반비례하여 감소하는 환경적 요인에 의한 변동으로 볼 수 있다. 또한 이 결과들은 서울시에서 시행하려는 먼지예보 및 경보와 관련하여 환경중 방사능 농도의 증가 및 감소를 예측할 수도 있을 것으로 사료된다[2].

토양 내 $^{129}I/^{127}I$의 측정을 위한 Iodine의 분리 기술 연구

강상훈, 김철수, 노병환, 김용재, 이화용, 장병욱, 임성아,
한국원자력안전기술원

요 약

$^{129}I/^{127}I$의 비를 이용하여 토양 내 환경 방사능을 평가하기 위해서는 극미량의 ^{129}I 분석기술이 필요한데, 조사 전후에 분리과정이 첨가된 중성자방사화분석법을 적용하기 위해 우선적으로 ^{125}I source를 이용하여 전체적인 분리 기술을 확립하고 수득율을 향상시킴으로서 백그라운드를 낮추고 선택적인 분리를 할 수 있도록 하였다. 그러기 위해 중성자 조사 전후의 분리 과정에 대한 단계별 수득율을 구해야 하는데, 조사 전 포집용액으로부터 분리 후 동결건조를 마친 분말 내 ^{125}I의 수득율은 평균 78.2 %였으며, 조사 후 유기층과 수층을 거쳐 PdI_2 침전형태로 만든 ^{125}I의 수득율은 평균 92.1 %가 나왔고, 백그라운드 수준을 더욱 낮추기 위해 유기층과 수층을 2번 반복하여 분리하였을 때는 평균 86.6 %의 결과 나옴으로서 RNAA 기술을 적용하기 위한 iodine의 분리 기술을 확립할 수 있는 기반을 마련하였다.

3차원 컴프턴 산란실험 모사시 계측기 콜리메이터 직경 변화에 대한 물성분석 재구성알고리즘의 영향 고찰

박지성, 찬 김 뚜안, 김종경, 김순영*, 이상훈*
한양대학교 원자력공학과
*방사선안전신기술연구센터

요 약

컴프턴 산란 검색시스템 개발을 위한 연구 중 계측기 콜리메이터의 변화에 따른 재구성 알고리즘의 영향을 분석하기 위해 MCNP4C를 이용하여 산란실험 모사를 수행하였다. 2cm Cubic 형태의 실험샘플을 3x3x3 격자 형태로 놓은 후 방사선원을 조사하여 투과 및 산란 반응값을 획득하였고 이 때, 계측기 콜리메이터의 직경을 3mm, 5mm, 10mm로 변화시켜 계산을 수행하였다. 계산된 결과를 90° 컴프턴 산란 재구성 알고리즘에 입력하여 콜리메이터 직경 변화에 따른 알고리즘 결과값을 분석하였다. 예측한 바와 같이, 콜리메이터 직경이 작을수록 재구성 알고리즘 결과의 정확도는 향상되었고 반대로 직경이 커질수록 알고리즘 결과의 정확도는 감소하였다. 그러나 산란 모사 시간을 고려한다면 콜리메이터 직경이 커질수록 계산 이력이 감소하였고 동일한 이력에서 계산오차는 직경이 커질수록 작아졌다. 이러한 콜리메이터와 재구성알고리즘 결과값과의 관계는 실제 산란실험

An Evaluation of Bandgap Reference Generator in Co-60 irradiation

Sung Chae Jeon[1], Bo Kyung Cha[1], Gyuseong Cho[1], Jin_Seok Hu[2], Young_Hee Kim[2], Young Huh[3], Kwang Hyun Kim[4]

[1] KAIST, 373-1 Kusong-dong, Yusong-gu, Taejon 305-701, Korea
[2] CNU, 9 Sarim-Dong, Changwon, Gyeongnam, Korea
[3] KERI, 1271-11 Sa-dong, Sangrok-gu, Ansan, Kyonggi-do, Korea
[4] RadTek Company, 150 Dukjin-dong, Yusung-gu, Taejon, Korea

Abstract

Bandgap reference(BGR) for CMOS image sensor and analog-to-digital convertor was designed in a 0.25um commercial CMOS technology and evaluated performance of the device in radiation environment, which was performed using Co-60 at dose rate 10 krad/h. The devices were biased and driven with nominal operation condition during irradiation. Prototype of BGR, a minimum applied voltage, variations of output reference voltage, output noise were evaluated.

배수 연속 모니터링용 액체섬광검출 시스템 개발

남욱원[1], 공경남[1], 손종대[1], 선광일[1], 김철수[2], 노병환[2], 이상국[2]
[1]한국천문연구원
[2]한국원자력안전기술원

요 약

일반적으로 방사성 동위원소 사용시설에서 배출물 감시는 배출물 저장 탱크의 시료를 일시적으로 채취하여 분석하고 있다. 이러한 기존의 방법은 배출물에 대한 상시 감시가 곤란하며, 매번 시료를 채취하는 번거로움이 있다. 이와 같은 기존의 방사성 동위원소 배출물 감시 방법을 효율화하기 위해 지난 5년간 배수 연속 모니터링 시스템을 개발하여왔다. 이 논문에서는 그동안 개발되어 온 배수 연속 모니터링용 액체섬광 검출 시스템을 소개하고 향후 활용성에 대해 논의하였다.

Legendre Polynomial 근사를 이용한 다중 베타선 핵종 혼합물의 방사능 분석

선광일[1], 남욱원[1], 공경남[1], 손종대[1], 김철수[2], 이상국[2], 노병환[2]
[1]한국천문연구원
[2]한국원자력안전기술원

요 약

베타선 스펙트럼의 최대 에너지가 확실하게 구별되는 2개의 핵종만을 포함하는 혼합시료의 경우에는 최대 에너지가 다르다는 점을 이용하여 손쉽게 각 핵종의 방사능값을 측정할 수 있다. 그러나 3개 이상의 베타선 핵종이 포함된 혼합물에 대해서는 각 핵종의 스펙트럼이 서로 겹치기 때문에 이러한 방법으로 구해진 방사능값은 신뢰도가 떨어지게 된다. 다중 베타선 핵종 혼합물 분석을 위한 연구의 일환으로 최소자승법을 이용하여 혼합물의 중첩된 베타선 스펙트럼을 각각 분리 정량 분석할 수 있는 방법을 연구한바 있으며, 본 연구에서는 Legendre Polynomial 근사를 최소자승법과 접목하여 핵종분석을 시도하였다. 실제로 4개의 베타선 핵종(^{3}H, ^{14}C, ^{36}Cl, ^{90}Sr)이 혼합된 시료에 대하여 본 분석법을 검증한 결과 참고치(Reference value)와 분석치가 수 % 이내에서 잘 일치함을 보였다.

대기 중 ^{7}Be 방사성 에어로졸 크기에 미치는 기상 조건의 영향

조영현, 이완노, 정근호, 강문자, 박두원, 김은한, 최근식, 이창우
한국원자력연구소 원자력환경연구부

요 약

대덕원자력연구소내에 설치한 다단임펙터를 이용하여 2003년 3월부터 1년간 채취한 대기 중 에어로졸들의 ^{7}Be 방사능 분석 결과로부터 공기역학적 방사능 중앙경(AMAD)을 구하고 이에 대한 기상 조건의 연관성을 검토하였다. ^{7}Be의 AMAD는 년 중 0.28~0.68 μm로 분포하고 있으며, 대기 중의 상대 습도 및 온도와 대체로 비례하는 관계를 보였으나 ^{7}Be의 방사능농도와는 반비례하는 경향을 보여 주었다.

빈 면

제R3분과
한-우크라이나 방사선 측정 공동세션

빈 면

A Study on Non-proportionality of Phoswich Detector Using Monte Carlo Simulation

Jae Cheon KIM[1], Jong Kyung KIM[1], Soon Young KIM[2], Yong Kyun KIM[3], and Woo Gyo LEE[3]
1 Hanyang Univ. 17 Haengdang-dong, Seongdong-gu, Seoul, 133-791, Korea
2 Innovative Technology Center for Radiation Safety, 17 Haengdang-dong, Seongdong-gu, Seoul, 133-791, Korea
3 Korea Atomic Energy Research Institute, Deokjin-dong, Yuseong-gu, Daejeon, Korea

Abstract

Using the Monte Carlo simulation, a study on the non-proportionality of the prototype phoswich detector with 2"×2" CsI(Tl) and plastic scintillator, which was made by KAERI, has been carried out and its detector response functions (DRFs) were compared with that of ^{137}Cs and ^{60}Co. To precisely simulate the DRF for the phoswich, the CsI(Tl) non-proportionality was calculated using the electron response and the simplified electron cascade sequence for treating the photoelectric absorption event. The DRFs of ^{137}Cs and ^{60}Co sources which were measured by experiments and calculated by simulations were compared with each other. For ^{137}Cs, gamma-ray responses simulated by MCNP5 are generally good agreement with the measured ones. But the DRF of ^{60}Co does not match well with the results of experiment in the energy region below second peak due to coincidence effect of two gamma-rays (1.174 MeV and 1.332 MeV). To more precisely reproduce the DRF for the phoswich, further studies in relation to the electron channeling effect and the Doppler broadening effect of a scintillator are needed as well as considering that effect of the transfer contribution.

Properties and Peculiar Features of Application of Isoelectronically Doped A2B6 Compound Based Scintillators

Vladimir Ryzhikov, Nikolai Starzhinskiy
STC "Institute for Single Crystals", Institute for Scintillation Materials of National Academy of Sciences of Ukraine, Lenina Ave. 60, Kharkiv 61001, Ukraine

Among 26compounds, zinc selenide and zinc sulfide crystals are, due to their physico-chemical properties, the best optimized matrices for creation of luminescent materials with output parameters characterizing them as efficient scintillators (high lightoutput, fast response, high radiation stability, etc.). The first successful experience in this direction was the development of scintillator ZnSe(Te), which has been already shown to be one of the most suitable materials for low-energy X-ray introscopy [1,2]. With the aim of expanding the application fields of ZnSe and ZnS-based scintillators, we have studied the defect formation processes and luminescent properties of zinc selenide and zinc sulfide crystals doped with anionic (Zn, Cd, Hg) and cationic (O,S,Te) isoelectron dopants (IED). Data are presented on the effect of oxygen, cadmium, tellurium and sulphur upon spectral-kinetic luminescence characteristics of A2B6compound based scintillator crystals (see Table).

Table. Light output *S*, afterglow , decay time , and luminescence maximum max of isovalently doped A2B6 crystals

№	Crystal	Light output *S*, rel. un.	Afterglow η(%), after (ms)		Decay time	Luminescence maximum
			5 ms	20 ms	τ, μs	λ_{max}, nm
1	ZnSe(Te)	1.0	1.0	0.05	30-120	630-640
2	ZnSe(O)	0.90	0.05	0.005	1-3	590-600
3	ZnSe(Cd)	0.7	0.5	0.03	0.5-2	615-630
4	ZnSe(Hg,S)	0.6	0.1	0.008	0.3-1	610-620
5	ZnSe(Cd,Te)	1.30	0.2	0.01	10-30	620-640
6	ZnS(Se,Te)	0.3-0.5	1.5	0.2	0.1-0.3	445; 550
7	ZnS(Cd,Te)	0.4-0.6	0.03	0.001	0.2-0.5	500; 580

Thus, the properties of A2B6 based scintillators are varied within very broad limits. E.g., maximum of the luminescence spectrum of ZnSe(IED) crystals max 595-640 nm, decay time - 0.3-120 s, afterglow level (after 5 0.005-0.5 % (3-5% for CsI(Tl)) the relative light output *S* was 0.6-1.3 (*S*=1 for CsI(Tl)), quantum yield up to 75000 ph/Mev. One should specially note very high radiation hardness of ZnSe-based scintillators (>500 Mrad, which is more than 1000 times higher than for CsI(Tl)). This ensures not only high

stability of the detecting systems of radiation introscopes, but also allows their use for dosimetry of powerful fluxes of ionizing radiation.

Due to their relatively low atomic number Zeff, which leads to lower efficiency of detection of high-energy radiation and high sensitivity to short-range types of radiation (alpha-, beta-particles, soft X-ray, etc.), ZnS-based scintillators (including ZnS(Te)-type of scintillator) are promising for their use in combined multi-energy and selective detection systems (introscopy, dosimetry radiometry, etc.) in combination with both semiconductor photodiodes and PMT as photoreceivers.

_It has been shown that at low IED concentrations, for all types of the dopants the most thermodynamically stable defects are duplets or triplets based on the intrinsic structure defects VZn, Zni and the introduced isovalent dopants, which play the role of radiative recombination centers in ZnSe:(IED) and ZnS(IED) crystals. The spatial configuration of objects that form these triplets depends upon crystallochemical radiuses of the dopant ions, as well as upon their electronegativity (effective charge), and is determined by the predominance of either Coulomb or elastic interaction between the components. The total effective charge is different for triplets of VZnOSeZni, VZnSSeZni, VZnSeSZni, ZniVZnTeSe, CdZnVZnZni (or dZnZni VZnSe) and HgZnVZnZnitype. The value of this charge determines the depth of acceptor-like recombination levels within the band gap of zinc selenide (sulfide), causing the observed differences in spectral-kinetic properties of the studied semiconductor scintillators. It has been shown that one of the decisive factors is the method of preparation of raw material for initial charge. The most suitable for practical scintillator production is introduction of the dopants in the form of cadmium and zinc chalcogenides.

_Data are presented on application fields, specific features and advantages of new scintillation materials on the basis of A2B6compounds.

1. L. Atroshchenko, S. Burachas, L. Gal'chinetskii, B. Grinyov, V. Ryzhikov, N.tarzhinskiy. Scintillator crystals and radiation detectors on their base. Naukova Dumka, Kiev, 312 p., (1998) (in Russian).

2. B.Grynyov, V.Ryzhikov, Jong Kyung Kim, Moosung Jae. Scintillator crystals, radiation detectors & instruments on their base. Ukraine-Kharkov, 374(2004).

Scintillation Properties of $LiPO_3$: Ce/ZnS:Ag Scintillator

Jooho Whang, Sangwon Shin
Department of Nuclear Engineering, Kyung Hee University, Kiheung, Yongin, Kyunggi, 449-701, Korea

Abstract

To enhance a light output of $LiPO_3$:Ce scintillator under current research and development, $LiPO_3$:Ce/ZnS:Ag scintilltors were synthesized by means of the melting and precipitation process. Photoluminescence(PL) properties of $LiPO_3$:Ce/ZnS:Ag were investigated in the different heat treatment temperature. After addition of ZnS:Ag, Emulsification was observed due to immiscibility phenomenon and added ZnS:Ag acted as a phase separation promoter. The transparent scintillator, of which added amount of ZnS:Ag was increased into 25wt% by means of continuous increase of Na_2O amount to suppress this immiscibility phenomenon, could be obtained. The highest of PL intensity of $LiPO_3$:Ce/ZnS:Ag scintillator was observed under the heat treatment temperature 500℃ for 4h.

Cholesteric Liquid Crystals as Multi-purpose Sensor Materials

L.N.Lisetski
STC "Institute for Single Crystals", Institute for Scintillation Materials of National Academy of Sciences of Ukraine, Lenina Ave. 60, Kharkiv 61001, Ukraine
e-mail: lisetski@isc.kharkov.com

Cholesteric liquid crystals (CLC) have been known since1960-ies as promising material for various sensor applications. The helical pitch of CLC can be, in appropriate conditions, extremely sensitive to different external factors; at the same time, its variation can be easily recorded using the routinely measured selective reflection/transmission spectra or, if large enough, even visually observed as changes in color. This property had been evoking much interest reflected in numerous developments of design and operation principles of CLC-based sensors or meters of temperature, electric or magnetic fields, pressure, IR radiation, acoustic waves, etc. [1,2].

In this report, we will consider several sensor applications of CLC that are related to technogenic factors affecting the environment and life conditions of human organisms. Since these factors grew more and more important with the development of technological world, these applications were re-visited several times after their initial discovery. In particular, they include detection and monitoring of ionizing radiation, biologically active UV radiation, and the presence of toxic vapors in the atmosphere.

In early works, CLC were used for detection of large doses of ionizing radiation. The action principle of such devices was based on radiation-induced chemical destruction of a substance present in the cholesteric mixture (e.g., cholesteryl iodide). The sensitivity obtained was rather low, with the smallest doses that could be detected being of the order of ~ 1 krad. Efforts in this direction resumed after the Chernobyl catastrophe, a new principle was proposed [3] to use processes of *trans-cis*isomerization of certain substances introduced to the cholesteric solvent. In such a way, sensitivities of the order of mrad were obtained; in addition, these detectors were claimed to be bioequivalent, i.e., the mechanism of their response was similar to that occurring in biological tissues. Such detectors are expected to be especially efficient at low (< 10 keV) gamma-radiation energies.

The ideas developed for CLC ionizing radiation detectors were successfully used for detection of biologically active UV-radiation. This problem became popular worldwide because of the situation of ozone layer depletion and allegedly increased dangers of harmful UV-C radiation (and,accordingly, an increasing demand for simple UV radiation indicators to be used in mountain resorts, sunlit beaches, deserts, Antarctic, etc.). It has been proposed to monitor UV radiation using CLC mixtures doped with provitamin D (the photochemical reaction provitamin D vitamin D resulted in observable changes in helical pitch) [4,5]. Our recent developments in this field are discussed, with qualitative determination of the absorbed UV radiation doses in the relevant wavelength ranges shown to be possible.

Finally, the use of CLC for detection of hazardous vapors in atmosphere that had been

developed for some time in the late 1970-ies (expecting their possible use for detection of poisonous gases in chemical warfare), was recently revived (see, e.g., [6]). This was largely related to the increasing importance of anti-terrorist activities (e.g., poisonous substances getting into ventilation systems of subways, large supermarkets, etc.). The ideas originating from CLC radiation sensors were found to be useful in development of simple, cheap and sufficiently reliable CLC indicators of toxic vapors.

Further progress in all the above-described fields is to be made by passing from the stage of laboratory experiments and model devices for demonstration purposes to the development of operable instruments ensuring qualitative dosimetry or, at least, a reliable alarm indication. This requires cooperation and investments (which can be relatively small in comparison with competing devices, such as, e.g., biosensors based on carbon nanotubes or semiconductor-based UV and ionizing radiation detectors requiring sophisticated microelectronics and processing schemes).

Also presented in this report are general principles of creation of CLC sensor compositions ensuring therequired set of characteristics, which are specific for each kind of application. Our experience in this field is reviewed and discussed, with the available background claimed to be also useful for other types of CLC sensors, e.g., for visualization of thermal fields and specific kinds of electro-optic devises.

The problem is open for discussion with Korean colleagues with the aim of arranging further cooperation and eventual joint R&D projects.

References

1. P.L.Carroll. Cholesteric liquid crystals: their technology and application. Ovum Ltd.: London, 1973, 280 pp.
2. G.M.Zharkova, A.S.Sonin. Liquid crystal composites. VO Nauka: Novosibirsk, 1994, Part 2, pp.37-112.
3. B.S.Prister, V.N.Borzenko, L.N.Lisetski e.a., *Mol.Materials*, v.5, p.175-179 (1995).
4. L.N.Lisetski, O.V.Vashchenko, V.D.Panikarskaya e.a., *Proc.SPIE*, v.5257, p.97-101 (2003).
5. M.Aronishidze, G.Chilaya, L.N.Lisetski e.a., *Mol.Cryst.Liq.Cryst.*, v.418 (2004) (in press).
6. D.A.Winterbottom, R.Narayanaswamy, I.M.Raimundo. *Sensors and Actuators*, v.B90, p.52-57 (2003).

Development of a Coded-aperture Gamma Camera for Monitoring of Radioactive Materials

Gyuseong Cho, Hyung Joo Shin, Yong Ki Chi and Jeong-Hyoun Yoon*,
Korea Advanced Institute of Science and Technology
** Nuclear Environment Technology Institute*

Abstract

A coded-aperture gamma camera was developed to increase the sensitivity of a pin hole camera made with a pixellated CsI(Tl) scintillator and a position-sensitive photomultiplier tube. The modified round-hole uniformly redundant array of pixel size 13 x 11 was chosen as a coded mask considering the detector spatial resolution. The performance of the coded-aperture camera was compared with the pin hole camera using various forms of Tc-99m source to see the improvement of signal-to-noise ratio or the improvement of the sensitivity. The image quality is much improved despite of a slight degradation of the spatial resolution. Though the camera and the test were made for low energy case, but the concept of the coded-aperture gamma camera could be effectively used for the radioactive environmental monitoring and other applications.

Key words : gamma camera, pin hole, coded-aperture, sensitivity, Signal-to-noise ratio

Visual Indicators of Ionizing Radiation Based on Organic Radio- and Photochromic Materials

V.A. Chebanov, A.I. Zbruyev, S.M. Desenko,V.V. Vaschenko
STC "Institute for Single Crystals", Institute for Scintillation Materials of National Academy of Sciences of Ukraine, Lenina Ave. 60, Kharkiv 61001, Ukraine
tel. +38(057)332-22-24; E-mail: chebanov@isc.kharkov.com

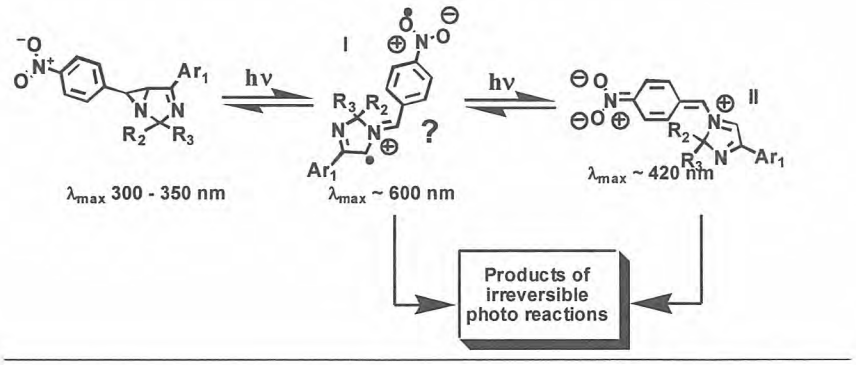
The use of organic scintillators usually is based on the conversion of radiation into light and subsequent detection with photosensitive cell. Most of the instruments operating on this principle register total dose (or intensity) of the radiation regardless of its source and direction.

Another method of detection is concerned with using of materials that can change their color under the radiation. They can contain compounds directly respondingto the radiation (radiochromes) or responding to UV or visible light (photocromes). The last must be used in combination with corresponding scintillators producing UV irradiation.

Both these ways demand new high photo- or radiosensitive substances. During the last years a series of such organic compounds has been discoveredand studied. We concentrate our attention on bicyclic derivatives of aziridine 1,2,3.

These compounds are unique in respect of the visual photosensitivity. In their case high photoresponse is combined with contrast range (the depth of photo-induced form coloration) and with high extinction.

The photo- and radiaocromic properties of bicyclic aziridines is concerned with reversible ring-open process leading to bipolar structures. Our investigations showed that the induced ring-opening has two steps mechanism.

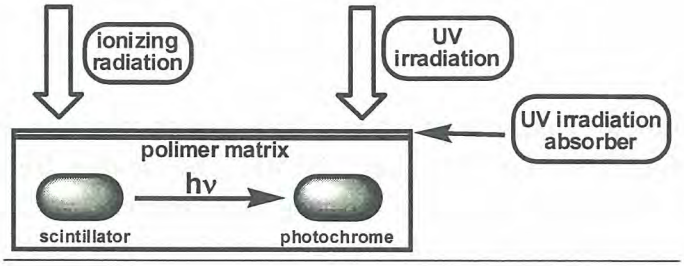


In the context of the present work we considered the following basic way of radiosensitive indicator formation: combine polymeric scintillator (polymer with scintillator additives) with photochromic organic compound spreading throughout the all volume of polimer.

We investigated various combinations of scintillation additives and photochromic compounds. At that, the minimal overlapping of absorption bands of an additive and a photochromic compound, and maximal overlapping of the emission band of an additive and

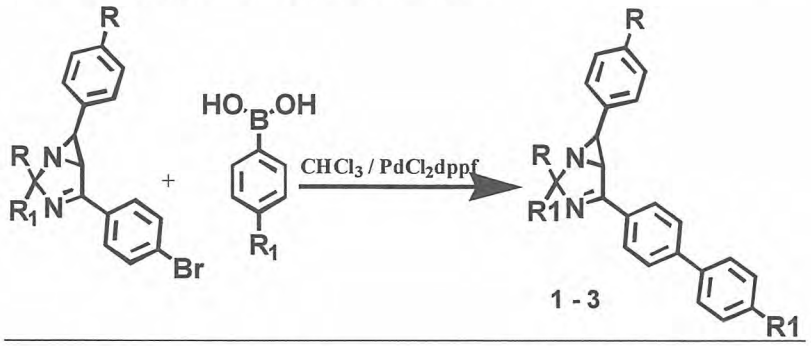
absorption band of a photochrome were considered as a preliminary criterion in their aimed synthesis.

On basis of our investigation the possible composition of polymeric radiosensitive indicator was proposed:



Another direction of highly sensitive radiochromic materials creation is concerned with an idea of combination of both photochromic (aziridine) and radiophoric (polyarene) fragments in one molecule.

The choice of synthesis objects was determined by the aims of investigation (at least one of the substituents should have polyarene nature), and also by the previously obtained data stating that nitro-derivatives have the highest photosensitivity and depth of photo-induced form coloration. We have developed a new approach involving Suzuki reaction concluding interaction of halogen derivatives of bicyclic aziridines with arylboronic acids in the presence of palladium catalyst.It should be mentioned that it was actually the first case of use of this reaction in aziridine chemistry.



We have also carried out a preliminary testing of radiochromic properties of the compounds obtained. We investigated their behavior under the action of b-rays (the source used was Sr90 with energy 543/3 keV and Y90 with energy 2624 keV) and X-rays (an unfiltered radiation of a molybdenum tube). The investigation showed that all the substances obtained display sufficiently high sensitivity towards these kinds of radiation.

Design of a High Efficiency Neutron Detector Using a GEM

Yong Kyun Kim, Se Hwan Park, and Chong Eun Chung

Korea Atomic Energy Research Institute

Abstract

The radiation detector research group at KAERI has developed a high efficiency neutron detector using a Gas Electron Multiplier (GEM). The double GEM was fabricated and operated in an Ar/Isobutane mixture. For an application to a high efficiency neutron detector, ^{6}Li or ^{10}B neutron converters coated on each surface of the multi GEM foils were considered. The optimized thickness of the thin film for a neutron detection was calculated with the MCNP and SRIM. The neutron efficiency was calculated by changing the chemical components of the thin film, and the thickness of the thin film. The thermalized neutrons were measured by a GEM detector with a thin neutron converter on the drift plate.

Some Aspects of Scintillation Mechanism in organic Molecular Dielectrics

Galunov N.Z., Grinev B.V., Tarasenko O.A.
STC "Institute for Single Crystals", Institute for Scintillation Materials of National Academy of Sciences of Ukraine, Lenina Ave. 60, Kharkiv 61001, Ukraine
phone: (380-57) 330-70-52, e-mail: galunov@isc.kharkov.com

Features of electron excitation energy exchange define in many respects the radioluminescence mechanism in organic materials. The study of the processes of generation, transport and recombination of charge states generated under an action of ionizing radiation allows us to describe the process of scintillation light pulse formation in organic scintillators. Besides, the results of this study are very important to analyze an influence of structure of organic systems on their radioluminescence mechanism [1]. The processes of electron excitation energy exchange proceed in different ways in the regions of high density of activation (tracks, spurs, blobs of particles) and in the regions of low density of activation (which is outside of particle track) (See, Figure 1). These processes determine the aspects of formation of delayed radioluminescence and prompt one, correspondingly.

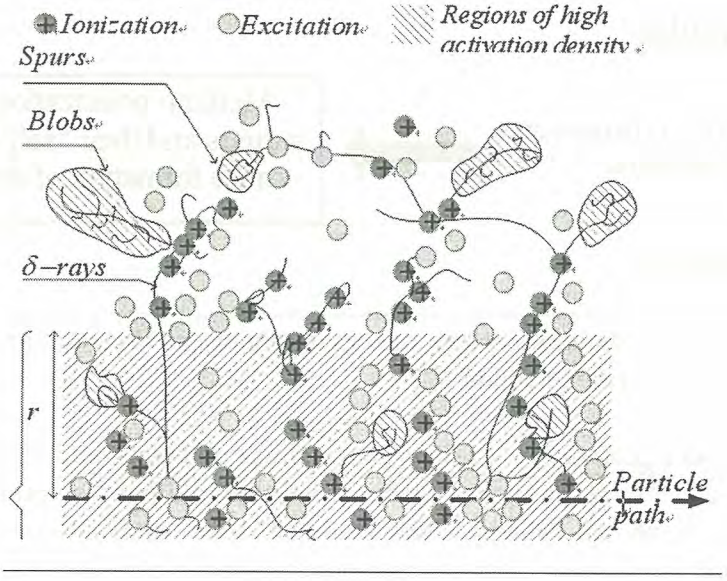


Figure 1. Schematic presentation of the initial processes of excitation of organic medium by ionizing particle with high specific energy losses.

The process of annihilation of triplet (T) states, which are mainly generated in the regions of high activation density results in slow component formation of the radioluminescence pulse.

$$T_1 + T_1 \Rightarrow \begin{cases} S_1 + S_0 \Rightarrow h\nu + 2S_0 \\ T_1 + S_0 \\ Q + S_0 \\ .... \end{cases}$$

We have studied the mechanism of concentration-controlled triplet-triplet ($T-T$) annihilation that causes bimolecular quenching of luminescence. It allowed investigating the nature of the specific quenching of triplet states in organic molecular systems. Since t> 50 ns the process of T-T annihilation becomes quasi-stationary. Features of $T-$ states diffusion define slow component formation since t > 50 ns.

The process of charge states energy exchange in the regions of low density of activation causes formation of dynamical trapping centres of polarization origin (See, Figure 2). Therefore, for organic molecular solids, in contrast to liquids, the additional delay of the moments of radioluminescence photons emission is observed. This delay is caused by the localization process of charge states on shallow traps system of structure and polarization origin.It has been shown that the Gaussian form of function describing this delay is due to a plurality of acts of generation and recombination of dynamic charge states of polarization origin.

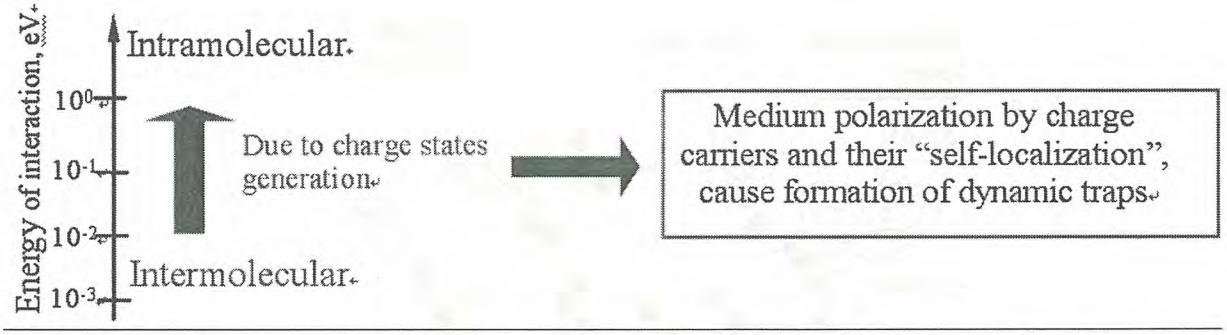


Figure 2. An influence of charge states energy exchange in the regions of low density of activation of organic solids.

As the objects of investigation we used organic single crystals and polycrystals (on the base of stilbene and p-terphenyl), plastic polyvinyltoluene scintillators and liquid scintillators on the base of toluene. To study a time distribution of photons in a radioluminescence pulse we have used a single-photon technique [2 -4].

[1] Galunov N.Z., Seminozhenko V.P., *Theory and practice of the radioluminescence of organic condensed media*, Naukova Dumka, Kiev (1997) [in Russian].

[2] Budakovsky S.V., Galunov N.Z., Rybalko A.Yu., Tarasenko O.A., Yarychkin V.V. // *Molecular Crystals & Liquid Crystals*. 2002. Vol. 385. P.71-77.

[3] Galunov N.Z., Baker J.H., Budakovsky S.V., Tarasenko O.A., Rybalko A.Yu., Yarychkin V.V. // *Journal of Luminescence*. 2003. Vol.102-103. P.464-468.

[4] Baker J. H., Galunov N. Z., Stepanenko A. M., Tarasenko O. A. // *Radiation measurements*. 2004, - Vol. 38, No.4 6, P. 817 - 820

The Study of Inorganic Scintillators Properties for Phoswich Detector

가) Woo-Gyo Lee·Yong-Kyun Kim·Jong-Kyung Kim*,
나) V. Tarasov**, O. Zelenskaya**
Korea Atomic Energy Research Institute
*Hanyang University
**STC Institute for Single Crystals of the National Academy of Science of Ukraine

Abstract

CsI(Tl), $CdWO_4$(CWO), $Bi_4Ge_3O_{12}$(BGO) and Gd_2SiO_5:Ce(GSO) scintillators were studied to manufacture the phoswich detector. The maximum wavelengths of CsI(Tl), CWO, BGO and GSO scintillators are 550 nm, 475 nm, 490 nm and 440 nm for the radioluminescence, the absolute light outputs of CsI(Tl), CWO, BGO and GSO scintillators are 93420 phonon/MeV, 17762 phonon/MeV, 8322 phonon/MeV and 8932 phonon/MeV with neutral filter, the decay time of CsI(Tl), CWO, BGO and GSO scintillators is 1.3 μs, 8.17 μs, 213 ns and 37 ns by single photon method. The phoswich detector which was manufactured with plastic and CsI(Tl) scintillators could separate the β particle and γ ray. The phoswich detector could also measure the pulse height spectra of the β particle and γ ray by PSD method.

Key word : phoswich, inorganic scintillator, PSD(pulse shape discriminator), decay time, absolute light output

빈 면

제WR분과
방사선 방호 및 환경 (공통분과)

빈 면

원전 주변 주민의 방사선량 평가를 위한 국내·외 음식물 섭취량 자료 현황분석

이갑복, 정양근, 방선영, 강덕원
한전전력연구원, 대전광역시 유성구 문지동 103-16번지

요 약

원전 주변의 주민에 대한 방사선량의 대부분을 음식물 섭취에 의한 내부피폭이 차지하고 있다. 그러나 우리나라 원전에 적용하고 있는 음식물 섭취량은 1989년 한국원자력연구소가 고리원전 주변지역을 대상으로 현장조사한 결과로 최근의 식습관 변화를 적절히 반영하지 못하고 있다. 보건복지부에서는 국민건강증진법에 의거 매 3년마다 전국 규모의 국민의 식품 및 영양 섭취실태 조사를 실시하고 있다. 따라서 이러한 정부 조사자료를 적극 활용하여 주기적으로 음식물 섭취량 자료를 갱신할 수 있는 방안을 모색할 필요가 있다. 국내원전에 적용하고 있는 음식물 섭취량 자료를 개선하기 위한 방안을 수립하는데 활용하기 위해 국내·외의 관련 자료 및 기술현황을 분석하고 향후 연구계획을 제시하였다.

중심단어 : 방사선 영향평가, 환경방사선, ODCM, 주민선량, 음식물 섭취량

WACID 시스템 연동프로그램인 INDAC-W 개발

전제근, 이관희, 박원재, 이광열*
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19번지
*대상정보기술주식회사

요 약

국내 원자력이용기관의 방사성폐기물 관련정보를 효율적으로 관리하기 위한 국가 방사성폐기물 안전관리 통합정보시스템(WACID: WAste Comprehensive Information Database)에 보고된 정보의 규제검증계산을 수행하고, 보고된 방사성폐기물에 관한 정보를 가공하기 위한 분석도구인 INDAC-W(INtegrated Dose Assessment Code Package for WACID) 전산코드를 개발하였다. INDAC-W는 궁극적으로 WACID 시스템에 보고된 자료의 신뢰성을 증진할 수 있을 것으로 기대된다.

C/E형 원전의 중성자장 측정

김태욱, 한재문, 김경덕, 윤철환, 서장수, 김영재
한수원(주) 원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

1990년의 국제방사선방호위원회 권고에 따라 2 MeV 이하의 중성자에 대한 방사선가중치가 높아졌다. 원자력발전소에서는 긴급보수 및 점검을 위하여 작업자가 운전중에 원자로 건물 내를 출입하는 경우가 발생되므로 새로운 권고에 따라 작업자의 피폭선량을 올바로 예측하고 평가하여야 한다. 본 연구에서는 C/E형 원자력발전소인 영광 3호기를 대상으로 주요 위치별 운전중 중성자장을 측정하여 에너지 스펙드럼, 플럭스, 평균에너지, 선량당량, 등가선량, 선질계수, 방사선가중치 등을 분석하였다. 분석결과 평균에너지는 42 ~ 158 keV, 등가선량은 88 μSv/h ~ 1.07 mSv/h, 평균 방사선가중치와 평균 선질계수의 비율은 2.42 ~ 2.70로 나타났다. 그러나 기존 원자력발전소에서는 중성자에 대하여는 방사선가중치를 거의 20을 적용하고 있으며 이럴 경우 각 측정지점에 대한 측정값은 실제 등가선량보다 1.41 배 ~ 2.12 배 보수적으로 평가하고 있음을 알 수 있었다.

기체상 방사성물질에 의한 섭취경로에서의 피폭 특성 연구

정철기, 이경진, 김희근*, 김숭평
조선대학교, 광주광역시 동구 서석동 375
*전력연구원, 대전광역시 유성구 문지동 103-16

요 약

현재 국내 원전주변 기체상 방사성물질에 의한 주민피폭선량평가를 보다 현실적으로 평가하기 위하여 대기확산인자와 섭취경로를 시간대별로 적용시켜 유효선량평가에 적용시켰다. 기존의 유효선량평가에 적용되었던 대기확산인자는 평가기간에 해당하는 전체 기상자료의 평균값을 사용하였으며, 내부피폭에 관련된 피폭경로 중 섭취경로에 대해서는 연중 동일하게 유효한 있는 것으로 간주하여 평가하였다. 유효선량평가를 매월 실시하여 대기확산인자의 평균시간 간격을 축소시키고, 농작물 성장기에만 섭취경로를 적용하여 평가한 결과 기존의 평가방법에 의한 결과보다 약 30%가 낮게 평가되는 것으로 나타났다.

중심단어 : 주민피폭선량평가, 대기확산인자, 섭취경로

IMPACT를 이용한 중수로원전 유도방출기준(DRL) 예비계산

박규준, 김희근, 하각현, 강덕원, 이경진*
한전 전력연구원, 대전광역시 유성구 문지동 103-16
*조선대학교, 광주광역시 동구 서석동 375

방사선방호 신개념(ICRP-60)의 법제화에 따라 주민선량한도가 연간 5 mSv에서 1 mSv로 낮아지므로서 중수로원전에서 방출되는 방사성폐기물의 양도 새로운 선량한도에 맞추어 재설정할 필요가 있다. 중수로원전의 방사성유출물 방출제한치는 일반적으로 주민선량한도를 근거로 유도하는데 이를 유도방출기준(Derived Release Limits, DRL)이라 한다. 한편 캐나다에서도 ICRP-60이 법제화됨에 따라 원전에서 방출하는 방사성폐기물 양을 새로이 설정하고자 유도방출기준을 개발 중에 있다. 본 연구에서는 캐나다의 OPG (Ontario Power Generation)에서 DRL을 설정하는데 이용된 전산코드인 IMPACT (Integrated Model for the Probabilistic Assessment of Contaminant Transport) 코드를 이용하여 국내 월성원전의 DRL을 예비적으로 계산하였다. 현재 월성원전에서 사용하고 있는 DRL은 최대허용농도(Maximum Permissible Concentration, MPC)에 근거를 두고 있는 핵종농도법으로 ICRP-60의 주민선량한도나 배출관리기준(Effluent Concentration Limit, ECL)에 근거하여 개정할 필요가 있다. 일반적으로 배기/배수 중 최대허용농도 값에 근거한 유도방출기준은 특정 환경조건을 세밀히 고찰한 것이 아닌 광범위한 피폭경로를 일반화하여 도출한 것이다. 따라서 핵종농도법은 식수나 공기와 같이 비교적 단순한 성질과 단일한 유형의 피폭경로에 대해서는 적절한 방법이지만 먹이사슬(Food chain)이나 복잡한 피폭 경로에 대해 유효하게 고려하기에는 부적절한 측면이 있어 DRL을 설정할 때 여유도를 크게 잡는 것이 일반적이다. 반면에 본 연구에서 이용한 IMPACT 코드는 시스템분석법에 근거하고 있다. 시스템분석법은 주민선량한도를 근거로 하며 방사성물질이 발전소로부터 방출되어 인체에 피폭을 주는 모든 경로를 고려하는 방법으로서 방출된 방사성핵종의 공기 중 호흡에 의한 내부피폭, 토양침적에 의한 외부피폭, 동식물들에 전이 농축되어 최종 섭취까지의 복잡한 경로(Pathway)를 고려하는 것이 특징이다. 본 연구에서 IMPACT 전산코드를 사용하여 예비적으로 계산한 월성원전 기체유출물의 DRL은 기존 월성원전 기체유출물 DRL 대비 약 30~40% 수준으로 낮아지는 결과를 보였다. 이러한 결과는 주민선량한도의 감소에 상응하는 값으로 예상되어진 결과이기는 하나 심층 검토를 거쳐 최종적인 DRL값을 도출할 계획이다. 또한 주민선량평가코드인 K-DOSE60을 이용한 DRL 계산 결과와도 비교하여 그 차이점을 규명하고 월성원전에 적합한 DRL을 제안할 계획이다. 그리고 액체유출물에 대한 DRL을 계산하여 새로이 제안할 계획이다.

※ 본 연구는 과학기술부 및 한국과학기술기획평가원의 지원을 받아 2004년도 원자력연구개발사업을 통해 수행되었음

극저준위 콘크리트폐기물 자체처분을 위한 피폭선량평가

홍상범, 김계홍, 서범경, 정운수, 박진호
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150 번지

요 약

연구로 2호기 부속시설 제염·해체과정에서 발생된 극저준위 콘트리트폐기물을 차체처분을 위해서 국내의 콘크리트 재활용 유통경로를 바탕으로 피폭시나리오를 구성하여 피폭방사선량을 평가하였다. 평가결과를 외국의 자체처분관련 법규 및 기술기준에 제시되어있는 결과와 비교 검토하였다. 피폭선량 평가를 위한 시나리오는 발생가능한 모든 피폭시나리오를 현실적으로 평가하여 도로건설에 재활용되거나, 매립 처분된다고 가정하여 시나리오로 구성하였다. 이렇게 선정된 시나리오를 수학적 모델 수립 및 적절한 전산코드를 적용하여 개인선량 및 집단선량을 평가하였다. 입력변수는 국내의 실정을 반영하고, 국외의 자료를 비교하여 보수적으로 선정하였다. 평가결과 연구로 2호기 부속시설 제염·해체과정에서 발생된 극저준위 콘크리트 폐기물의 재활용 및 매립처분에 따를 개인선량 및 집단선량은 관련고시에서 제시하고 있는 선량한도 보다 매우 낮은 것으로 판단되었다. 이러한 결과는 향후 원자력시설에 사용된 콘크리트폐기물의 자체처분을 통한 자원의 재생 및 방사성폐기물로의 처분비용의 절감 등 경제적인 이득을 얻을 수 있을 것으로 사료된다.

중심단어 : 자체처분, 극저준위 콘크리트폐기물, 피폭선량평가, 재활용, 매립처분

Radiation Safety for the Design and Operation of Particle Accelerators*

James C. Liu
Stanford Linear Accelerator Center (SLAC), P.O. Box 20450, Stanford, CA 94309, USA
james@slac.stanford.edu

The upcoming ANSI N43.1 Standard: "Radiation Safety for the Design and Operation of Particle Accelerators" sets the design and operational requirements for accelerator facilities that have to be met in order to provide adequate protection for person and environment from the hazard of ionizing radiation produced during and from accelerator operation. The Standard also sets forth good practices that, if followed, the level of protection would be consistent with those established in the accelerator community.

The existing N43.1 Standard was published in 1979, and applies only to accelerators < 100 MeV. To cope with the increasing application of accelerators and wide variety of accelerator facilities, the new N43.1 Standard has been under development since 1995. The new Standard can be applied to all non-medical accelerators, ranging from small table-top accelerators to accelerator facilities with complex R&D and operation hazards. The N43.1 Committee membership consists of 13 members from large national accelerator laboratories in U.S. and Canada, as well as from regulatory bodies and private industries. Even though an ANSI standard does not preclude other means of conformance, the new N43.1 Standard is developed as a consensus standard with goal of being referenced as best management practice and the understanding that it is likely to be also endorsed as legal requirements.

Emphasizing the life cycle concept, the N43.1 Standard applies to the design, installation, operation, maintenance, upgrades and decommissioning of accelerator facilities. In the Standard, Chapter 1 defines the purposes and scope of the Standard. Chapter 2 gives the definitions of the terms used. Chapter 3 describes the radiation safety programs for the accelerator facilities, which emphasize the integrated safety management program, graded approach to hazard analysis and control, self-assessment of the program, and peer-review of critical processes. Chapter 4 provides details of the requirements and recommendations for the Radiation Safety Systems (RSS) that are used to control the prompt radiation hazards. The RSS includes two complementary systems: the Access Control System (ACS), which keep people away from radiation hazard, and Radiation Control System (RCS), which keep radiation hazard away from people. Chapter 5 describes the detail of ACS (e.g., beam inhibiting devices, access control module, etc.), while Chapter 6 describes the detail of RCS (passing elements like shielding and barriers, and active elements like beam monitors and radiation monitors). The graded approach isagain emphasized in the design and implementation of ACS and RCS, with the most complicated engineered interlocked system used for the most hazardous facilities. The aspects of accelerator operation, e.g., operation safety responsibilities, readiness review, interlock bypass, etc., are covered in Chapter 7. The operational radiation safety program, which includes survey, area and personnel

dosimetry, environmental protection, management of radioactive material and waste, decommissioning, etc., is described in Chapter 8. Finally, Chapter 9 will cover the personnel training and qualification requirements.

In addition to the main chapters, four appendixes provide detail guidance to assist the accelerator facilities to address several key issues: 1) development of Safety Assessment Document, 2) guidance for interlocked ACS, 3) decommissioning, and 4) measurements of radiation and radioactivity.

The presentation will give an overview of the Standard and its main emphasis.

*The work was supported in part by Department of Energy contract DE-AC02-76SF00515

Thimble 인출에 따른 Rx하부 선량률 변화 고찰 및 방사선안전관리

서 광 식, 김 충 기, 김 재 수, 백 성 원
일진방사선ENG 주식회사

요 약

작업자 출입이 거의 없었던 원자로 하부지역이 근래에는 새로운 점검항목이 추가됨으로 써 작업자 출입이 빈번하고 있다. 그러나 원자로하부 지역은 작업상황에 따라서 대단히 큰 방사선량 변화를 보이고 있다. 선량변화 원인은 In-Core Thimble 삽입과 인출에 기인된 것이며 원자로 가동중 연료속에 삽입되었던 Thimble은 높은 열과 중성자 조사에 의하여 고방사성물질로 방사화되어 인출시 원자로하부 선량변화에 직접적인 원인으로 작용한다. 따라서 원자로하부 Room의 선량률 변화요인을 고찰하여 향후 원자로하부 출입 및 작업에 있어 정확한 방사선평가가 이루어질 수 있도록 하여 작업 종사자에 대한 방사선 피폭 규제요건이 더욱 엄격하게 적용, 관리되고 있는 현실에 적극 대처하고자 하였다.

PWR 발전소에서 C^{14} 선량평가를 위한 모델 수립

이승진[1] • 염유선[2] • 김숭평[3] • 강기두[4] • 박경록[4] • 김광현[5]
[1]라드텍(주), [2]조선대학교/현대원자력(주), [3]조선대학교,
[4]한수원(주)원자력환경기술원, [5]한국원자력연구소

요 약

본 논문은 PWR 발전소인 영광 3호기를 대상으로 정상운전 중 환경으로 방출된 C^{14}에 의해 발전소 주변 주민이 받을 수 있는 선량을 비교적 정확하게 평가하기 위해 모델을 수립하고, 입력자료 적용방안을 도출하기 위한 것이다. 이를 위해 기존 자료를 분석하였고, 그 결과에 근거하여 선량평가 모델 및 방안 수립하였다.

기존 선량평가 프로그램은 축산물에서 C^{14} 농도 평가를 위해 기본적으로 비방사능모델을 적용하고 있고, 육류에 대한 전이계수로 0.031을 일률적으로 사용하고 있다. 동물은 식물과 달리 운동성으로 인해 사료의 오염 정도가 다를 수 있고, 또한 동물의 체내에 유입된 C^{14}은 동물마다 침적 부위 및 양이 다양할 수 있기 때문에 사료의 오염 정도와 C^{14} 침적 부위 및 양을 고려할 수 있는 하이브리드모델을 기본적으로 적용하고, 각 동물들에 대한 전이계수를 개발하여 적용해야 할 것으로 판단된다. 이를 위해 우유 및 계란에 대한 전이계수는 실험을 통해 제시하고, 다른 전이계수는 CSA 및 KEPRI 결과를 평균하여 적용할 계획이며, 입력변수들은 국내의 여건을 충분히 반영할 수 있도록 적용방안을 도출하였다.

요약어 : C^{14}, 선량평가 모델, 하이브리드 모델, 전이계수

국내원전 설계 및 운전특성을 반영한 예상 방사선원항 및 소외 방출량 평가기술 개발

배영직, 김용일, 이성희, 안준기

한국전력기술㈜
경기도 용인시 구성읍 마북리 360-9

요 약

현재 국내 원전 방사선방호 설계에 적용되는 예상 방사선원항 및 소외 방출량은 미국의 ANSI/ANS-18.1 [1,2]와 NUREG-0017[3]에서 제시하고 있는 기준 및 평가모델을 적용하고 있다. 그러나 ANSI/ANS -18.1 및 NUREG-0017의 기준 및 평가 모델은 미국 내 원전의 운전 자료를 근거로 하고 있어 국내 원전 특성 및 최근의 운전실적 자료를 충분히 반영하고 있지 않고 있다. 따라서, 예상 방사선원항 및 소외 방출량 평가 시 국내 원전 특성을 반영하기 위해 국내 원전의 운전 및 설계자료를 수집 및 비교 분석하였으며 그 결과를 근거로 국내 원전에 적용할 독자적인 예상 방사선원항 및 소외 방출량 평가 기본 모델을 개발하였다. 개발된 기본 모델을 근거로 국내 원전의 예상 방사선원 및 소외 방출량을 모의 평가하였으며 타당성 입증을 위하여 평가된 결과를 방출량 측정자료와 비교, 분석하였다.

환경모니터링 자료를 이용한 선원항 평가시스템의 구축

정효준 · 김은한 · 서경석 · 황원태 · 한문희
한국원자력연구소

요 약

본 연구에서는 원자력시설에서 사고발생에 따른 환경영향평가의 과정에서 가장 불확실성이 크다고 알려진 선원항을 환경모니터링 자료를 이용하여 평가하는 시스템을 구축하였다. 선원항의 추정 알고리즘으로는 가우시안 플룸 모형의 계산값과 환경모니터링 시스템에서 생산된 출력신호의 오차를 최소화 하도록 유도하는 최소자승법을 사용하였다. MATLAB SIMULINK의 블록 다이어그램을 사용하였으며, 향후 환경모니터링 시스템의 추가 설치로 인한 다중 입력 신호에도 확장이 용이하도록 설계되었다.

한국표준인의 갑상선을 선원영역으로한 방사성옥소(^{131}I)의 각 장기별 S-value 산출

김정훈, 황주호
경희대학교 원자력공학과

요 약

한국 표준인의 갑상선을 선원영역으로한 수학적 모의팬텀을 제작하여, 체내피폭선량 평가의 기초 자료인 비흡수분획을 도출 후 ^{131}I의 각 표적장기별 S-value를 산출 하였다. 선원영역을 갑상선으로 표적장기 12개를 설정 하였고, 0.02~4.0 MeV사이의 10개 에너지 영역을 선택하여 비흡수분획도출 후 ^{131}I의 각 표적장기별 S-value를 산출 하였다. 비흡수분획과 S-value 도출을 위해 몬테칼로 계산 방법을 적용했으며, 도출된 비흡수분획과 S-value는 서양표준인에 기초하여 도출한 MIRD Pamphlet No. 5 자료 및 몬테칼로 계산 방법을 적용하여 도출한 ORNL TM-8381의 결과 값과 비교 하였다. 그 결과 비흡수분획 및 S-value는 본 연구에서 사용한 모의 피폭체가 높은 값을 나타냈다. 이는 모의피폭체를 구성하는 몸통의 크기 및 장기의 질량에 의한 차이가 주 원인이라 사료된다. 선원장기인 갑상선에서 방출되는 ^{131}I의 각 표적장기별 S-value의 변화는 장기의 위치 및 무게, 매질 구성물질과 방사성핵종의 종류에 따른 비정과 관련이 있는 것으로 추정된다. 본 연구를 통해 산출된 갑상선을 선원영역으로한 ^{131}I의 S-value는 방사성옥소(^{131}I) 치료 및 진단의 핵의학 분야에서 발생될 수 있는 체내 피폭의 정량적 평가에 도움을 줄 것이다.

몬테카를로 시뮬레이션을 이용한 BOMAB 모의 피폭체내 Na^{23} 농도에 따른 중성자 방사화율 평가

김정인, 신정석, 이병일, 임영기, 김종순
한국수력원자력(주) 방사선보건연구원

요 약

몬테카를로 시뮬레이션 방법을 이용하여 중성자 조사에 따른 체내 안정원소인 Na^{23}의 방사화 정도를 확인하였다. 인체 모의 피폭체는 성인 남성 BOMAB을 사용하였으며 중성자 스펙트럼은 bare Cf^{252} 선원과 D2O로 감속된 Cf^{252} 선원을 사용하였다. BOMAB 모의 피폭체를 NaCl 용액과 Na_2CO_3 용액으로 구성하여 인체 Na 함량과 동일한 농도 및 5, 10, 15, 20배의 농도변화에 따른 중성자 방사화율을 산출하였다.

의료용 선형가속기에서 생성되는 광중성자에 의한 선량 평가

정제호, 김홍석*, 박윤환*, 권정완, 이재기
한양대학교 원자력공학과, *한국원자력안전기술원

요 약

치료효과를 증진하기 위해 보다 높은 에너지의 의료용 선형가속기 사용이 증가하고 있다. 그러나 선형가속기의 에너지가 높아짐에 따라 치료에는 불필요한 광중성자의 생성이 증가하는 부작용도 있다. 본 연구에서는 Varian Clinac 2100C를 대상으로 하여 15 MV 모드에서 생성되는 광중성자의 플루언스와 주위선량당량을 3가지의 필드크기에 따라 20개의 지점에서 산출하였다. 평가결과 환자의 치료평면에서 isocenter와 가까울수록 높은 플루언스와 선량을 보였고, 필드 크기가 $20\times20\ cm^2$ 일 때가 다른 필드크기와 비교해 대체적으로 높은 선량을 보였다. 최대선량은 필드크기 $20\times20\ cm^2$ 일 때 isocenter에서 3.4 $mSv\ Gy^{-1}$ 정도이며, 보통 환자가 암치료시 70 Gy 정도를 처방받으므로 중성자에 의해서 200 mSv 이상의 선량을 받는 것으로 평가되었다.

제WR분과
방사선 방호 및 환경 (공통분과)
(Poster)

빈 면

가동원전 주기적안전성평가 환경영향 및 비상계획 분야 - 고리 1,2호기, 월성 1호기를 대상으로 -

김성민, 이갑복, 정양근, 강덕원
한전전력연구원, 대전광역시 유성구 문지동 103-16

원자력법 시행규칙 제19조의 2(주기적안전성평가 세부내용) 10호 "비상계획에 관한 사항" 및 11호 "환경영향에 관한 사항" 에 따라 고리 1,2호기, 월성 1호기의 환경영향 및 비상계획의 적절성을 평가하였다. 평가방법으로 환경영향에 관한 사항은 환경방사선조사보고서, 방사선관리연보 등을 이용하여 원전 부지주변의 방사성 핵종농도와 같은 방사선학적 자료를 제공하는 효과적인 감시계획을 수립하여 이행하고 있는지를 평가하였으며, 비상계획에 관해서는 방사선비상계획서, 비상계획수행절차서와 비상훈련 실시 결과가 국내 과학기술부고시 제98-13호 및 미국 NRC의 관련 지침에 적합하게 수립되어 이행되었는지를 평가하였다. 그 결과를 요약하면 다음과 같다.

환경영향 분야에서, 방사능으로부터 오염될 가능성이 있는 유출경로에 대한 방출제한치 및 방출기록에 대한 평가결과는 핵종별 기체 및 액체 방사성물질의 부지경계에서의 농도가 과학기술부고시의 배출관리기준을 만족하고 있으며, 그 값은 기준치의 1% 이하로 매우 낮게 관리되고 있었다. 또한 발전소내로부터 계획되지 아니한 유출물 방출에 대한 경보장치도 적절히 설치, 운영되고 있었다. 환경감시 계획은 과학기술부고시 제2001-25호에 의거하여 적절히 수립, 이행되고 있으며, 환경방사선(능) 감시결과도 가동전 준위, 일반지역의 환경방사선 준위 및 관련 제한치와 비교하여 상기 원전의 환경영향이 거의 무시할 수 있을 정도임을 확인하였다. 발전소 주변 주민에 대한 피폭 방사선량도 과학기술부고시 제2002-23호에서 제시하고 있는 호기당 및 부지당 제한치를 만족하였다. 다마 방사선량의 기여도가 상대적으로 높은 음식물 섭취에 의한 내부피폭을 보다 정확하게 평가하기 위해 음식물 섭취량 자료를 주기적으로 갱신할 필요성이 제기되었다.

비상계획 분야에서, 방사선 비상계획의 취지와 목적 그리고 그 효율적 운영성을 중심으로 비상시를 위한 전략·조직을 평가한 결과 방사선비상계획서와 비상계획수행절차서의 전 분야에 그 전략적 체계성이 확립되어 비상사태를 대비한 인력 및 조직, 그리고 임무 및 비상사고에 대비한 활동내용이 명확히 수립되어 있었다. 비상대응을 위한 발전소내 기기 및 설비, 그리고 발전소내·외 비상대응 설비 및 통신시설의 적합성을 평가하기 위해 국내의 관련 고시뿐만 아니라 정량적 지침을 제시하고 있는 미국 NRC의 관련 지침을 적용하여 평가한 결과 방사선 비상계획에 따라 현실성 있게 운영할 수 있도록 설치 운영되고 있으며, 이에 관련한 유지, 관리 절차의 적절성도 우수하였다. 방사선 비상대응을 위한 교육훈련과 훈련후의 조치, 그리고 훈련에 참여하는 관련 조직 및 단체들의 상호공조체계 등을 평가한 결과 주기적인 비상훈련교육에 대한 독립적 평가가 원활히 수행할 수 있는 체계가 확립되어 있었고, 비상훈련교육을 통한 개선사항의 도출과 이의 반영이 원활히 수행될 수 있도록 운영되고 있었다. 방사선 비상사태를 대비한 계획서 및 절차서는 독립적인 인원구성을 통한 자체 감시가 주기적으로 수행되고 이에 대한 검토 과정 및 개선 과정이 확립되어 주기적인 평가가 수행될 수 있도록 운영되고 있었다. 주민소개 예상소요시간 산정에 대해서는 전반적으로 기준을 만족하는 것으로 판단되나 소요시간 산정 절차에 대해서는 일부 보완이 요구되었다

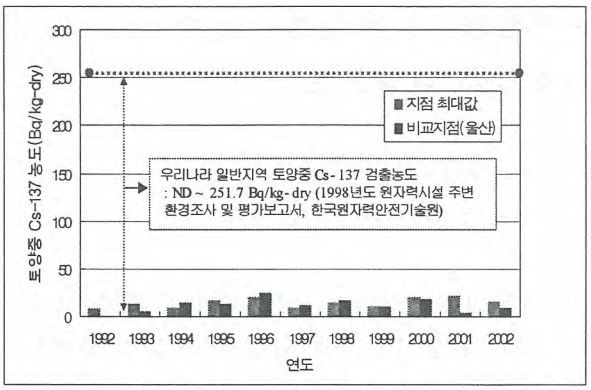


그림 1. 고리원전 주변 연도별 토양의 Cs-137 방사능농도 추이

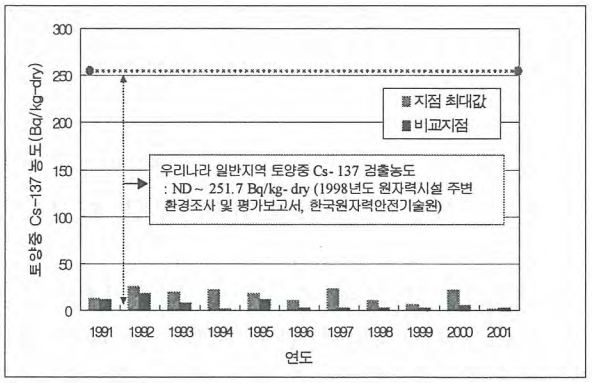


그림 2. 월성원전 주변 연도별 토양의 Cs-137 방사능농도 추이

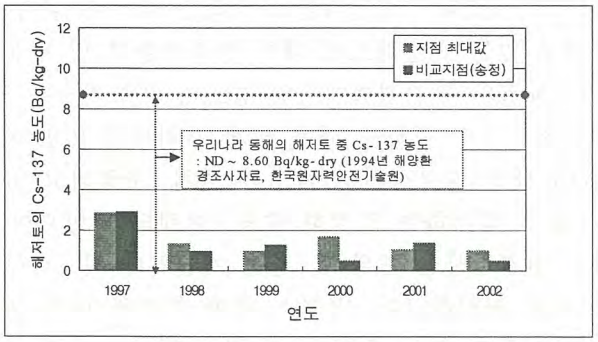


그림 3. 고리원전 주변 연도별 해저토의 Cs-137 방사능농도 추이

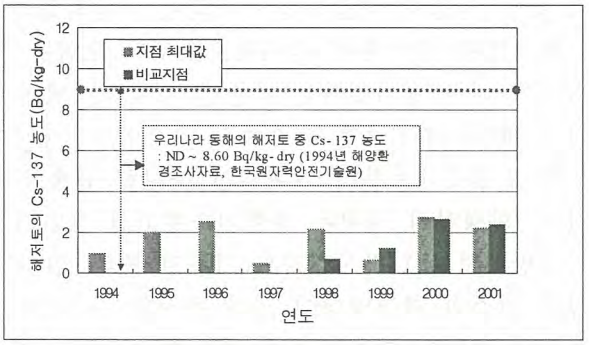


그림 4. 월성원전 주변 연도별 해저토의 Cs-137 방사능농도 추이

표 1. 다수호기 가동시 예측되는 개인 피폭선량 결과 및 기준치와의 비교

발전소	장기	최대등가선량(mSv/yr)			선량기준치 (mSv/yr)	비율 (%)
		기체방출물	액체방출물	계		
고리 1~4호기 및 신고리 1,2호기	유효선량	1.50E-01	1.03E-02	1.60E-01	0.25	64.0
	갑상선 등가선량	4.47E-01	2.64E-02	4.73E-01	0.75	63.1
월성 1~4호기 및 신월성 1,2호기	유효선량	9.96E-02	1.40E-03	1.01E-01	0.25	40.4
	갑상선 등가선량	2.02E-01	1.57E-02	2.18E-01	0.75	29.1

※ 자료출처 : 신고리원자력 1,2호기 건설사업 방사선환경영향평가서 초안(2002. 08)
신월성원자력 1,2호기 건설사업 방사선환경영향평가서 초안(2002. 12)

원전 액체 방사성 유출물 삼차원 해양확산 평가방안

정양근, 이갑복, 방선영, 강덕원
한전전력연구원, 대전광역시 유성구 문지동 103-16

과학기술부고시 제98-10호에 의거 영광 5,6호기 최종방사선환경영향평가서에 방사성물질 삼차원 해양확산 평가가 이루어지기 시작하였으며, 이후 울진 5,6호기 및 신고리, 신월성 원전 인·허가 심사과정에서 방사성물질의 삼차원 해양확산 평가시 모델 입력자료 및 모델 결과의 신뢰도를 확보할 수 있는 방안이 집중 검토 및 논의되었다. 이러한 일련의 과정을 거쳐 과학기술부고시 2003-12호 "원자로시설부지 수문 및 해양특성 조사·평가 기준" 이 신규 제정되었으며, 동 고시에서는 아래와 같이 원전으로부터 해양으로 유입되는 방사성물질의 해양확산을 평가하기 위한 기술요건을 제시하고 있다.

○ 해역의 조석, 해류, 조류, 파랑 등의 해수유동특성, 수온, 염분 등 기본 역학적 요소 및 관련 매개변수는 수층별 계절별로 최근 1년 이상 조사하고, 대표성을 입증함.
○ 방사성 액체 방류물이 해양에 미치는 영향과 현재와 미래의 해수 이용자에 미치는 영향을 평가할 때는 부지 주변의 해양환경과 지형특성을 고려하여 오염의 가능 경로를 추정한 뒤, 대표성이 입증된 자료와 적합한 모델을 이용하여 방사성물질의 이동을 분석함.
○ 방사성물질의 확산·희석·흡착·침적계수, 적정거리별 이동시간 등은 안전성 측면에서 보수적으로 고려하여야 함.

따라서 원전 입지환경 평가시 최신 지침인 과학기술부고시 제2003-12호 "원자로시설부지 수문 및 해양특성 조사·평가 기준" 에서 요구하고 있는 입력자료의 계절별 대표성, 부지적합성, 보수성 등에 부합하는 삼차원 해양확산 평가 체제를 수립하고, 모델결과를 실증하기 위한 방안 수립이 필요하다. 따라서 한국수력원자력(주)와 전력연구원은 다수의 신규원전 건설이 계획 또는 추진되고 있는 동해안을 대상으로 광역 및 부지별 입지특성을 반영한 해양확산 평가기술을 2004부터 2006년까지 30개월 걸쳐 개발할 예정이며, 본 발표에서는 동 연구과제의 수행방안 및 추진일정에 대해 소개하고자 한다.

본 과제에서는 계절별 대표성을 확보하기 위해서 기존의 일회성(1 ~ 2일) 조사 보다는 계절별로 장기간(최소 1주일 ~ 1개월)에 걸친 해양관측을 수행하며, 모델 결과의 신뢰도 검증과 난류확산계수 등을 설정하기 위해 1개 부지를 대상으로 위성추적자 부이를 통한 확산실험을 수행할 예정이다. 삼차원 해양확산 모델링은 원전주변 배수구 인근의 근거리 해역에서는 Reg. Guide 1.109에서 제시하는 초기 혼합모델을 원거리에서는 동해안의 해수순환까지 고려하는 광역모델과 원전주변 반경 80km 정도의 해역을 대상으로 하는 협역모델을 일본 규슈대학교 응용역학연구소(RIAM)의 해양모델을 토대로 구축할 예정이다.

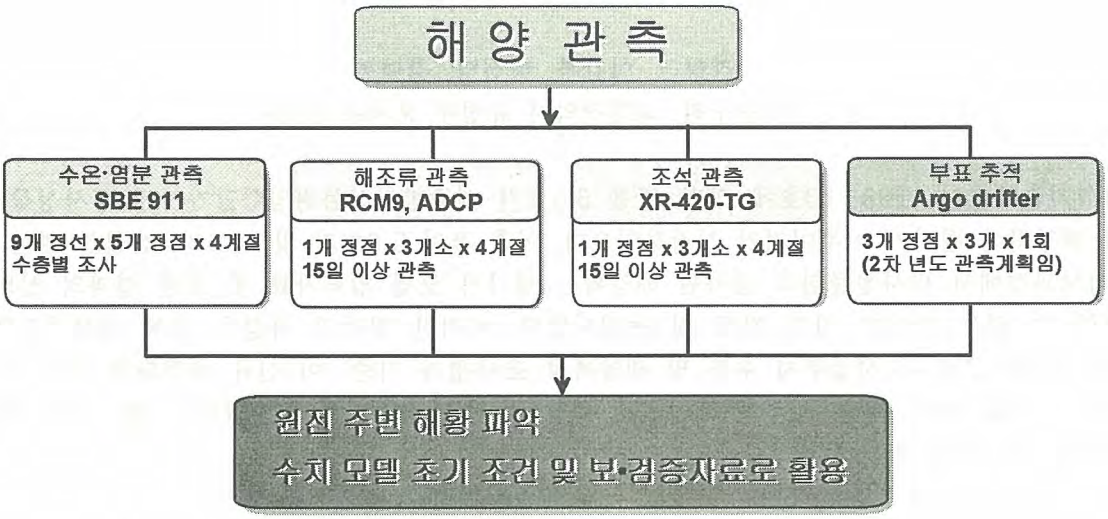


그림 1. 원전주변 해양관측 요소, 관측기기 및 관측계획

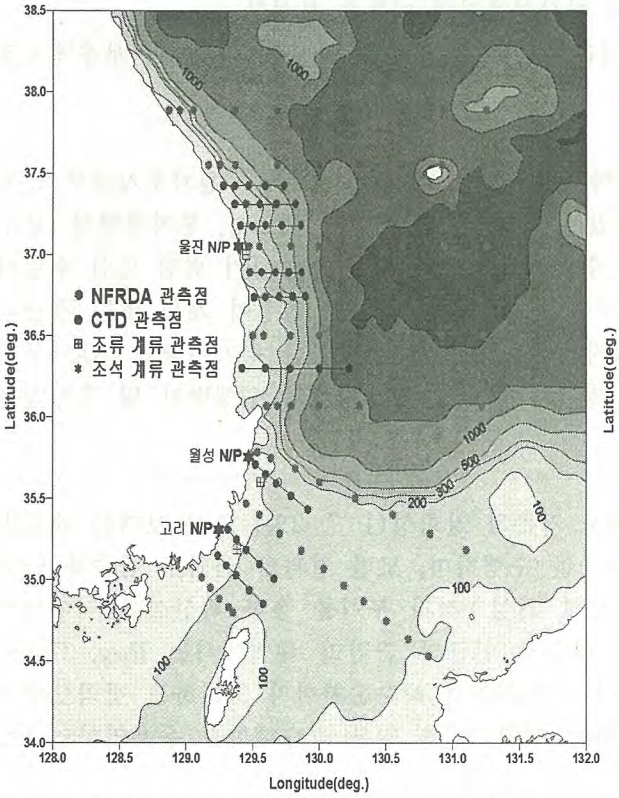


그림 2. 동해안 광역 및 협역 해양 관측 정선 및 정점

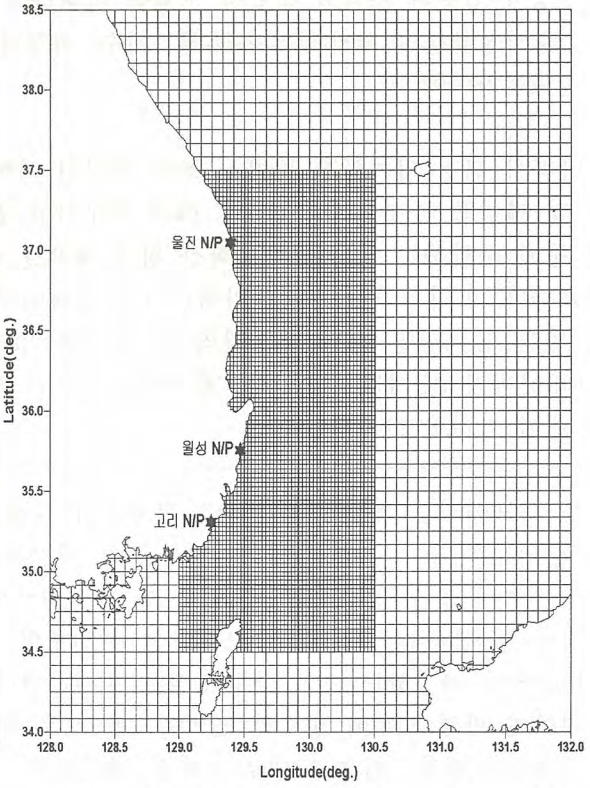


그림 3. 동해안 광역 및 협역 해양모델링 영역 및 가변 격자 체계

C/E 형 원전 격납건물내 감마선장 측정

김태욱, 김경덕, 윤철환
한수원(주) 원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

원자력발전소에서는 작업자의 피폭선량을 예측하기 위하여 가이거뮐러(GM; Geiger-Muller) 계수기를 이용하여 감마선 모니터링을 실시하고 있다.

GM 검출기는 보통 ^{137}Cs에서 발생되는 661.65 keV의 감마선의 응답도가 1 이 되도록 교정하여 사용하고 있다. 그러나 GM 계수기는 중간에너지의 감마선 영역에서 낮은 응답도를 나타내고, 저에너지 영역 (300 keV 이하) 및 고에너지 영역 (1 MeV 이상) 에서는 높은 응답도를 보인다.

그러므로 GM 검출기의 방사선량 측정값은 실제 측정 장소의 감마선장에 의존되며 따라서 측정 장소의 방사선량의 정확한 평가를 위해서는 에너지별 감마선속을 구하고 여기에 GM 검출기의 감마선 에너지별 응답함수를 가중치로 입력하여 측정 장소의 평균적인 GM 검출기 응답도를 구하여야 한다.

이를 위해 본 연구에서는 C/E형 원전인 영광 3호기를 대상으로 격납건물내 감마선장을 측정하였다. 측정지점은 144ft로 그 위치는 그림 1과 같다.

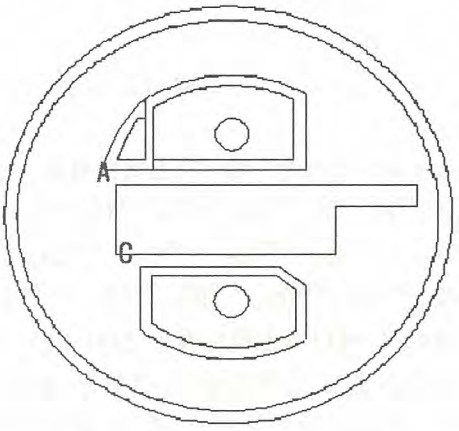


그림 12. 144ft 감마선장 측정지점

높은 선량을 나타내는 지점의 감마선장을 측정하기 위해서는 검출기를 차폐하거나 조준기(collimator)를 사용하는 방법이 있으나, 차폐체를 사용하는 방법은 차폐체를 통과하면서 감마선장이 변하기 때문에 이에 대한 해석방법이 도입되어야 하고, 조준기를 사용하는 방법은 방향성이 있기 때문에 전체의 입체각에 대하여 일정 간격으로 방사선장을 측정한 후 가중치를 두어 합산하는 방법이 도입되어야 한다.

본 연구에서는 차폐체나 조준기 없이 직접 원자로 운전중 격납건물내 감마선장을 측정하였다. 측정검출기는 3인치 × 3인치 NaI(Tl) 검출기 대비 효율 16% 인 HPGe 반도체검출기를 이용하였으며, 감마선 에너지 측정범위는 50 keV ~ 10 MeV로, 측정시간은 A 지점 1500초 C 지점 1000 초씩 수행하였다. 검출기 불감시간은 A 지점의 경우 26% C 지점의 경우 31% 이었다.

감마선 에너지스펙트럼은 2 MeV 이하의 에너지 범위에서는 표준선원으로 교정된 효율 값을 사용하였고, 2 MeV 이상의 에너지에 범위에 대해서는 2 MeV 이하의 에너지에 대하여 구한 효율교정 함수를 외삽하여 구하였다. 따라서 2 MeV 이상의 에너지에 해당하는 감마선 에너지스펙트럼은 실제값과 약간의 차이가 있을 것으로 예상된다. 이들 지점에서의 감마선 에너지 스펙트럼 측정결과를 그림 2에 나타내었다.

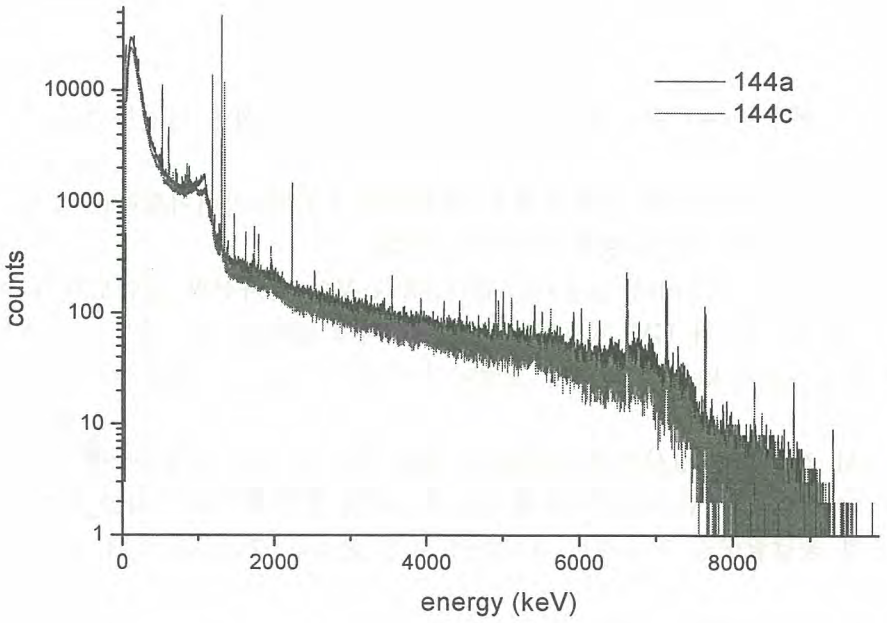


그림 13 144ft A 및 C 지점의 감마선 에너지스펙트럼

측정된 감마선 에너지스펙트럼을 이용하여 핵종을 분석한 결과 검출된 핵종은 ^{7}BE, ^{38}Cl, ^{41}Ar, ^{40}K, ^{42}K, ^{59}Fe, ^{57}Co, ^{58}Co, ^{60}Co, ^{75}Se, ^{88}Kr, ^{86}Rb, ^{91m}Y, ^{94}Nb, ^{99m}Tc, ^{106m}Rh, ^{134}I, ^{135}I, ^{133m}Xe, ^{135}Xe, ^{138}Xe, ^{138}Cs, ^{140}La, ^{143}Ce, ^{147}Nd, ^{155}Eu, ^{153}Gd, ^{181}Hf, ^{198}Au, ^{208}Tl, ^{212}Pb, ^{214}Pb, ^{214}Bi, ^{224}Ra, ^{226}Ra, ^{228}Ac, ^{227}Th 등이었다.

감마선 에너지스펙트럼은 500 keV 이하의 구간에서는 에너지에 따라 급격히 줄어드는 전형적인 백그라운드 스펙트럼의 경향을 보인다. 500 keV ~ 1300 keV 의 구간에서는 여전히 스펙트럼이 급격히 줄어들지만 광전 피크 및 컴프턴 연속부분이 혼합된 스펙트럼의 경향을 보인다. 1300 keV ~ 7300 keV 의 구간은 연속적으로 매우 평탄히 이어지는데 이는 대부분 백그라운드에 의한 것과 일부의 광전피크 및 그에 의한 컴프턴 연속부분인 것으로 판단된다. 7300 keV 이상의 구간에서는 스펙트럼이 급격히 줄어들며 여기에는 백그라운드 기여분이 없고 모두 광전피크 및 이에 의한 컴프턴 연속부분인 것으로 판단된다.

핵종분석 결과와 1300 keV 이하의 스펙트럼을 분석해 볼 때 격납건물내에는 건축 구조물에 포함되어 있거나 방사화되어 생성된 핵종들이 많이 있고 감마선은 대부분 이로 인하여 발생되는 것으로 판단된다. 1300 keV ~ 7300 keV 의 에너지 영역에서는 원전 운전중에 원자로에서 발생되는 감마선과 중성자 등에 의하여 방사화된 짧은 반감기의 핵종들이 일부 존재하는 것으로 판단된다. 또한, 7300 keV 이상의 에너지 영역에서는 대부분 방사화된 짧은 반감기의 핵종들에 의한 것으로 이 이상의 에너지 영역에서는 생성되는 감마선이 매우 적은 것으로 판단된다.

감마선 에너지 스펙트럼은 광전 피크보다 더 많은 컴프턴 연속부분이 검출되기 때문에 향후 정확한 감마선장을 분석하기 위해서는 측정된 감마선 에너지스펙트럼을 unfolding 하여 감마선속을 구하여야 할 것으로 판단된다.

수중의 극미량 Polonium 측정을 위한 용매추출법과 PERALS 연구

조수영, 이길용, 윤윤열, 김용제
한국지질자원연구원, 대전광역시 유성구 가정동 30번지

U-238 붕괴 시 자핵종 으로 생성되는 Po-210($T_{1/2}$=138.4day, Eα=5.304MeV)은 이미 알려진 바와 같이 환경시료중의 유해한 방사성 핵종중의 하나이다. 최근에는 물의 가치와 중요성 및 안정성에 대한 관심이 증가하므로 써 지하수의 방사능 물질 유해성 여부가 사회문제로 대두되고 있다. 본 연구에서는 수중의 존재하는 여러 핵종 중 극미량 존재하는 Po 만 선택적으로 분리 측정하는 데 목적을 두었다. 섬광액[2-(4-biphenylyl)-6-phenyl benzoxazole](PBBO)와 추출액 trioctylphosphine oxide(TOPO)을 사용하여 용매에 따른 용매추출 효율을 조사하고 용매추출 된 Po을 알파전용 액체섬광계수기인 PERALS(Photon Electron Rejection Alpha Liquid Scintillation) 검출기를 사용하여 측정하였다. 다양한 용매와 추출조건을 적용하여 수중 Po의 용매추출 효율을 측정하였다. 최적 추출조건은 7M phosphoric acid-0.4M hydro chloric acid 와 0.25M 액체섬광액(77g TOPO, 180g Naphthalene, 4.0g PBBO/1L Toluene)을 혼합하여 30분 동안 교반시킨 후 분리 추출하였다. 표준물질인 Po-209(NIST SRM 4326)을 이용하여 Po의 측정효율 및 회수율을 조사하였다. TOPO/PERALS 방법은 수중의 극미량 Po 측정에 있어서 시료준비 및 전처리과정이 비교적 간단하며 낮은 바탕값 , 높은 측정효율 및 회수율을 얻을 수 있었다.

Preliminary Studies on the Comparison of Domestic PWRs' Gaseous Effluent Data to Foreign PWRs

Jae Hak Cheong, Kwan-hee Lee and Won-Jae Park
Korea Institute of Nuclear Safety, 19 Kusong-dong, Yusong-gu, Daejeon 305-338, Korea

INTRODUCTION

The amount of radioactive materials released from nuclear power plants (NPPs) to the environment can be used as a key parameter to determine radiological performance indicator for public exposure. However, any systematic and/or structural analyses of the domestic nuclear reactors' gaseous effluent data has not been reported until recently. In order to quantify relative offsite radiological performance of domestic nuclear power reactors, historical gaseous effluent data collected from nuclear reactors operating in Korea, Europe, and the United States have been statistically analyzed.

METHODS AND RESULTS

Among 15 domestic pressurized water reactors (PWRs), 12 units were selected by excluding Younggwang Units 5, 6 and Ulchin Unit 5 which have very short operating history. Effluent data for domestic PWRs in the period of 1995 to 2003 were collected and used for comparison. In addition, 72 units of the U.S. PWRs (1999 to 2003) and 92 units of European PWRs (1995 to 1999) were selected for the analysis. Effluent data of the selected PWRs were collected from a variety of sources, such as operators' quarterly reports, annual reports, and Bilcom97 database. Seven target nuclide groups were chosen for more generalized comparison as: (1) noble gases (G), (2) particulates (P), (3) iodines (I), (4) tritium (H3), (5) gross alpha, (6) P+I, (7) G+H3.

In contrast to the liquid effluent data, as shown in Figure 1, the annual average amount of radioactive materials in the gaseous effluent released from domestic PWRs does not show any apparent trend in the period from 1995 to 2003. The annual release rates of tritium and noble gases fluctuate within the factors of 1.6 and 7, respectively. However, the average release rates of particulates and iodines varied much widely within the factors of 34.4 and 66.9, respectively. The significant variations of the particulates and iodines data imply that the amount of release of these nuclide groups significantly depends on the operational history (e.g., nuclear fuel failure) of the reactors.

Annual average radioactivity of each nuclide group in gaseous effluent released from worldwide PWRs (i.e., operating PWRs in Korea, European countries, and the United States) was compared to domestic PWRs. For noble gases, the percent rank of Korean PWRs ranges from 28.4 to 75.0%, which means Korean PWR's annual average

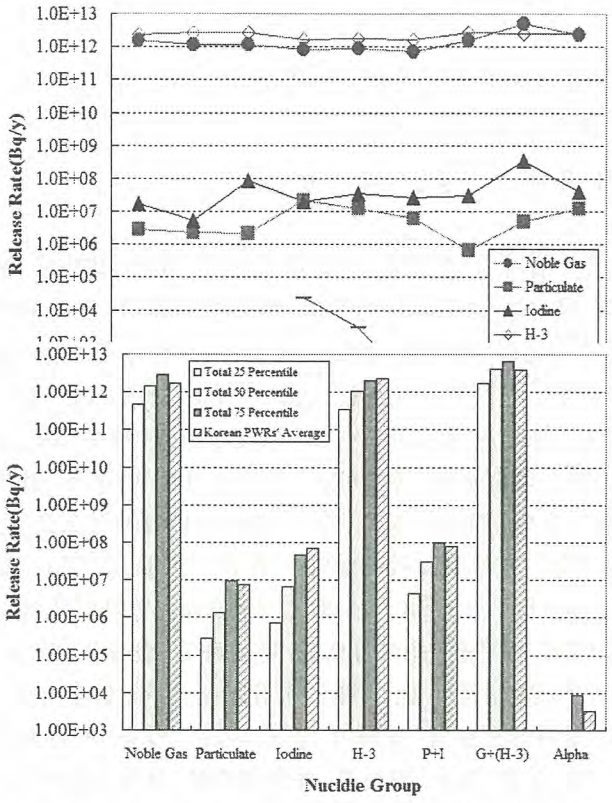


Figure 2. Comparison of domestic PWRs' annual average gaseous effluent data to 25, 50, and 75 percentiles of worldwide PWRs (based upon the annual data from 1995 to 2003)

activity of released noble gases is lower than 25.0 to 71.6% of foreign PWR units. On the other hand, the percent ranks of Korean PWRs gaseous releases of particulates, iodines, and tritium are within the ranges of 1.7 to 93.1%, 0 to 98.2%, and 29.3 to 92.2%, respectively.

Figure 2 shows the annual average gaseous effluent data of domestic PWRs along with 25, 50, and 75 percentiles of worldwide PWRs operating in the EU and the United States. The annual average activities of noble gases, particulates, and P+I released from domestic PWRs are between 50 and 75 percentiles of the worldwide PWRs. The annual average of G+(H3) released from domestic PWRs is comparable to 50 percentile of the worldwide PWRs. On the other hand, however, the average release rates of iodine and tritium are higher than 75 percentile of the worldwide PWRs. The relatively low performance of domestic PWRs' annual average iodine releases can be partly ascribed to the event of nuclear fuel failure happened in Ulchin Unit 3 in 2002. But in general, the percent ranks of domestic PWRs' gaseous effluent releases are much higher than those of liquid effluent releases.

CONCLUSION

In order to quantify the offsite radiological performance of domestic PWRs, historical gaseous effluent data for various western PWRs have been collected and statistically analyzed. It turns out that the average performance of domestic PWRs' gaseous effluent control is lower than their performance of liquid effluent control. The method adopted in this study can be used as an effective tool for deriving an objective barometer to determine domestic PWRs' environmental sustainability, compared to worldwide PWRs.

해수중 입자성 및 용해성 Pu 및 Np 거동에 관한 연구

김철수[1], 노병환[1], 강상훈[1], 이화용[1], 최석원[1], 장병욱[1], 김용재[1], 임성아[1], 이건재[2]
한국원자력안전기술원[1], 대전시 유성구 구성동 19
한국과학기술원[2], 대전시 유성구 구성동 373-1

0.45 ㎛ 막 필터를 사용하여 해수중에 존재하는 입자성 물질을 분리하였으며 이들 입자성 및 용해성으로 존재하는 Pu동위원소 및 Np-237의 방사능 농도 및 이들의 해수중 거동을 조사하였다. 연안해수중에 존재하는 용해성 $^{239+240}$Pu 및 ^{237}Np의 방사능 농도는 1.3 ~ 9.8 μBq/kg 및 0.025 ~ 0.24 μBq/kg 분포를 나타내었다. 입자성 $^{239+240}$Pu 농도는 0.3 ~ 7.8 μBq/kg-해수 (0.05 ~ 0.5 μBq/kg-필터입자)였으며, Np-237 농도는 0.008 ~ 0.7 μBq /kg-해수 (0.15 ~ 0.3 Bq/kg-필터입자)의 농도분포를 나타내었다. 해수중에 존재하는 입자성 Pu 함량은 전체 Pu의 20 ~ 30% 로서 대부분 용해성으로 존재하였으며, Np의 경우 약 5 % 만이 입자성으로 존재하고 나머지 대부분은 용해성 형태로 존재하는 것으로 나타났다. 한편, ^{240}Pu/^{239}Pu 및 ^{237}Np/^{239}Pu 원자비 평균치는 용해성에서 각각 0.24 ± 0.03 및 3.0 ± 0.2였으며, 입자성에서는 0.25 ± 0.02 및 0.07 ± 0.05로서 Np은 해수에서 대부분 용해성으로 존재하고 있음을 알 수 있었다. 한편, 깊이별 입자상으로의 Pu의 농축계수는 표층에서 0.1 였으며 500m 지점에서는 0.2로서 표층보다는 Pu 피크를 보이는 심층에서의 입자상으로의 농축이 높고 이는 입자 친화적인 Pu의 침강에 의한 것으로 판단된다. Np은 표층 및 심층 모두 비슷한 농축계수를 보임으로서 깊이에 따른 입자상 이동성 차이는 매우 미약한 것으로 판단된다.

이동형 감마 계측기(ISOCS; In-Situ Counting System)를 이용한 원전 주요부품 방사능 Inventory 평가

지준화, 김진길, 김진태, 강덕원
한전 전력연구원, 대전시 유성구 문지동 103-16

1. 서론

방사성 물질에 대한 방사능 Inventory의 평가는 일반적으로 서베이메타를 이용한 표면 방사선량률만 측정하여 평가해 오고 있으며, 현장에서 직접 분석이 불가능하여 시료 채취 후 실험실의 측정장비가 주로 이용되고 있다. 이러한 실험방법들의 적용은 넓은 지역의 방사능 Inventory에 대한 연구가 쉽지 않고, 고준위 방사능을 띠고 있는 계통의 경우 시료 채취 자체가 어렵다는 측정 한계을 가지고 있다. 이러한 실험방법의 한계를 극복하기 위해 전력연구원에서 보유중인 이동형 현장 방사능 측정 장비(ISOCS; In-Situ Object Counting System)는 감마선 측정 장비 전문 업체인 Canberra社에서 상업화한 측정 장비이며, 각종 배관 및 기기들에 침적되어 있는 방사능량을 현장에서 직접 핵종별로 평가할 수 있는 특징이 있다. 현장(in-situ)에서 직접 측정이 가능한 감마측정기는 방사핵종의 식별과 환경노출 속도에 관한 여러 가지 중요한 정보를 제공하게 된다. ISOCS는 원자력관련 시설이나 주변 환경 감마선 방출에 대한 모니터링이 가능한 이동형 감마 계측기로써, 선량이 계속적으로 허용수치와 부합하는지를 판단할 수 있는 자료를 제공한다. 또한, 방사핵종의 농도와 Inventory 및 노출속도에 영향을 미칠 수 있는 선원의 기하학적 형태를 고려하여 현장에서 방사핵종과 방사능을 빠른 속도로 측정할 수 있는 특징을 가지고 있다.

2. ISOCS를 이용한 현장 시편의 방사능 측정

전력연구원 원자력연구실에서 보유하고 있는 ISOCS 분석장치를 고리 원자력발전소 현장으로 이송한 다음, 냉각재 배관 및 붕산 농축폐액 절단 시편에 대한 방사능 Inventory 평가를 수행하였다. 현장 방사능 측정용 이동형 감마 계측기(ISOCS)에는 Inspector MCA(Multi-Chanel analysis), 다양한 모델의 해석을 위한 MCNP와 Ge 검출기, 콜리메이터 등이 탑재되어 있으며, Genie-2000 소프트웨어와 ISOCS 소프트웨어를 이용하여 노트북 컴퓨터를 통해 시편의 방사성 측정 및 자료 해석이 가능하다. 그림 1은 고리원전의 냉각재 배관시편의 현장 측정 모습을 보여주고 있다. 방사성 측정 자료의 해석을 위하여 시료의 형태에 따라 Pipe template(냉각재 배관), Box template(농축폐액 절단시편)를 사용하였다. 그림 2는 냉각재 배관의 측정을 위한 파라미터 값을 보여준다.

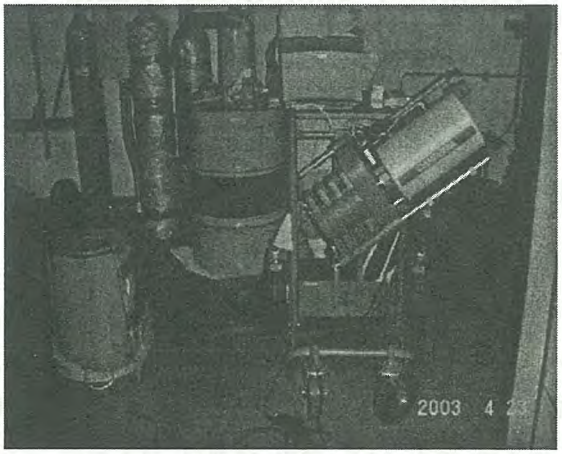


그림 16. 냉각재 배관 현장 시편의 방사성 측정

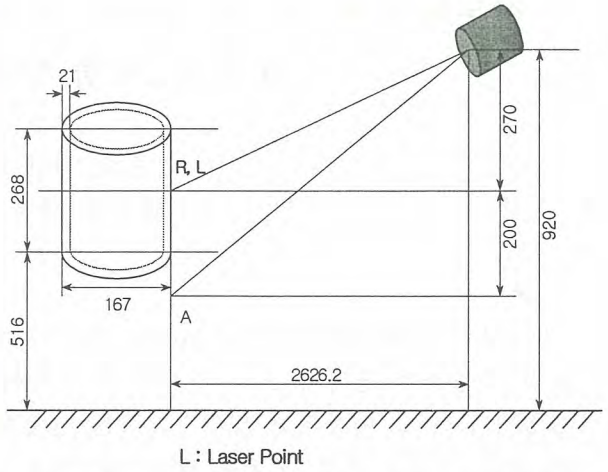


그림 17. 냉각재 배관 시편의 방사성 측정 파라미터

3. ISOCS를 이용한 고리원전 시편의 방사능 Inventory 평가 결과

현장 방사능 측정 및 분석을 위한 파라미터로 Peak Locate Range는 최대 4,096 channel을 설정하였고, 시편에 따라 500sec와 1000sec동안 측정하였다. 측정을 위하여 사용된 ISOCS의 Collimator는 측정하는 동안 25 mm-30° 로 고정하였다. 감마검출기를 통해 측정된 자료는 Gamma Spectrum Analysis, Peak Locate Report, Peak Analysis Report, Background Subtract Report, Nuclide Identification Report, Interference Corrected Report를 거쳐 분석하였다.

고리원자력발전소의 냉각재 배관 및 농축폐액 절단 시편은 모두 Nickel alloy Inconel 825로 다음 표 1에서 자세한 구성성분에 대한 자료를 보여주고 있다.

표 1. Inconel 825의 구성성분

C	Mn	P	S	Si	Cr	Ni	Mo	Cu	Co	Ti	Al	Fe	Other
0.05 Max	1.0 Max		0.03 Max	0.5 Max	19.5 -23.5	38.0 -46.0	2.5 -3.5	1.5 -3.0		0.6 -1.2	0.2 Max	22.0 Min	

냉각재 배관 및 농축폐액 절단시편에 대한 방사성 핵종 및 방사능 측정은 두 번 측정하여 측정의 신뢰성을 높이고자 하였다. 그림 3은 냉각재 배관 시편의 측정자료를 보여준다. 분석결과 냉각재 배관에 존재하는 주요 핵종은 Mn-54, Co-60, Kr-88 임을 알 수 있다. 그림 4에서 보여주고 있는 것은 탱크 절단시편의 방사성 핵정 및 그 방사능으로, 주요 핵종은 Co-60, Cd-109, Ra-226임을 측정 결과 알 수 있었다.

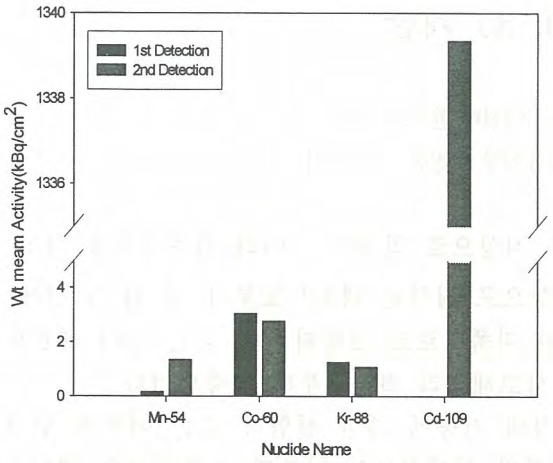


그림 18. 냉각재 배관의 방사성 핵종 및 방사능

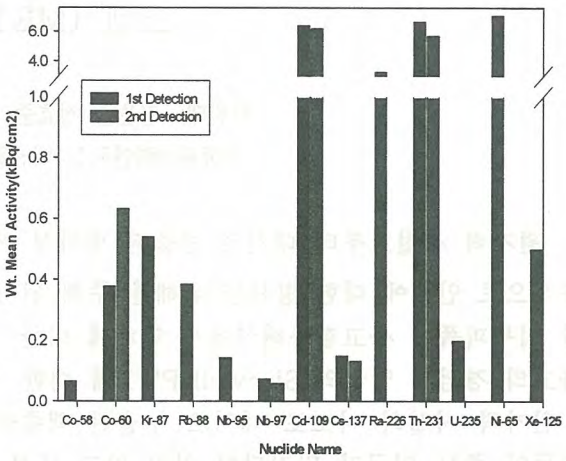


그림 19. 붕산 농축 폐액탱크의 방사성 핵종 및 방사능

4. 향후연구 내용

본 감마 계측기(ISCOS)는 원자력 산업에서 발생되는 다양한 부품들의 오염 정도 및 오염 방사능 Inventory를 정량·정성분석 적으로 측성이 가능한 현장 이동형 감마 계측기 이다. 현재 본 계측기는 원자력발전소의 배관 및 부품에 대한 방사능 Inventory 평가는 물론, 자연적으로 존재하는 자연선량 및 방사능물질의 낙진, 실내 방사선, 원자력 발전소 배출가스의 방사선 및 지표면의 시간에 따른 방사선 준위 측정에도 활용되고 있다. 향후 원자력발전소의 다양한 오염 부품들을 대상으로 방사능 Inventory 평가를 수행하여 원전 방사능 분석기술 지원에 활용토록하고, 발전소 정지화학 처리 후 방사성 크러드 제거 정도 평가와 증기발생기 수실 오염도 평가에 활용하여 분석장치의 활용도를 높이고자 한다.

원자력 사고시 도시환경 오염에 따른 방사선 피폭선량평가 모델 (METRO-K) 개발

황원태, 김은한, 정효준, 서경석, 이선미, 한문희, 이창우
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

원자력 시설로부터 대기로 방출된 방사성 핵종은 지상으로 침적되고 여러 환경매체를 거쳐 최종적으로 인체에 대한 방사능 위해를 주게 된다. 지상으로 침적된 핵종으로부터 β 와 γ 선에 의한 외부피폭은 사고결과해석에서 인체에 대한 중요한 피폭경로로 고려되는데, 이는 이미 체르노빌 사고의 경험과 영국의 Sizewell PWR에 대한 가상 사고해석의 결과로부터 입증되었다.

원자력 시설의 사고로 대기로 누출된 핵종의 환경내 거동에 대한 실험적 또는 이론적 연구는 그동안 주로 인구가 밀집되어 있지 않고 또한 산업화가 상대적으로 낙후된 농촌환경을 대상으로 이루어져 왔다. 그 이유는 우리나라를 포함한 대부분 나라에서 원자력 시설은 농촌지역에 위치하기 때문이다. 그러나 원자력 시설의 사고로 핵종이 대기로 누출되면 광범위한 지역까지 오염의 영향을 주게 되는데, 이러한 사실은 유럽의 대부분 지역까지 오염영향을 미친 1986년 체르노빌 원전사고의 경험에서 보다 명확하다. 도시지역은 농촌지역에 비해 상대적으로 높은 인구밀도로 만일의 사고로 핵종이 대기로 누출된다면 도시집단의 인체에 대한 방사능 위해는 농촌집단보다 높을 수 있을 뿐 아니라 상대적 산업화 등으로 경제, 사회 등에 미치는 영향은 보다 심각할 수 있다. 특히 좁은 국토에서 대도시에 인구가 밀집한 우리나라의 경우에 도시환경에 대한 핵종 거동연구는 보다 더 중요할 수 있다.

도시환경은 핵종의 침적에 중요한 영향을 미치는 지표면 뿐 아니라 주민의 거주형태와 생활유형, 주변의 환경 등에 있어서 농촌환경과 상당한 차이를 나타낸다. 이러한 이유로 대기로 누출된 방사성 핵종에 의한 다양한 피해를 최소화하기 위해 도시환경에서 방사성물질의 거동과 이에 따른 피폭선량을 평가할 수 있는 모델 METRO-K (*M*odel for *E*stimates the *T*ransient Behavior of *R*adi*O*active Materials in *K*orean Urban Environment)를 개발하였다. 이 모델은 공기중 핵종 농도와 강우량으로부터 5가지 표면 (도로/포장길, 외벽, 잔디/토양, 나무)에 대해 3가지 핵종 (Cs-137, Ru-106, I-131)의 침적량이 평가될 수 있도록 구성되었다. 침적량 평가에서 고려되는 핵종의 물리적/화학적 현상은 건/습침적, run-off, 표면고착, 방사능 붕괴, 환경에 의한 제거 등이다. 표면별 침적량, 에너지별 kerma rate, γ -선 생성율 (yield) 등을 고려하여 각기 다른 표면으로부터 받게 되는 피폭선량을 평가한다.

체르노빌 사고시 유럽의 도시지역에서 측정된 공기중 Cs-137 농도와 강우량 자료를 사용하여 METRO-K로부터 평가된 표면별 침적량을 그림 1에 나타냈다. 이들 예측결과로부터 단독주택에 대한 피폭자의 위치별 각기 다른 표면으로부터 받게 되는 피폭선량을 그림 2에 나타냈다. 그림 1과 그림 2에 나타낸 바와 같이 침적량은 표면에 따라 차이를 나타냈으며, 또한 표면의 오염정도가 같다 하더라도 선량은 피폭자의 위치에 따라 뚜렷이 다르다는 것을 알 수 있었다.

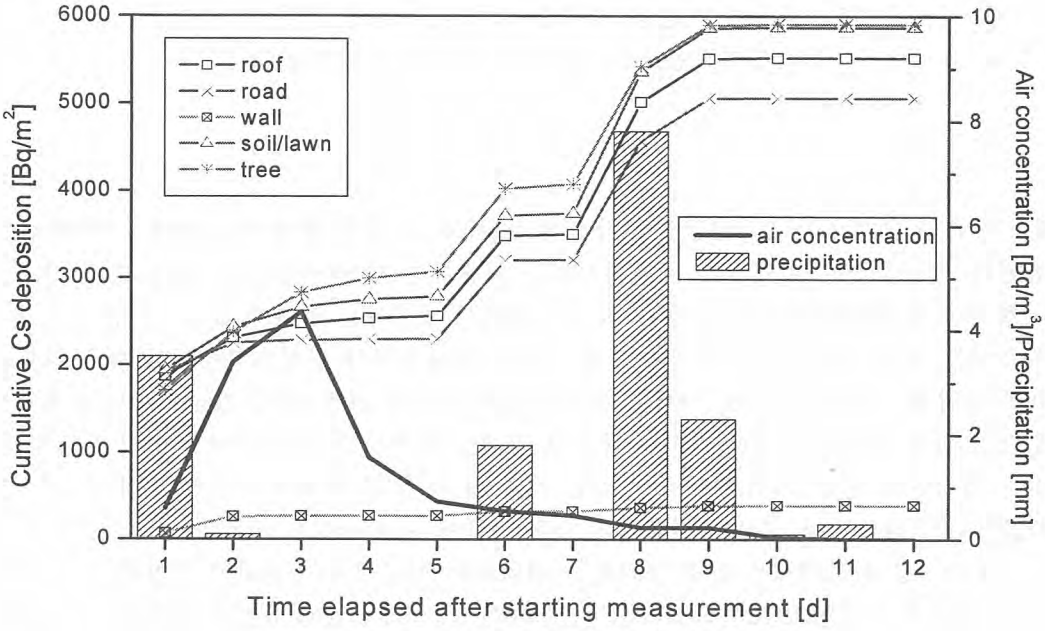


그림 1. 표면에 따른 Cs-137 침적량

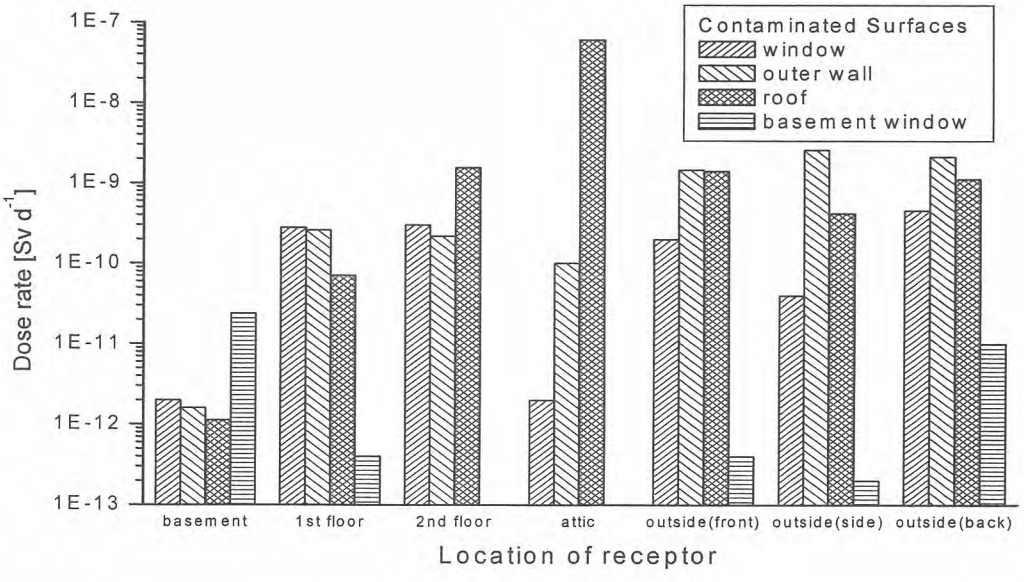


그림 2. 피폭자 위치에 따라 오염된 표면으로부터 받게 되는 피폭선량

금속 우라늄 화재 소화기 선정 소화능 고찰

오석진, 이돈배, 이윤상, 김기환, 장세정, 오종명, 박희대, 김창규
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

화재의 종류는 크게 A, B, C, D급으로 각각 일반(목재, 종이등)화재, 유류화재, 전기화재, 금속화재로 분류된다. 일반적으로 ABC급의 소화방사기는 시중에서 쉽게 구입할 수 있는 소화 약제가 유통되나 D급 화재인 금속 화재의 소화 약제는 현재 국내에서 생산하는 업체가 없다. 그러므로, 상업적 시설에서 취급하는 철강, 비철금속의 분말화재는 모래를 이용하거나 질식소화방법인 젖은 피륙을 이용하여 화재를 진압하고 있다. 그러나, 방사성 물질인 금속 우라늄 가공 칩 및 합금분말의 화재에는 고전적인 방법으로 화재 진압하는 것은 방사성 물질인 관계로 화재진압 지역의 비산과 같은 환경 및 안전에 신중함을 기하여야 한다. 이러한 금속 우라늄 가공 칩 및 분말 화재에 적합한 소화기 및 소화 약제를 선정하였으나 국내는 금속 분말 소화방사기 소화 약제에 관한 규정이 존재하지 않으므로 성능을 확인하기 어려웠다. 본 논문에서는 금속 우라늄을 취급하는 시설에서 사용하기 적합한 소화 약제와 소화능 실험 및 자료를 수집하고 조사하였다. 본 실험에서 UL, DIN, ISO 규정에 의하여 1.3kg U3Si 분말을 인위적으로 가열 발화시켜 소화약제를 방사함으로 화염의 진화되는 과정도 고찰하였다. 실험에 사용한 다른 소화약제 분말과 달리 METAX 소화약제를 이용하였을 경우 짧은 시간에 화재가 진압되었으며 약제의 비산 및 분진이 안정적으로 진화됨을 알 수 있었다.

Application of Synchrotron Based X-Ray Absorption Spectroscopy for Research in Radioactive Waste Management

Young Hwan CHO*, In Kyu CHOI, Yeong Keong HA, Kyung Kyun PARK, Kwang Yong JEE
Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Duck-Jin Dong, Yusung-Ku, Daejeon
* yhcho@kaeri.re.kr

A non-destructive and element-specific method is required to probe chemical and structural changes of certain elements in radioactive waste under various conditions and forms. Synchrotron-based X-ray absorption spectroscopy(XAS) is becoming an important research tool in this field for studying minor/trace elements in various samples. The main advantage of this tool is its ability to measure chemical and physical states of ceratin elements selectively without any sample pre-treatment even in composite mixtures. We have applied synchrotron based XAS method to several cases of interests in radioactive waste management focusing on uranium.

To identify the changes of uranium species (speciation) in molten-salt based pyrochemical process, we applied synchrotron-based x-ray absorption fine structure (XAFS) spectroscopy. The XAFS spectrum includes the X-ray absorption near-edge structure (XANES) and the extended X-tay absorption fine structure (EXAFS) regions. Each one has different molecular information for uranium in the samples. An analysis of XANES data was powerful to determine the changes in bulk oxidation-state of U compounds in salts(LiCl/KCl). The EXAFS results provided an structural information on the speciation of uranium together with XANES results.

The same technique has been applied to trace the changes in valence and structure in uranium oxide fuel. This technique was also useful to identify the chemical state of uranium in environmental conditions.

Here, we introduce how synchrotron-based XAS spectroscopy can be applied for research in the field of radioactive waste management.

수입식품 및 일부 국내생산식품의 방사능 오염실태 조사 (2003-2004년)

이행필, 이완로 , 정근호, 조영현, 최근식, 이창우
한국원자력연구소 원자력환경연구부, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

핵실험 및 1986년 체르노빌 원자력발전소 사고로 인해 방사성물질이 대기중으로 방출되었고, 매우 극소량이지만 정기적인 원자력시설 가동 및 핵연료 재처리 과정에서 인공방사성 물질이 대기 중으로 방출될 가능성이 있다. 방출된 방사능 물질은 장기간에 걸쳐 빗물과 함께 지표면에 낙하하면서 토양에 침적되고, 오염된 토양에서 자란 농작물은 뿌리를 통해 방사성 핵종을 흡수하여 방사능오염식품이 된다. 영국과 뉴질랜드는 정부기관이나 그 산하의 인정기관에서 수출입식품 및 자국내 생산식품에 대하여 방사능인증서를 작성해주고 있으며, 매년 식품에 대한 방사능을 감시하고 추세보고서를 작성하고 있다. 일본의 경우 후생노동성에서 수출입식품 및 자국내 유통식품에 대한 방사능 규제를 하고 있으며, 체르노빌사고 이후 수입식품 중 방사능이 규제치 이상인 경우가 적발되었다. 한편, 후생노동성은 규제치 이상으로 적발된 식품의 종류, 방사능, 생산국, 수입업자, 수입경로(항구,공항), 적발 후 조처사항 등의 감시,규제기록을 인터넷을 통해 일반국민들에게 꾸준히 공개하고 있고, 체르노빌 사고 이후 2004년 10월 현재까지 적발건수는 총 61건으로 $^{134+137}$Cs의 방사능은 379~2000 Bq/kg의 범위였다. 미국은 식품의약품안전국(FDA)에서 1961년 이후에 자국내 및 원자력발전소 주변의 생산식품에 대해 꾸준히 감시해왔으며, 1986년 이후부터는 수입식품에 대해서도 방사능 감시를 계속 수행해왔고 규제치 이상의 경우가 적발되기도 하였다. 이처럼 세계 여러 나라에서는 식품에 대한 방사능오염 감시를 체계적으로 하고 있으며, 수입식품의 경우 집중적으로 분석 및 관리하고 있다. 물론 수입식품의 방사능오염 감시는 감시핵종수, 핵종별 규제농도, 식품군별 규제농도가 국가에 따라 조금씩 다르나, $^{134+137}$Cs의 경우 미국, 일본, 뉴질랜드 등은 우리나라처럼 모든 식품에 대해 370 Bq/kg을 기준으로 하고 있다.

국내의 경우 한국원자력연구소와 한국원자력안전기술원에서 원자력시설 주변의 방사능 감시차원에서 일부 생산식품에 대한 방사능 분석을 매년 수행하고 있다. 수입식품의 경우 몇몇 기관에서 독립적으로 방사능 분석업무를 하고 있으나 상호 정보교류의 문제, 분석법의 차이, 전문인력의 부족 등으로 선진국과 비교하여 체계적인 분석이 미비한 실정이다. 현재 우리 나라는 수입식품의 대부분을 유럽 및 핵실험 국가인 미국, 중국 등으로부터 들여오고 있는 실정이고, 우리와 수입경로 및 품목이 비슷한 일본의 경우 매년 추세보고서를 작성하여 식품중 방사능 오염여부를 체계적으로 관리하고 있는 것을 고려할 때, 수입식품에 대한 체계적인 감시,연구가 필요한 시점이다. 특히 국제식품규격위원회(CODEX)에서 규제핵종을 추가하고 규제농도를 식품종류별로 세분화하려 하고 있으므로 조금이라도 더 우리 나라의 실정에 맞는 방향으로 개정되도록 노력하기 위해서는 적어도 유럽, 일본 및 미국 수준의 식품 방사능오염 관리가 필요한 시점이다.

식품에 대한 방사능 오염의 기준 및 규격 설정을 위한 기초자료 생산을 목표로 1차적으로 2002년도에는 주로 국내생산식품의 방사능 오염실태를 조사하였으며[1], 이번 연구에서는 2003~2004년의 2년 동안 주로 수입식품에 대한 방사능 오염실태를 조사하였다.

조사대상 시료의 선정은 핵실험 및 핵사고 (주변)국가나 원자력발전소를 보유한 국가에서 수입된 식품 중 허용기준치를 초과한 사례가 있는 식품류와 방사능농도가 일반적으로 높다고 기존에 보고된 식품류 및 생태학적으로 방사능을 많이 함유할 것이라고 예상되는 식품류 등을 중심으로 하였다. 시료는 대형할인매장, 약령시, 재래시장 등에서 직접 구입하거나 식품의약품안전청으로부

터 일부 수령하여 총 244개를 분석하였으며, 버섯류, 한약재류, 향신료, 견과류, 차류, 곡류, 두류, 채소류, 과일류, 소스류, 주류, 과자류, 축산·낙농품, 해조·어패류로 분류할 수 있었다. 전체 시료 중 각각이 차지하는 비율을 살펴보면 버섯류(36.9%) > 향신료(11.9%) > 한약재류(9.0%) > 축산·낙농품(7.0%) > 과일류=해조·어패류(5.3%) > 과자류(4.9%) > 소스류(3.7%) > 견과류=채소류(3.3%) > 두류(2.9%) > 곡류=주류(2.5%) > 차류(1.6%) 순이었다. 조사 대상시료는 주로 유럽(프랑스,영국,아일랜드,독일,터키,이탈리아,스페인,네델란드,덴마크,벨기에,불가리아,헝가리,러시아, 우즈베키스탄), 동남아시아와 오세아니아(인도네시아,베트남,태국,호주,뉴질랜드), 인도차이나와 중동(인도,파키스탄,이란), 아프리카(마다가스카르,남아공), 북미(캐나다,미국), 한국 주변(중국,북한)에서 수입된 것이었다.

시료의 전처리는 기본적으로 절단 → 건조(105℃) → 파쇄 → 분쇄(mill) → 충전(450 ㎖ Marinelli 비이커)의 과정을 거쳐서 감마핵종 측정용 시료로 사용하였으며, 분말상태의 시료는 건조 후 그대로 용기에 충전하여 사용하였다. 한편 통조림, 잼, 농축액, 쥬스, 소스류, 주류, 우유, 버터, 치즈, 햄, 골뱅이, 대구는 생체시료를 Mixer로 분쇄한 후 충전하여 사용하였다. 단, 준건조상태로 유통되는 것들은 시료 구입당시의 준건조상태 무게를 fresh무게로 간주하였다. HPGe 감마핵종분석기(AMETEK ORTEC: 구 EG&G)의 에너지 및 효율은 Amersham에서 공급하는 교정용 혼합용액 표준선원이 눈금선까지 채워진 450 ㎖ Marinelli 비이커를 이용하여 결정하였으며, 1200초(20분)간 측정된 시료의 스펙트럼은 GammaVision 프로그램을 이용하여 분석하였다.

측정 결과, 우리 나라 식품공전의 방사능 잠정허용기준에 명시된 핵종($^{134+137}$Cs, ^{131}I) 중 ^{137}Cs만이 검출되었으며, 나머지 핵종은 모두 최소검출방사능(MDA) 이하였다. 측정시간과 시료무게를 고려하였을 때 ^{137}Cs의 MDA는 0.09~6.68 Bq/kg의 범위를 나타냈다. 식품시료의 종류별 방사능을 살펴보면, 버섯류가 가장 높은 방사능(MDA~145.95 Bq/kg)을 보였는데, 특히 차가버섯은 6.57~145.95(평균 40.91) Bq/kg으로 잠정허용기준치의 39%에 해당하는 값도 있었다. 2003년부터 현재까지 일본에서 수입식품이 기준치를 초과한 8건 중 차가버섯이 5건으로 62.5 %를 차지하였다. 차가버섯은 주로 러시아로부터 수입되고, 채취가능한 것은 자연상태에서 최소 20~30년 정도 성장한 것으로서 과거(18년 전) 체르노빌 사고의 영향을 받았을 가능성이 있다. 한약재류 중 세신은 9.58~15.50 Bq/kg, 향신료 중 클로브는 MDA~12.85 Bq/kg, 견과류 중 헤즐넛은 16.92 Bq/kg이었다. 그 외 나머지 식품들은 MDA~4.67 Bq/kg의 범위로서 상대적으로 낮은 값을 나타내었다. 특이하게 석이버섯, 세신(족두리풀), 클로브(정향)의 경우 생산국에 관계없이 대부분의 시료들에서 MDA 이상의 값들을 보이는데, 이것은 아마도 이들 식품의 생태학적 특성에 기인한 것으로 짐작된다. 한편, 이 연구에서 조사된 수입식품 중 ^{137}Cs의 방사능은 국내생산식품에 대해 기존에 보고된 값들(MDA~1.5 Bq/kg)보다 높은 편이었다.

참 고 문 헌

1. K. Kwon, J.H. Hong, S.B. Han, E.J. Lee, K.J. Kang, H.W. Chung *et al.*, "Monitoring on radioactivity in foodstuffs", *Korean J. Food Sci. Technol.*, 36(1), 183-187 (2004)

환경시료의 방사능 분석에서 자체흡수보정에 대한 간단하고 실용적인 방법

이완로, 정근호, 이행필, 조영현, 최근식, 이창우
한국원자력연구소 원자력환경연구부, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

감마분광분석기(gamma spectroscopy)를 이용한 환경방사능 분석시 밀도의 따른 자체흡수보정은 검출기의 효율을 정확히 구하는데 가장 중요한 문제이다. 정확한 효율을 구하기 위하여 교정용 표준시료와 측정하고자 하는 샘플 시료가 물리적 및 화학적으로 동일해야 하는데 현실적으로 이는 불가능하다. 특히 겉보기 밀도가 0.3g/cm^{3}에서 1.5g/cm^{3}까지의 다양한 범위를 갖는 환경샘플에서는 다양한 밀도의 표준시료를 만든다는 것은 대단히 어렵다. 따라서 오랜 전부터 많은 연구자들은 몬테칼로 시뮬레이션이나 한정된 수의 밀도가 다른 표준시료를 이용하여 자체흡수보정 값을 구한 후 이를 외삽해서 밀도차이에 대한 효율을 구하였다[1-3]. 그러나 위에서 언급한 방법은 너무나 전문적이고 조금이라도 샘플구조가 다른 경우에는 사용하기가 힘들어 현실적으로 이를 적용하기는 상당히 어려웠다. 본 연구에서는 위에서 언급한 현실적인 문제를 고려하여 간단하고 실용적이며 빠르게 효율보정을 할 수 있는 방법을 제시하였다. Fig. 1에서는 고순도 게르마늄 감마분광분석기와 Marinelli 비커를 이용하여 환경시료의 방사능 분석을 할 때 밀도변화에 따른 자체흡수 보정 방법의 차이를 보여주고 있다. 기존의 방법을 보면 Marinelli 비커에 먼저 표준시료를 넣고 측정한 후 다음에 물리화학적 구조가 갖고 동일 밀도를 갖는 샘플을 넣어 측정하여 앞에서 구한 효율 값을 이용하여 방사능을 구했다. 많은 환경샘플을 정해진 시간에 연속해서 측정하는 실험실의 경우 다양한 밀도를 갖는 환경시료와 동일한 특성 및 구조를 갖는 표준시료를 만들어 자체흡수보정을 하기가 대단히 힘들다. 따라서 한 가지 대안은 밀도 즉, 1g/cm^3 인 수용액 혹은 고체상태의 표준시료를 이용하여 보정한 값을 다양한 특성 및 밀도를 갖는 환경샘플에 적용하고 있는데 이 경우 저에너지에서 밀도에 의한 차이를 보이고 있다. 제시된 방법은 이런 문제를 해결하기 위한 것이며 Fig. 1과 같이 Marinelli 비커 외부에 표준선원이 포함된 구조를 갖는다.

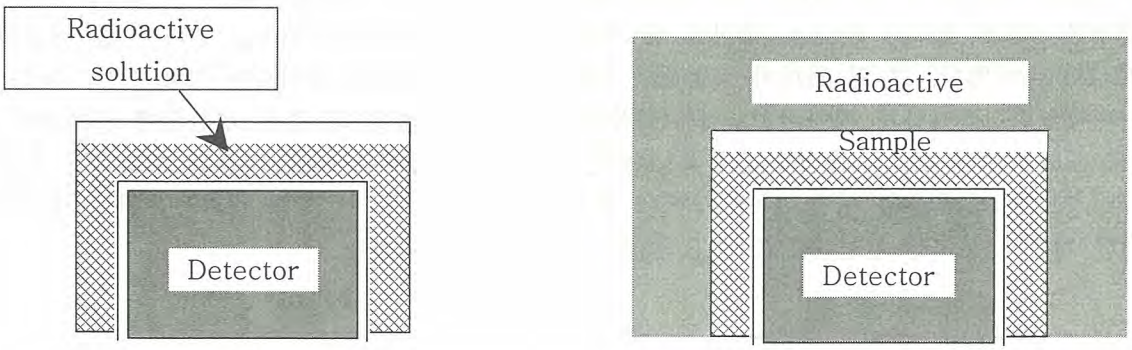


Fig. 1 Schematic diagram of radioactivity analysis using HPGe detector and Marinelli beaker; (a) conventional method, (b) new method

제시된 방법을 설명하면 첫 번째 Marinelli 비커에 증류수 (밀도=1g/cm^3)를 이용하여 혼합 에너지를 갖는 방사선원이 포함된 표준시료를 만들어 측정한다. 여기서 측정한 효율 값은 에너지의 함수이고 아래와 같이 표현하였다.

$\varepsilon_i(\rho=1, E)$, 여기서 i는 소스를 Marinelli 비커내로 넣었다는 의미이다.

두 번째 Marinelli 비커에 방사선원이 없는 증류수만으로 앞에서 만든 표준시료와 동일한 구조

및 밀도를 갖는 샘플을 제작한다. 세번째 증류수를 이용하여 Marinelli 비커 외부를 감싸는 방사선원이 포함된 표준시료를 제작한다. 네번째는 앞에서 구한 샘플과 표준시료를 계측기에 놓고 측정한다. 계측된 값의 효율은 다음과 같이 표현된다.

$\varepsilon_e(\rho=1,E)$, 여기서 e는 소스를 Marinelli 비커 외부 용기에 넣었다는 의미이다.

$F(\rho=1,E)=\frac{\varepsilon_i(\rho=1,E)}{\varepsilon_e(\rho=1,E)}$, 여기서 $F(\rho=1,E)$는 밀도 1g/cm^{3}에서 혼합 소스를 내부에 넣었을 때와 외부에 두었을 때의 비를 나타내고 있다.

마지막으로 밀도가 다양한 샘플을 Fig. 1(b)와 같이 각각 내부에 넣고 외부에 위에서 만든 표준시료를 넣고 측정한다. 측정된 효율 값($\varepsilon_e(\rho=x,E)$)과 구한 $F(\rho=1,E)$값을 이용하여 최종적으로 밀도에 따른 자체흡수 보정(self-absorption correction)을 다음과 같이 한다.

$\varepsilon_{sa}(\rho=x,E)=F(\rho=1,E)\times\varepsilon_e(\rho=x,E)$, 여기서 $\varepsilon_{sa}(\rho=x,E)$는 자체흡수 효과를 보정한 효율 값을 에너지와 밀도의 함수로 표현하고 있다.

Table 1 밀도별 표준시료를 제작하여 구한 효율 값($\varepsilon_i(E)$)과 제시된 방법으로 측정한 효율($\varepsilon_{sa}(E)$) 값 비교

Energy (keV)	겉보기 밀도, ρ=0.8 (g/cm^3)			겉보기 밀도, ρ=1.0 (g/cm^3)			겉보기 밀도, ρ=1.3 (g/cm^3)		
	$\varepsilon_i(E)$	$\varepsilon_{sa}(E)$	error (%)	$\varepsilon_i(E)$	$\varepsilon_{sa}(E)$	error (%)	$\varepsilon_i(E)$	$\varepsilon_{sa}(E)$	error (%)
88.04	3.06	3.10	1.21	3.00	3.00	0.00	2.91	2.82	-3.19
122.07	4.37	4.41	0.82	4.20	4.20	0.00	3.94	3.98	0.94
391.71	2.28	2.35	3.02	2.20	2.20	0.00	2.09	2.14	2.36
661.62	1.37	1.38	1.06	1.36	1.36	0.00	1.33	1.31	-1.80
1173.23	0.801	0.81	0.67	0.78	0.78	0.00	0.78	0.75	-4.00
1332.51	0.716	0.72	1.23	0.71	0.71	0.00	0.69	0.68	-1.40

Table 1에서는 제시된 방법을 이용하여 보정된 효율 값과 직접 밀도별로 표준시료를 제작하여 측정한 값을 비교하고 있다. Table 1에서 보면 전 에너지 범위의 겉보기 밀도 0.8, 1.0, 1.3 g/cm^{3}에서 보정값과 제작하여 구한 값이 거의 일치함을 알 수 있었다. 따라서 본 연구에서 제시한 방법으로 밀도에 대한 자체흡수 보정이 가능함을 알 수 있었다. 실제 환경샘플의 방사능 분석에 많이 이용되는 Marinelli 비커 형태에서 밀도별 자체흡수보정을 빠르고, 간단하면서 실용적으로 할 수 있는 방법을 제시하였다. 현재는 세 가지 종류의 밀도에 대해서만 실험하였기 때문에, 앞으로는 전 밀도영역에 대해서 실험적으로 검증해야 할 뿐 만 아니라, 몬테칼로방법 등을 이용한 이론적인 검증이 필요하다.

참 고 문 헌

2. Michael E. Kitto, "Determination of Photon Self-absorption Corrections for Soil Samples", Appl. Radiat. Isot. Vol. 42, No.9, pp.835-839,1991.
3. M.Hasan et al., " A Simplified Technique to Determine the Self-absorption Correction for Sediment Samples", Appl. Radiat. Isot. Vol. 57, pp.915-918, 2002.
4. P. Dryak et al., "Corrections for the Marinelli Geometry", J. Radioanal. Nucl. Chem., letters 135, No.4, pp.281-292, 1989

고성, 제주 및 고리 토양의 지구화학적 특성과 방사능 분포

차현주, 박두원, 박효국, 강문자, 이완로, 최근식, 조영현, 정근호, 이행필, 이창우
대전시 유성구 덕진동 한국원자력연구소 원자력환경연구부

모암조성이 각각 흑운모화강암, 조면현무암 및 유문암질 응회암으로 구성된 고성, 제주, 고리의 3개 지역에서 채취한 토양시료에 대해 토성, 화학조성 및 방사능 농도를 실시하였다. 고성지역 토양은 모래 및 자갈 함량이 50% 이상인 조립질 토양이며, 제주지역 토양은 모래나 자갈의 함량이 낮고 점토 및 실트 함량이 90% 이상을 차지하는 세립질 토양이다. 고리지역 토양은 자갈과 실트 함량이 각각 30% 이상으로 bimodal 입도분포를 보이는 실트질 토양이다. 제주와 고리 토양은 유기물의 함량이 매우 높은 유기질 부식토로 구성된다.

방사능 분석은 ^{137}Cs, ^{90}Sr 및 $^{239+240}Pu$을 분석하였으며 각각 ^{137}Cs은 불검출 ~ 185 Bq/kg, ^{90}Sr은 2.79 – 8.06 Bq/kg, 그리고 $^{239+240}Pu$은 0.61 – 8.66 Bq/kg의 농도 범위를 보였다.

토양시료의 화학분석 결과 고성토양은 K, Ba, Na, Rb 및 Th 함량이 높고 유기물, 미량원소 등의 농도가 낮으며 제주토양은 고성지역과 달리 Fe, Mg, Mn, Ti이 높아 전형적인 화강암과 현무암의 지구화학적 특성을 보였다. 고리지역 토양은 전반적으로 Mn과 Cd 농도가 높았으며 이 지역 토양 중 방사능 농도가 높은 시료에서는 P, S, Mo, Cd, Sn, Sb, Pb 및 Bi 등의 농도가 높아, 이 지역 토양에의 방사능 축적이 토양에서의 생지화학적 프로세스와 관련됨을 시사한다. 한편 토양의 ^{137}Cs, ^{90}Sr 및 $^{239+240}Pu$의 상관관계와 토양의 Al–Cs–^{137}Cs 상관관계 및 각 방사능 원소와 Pb의 상관관계로부터 토양 상층부에 높은 농도로 존재하는 방사능이 대기로부터 기원하였음을 알 수 있었다.

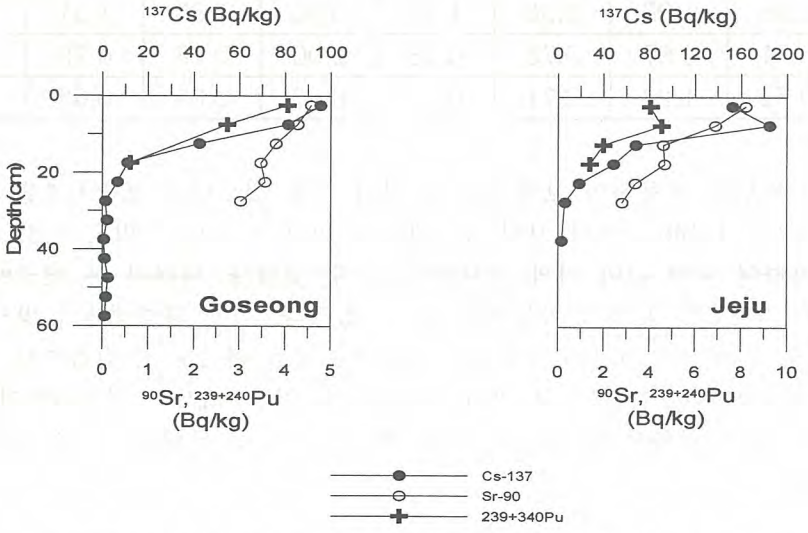


Fig. 1 Vertical distribution of ^{137}Cs, ^{90}Sr and $^{239+240}Pu$ in Goseong and Jeju soils.

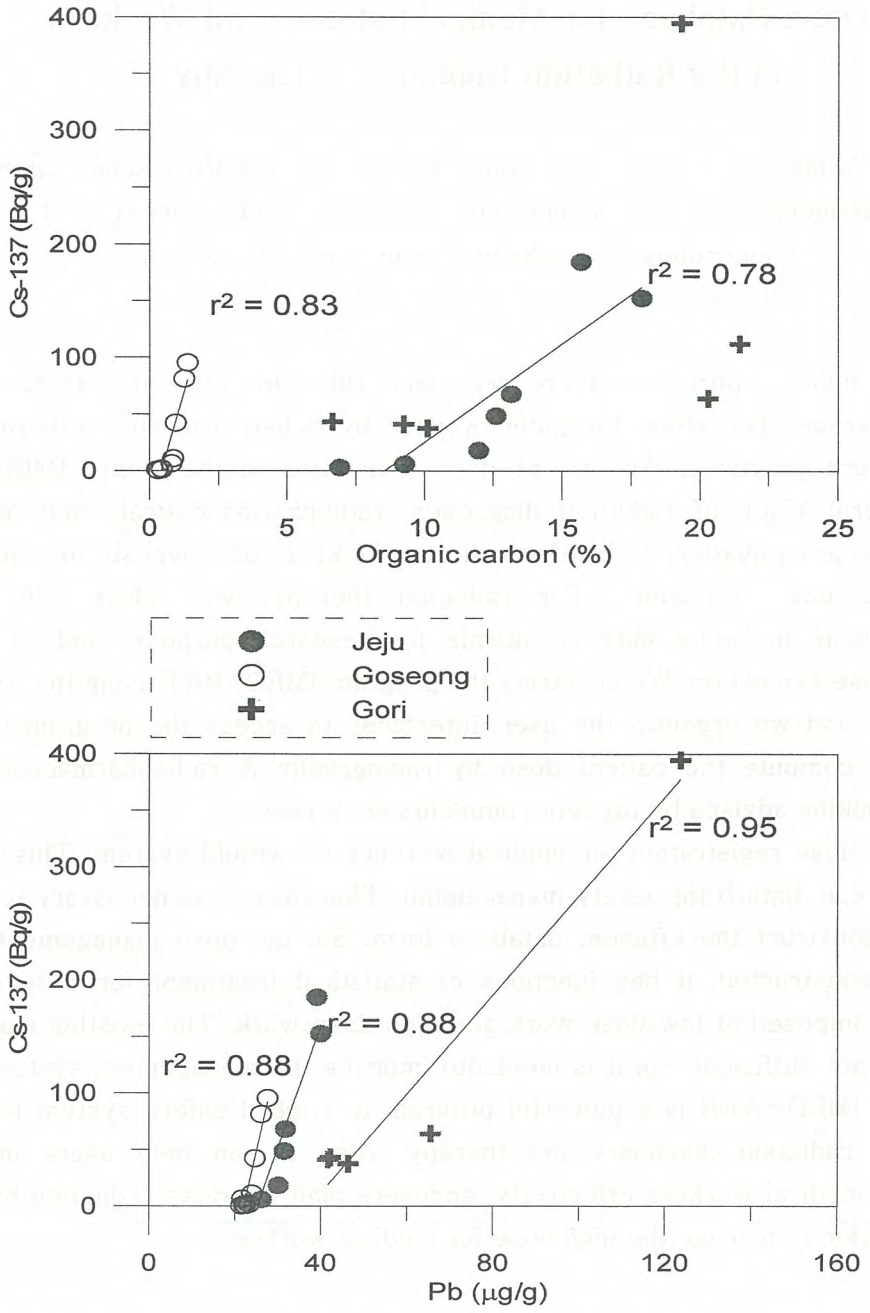


Fig. 2 Relationship between organic carbon, Pb and ^{137}Cs in soil.

A Dose Database for Medical Patients and Workers in the Radiation Diagnosis / Therapy

Mee Jang, Young-wook Lee, Dong-hoon Shin, Hyun-seok Ko, Chang-sun Kang
Department of Nuclear Engineering, Seoul National University56-1,
Shillim-dong, Gwanak-gu, Seoul, 151-742, Korea

Although for medical purposes, there are some rules for dose due to the radiation diagnosis and therapy. Therefore, the patients' dose by radiation diagnosis/therapy should be estimatedbefore practices. As one of dose estimation methodology, IMED-PAT is developed. Several kinds of radiation diagnoses, radiopharmaceuticals and organs are considered for dose evaluation. In brief,we choose 27 kinds of diagnosis instruments and processes used most frequently. For radiation therapy, we select 130 kinds of radiopharmaceuticals including pharmaceuticals for research purpose, and 27 kinds of organs for the dose evaluation. We construct the program IMED-PAT using the Visual C++ coding language, and we organize the user-interfaces to access the program intuitively. IMED-PAT can compute the patient dose by radiography & radiopharmaceuticals, and serve decision making advises by present comments sentences.

In Korea, the dose registration for medical workers is twofold system. This system is not efficient and can disturb the safety management. Therefore, it is necessary to unify the system and to construct the efficient database form. So, the dose management program IMED-WDB is constructed, it has functions of statistical treatment for dose data. The IMED-WDB is composed of low dose work and high dose work. The existing management for high dose is not sufficient, so, it is neededto improve the management system for high dose work. The IMED-WDB is a powerful program to control safety system for medical workers in the radiation diagnosis and therapy. Also it can help users unify dose management for medical workers effectively, andusers plan the dose reduction by offering the dose information to manage the high dose for medical workers.

극저준위 콘크리트폐기물 매립처분에 따른 연령군별 피폭선량 평가

홍상범, 박승국, 정운수, 박진호
한국원자력연구소, 대전 유성구 덕진동 150번지

연구로 2호기 부속시설 해체과정에서 발생된 극저준위 콘트리트 폐기물의 매립처분에 따른 연령군별 피폭선량을 RESRAD 전산코드를 이용하여 평가하고, 향후 폐기물매립에 따른 피폭선량 평가시 연령군별 선량환산인자(DCF : Dose Conversion Factor)의 적용방안을 강구하였다.

RESRAD 전산코드는 오염된 부지 상부에 거주자의 방사선학적 영향을 평가하기 위한 목적으로 US DOE의 지원으로 ANL(Agronne National Laboratory)에서 토양의 오염 및 이에 따른 환경복원 기준을 도출하기위해 개발되었다. RESRAD 전산코드는 아직까지 ICRP Pub. 26에 근거한 총유효선량당량(TEDE:Total Effective Dose Equivalent)의 평가를 원칙으로 적용하고 있다. 이에 따라 RESRAD 전산코드에서는 EPA FGR No.12(1993)에 제시된 무한면적의 오염토양에 대한 외부피폭 DCF를 근간으로 오염면적과 오염두께를 보정하여 적용하는 방법을 채택하고 있으며, 흡입 및 섭취에 대한 DCF는 EPA FGR No.11(1998)을 기본값으로 채택하고 있다. 그러나 국내에서는 방사선방호기준으로 ICRP Pub. 60에서 권고한 유효선량(Effective Dose) 개념을 공식적으로 채택하고 있다. 유효선량의 개념에 근거한 내부피폭평가를 위해 폐쇄 후 거주자의 경우 ICRP Pub.72의 성인의 호흡과 섭취에 의한 내부피폭 선량인자(DF : Dose Factor) 값의 적용함에 있어 화학적 형태 및 입자의 크기를 근거로 1 μm의 AMAD(Activity Median Aerodynamic Diameter) 입자크기를 각각의 핵종에 따fms 흡수율 파마메터(F : Fast M : Moderator, S : Slow)를 적용하였다. ICRP pub.72에서는 연령군에 따라 6개의 연령군으로 구분하여 연령군별 호흡 및 섭취의 선량인자를 제시하고 있다. 본 연구에서는 6개 피폭 연령군에 대한 국내의 자료가 불충분하여 기존의 4개의 피폭연령군을 적용하여 평가하였다. 연령군에 따른 연령은 성인은 17세 이상, 십대는 11세-17세 미만, 소아는 1세-11세, 유아는 신생아-1세 만으로 구분하였다. 섭생자료는 INDAC에 반영된 국내 성인의 평균개인자료(KINS/GR-199) 및 대덕원자력시설의 운영중 방사선 환경영향 평가자료(KAERI/CR-149)를 준용하여 개인최대 및 평균자료를 연령별로 적용하였고, 각 연령군에 따라 호흡율을 적용하여 평가하였다. 또한 수확에서 소비까지의 저장기간은 과일류의 경우 14일, 엽채류의 경우 1일, 우유 1일, 육류 7일, 생선류 1일, 갑각류 및 해조류 1일, 우물 0.5일, 표층수 0.5일, 가축 사료 75일을 적용하였다. 평가시점은 매립장이 폐쇄 후 5년이 경과된 시점으로 하였다.

기존의 평가에서는 성인에 대한 평가결과가 충분히 보수적이라는 가정으로 연령군에 따른 별도의 평가가 이루어 지지 않았다. 본 평가결과 십대의 경우 피폭선량이 가장 높게 나타났으며, 이러한 영향을 고려하여 보수적인 평가결과를 얻기 위해서는 성인의 호흡과 섭취에 대한 DCF값의 2배를 적용하여야 할 것으로 판단된다.

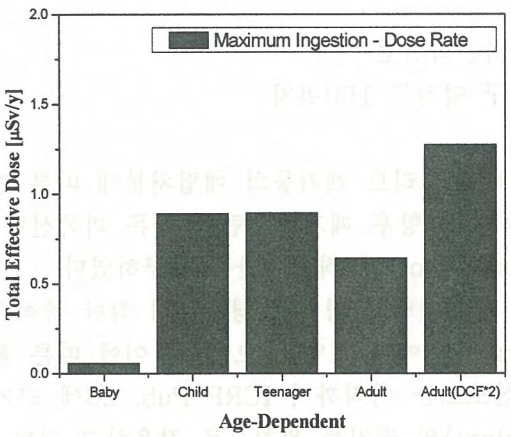


그림 4 연령군 최대섭생 피폭선량율

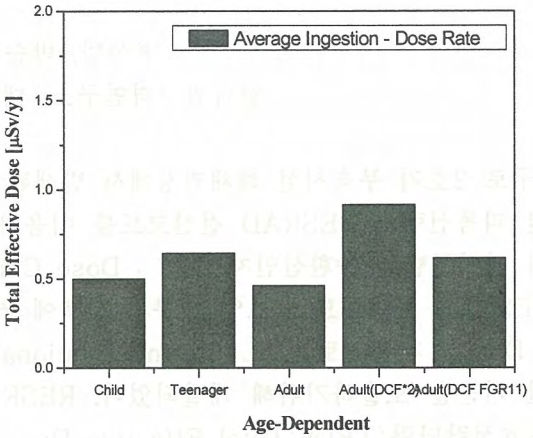


그림 5 연령군별 평균섭생 피폭선량율

PWR 원전 정지수처리 절차 및 수행 단계의 통계적 분석

송민철
한국원자력안전기술원
대전광역시 유성구 구성동 19번지

- 배경

월성 원자력발전소를 제외한 국내 원자력발전소는 가압경수형(PWR) 타입으로, 계획예방정비에 실시되는 정지시 수화학 처리는 계통의 건전성을 유지와 계통내 방사선준위에 많은 영향을 미치고 있다. 그리고 최근 ALARA 측면에서도 정지수화학처리에 대한 관심과 그 중요성이 증대되고 있다.

일반적으로 정지수처리의 공정은 리튬을 제거하고 산성으로 분위기를 조성하여 니켈페라이트를 분해시키기 위해 일정시간 유지하는 산성-환원 공정과 분해된 크러드 핵종을 용출시켜 제거하는 산성-산화 공정으로 구분할 수 있다. 산성-환원 운전중에는 조기 붕산화, 냉각재 탈기 등의 공정이 주요하게 이루어지며, 산성-산화 운전중에는 과산화수소의 주입, 냉각재 정화가 수행된다.

- 분석대상, 방법 및 결과

본 연구에서 통계적 처리를 위해 선정한 요소는 Co-58 제거량, Co-58 최대농도, 붕산 2000ppm 도달시간, 산성-환원분위기 운전시간, 산성-산화분위기 운전시간, 과산화수소 주입량, 총처리시간(cavity 충수 조건 만족시까지), 수처리 후 증기발생기 평균 공간선량이다. SAS 프로그램을 이용하여 각 요소별 상관관계 및 피어슨 상관계수를 도출해 분석하였으며, 고리2발전소(고리 3호기: 10주기~15주기, 고리 4호기: 9주기~14주기) 자료를 대상으로 하였다. 위 분석기간 중 주기길이는 16.5~18개월 주기로 단주기 및 장주기의 차이로 인한 영향은 배제하였다.

분석결과 Co-58의 제거량 및 최대농도에 영향을 미치는 요소로는 산성-산화시간과 과산화수소 주입량이다. 산성-산화시간에 냉각재 정화운전이 이루어지기 때문에 정화운전의 시간 증가가 Co-58 제거량의 증가로 귀결되는 현상이며, 과산화수소의 주입은 산성-환원운전에서 분해된 니켈이나 코발트를 용해시키는 촉매로 사용되기 때문에 분해된 니켈과 코발트가 많을 경우 과산화수소의 소모량이 많아진다는 것으로 이해할 수 있다.

90년대 이후로 전세계적으로 정지수처리시 조기 붕산화(Boration)가 실시되고 있는데, 이는 정지수처리 결과에 크게 영향을 주지는 못하는 것으로 분석되었으며, 다만 전체 수처리 공정시간중 일부를 줄이는데 일조를 할 수 있는 것으로 판단된다. 정지수처리 전체 수행시간 대비 가장 영향을 많이 주는 요소는 산성-환원 운전시간이며, 일반적으로 절차서상의 산성-환원시간은 48시간 정도이나, 이 기간중에 탈기 공정이 이루어지기 때문에 이에 의한 영향으로 인해 지연될 수 있다. 따라서 산성-환원 분위기 유지 단계에서 중점을 두어야 할 점은 조기 붕산화 보다는 방사성기체의 탈기라고 판단된다.

작업자 피폭선량과 밀접한 관련이 있는 증기발생기 수실의 평균선량에는 산성-환원 분위기 유지시간 및 산성-산화 분위기 유지시간 모두 영향을 주는 것으로 분석되었다. 즉, 충분한 산성-환원 분위기 유지시간을 두어 크러드를 분해하는 것이 중요하며, 이에 반해 산성-산화 분위기 유지시간은 길어질수록 Co-58의 제거량이 많아지기는 하나, 계통내 선량율도 증가하는 특이한 결과를 보여주고 있다. 이것은 과산화수소의 주입으로 인한 Co-58의 용출이 완벽하게 이루어지지 않으며 (약 95% 정도), 이에 비례하여 코발트 제거량이 많을수록 계통내 용출되지 않은 크러드 또한

많아질 수 있을 가능성이 있다는 것을 의미한다. 코발트 제거량의 변화는 정지수처리 공정의 영향이 있지만 근원적으로는 크러드가 발생되는 정상운전중 수화학 운전 방법이나 불시정지로 인한 영향으로 판단된다.

- 결론

전체 12주기의 고리 2발전소 정지화학처리 자료를 분석한 결과 대체적인 공정은 표준화 되어 있으나, 연료 손상여부, 탈염기 수지성능, 운전경험 반영 등에 따라 매주기마다 각 공정의 처리 시간 및 처리 결과가 상당히 많은 편차가 있음을 확인하였다. 고리 2발전소의 최근 데이터만을 대상으로 하여 다른 발전소들의 그것을 반영하지 못함으로 인해 본 연구결과가 전 발전소에 대한 대표한다고 볼 수는 없지만, 산성-환원 분위기 유지는 증기발생기 수실의 평균 선량율에 영향을 미치고 산성-산화반응은 Co-58의 제거량에 많은 영향을 미치는 것으로 판단된다. 그러나 단순히 정지수처리 공정만을 분석하기 보다는 발전소의 운전이력 및 정상운전시의 수처리 내용을 종합적으로 반영하여 평가하는 것이 중요하다.

대체적으로 사업자는 정지수처리 공정의 단축에 초점을 두어 진행해왔으나, 최근 원자력발전소의 안전성이 부각되고 있는 시점에서 공정을 몇 시간 단축시키는 효과가 예전에 비해 크지 않다. 계획예방정비 공정도 상에 정지수처리 공정을 반영하여 그 공정시간을 보장하여 확실하고 표준화된 정지수화학처리가 필요할 것으로 판단된다.

- 감사의 글

본 연구를 위해 데이터를 제공해준 고리 2발전소 측에 감사의 뜻을 전합니다.

IP형 방사성폐기물 운반용기 설계를 위한 비방사능에 따른 폐기물 분류

윤정현, 이경호, 최병일, 이흥영, *조규성
한수원(주) 원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지, *한국과학기술원

요 약

운반용기를 설계하기 위한 가장 기초적인 작업으로 운반용기에 포함될 방사성물질을 분류하는 기준으로 각 핵종 및 단위 포장물의 총 방사능으로 분류하는 소위 L/A/B형 분류를 적용하여 왔다. 하지만 원전 운영 중에 발생하는 폐기물의 대부분이 저준위이면서 발생량이 많다는 점에서 원자력발전소와 같은 큰 규모 산업체에서 발생하는 폐기물의 운반물의 분류에는 적합하지 않다고 판단된다. 이러한 점을 고려하여 IAEA에서는 주로 산업체에서 발생하는 저준위 방사성폐기물의 대량운반을 위해 IP(Industrial Package)형의 운반개념을 도입하고 여기에 들어갈 수 있는 폐기물을 LSA(Low Specific Activity) 및 SCO(Surface Contaminated Object)로 분류하여 그 요건에 대한 규정을 발표하였고 국내 원자력규제체계 내에는 2001년도 이후 반영되어 있다(과기부 고시 2001-13호). 규정에 따르면 원전 폐기물이 IP 운반용기에 들어갈 수 있기 위해서는 우선 핵종농도가 정해진 기준에 만족해야하고 방사능 농도를 알고 있는 폐기물 내 핵종들의 방사능의 공간적인 분포의 편차가 크지 않아야 한다. 이 두가지 기본 요건을 만족하는지를 알기 위해서는 발생된 폐기물의 핵종분석 자료가 있어야 하며 폐기물의 조성 및 형태에 대한 자료가 확보되어야 한다. 이것이 여의치 않을 경우 현재까지 확보가능한 자료를 활용하여 이에 대한 합리적인 가정과 이를 바탕으로 한 설계기준이 마련되어야 한다. 하지만 국내 해당법규 또는 국제 법규를 만족하기 위한 운반물 설계를 위한 기본자료의 국내 확보현황은 현재까지는 부족한 실정이다. 고리4저장고 내의 핵종분석장치가 도입되기 전 '90년대 후반까지 작업자가 폐기물 드럼의 상중하 세부분의 방사선량률을 측정하여 총 방사능을 산출한 간단한 형태의 자료 외에는 확보되어 있지 않다. 이후 고리 4저장고에 핵종분석장치를 설치하여 운전하였지만 운영상의 문제로 현재는 운영을 하고 있지 않은 상황이다. 따라서 이 핵종분석 장치가 가동된 약 2년동안의 시험운전을 통해 얻은 900여 드럼정도의 핵종분석 자료가 현재까지는 확보된 핵종분석자료라고 할 수 있다. 본 논문에서는 향후 운반용기 설계에 직접 적용 할 IP형 적용을 위해 필수적인 비방사능(LSA)물질에 위한 분류를 지금까지 입수가능한 고리2발저장고의 핵종분석장치 결과를 활용하여 수행하였다. 수행결과는 각 폐기물 별로 핵종분석장치로부터 나온 비방사능 결과를 법규에 규정된 비방사능 제한치와 비교하여 비방사능물질에 따른 분류로 나타내었다. 분류결과 폐수지 15드럼을 포함한 전체 분색대상 980드럼중 아주 낮은 비방사능물질인 LSA1(운반규제면체 농도의 30배)가 전체의 30%가량을 차지하였고 특수형이 아닌 방사성물질의 A형 운반물의 방사능 농도 제한치인 A2값의 10000의 1에 해당하는 LSA2가 70%가량을 차지하였다. 본 분류에서는 비방사능 농도에 위한 분류 중 가장 높은 범위인 LSA3에 해당하는 비방사능은 나타나지 않았다. 본 분류는 예비분류로써 대상 폐기물의 수가 작지만 향후 핵종분석장치의 가동이 본격화 될 때까지 전체 원전 발생 방사성폐기물을 대상으로 하는 운반용기의 설계의 기초자료로 활용할 예정이다.

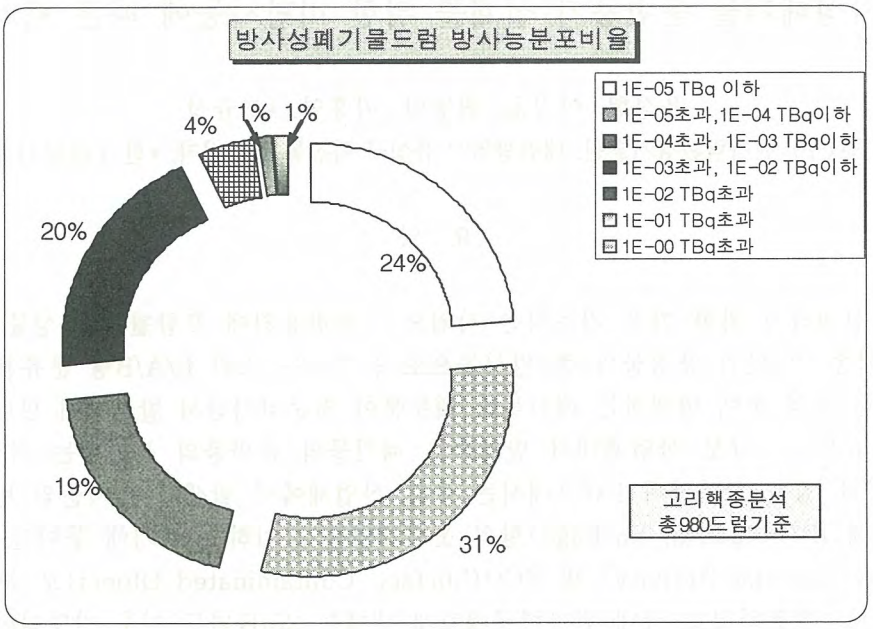


그림 1. 핵종분석결과 980드럼에 대한 방사능 분포

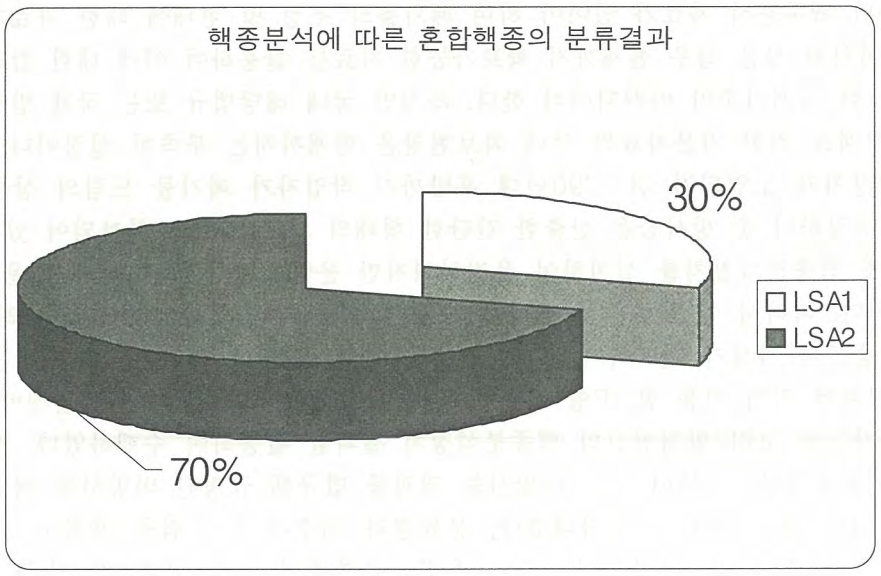


그림 2. 핵종분석에 따른 혼합핵종의 분류결과

IP형 용기 및 ISO 컨테이너 기술기준 비교

이재호, 서기석, 김동학, 최병일*, 윤정현*
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
*한국수력원자력(주) 환경기술연구원

원자력 에너지는 의료, 식품, 농업, 산업의 전분야 걸쳐서 광범위하게 사용되고 있으며, 이러한 분야의 발전과 더불어 지속적으로 증가될 것으로 예상된다. 이러한 발전에 따른 방사성폐기물량 또한 늘어나고 있다. 방사성 폐기물은 원자력 연료 주기의 모든 단계와 의료, 산업 및 방사성 응용연구에서 생성된다. 방사성 폐기물의 적절한 사후 관리가 뒷받침 되지 못한다면 건강이나 자연환경 파괴에 대한 위험성을 내포하고 있다. 이러한 이유에서 방사성 폐기물로부터 작업자 및 공공의 안전을 위하여 국내 원자력법, 시행령 및 시행 규칙 등에서 규정하고 있는 운반법규에 따라 방사성 폐기물을 안전하게 운반하여야 한다. 특히 국내외의 운반법규는 국제방사선방어위원회(ICRP)의 권고에 따라 엄격한 방사선 안전관리계획에 따른 폐기물 운반용기의 기술기준과 요건이 강화되고 있는 실정이다.

원전 발생 폐기물로는 기체, 액체, 고체 방사성으로 나룰 수 있으며 현재까지는 소(所)내의 임시 저장소에 보관하고 있다. 그러나 저장능력에는 한계가 있으며 2008~2014년에는 포화상태에 도달할 것으로 보인다. 2014년 저장과포화 상태 후에 최종 처분장으로의 안전한 수송을 위해서 운반 용기의 개발이 시급하다. 반면 운반용기를 해외에 의존할 경우 기술료 등을 포함한 고가의 비용부담이 예상된다. 그러므로 처분장 및 소내에서의 안전한 운반을 위한 폐기물 운반용기를 적기에 확보할 필요가 있으며 이를 위해 운반법규가 정한 기술기준 및 요건을 만족하는 운반용기의 독자적인 개발이 필요하다.

법규가 정한 운반용기의 분류는 L형, IP형, A형 및 B형으로 분류될 수 있다. 본 연구에서는 산업 전반에 걸쳐서 빈번히 이용되는 IP(industrial package)형 운반용기(저준위 레벨 폐기물 전용-LLW)와 IP형 운반용기로의 전용이 가능한 국제 일반 화물 컨테이너의 기술 기준간(Table.3)의 유사성 및 공통성을 중점적으로 검토하였다. IP형 운반용기는 폐기물에서 발생하는 방사성 세기에 따라서 IP-1, 2, 3형태로 분류된다. 각각의 용기는 안전성 입증시험(Table.1,2)을 거쳐야 하며 국내 여건을 고려한 크기의 적절한 선정이 필요하다. 이를 위한 선행 단계로서 해외 운반용기 현황을 검토하였다. 각 나라별로 용도에 맞는 형태 및 크기가 상이한 용기를 자체적으로 개발하여 이용하고 있지만 특수형(액체, 기체) 폐기물 저장용기를 제외한 고체형 폐기물 용기의 기본 설계 방향(형태, 크기, 국제 컨테이너로의 적재 방법 및 수량)은 매우 유사한 것으로 사료된다. 용기의 이용적인 측면에서 보면 미국, 유럽 그 외 국가순이며 특히 미국의 경우 곳곳에 산재한 국가 연구소(Y-12, LLNL,ORNL)가 주도적으로 용도에 맞는 설계, 안전성 시험을 수행하며, 제작은 outsourcing의 형태로 이루어진다. ISO 국제 화물 컨테이너의 경우 IAEA법규-Regulations for the safe transport of radioactive material-가 정한 사항에 맞게 IP형 용기로의 전환이 가능하나 몇가지 사항 즉 가속도 조건 등의 조항이 IAEA법규와 다르다.

Table.1 IP-2형 운반용기 안전성시험

IP-2형 운반용기	설계기준
낙하시험조건	낙하높이 -5톤이하 : 1.2 m -5-10톤: 0.9 m -10-15톤 : 0.6 m -15톤 이상 : 0.3 m
적층시험조건	5배하중 혹은 단면적 13kPa 중 큰 값을 24시간 압축
시험조건 후 평가	방사성내용물의 유실 및 분산이 없어야 하며 표면 방사선량률이 20% 증가되지 않을 것

Table.2 IP-3형 운반용기 안전성시험

IP-3형 운반용기	설계기준
살수시험조건	5 cm/h 강우량 살수
낙하시험조건	낙하높이 -5톤이하 : 1.2 m -5-10톤: 0.9 m -10-15톤 : 0.6 m -15톤 이상 : 0.3 m
적층시험조건	5배하중 혹은 단면적 13kPa 중 큰 값을 24시간 압축
관통시험조건	끝단 반구형, 직경 3.2 cm, 중량 6 kg의 강봉 1 m 낙하
시험조건 후 평가	방사성내용물의 유실 및 분산이 없어야 하며 표면 방사선량률이 20%증가되지 않을 것

Table.3 ISO 컨테이너의 안전성 시험

항 목	내 용
중량시험	겹침적재시험
인양능력시험	상부달아올리기, 하부달아올리기 시험
수송간 동적시험	구속시험(가속도 2g에서시험)
강도시험	끝부벽시험, 측벽강도시험, 지붕시험, 마루강도시험, 나비방향 래킹시험, 길이방향래킹시험, 길이방향래킹시험
환경시험	비바람시험
선택적 시험	포크 리프트 시험

Ir-192 벌크선원 운반 용기에서 완충체의 실린더 형상 구조물이 충격완충에 미치는 영향 평가

김동학,방경식,황창숙, 서기석, 한현수
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

고체의 10,000Ci Ir-192뿐만 아니라 액체형 800Ci의 Mo-99, 1,000Ci의 I-132의 벌크선원의 운반용기가 정상운반조건의 1.2m 낙하와 사고운반조건의 9m 낙하에서 구조적 건전성이 입증되어야 한다. 본 연구에서 완충체의 물성과 완충체의 강도를 보완하기 위한 지지구조물의 형상에 따른 낙하해석결과에 대한 영향을 알아보았다. Fig. 1과 같은 DU, 텅스텐, 스테인레스강으로 구성된 차폐체를 이용하여 표면선량율 기준으로 100mRem/h의 차폐를 가능하도록 하였다. 이 때 차폐체 중량은 DU가 104Kg, 텅스텐이 2Kg이다. 완충체는 폴리우레탄을 사용하였다. 폴리우레탄은 밀도에 따라 탄성계수와 항복응력 등이 달라진다. 밀도가 다른 3가지의 폴리우레탄을 고려하였다. 완충체가 정상운반조건에서 충분한 강도를 가지고 사고운반조건에서 충분한 에너지 흡수를 할 수 있도록 완충체에 원통형의 지지구조물을 설치하였다. 원통형 지지구조물의 반경을 30mm에서 60mm의 범위에서 5mm간격으로 바꾸어서 그 영향을 알아보았다. 낙하해석은 ABAQUS/Explicit을 사용하였으며 사용된 요소는 C3D8R의 Solid 요소와 S4R의 Shell 요소를 사용하였다.

Table 1은 원통형 지지구조물의 반경에 따른 탄소강과 스테인레스강의 최대값을 나타내었다. Fig. 2는 정상운반조건 및 사고운반조건에서 스테인리스강과 탄소강의 응력분포를 보여준다. 여기서 지지구조물의 반경이 40mm인 경우이다. 사고운반조건에서 지지구조물의 전반적인 영역에서 드럼형태로 큰 변형이 발생한다. 하지만 정상운반조건에서 지지구조물은 최대 234MPa의 응력을 보인다. 특히 반경이 60mm인 원통형 지지구조물에서 정상운반조건에서 가장 낮은 최대응력을 보였다. 사고운반조건에서 차폐체를 둘러쌓고 있는 스테인레스강의 경우, 낙하 초기에는 차폐체의 아래 부분에서 최대응력이 발생하지만 차폐체 뚜껑의 텅스텐 차폐체의 영향으로 차폐체 뚜껑의 아래 부분에서 최대응력 273MPa의 응력을 보인다. 반경이 40mm인 원통형 지지구조물의 경우, 정상운반조건에서 탄소강의 최대응력이 너무 크지 않으면서 스테인레스강의 정상운반조건과 사고운반조건에서 낮은 최대응력이 보이므로 반경이 40mm인 원통형 지지구조물이 보다 좋은 구조적 건전성을 보임을 알 수 있었다. 원통형의 지지구조물이 존재함으로써 실제로 폴리우레탄 밀도의 영향은 작았다. 또한 스테인레스강의 최대응력이 발생되는 위치가 차폐체의 뚜껑부위에서 발생함으로써 완충체 밀도의 영향이 더욱 작아졌을 것으로 사료된다.

Table 5 원통형 지지구조물의 반경에 따른 최대응력(MPa)

반 경(mm)		30	35	40	45	50	55	60
정상운반조건	탄 소 강	234	230	227	226	224	222	220
	스테인레스강	238	245	245	239	237	241	250
사고운반조건	스테인레스강	234	246	246	258	258	251	273

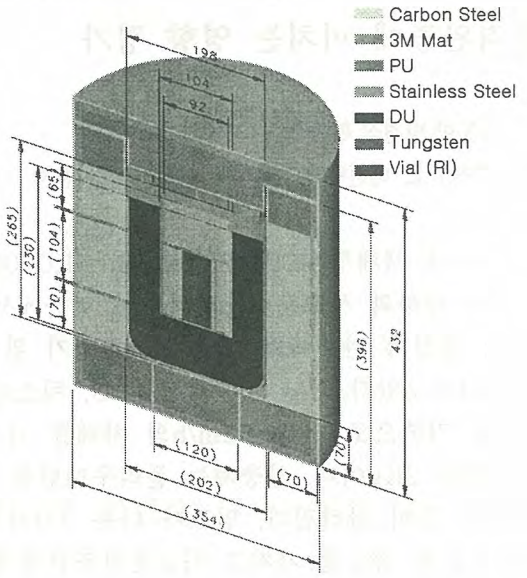
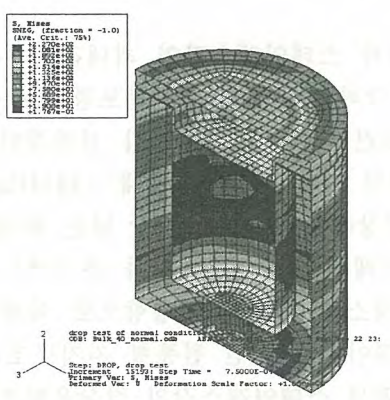
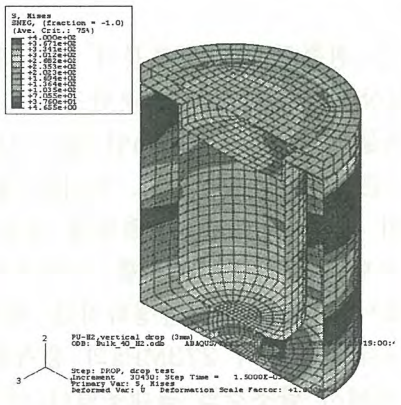


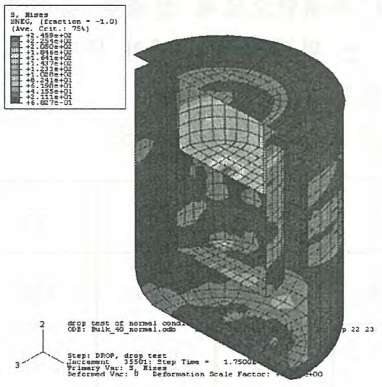
Fig. 1 Ir-192 10,000Ci 벌크선원의
운반용기



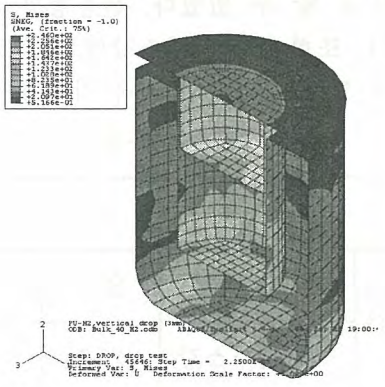
(a) 정상조건에서 탄소강의 응력분포



(b) 사고조건에서 탄소강의 응력분포



(a) 정상조건에서 스테인리스강의 응력분포



(b) 사고조건에서 스테인리스강의 응력분포

Fig. 2 정상운반조건 및 사고운반조건에서 스테인레스강과 탄소강의 응력분포

폐수지건조설비(SRDS) 제염장치 개발적용으로 방사선피폭량 저감

고영우, 김영식, 정용태
한국수력원자력(주) 고리원자력제1발전소

요 약

폐수지건조설비(SRDS : Spent Resin Drying System)는 원자력발전소의 고체방사성폐기물 드럼 발생량을 저감시키기 위해 도입된 감용설비(VRS : Volume Reduction System)로써, 원자력 발전소 일차계통 내에서 생성되는 폐수지를 고건전성용기(HIC : High Integrity Container)에 건조처리하는 설비이다. 본 논문에서는 폐수지 건조설비 Fill Head 자동화 제염장치에 대한 공정개발 및 운전현황, 방사선방호, 방사성폐기물처리 등의 ALARA 경험사례를 소개하여 국내 발전소에서 발생하는 유사작업에 적용함으로써 작업자의 피폭선량 저감 및 방사성폐기물발생량 저감에 기여 하고자 한다.

Effect of Radiation Sensitivity in Human Lung Cancer Cells in vitro by 7β-Hydroxycholesterol

Kyoung Ah Kang[1], Kyoung Hwa Lee[1], Dae Yong Kim[2], Moon Taek Park[2], Su Jae Lee[2], Yun Sil Lee[2], and Jin Won Hyun[1]*

[1]Department of Biochemistry and Applied Radiological Science Research Institute, College of Medicine, Cheju National University, 66 Jejudaehakno, Jeju-si, Jeju-do 690-756, Korea;
[2]Laboratory of Radiation Effect, Korea Cancer Center Hospital, Gongneung-dong, Nowon-Ku, Seoul 139-706, Korea

Abstract

7β-hydroxycholesterol can sensitize human lung cancer cells (NCI-H460) to ionizing radiation *in vitro*. 7β-hydroxycholesterol in combination with r-irradiation has a enhanced effect in decreasing clonogenic survival. Pretreatment of the cells with 7β-hydroxycholesterol also enhanced radiation-induced apoptosis. Apoptosis of the cells by combined treatment of 7β-hydroxycholesterol and r-irradiation was associated with the activation of caspase 9 and caspase 3. The combined treatment also resulted in an increased G1 cell cycle distribution. These results indicate that 7β-hydroxycholesterol can enhance radiosensitivity of human lung carcinoma cells *in vitro*, suggesting a clinical applicability of combination treatment of 7β-hydroxycholesterol and r-irradiation in cancer therapy.

원자력 사고시 누출된 방사성물질의 도시환경에서 거동해석 - Ru-106과 I-131을 중심으로

황원태·김은한·정효준·서경석·이선미·한문희·이창우
한국원자력연구소

요 약

원자력시설의 사고로 대기로 누출된 방사성 핵종의 도시환경에서 오염 거동을 모사할 수 있는 모델 METRO-K를 개발하였다. 체르노빌 사고 당시 유럽지역에서 측정된 공기중 Cs-137 농도와 강우량 자료를 사용하여 모델로의 적용결과 및 고찰은 이전 연구에서 수행한 바 있다. 본 연구에서는 METRO-K를 확장/개선하여 Ru-106, I-131에 대한 적용결과를 기술하였다.

Assessment of Risks from Indoor Radon in Korea

Kil-Hoon Ahn, Jong-Man Lee*, Tae Soon Park*, Moon-Hee Han**
University of Science & Technology,
**Korea Research Institute of Standards and Science,*
***Korea Atomic Energy Research Institute*

Abstract

This risk assessment was based on the recent study of BEIR VI with some technical support by EPA using the Korean mortality rates in 2000 and the average residential radon level of 53.4 $Bq{\cdot}m^{-3}$. From the assessment it was found that the 18.8 % of lung cancer deaths in 2000 were radon-related and radon exposure accounted for about 1 of 7 in lung cancer deaths of ever smokers and about 1 of 3 in lung cancer deaths of never smokers. The estimates of risk per unit exposure were 6.68×10^{-4} WLM^{-1} for general population, 7.86×10^{-4} WLM^{-1} for ever smokers and 4.82×10^{-4} WLM^{-1} for never smokers. The estimated risk from lifetime exposure at the 4 $pCi{\cdot}L^{-1}$ of Korea reference level was 2.04 %. Although estimated absolute risks were much higher for ever smokers than never smokers, the estimated relative risks were higher for never smokers.

Key words: radon, radon progeny, lung cancer, radon risk

규제순응도 및 안전관리 조사결과

안상면·윤길현·전근무·이기복·엄철홍·김홍석·정용문[1]
한국원자력안전기술원, [1]한국갤럽조사연구소

요 약

행정규제 품질제고와 합리적인 방사선안전관리 방안 수립 등을 위해 방사성동위원소 및 방사선발생장치 등 허가관련 규제에 대한 인지도 및 인정도, 규제의 준수도 등 전반적인 규제순응도와 안전관리를 조사하였다. 허가관련 규제순응도를 조사한 결과, 규제인정, 규제인지, 및 규제준수 전 분야에서 매우 양호한 수준을 유지하고 있는 것으로 보이며 방사선 안전관리 분야에 대한 조사결과, 현행 제도운영에 큰 문제가 없는 것으로 나타났지만 제출서류 간소화, 경영자 관심 및 지원확대 등을 통해 현재보다 더 나은 안전관리제도 운영이 가능할 것으로 나타났다.

조사재시험시설 (극)저준위 액체폐기물 처리에 대한 고찰

송웅섭*,정양홍 , 김희문, 안상복 , 주용선
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

조사재시험시설의 지하에 설치된 액체폐기물관리 계통중 2대의 Sump(1.0m(L)x1.0m (W)x1.2m (D))에 모아지는 극저준위 방사성 액체폐기물과 1층 기타구역에서 모아지는 저준위 액체폐기물계통의 관리 및 안전이송에 대한 방사선방어에 대하여 기술하였다.
극저준위 액체폐기물을 수집, 이송하기 전에 점검할 사항은 다음과 같다.

- ❖ 액체폐기물 대형저장탱크
  - * RIPF bldg.의 C-7 tank의 액체폐기물 접수가능 여부 확인
- ❖ Pump(EF-E-7800-N-P001, P002)primming 상태 확인
  - * 용량 : 10.0m3/hr * 헤드: 20m, 19m * 온도: 5/40℃(min/max)
- ❖ 이송라인의 확인(1-1/2 "-L002-HXD)
- ❖ 밸 브
  - * 자동이송 및 수동이송시 sump 펌프 작동전 밸브 002(004)및 RIPF bldg. 의 수집탱크 밸브 open 상태 확인
- ❖ 액체폐기물 시료채취 및 분석
  - * Sump내에 있는 액체폐기물을 RIEF bldg.의 저장탱크로 이송하기 전에 시료를 약 1ℓ채취하여 화학분석부에 분석을 의뢰하여 그 농도를 기록하고 보관한다.

1. 액체폐기물의 수집

1.1 극저준위 액체폐기물의 수집

시설의 지하층 방사선 관리구역에 설치된 극저준위 액체폐기물 수집 및 이송계통은 각각 1 ㎥용량의 sump no. 1과 sump no. 2로서 sump no. 1의 tank에는 지하의 electrical room, shower room, MUP area, pool water purification area 그리고 AHU로 부터 floor drain 라인을 타고 모아지며, sump no. 2의 tank에는 DUP area, filter storage area, incell cooling water sys., HVAC sys.으로 부터 floor drain 라인을 타고 모아진다. 양 탱크에 각각 모아진 액체폐기물은 sump pump에 의해 1-1/2" 라인으로 RIPF bldg.의 C-7 tank로 보내지게 된다.

1층의 암실, 실험실, 핫셀작업구역, 써비스구역,에서 모아지는 극저준위 액체폐기물은 바닥의 floor drain 라인을 따라 지하층상부에서 한라인으로 묶여 3인치 파이프라인을 타고 중력으로 RIPF bldg.의 A-4 저장탱크로 흘러간다. 이때 RIPF bldg.에서 밸프를 열어야 한다.

1.2 저준위 액체폐기물의 수집

시설에서 발생되는 저준위 액체폐기물은 조사재수송용기의 반출입시 세척에 이용되는 제염실에서 발생되는 탈염수로 별도의 3인치 파이프라인을 타고 중력으로 RIPF bldg.의 A-3 저장탱크로 흘러간다. 이때 RIPF bldg.에서 밸프를 열어야 한다.

2. Sump 폐액 이송운전

2.1 자동이송

현장조작반의 자동 및 수동절환 스윗치를 "auto" 모드로 전환한다. No.1 탱크 (No.2 탱크)의 수위가 고수위에 이르도록 폐액이 차서 현장조작반 (LP-003A 및 LP-003B)의 고수위 램프(LH-001)가 켜지면 자동이송 된다. 이때 이송상태로 넘어감을 확인한다. 현장조작반의 자동 및 수동절환 스윗치를 "auto" 모드로 전환시는 반드시 밸브 002(004)및 RIPF bldg.의 수집탱크밸브가 open 상태임을 확인한후 조작한다.
폐기물 이송 운전중, 각 기기의 상태 및 열린 밸브는 다음과 같다.

펌 프	스 위 치	판 넬	상 태
P001	HS-001	LP-003A	ON
·P002	HS-002	LP-003B	ON

이때 펌프는 탱크의 수위가 저수위(Low 200mm)에 이르면 저수위 정지신호 (LS-001/LS-002) 에 의해 자동으로 정지한다.

2.2 수동이송

현장조작반의 자동 및 수동절환 스윗치를 "manual" 모드로 전환한다.
현장조작반 LP-003A 및 LP-003B의 HS001, HS002 push botton을 조작하므로 기동되나 RIPF bldg. 내의 수집탱크 수위가 고수위일 경우에는 접점신호 TB 5.6 릴레이에 출력이 있으므로 기동되지 않는다. 수동 이송시에도 반드시 밸브 002(004)및 RIPF bldg.의 수집탱크밸브 open 상태를 확인한후 조작한다.

3. 운전조건 및 점검사항

극저준위 액체폐기물계통의 관리를 위하여 점검할 사항은 다음과 같다.

3.1 Control panel 점검

- Main power전원확인
- Lamp 작동확인
- 스위치 작동확인
- 레벨게이지 작동상태 확인

3.2 Pump 점검(극저준위 액체폐기물 이송펌프, EF-E-7800-N-P001, P002)

- 이상소음 : 83.5 db
- 베어링 온도 : 30℃
- 진동 : 18 μ : 진동측정은 pump측 수직, 수평, 직각방향에 대하여 측정한다.
- 누수상태
- 조임 Bolt 및 결합부 상의 점검

3.3 준비사항

- 회전계(tacho meter)
- 온도계
- 진동계
- 소음측정기

3.4 유틸리티 정상가동

- 공기조화설비 운전담당자는 시설내의 공기조화설비를 가동하여야 한다.

3.5 방사선안전관리

- 방사성 액체폐기물의 이송시 오염상태를 확인하고 그 수치를 기록 관리한다.
- 오염상태에 따른 작업시간의 결정

4. 작업시 주의사항

4.1 작업 수행자는 절차서를 충분히 숙지한 후 작업을 수행하여야 한다.

4.2 작업시 방사성물질의 오염 및 확산에 대비하여 보호안전장구를 취한후 작업에 임한다.

5. 결론

조사재시험시설에서 발생된 극저준위 방사성액체폐기물의 화학분석결과는 표1과 같으며 각종 핵종의 방사성농도는 규정치 이하이다.

6. 참고문헌 및 도면

1. EF-E-7800-R-H001 Design Requirement for Radwaste Management Sys.
2. EF-E-7800-D-H001 Design Description for Radwaste Management Sys.
3. EF-E-7820-NC-H101 P&ID Very Low & Low Level Liquid Radwaste Sys.
4. EF-E-7800-DM-H101 Design Manual for Radwaste Management Sys. .
5. 하나로 안전성 분석 보고서, 조사재시험시설 부분(SAR)

◆접수번호 : 04-AK-075

시 료 명	방 사 능		계 측 일
	핵 종	Bq/mL	
SUMP I -040727	Co-60	< 2.93E-03	2004-07-30
	Cs-134	< 4.70E-03	
	Cs-137	< 2.18E-03	
	Gross α	< 4.00E-02	2004-08-04
	Gross β	< 6.00E-02	
SUMP II -040727	Co-60	< 3.39E-02	2004-08-02
	Cs-134	< 4.47E-02	
	Cs-137	< 4.05E-02	
	Gross α	< 4.00E-02	2004-08-04
	Gross β	< 6.00E-02	

표1 극저준위 방사성액체폐기물 화학분석결과

조사재시험시설 중준위 액체폐기물 처리에 대한 고찰

송웅섭*,정양홍 ,김희문 ,안상복, 주용선
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

조사재시설 지하층의 방사선 관리구역에 설치된 중준위 액체폐기물 이송계통은 collection tank room과 tranfer pump room으로 나누어지며, collection tank room에는 각각 2 m^3 용량의 2대의 tank가 있으며, tranfer pump room에는 2대의 펌프 및 local control panel이 있고 sampling box는 외부에 설치되어 있다. 각 핫셀에서 발생되는 폐기물은 collection tank room의 tank No. 1에 모아지며 폐액이 가득차서 over flow되면 No. 2 tank로 흘러들어 가게 된다. No. 2 tank에도 충만이 되면 pumping을 하게 되는데 이때 샘플링을 채취하여 최대허용수중농도 이하가 되면 air lock B에 탱크카를 접안시켜 호스를 V017에 연결한 다음 펌핑하여 차에 싣어 방사성폐기물처리시설로 보내는 계통의 관리 및 안전이송에 대한 방사선방어에 대하여 기술하였다.
중준위 액체폐기물의 수집, 이송장치는 다음과 같다.

- 중준위 액체폐기물 수집탱크
  - Tank no.1 및 Tank no.2의 수집용량 레벨확인 LS003 및 LS004(low 및 high 레벨게이지)
- Pump primming 상태 확인
- 이송라인의 확인(2" -L011-HXD)
- 밸브류 및 fitting류의 확인

1. 중준위 액체폐기물 수집 및 수위의 확인

폐액은 핫셀 뒤쪽에 설치된 갈대기에서 중력으로 2" -L022-HXD 라인을 따라 지하의 탱크로 모아진다. 이때 No.1 탱크로 받을 것인가 No.2 탱크로 받을 것인가를 결정하여 V005,006을 조작한다. 먼저 V005을 열어 No.1 탱크로 폐액을 받는다. No.1 탱크에 폐액이 가득차면 No.2 탱크로 over flow되며 No.2 탱크가 고수위에 이르도록 폐액이 차면 이송펌프룸의 high level alarm(LA0018)경고등이 들어오며, 이때 레벨게이지 LS003(No.1 탱크), LS004(No.2 탱크) 를 확인한다.

2. 운전 절차

2.1 폐액의 희석

- No.1 탱크에 폐액이 어느정도 차면 샘플링을 하여 방사능준위을 확인한후 탈염수로 희석을 할것인가를 결정하여야 한다.
- 희석은 by-pass 밸브(v018 019) 및 탈염수밸브(v025,v026)를 열고 펌프를 일정주기 가동한 후 방사능준위을 재확인하는 작업으로 최대허용수중농도 이하가 되면 희석을 멈춘다.

2.2 Pump의 가동 (P003, 004)

Transfer pump room에 2대의 펌프가 설치되어 있으며, P004펌프는 예비용이다.

- Loval control panel에서 p003펌프를 가동하기 전에
- v007, v008, v009, v011, v015, v016, v017밸브의 open
- v012, v014, v018, 019, v023 밸브의 close
- Local control panel에서 p003펌프의 가동 스윗치 on

이때 air lock B에 탱크카를 접안시켜 호스를 V017에 연결한 다음 펌핑하여 차에 싣어 방사성폐기물처리시설로 보내게 된다.

3. 운전조건, 점검 및 준비사항

3.1 Local control panel에서 점점할 사항은 다음과 같다.

- Panel의 메인 스윗치 on. 점등상태 확인
- 고수위 램프 작동상태 확인
- 저수위 램프 작동상태 확인
- 램프 및 스윗치 작동상태 확인

3.2 배관 및 밸브류

- 이송라인의 확인(2" -L011-HXD)
- 배관부 및 fitting류의 누수상태를 차례로 점검한다
- 탱크에서 펌프까지 펌프에서 AIR LOCK B의 v017까지 점검
- By-pass 라인 및 sampling 라인
- Demi. water 희석라인
- 밸브류의 누수상태 확인

3.3 Pump primming 상태 확인

1) Pump 점검(극저준위 액체폐기물 이송펌프, EF-E-7800-N-P001, P002)

- 이상소음 : 83.5 db
- 베어링 온도 : 30℃
- 진동 : 18 μ ⇨ 진동측정은 pump측 수직, 수평, 직각방향에 대하여 측정한다.
- 누수상태
- 조임 Bolt 및 결합부 상의 점검

2) 준비사항

- 회전계(tacho meter)
- 온도계
- 진동계
- 소음측정기

4. 작업시 주의사항

4.1 작업 수행자는 본 절차서를 충분히 숙지한 후 작업을 수행하여야 한다.

4.2 작동전 안전에 대비해 상호간에 신호를 보내고 주위를 살핀후 운전한다.

4.3 작업시 방사성물질에 의한 오염 및 확산에 대비하여 보호 및 안전장구를 취한후 작업에 임한다.

5. 참조문서 및 도면

1. EF-E-7800-DR-HOO1Design Requirement for Radwaste Management Sys.
2. EF-E-7800-DD-HOO1Design Description for Radwaste Management Sys.
3. EF-E-7820-NB-HOO1Flow Diagram of Medium Level Liquid Radwaste Sys.
4. EF-E-7800-DM-H1O1Design Manual for Radwaste Management Sys.
5. 하나로 안전성 분석 보고서, 조사재시험시설 부분(SAR).등

Liquid Holding Recovery Kinetics in Yeast Cells with Regard to Radiation Quality

Jin Kyu Kim[1], Byoung Hun Lee[1], Vladislav G. Petin[2]
[1]*Korea Atomic Energy Research Institute, Daejeon, 305-353 Korea*
[2]*Medical Radiological Research Center, Obninsk, 249036 Russia;*

1. Introduction

It is widely accepted that the RBE of ionizing radiation with a high linear energy transfer (LET) is dependent both on the increased probability of primary damage production (physical events) and the reduced ability of a cell for post-irradiation recovery (biological events). A relatively unexpected role of the specific repair pathways in the RBE of high-LET radiation was demonstrated for bacterial [1], yeast [2] and mammalian cells [3]. It seems to exist a common agreement that high-LET radiations produce more portion of damage that are considered to be irreversible [4] compared with low-LET radiation such as photons.

Cellular recovery and repair of radiation-induced DNA double-strand breaks (DSB) could be also dependent upon radiation quality. Studies concerning the rate of the recovery and repair from radiation damage produced with low- and high-LET radiations in cells of various origins on the survival and macromolecular level have also revealed that in general at a high ionization density, these processes may be reduced or even absent [2,5]. When irradiated yeast cells are held in a liquid non-nutrient media at 30℃ before plating on to a growth medium, their survival increases. This phenomena is known as liquid holding recovery(LHR). A quantitative approach describing the LHR kinetics of the yeast cells was described [6] which enables the estimation of the probability of the recovery per unit time and the fraction of the irreversible damage.

The main goals of this study were (i) to answer the question whether or not high-LET radiation affects the recovery process itself or if it only produces a higher level of severe irreversible damage that cannot be repaired at all; (ii) to elucidate the role of irreversible damage and the probability of recovery in some *rad* mutants of the yeast *Saccharomyces cerevisiae.* In this study, the liquid-holding recovery will serve as an indicator of the cellular repair activity.

2. Material and Methods

2.1. Strains

The diploid yeast cells of *Saccharomyces ellipsoideus*, strain Megri 139-B (*RAD/RAD*), were used in this study. This strain was found to demonstrate the phenomenon of the LHR [7]. It was initially obtained by us from Dr. V.I. Korogodin (Russia). The following diploid strains of the yeast *Saccharomyces cerevisiae* were used for these experiments:

211 (*RAD/RAD*), XS800 (*RAD/RAD*), XS1924 (*rad18/rad18*), XS1889 (*rad53/rad53*), XS1935 (*rad55/rad55*), XS1943 (*rad56/rad56*), XS1988 (*rad57/rad57*). Strain 211 was initially obtained from Dr. W. Laskowski (Germany), a parent strain of wild-type (XS800) and its radiosensitive mutants have been obtained from Dr. S. Nakai (Japan). All radiosensitive mutants used here were heterozygous in mating type [8]; other genetic markers have also been published [8].

2.2. Irradiation with low- and high-LET radiations

Aliquots from the same cell suspension were irradiated with ^{60}Co γ-rays (10^6 cells/ml, 10 Gy/min, LET ~0.2 keV/μm) and with ^{239}Pu α-particles (17 Gy/min). The LET of a particle reaching the cell monolayer was estimated to be 134 keV/m. Exactly at this LET value the maximum RBE-LET relationship was observed for most eukaryotic and some prokaryotic unicellular organisms.

2.3. Survival Assay

After the treatment, the samples were diluted to the appropriate cell concentration and a known number of cells was plated in such a manner that 100-300 colonies would be formed by the surviving cells after 5-7 days of incubation at 30℃. Data points in all figures are the means from at least three independent experiments. Error bars in all figures indicate the standard errors of the mean.

3. Kinetics of Liquid Holding Recovery

Immediately after irradiation, a part of each sample was plated onto nutrient agar plates (immediate plating) for the assay of the colony-forming ability. To observe the recovery kinetics, another part of the irradiated or control cell suspension was placed in suitable conditions for the LHR and their colony forming ability was determined as a function of the incubation time in recovery conditions, i.e. delayed plating. LHR was carried out in a water suspension at 30℃ without constant agitation (the cell concentration was 10^6 cells/ml). The dose-response curves and recovery kinetics were independent of whether or not the cell suspension was prepared with a 0.07 M phosphate buffer or with distilled water. Survival response on immediate and delayed plating was determined on the basis of the colony counts obtained after of 5-7 days of incubation at 30℃ and the counts checked again after a further period to ensure that the final score had been reached.

During the LHR process a number of the primary radiation damage is eliminated, resulting in an increased cell survival. This can be considered as a reduction of the initial dose $D1$ to a certain effective dose $Deff(t)$ which is proportional to the mean number of theresidual damages, both reparable and irreversible, after a recovery for t hours. It has been demonstrated for yeast cells [6] that the decrease in the effective dose $Deff(t)$ with the recovery time t could be fitted by an equation of the form

$$Deff(t) = D_1[K + (1 - K)\, e^{-\beta t}], \quad (1)$$

where K is the irreversible component of radiation damage, i.e. the fraction of radiation damage resistant to recovery, and β is the recovery constant that

characterizes the probability of the recovery per unit time. In other words, the recovery constant is approximately equal to the fraction of the reversible radiation damage recovering per unit time. This equation was used previously to fit the recovery kinetics of various biological organisms after low-LET ionizing radiation applied alone [6] or combined with high temperatures [9] but it was not widely tested for high-LET radiation.

The ratio $K(t) = Deff(t) / D_1$ reflects the relative part of the primary radiation damage that has not been repaired during t hours of recovery. If t is sufficiently large (for yeast cells it is about 2-3 days), the recovery curves reach a plateau when the ability of the cells to recover is saturated or exhausted. For this case, we can write

$$K = K(plateau) = Deff(plateau) / D_1. \quad (2)$$

In this expression, $Deff(plateau)$ is the effective dose corresponding to the plateau of the recovery curve, which is proportional to the mean number of the irreversible damage. It can be easily shown that

$$e^{-\beta t} = [Deff(t) - Deff(plateau)] / [D_1 - Deff(plateau)]. \quad (3)$$

By inserting $A(t) = [Deff(t) - Deff(plateau)] / [D_1 - Deff(plateau)]$, we have

$$\beta = -[lnA(t)] / t. \quad (4)$$

In biological terms, $A(t)$ reflects the relative part of the reparable damage that has not been repaired after t hours of recovery. Thus, knowing the survival and recovery curves after cell exposure to low- and high-LET radiation, one can calculate the corresponding values of $Deff(t)$, $Deff(plateau)$, $K(t)$, K, and β.

4. Experimental Results and Discussions

The diploid yeast cells *Saccharomyces ellipsoideus (vini)*, strain Megry 139-B were exposed to graded doses of γ-rays or α-particles. The survival curve obtained after irradiation shows a smaller shoulder (extrapolation number) and a steeper exponentially decreasing part. The RBE of the α-particles, defined as the ratio of the mean lethal doses after low- and high-LET radiations (RBE = $Do\gamma / Do\alpha$), was found to be of 3.7. The mean lethal dose corresponds to the dose required to reduce the survival to 37% in the exponential region of the survival curves. The recovery kinetics after low- and high-LET radiation are compared at approximately equal levels of survival (i.e. at equal amounts of lethal lesions). When irradiated cells were held before plating in conditions favouring LHR, their survival was greatly enhanced in comparison to that obtained after immediate plating for both the low- and high-LET radiations, the number of viable cells being increased as a function of time, reaching a plateau after about 2-3 days. Differences in repair kinetics are also evident, with slower recovery for -particle irradiation. Thus, the data presented suggest that recovery decreases with increasing LET of the radiation. The decrease becomes apparent in both the rate and the volume of recovery.

Using the above results, we estimated the decrement of the relative fraction of

radiation damage resistant to recovery, $K(t)$, as a function of the recovery time for a low- and high-LET radiation. These data demonstrate that the values of $K(t)$ decreased steadily, reaching a plateau after 2-3 days of recovery for both sparsely and densely ionizing radiation. It also appears from these data that the least quantities of $K(t)$, i.e. the values of the irreversible component of radiation damage, $K(plateau)$, increased with the ionizing density.

The experimental data presented make it possible to calculate the relative part of the reparable damage $A(t)$, defined by Eqn. 4. It is evident that this function decreases exponentially with the recovery time and does not depend on the quality of the radiation. Using Eqn. 4, we obtained that the recovery constant $\beta = 0.1\ h^{-1}$ for both the low- and high-LET radiation. It means that about 10% of the residual reparable damage is recovered every hour independently of the radiation quality.

Similar experimental data have been obtained for all the other yeast strains tested in this study. For all of them, it was shown that both the extent and rate of recovery decreased with increase in LET of radiation. The final results are presented in Table 1. It shows the mean lethal doses Do after γ- and α-irradiation, the RBE values, and both parameters of postirradiation recovery the irreversible component and the probability of the recovery per unit time after γ- and α-irradiation. It can be seen that all *rad* mutant cells have lower RBE values in comparison with that for wild-type parent strain (XS800). It can also be seen that the irreversible component was markedly enhanced for the densely ionizing radiation in comparison to the low-LET radiation while the probability of the recovery was identical for both the low- and high-LET radiation for all the strains investigated. Moreover, the probability of recovery was identical for the parent strain (XS800) and the radiosensitive mutants tested.

Table 1. Radiobiological parameters of the diploid yeast cells of different species and strains exposed to γ-rays and α-particles

Strain	Genotype	Do(γ), Gy	Do(α), Gy	RBE	K(γ)	K(α)	β(γ), h^{-1}	β(α), h^{-1}
Megry 139-B	RAD/RAD	150±12	41±5	3.7±0.3	0.22±0.02	0.40±0.03	0.1±0.02	0.1±0.02
211	RAD/RAD	270±25	60±6	4.5±0.5	0.45±0.05	0.54±0.03	0.06±0.009	0.06±0.009
XS800	RAD/RAD	265±28	52±7	5.1±0.6	0.32±0.03	0.50±0.04	0.05±0.007	0.05±0.007
XS1924	*rad18*/*rad18*	120±14	46±6	3.3±0.2	0.30±0.02	0.52±0.05	0.05±0.007	0.05±0.007
XS1889	*rad53*/*rad53*	130±15	30±4	4.3±0.3	0.50±0.04	0.68±0.06	0.05±0.007	0.05±0.007
XS1935	*rad55*/*rad55*	130±16	34±3	3.9±0.3	0.37±0.04	0.54±0.04	0.05±0.007	0.05±0.007
XS1943	*rad56*/*rad56*	200±21	45±5	4.4±0.3	0.43±0.04	0.45±0.05	0.05±0.007	0.05±0.007
XS1988	*rad57*/*rad57*	186±15	43±5	4.3±0.4	0.36±0.04	0.44±0.04	0.05±0.007	0.05±0.007

Differences in recovery kinetics were demonstrated for all strains studied, with slower recovering for increasing LET. Several possible explanations for the slower recovery observed when the LET is increased have been widely discussed. (1) Theprimary radiation damage are more severe and complex and therefore requires a long time to be repaired [10]. This is an interesting hypothesis, likely to be true. (2) The number of small and intermediate-size DNA fragments is larger, and a longer time is needed for repair and recovery [11].(3) Impairment of recovery process at high LET could also be considered although it was not really proven. (4) It is more likely that the repair systems involved are overwhelmed by the presence of more complex DNA damage (in the case of high-LET radiation) as already suggested. (5) A slower recovery may reflect a smaller number of reversible damage produced by high-LET radiations, with the probability of recovery independent of radiation quality.

In summary, for diploid yeast cells of various sensitivity it was shown that the irreversible component was enhanced for the densely ionizing radiation in comparison to the low-LET radiation while the probability of the recovery was identical for both the low- and high-LET radiation for all the strains investigated. The latter fact means that the slowing down of yeast cells to undergo LHR after high-LET radiation is associated with a great number of irreversible unrepairable damage rather than with the impairment of recovery process itself. A parent diploid strain and its radiosensitive mutants showed the same probability for recovery from radiation damage. It can be concluded on this basis that the recovery process itself is not damaged after densely ionizing radiation and the enhanced RBE of the high-LET radiation and high radiosensitivity of mutant cells may also be related to the increased yield of the irreversible damage

Acknowledgements

This work has been carried out under the Nuclear R&D Program and the Brain Pool Program by the Ministry of Science and Technology (MOST) of Korea.

References

1. R.H. Haynes, "The interpretation of microbial inactivation and recovery phenomena, *Radiat". Res.*, suppl. 6, 1-20 (1966)
2. V.G. Petin and N.M. Kabakova, "RBE of densely ionizing radiation for wild-type and radiosensitive mutants of yeast", *Mutat. Res.* 82, 285-294 (1981)
3. J.D. Shadley, J.L. Whitlock, R.W. Atcher, J. Tang and J.L Schwartz, "The effect of radon daughter -particle irradiation in K1 and xrs-5 CHO cell lines", *Mutat. Res.* 248, 73-83 (1991)
4. B. Stenerlw, E. Hglund, J. Carlsson and E. Blomquist, "Rejoining of DNA fragments produced by radiations of different linear energy transfer", *Int. J. Radiat. Biol.* 76, 549-557 (2000)
5. J. Kiefer, R. Egenolf and S. Ikpeme, "Heavy ion-induced DNA double-strand breaks in yeast", *Radiat. Res.* 157, 141-148 (2002)

6. V.I. Korogodin, "The study of post-irradiation recovery of yeast: the 'premolecular period", *Mutat. Res.* 289, 17-26 (1993)
7. V.I. Korogodin, "Some regularities of the post-irradiation changes in resting yeast cells", *Biofizika* 3, 703-710 (1958)
8. A.N. Luchnik, V.M. Glaser and S.V. Shestakov, "Repair of DNA double-strand breaks requires two homologous DNA duplexes", *Mol. Biol. Repts.* 3, 437-442 (1977)
9. V.G. Petin and J.K. Kim, "Survival and recovery of yeast cells after combined treatment with ionizing radiation and heat", *Radiat. Res.* 161, 132-139 (2004)
10. D.T. Goodhead, "Initial events in the cellular effects of ionizingradiations: clustered damage in DNA", *Int. J. Radiat. Biol.* 65, 7-17 (1994)
11. E. Hglund and B. Stenerlw, "Induction and rejoining of DNA double-strand breaks in normal human skin fibroblasts after exposure to radiation of different linear energy transfer: Possible roles of track structure and chromatin organization", *Radiat. Res.* 155, 818-825 (2001)

Comparison of the Effects of Caffeine, Ascorbic Acids, and Melatonin on Radiation-induced DNA Damage in B16 Cells

Ji Hyang Kim[1,2], Yong Dal Yoon[2], Jin Kyu Kim[1]
[1]Korea Atomic Energy Research Institute, Daejeon 305-353, Korea
[2]Hanyang University, Seoul 133-791, Korea

ABSTRACTS

The aim of the present study was to investigate the *in vitro* DNA comparatively protective effects of caffeine, ascorbic acids, and melatonin. B16 melnoma cells were treated with two dosages (2 and 10 mM) of caffeine, ascorbic acids, and melatonin before irradiation. Immediately after irradiation, MTT viability assay and alkaline single cell gel electrophoresis (SCGE) assay were done. The caffeine-treated group showed 87% and 77% of viability, in 10 mM and 2 mM, respectively compared with that of the control group. The ascorbic acids-treated group exhibited 80% in both dosages. In the case of the melatonin-treated group, treatment with 10 mM of melatonin decreased the viability to 58%, while 2 mM melatonin resulted in a similar viability to that of the control. In the SCGE assay, treatments of the caffeine, ascorbic acid, and melatonin significantly suppressed damage of DNA in B16 cells. Especially, treatment with 10 mM of ascorbic acids exhibited the lowest damage between the experimental groups. In conclusion, pretreatments of caffeine, ascorbic acids and melatonin

Potential as a Radioprotector of Extracts from Compositae plants in B16 cell

Hyun Jung Woo[1], Hi Sup Song[1], Deok Cho Yang[2], Hee Jung Kim[3], Jin Kyu Kim[1]
[1]Korea Atomic Energy Research Institute, Daejeon 305-353, Korea
[2]Chungbuk National University, Cheongju 361-763, Korea
[3]KyungWon Synergy Co. Ltd., Daejeon 305-353, Korea

Abstract

The purpose of this study, aimed at investigating the possible radioprotective effect of Compositae plants (*Ixeris dentata, Aster scaber, Youngia sonchifolia, Chrysanthemum coronarium, Cichorium intybus*) on irradiation-induced damage by the comet assay. According to the recent research, Compositae plants proved to have a hypocholesterolaemic effect, antimutagenicity, anticancer and an antioxidant as well. The cell viability assay was done on the cells treated extracts of Compositae plants. On the whole, the cell viability of the groups treated extract were liked that of control group. However, the cell viability of ascorbic acid, well-known antioxidant and *A. scaber* showed in a lower viability than the irradiation control. In the *in vitro* comet assays for the genotoxicity in the B16 melanoma cells, the control group showed that more DNA breakage occurred in the irradiation group than in the extract-treated groups. Especially, groups of *I. dentata, Y. sonchifolia* and *C. intybus* exhibited the lowest damage between the experimental groups. These experimental results have revealed that the extracts of Compositae plants have a excellent ability to reduce radicals and thus can act as radioprotectors.

의료용 ^{99m}Tc Generator에 대한 위해도 분석 및 평가

서울아산병원 핵의학과[1]·포항 가속기 연구소[2]·한국 원자력 안전기술원[3]
정윤영[1]·정우영[1]·장정찬[1]·이희석[2]·조건우[3]

요 약

미국 내의 핵의학과에서 ^{99m}Tc을 생산하기 위해 사용하고 있는 generator에 대한 위해도와 국내에서 사용되고 있는 generator에 대한 위해도를 비교 분석하였다. 자체적인 저장실(방사의약실)을 구비하고 generator를 사용하는 국내 의료기관은 약 100여 기관(전체 의료기관 중 80~90%)일 것으로 예측된다. 미국 보다 국내의 generator와 관련된 위해가 약간 높으며 이는 미국보다 국내에서 더 많은 핵의학 검사를 시행하고 있기 때문일 것으로 판단된다. 그러나 작업자와 일반인에 대한 사고와 정상적인 상황 모두에서 연간 총 위해는 허용선량을 감안하면 매우 작다. 의료기관에서 사용하고 있는 generator와 관련한 절차와 방법은 대부분이 표준화되어 있고 국내에서 사용되는 generator는 대부분이 수입에 의존하고 있기 때문에 미국과 국내의 위해도 자료는 유사하다. 이와 같은 위해도 자료는 연구 방법상의 문제, 설문조사의 한계, 단기간의 자료, 의료기관의 지역과 규모에 따른 설비나 장비간의 편차가 발생하므로 가변성이 있을 수 있다.

부지환경종합관리시스템 개발용 안전성평가시스템 개발

고도영, *박세문, 박진백, 박주완, 김창락
한국수력원자력(주) 원자력환경기술원, 대전시 유성구 덕진동 150, 305-353
*smpark365@khnp.co.kr
조용백, 이광열, 안경일
대상정보기술(주), 서울시 성동구 성수1가 2동 656-282, 133-823

개 요

원자력시설의 부지정보와 환경정보에 대한 종합적인 관리시스템의 개발 요구에 따라 지난 2년간 부지환경종합관리시스템(SITES: Site Information and Total Environmental database management System)을 개발하여 온 바, 시설물관리 부지특성조사 자료와 환경영향평가 자료 등의 관리를 위한 SITES version 1.0을 개발하였다. SITES는 원자력 관계시설 부지특성 조사 및 환경영향 평가에 필요한 종합적 자료 분석과 처분시설의 제도적 관리 및 안전성 재평가에 활용할 수 있는 통합적인 시스템이다.

SITES 모듈은 부지정보와 환경정보관리를 위한 SITES Database Module (SDM)과 부지환경감시 및 평가 기능을 부여한 Monitoring & Assessment (M&A) Module로 크게 두 부분으로 구성되어 있다. 이 가운데 SDM을 개발 완료하였고, 향후 M&A 모듈을 개발하여 SITES version 2.0을 완료할 예정이다. SITES version 2.0에서 개발될 M&A 모듈은 2개의 부모듈인 안전성평가 시스템 모듈(SAS: Safety Assessment System)과 부지환경감시시스템 모듈(SEMS: Site Environmental Monitoring System)로 구성되며 부모듈들은 다시 여러 개의 항목으로 나뉘어 각 항목에 대한 자료를 관리할 수 있도록 하였다. 본 논문에서는 상기 부모듈 중 SAS 모듈의 개발 내용을 소개하고자 한다. SAS 모듈은 원자력시설의 부지안전성 평가코드를 SITES Database에 연계하여 평가 입출력 자료를 관리하고 활용할 수 있는 시스템이다.

본 론

SAS 모듈은 SDM에서의 데이터베이스 활용을 통한 처분 안전성 평가체계와 처분시설의 안전성 평가 자료 및 결과의 체계적 관리를 위한 시스템 구축을 목표로 한다. 분석단계에서는 안전성 평가 코드 체계의 입출력 데이터 분석과 부지환경 종합관리 데이터베이스 데이터 분석, 외부 및 사용자 정의 활용 데이터 분석을 포함한 Application 관련체계(프로세스) 설계의 분석을 수행하게 된다. 최종적으로 지리정보(GIS) 연계/연동 분석을 수행하며 이는 SAS 모듈을 활용하여 처분시설에서 지하매질을 통한 방사성 핵종의 이동 및 확산정보를 지리정보에 표현할 수 있도록 설계된다.

안전성 평가 시스템 모듈의 개발내용은 다음과 같은 항목으로 나뉠 수 있다.

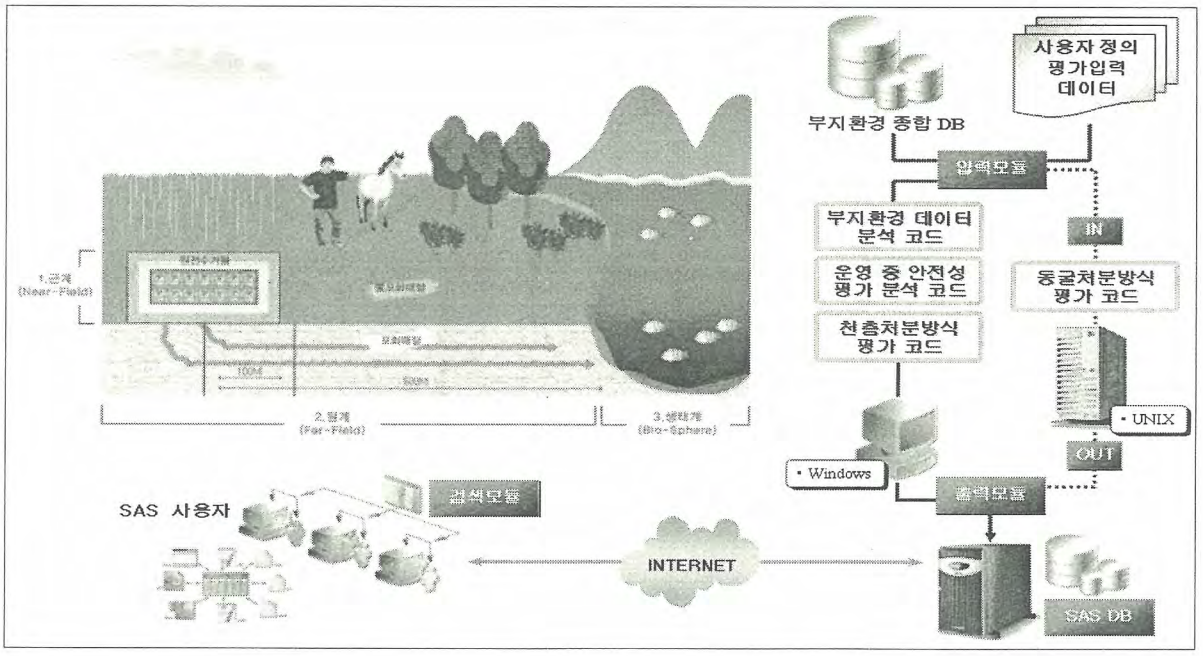
+ 데이터베이스 활용을 위한 종합 관리 체계의 세부 분석 프로그램 개발
+ 처분시설 안전성 평가 자료 및 결과의 체계적 관리
+ 안전성 평가 분야 제어 프로그램 개발.
+ 안전성평가 입력자료 생산용 데이터 분석 프로그램 개발.
+ SITES의 GIS 기능 적용 모듈 개발.

SAS 모듈의 시스템 구성은 그림 1과 같으며 시스템에서 활용 및 연계하게 될 안전성 평가 프로그램은 표 1과 같다.

표 1. SAS 모듈 연계 안전성 평가 코드

구분	프로그램	사용목적	사용환경
부지환경 데이터 분석 프로그램	AquiferTestPro	수압시험 및 수리전도도 평가	Win
	Minitab	수압시험자료 통계처리	Win
	SURFER/GRAPHER	지형/지질도 작성	Win
	MODFLOW	연속체 모델링 지하수위/수압분포 해석	Win
	FRACMAN	단열망 모델 데이터 분석	Win
운영중 안전성 평가 프로그램	MODFLOW	연속체 모델링 지하수위/ 수압분포 해석	Win
	GEN II	대기확산에 의한 피폭평가	Dos
동굴처분방식 대상 프로그램	NAMMU/NAM-DATA	다공성 매질에서의 지하수 유동평가	Unix
	NAPSAC	균열암반 매질에서의 지하수 유동평가	Unix
	MASCOT/MOP	종합 방사선적 영향평가	Unix
	AMBER	생태계의 처분안전성 영향평가	Win
	HINDSITE	인간침입 시나리오 영향평가	Dos
천층처분방식 대상 프로그램	HELP	물수지 평가	Dos
	DUST-MS	선원항 평가	Win
	GWSCREEN,RESRAD	종합 방사선적 영향평가	Dos, Win
	SAGE	천층처분 통합 안전성 평가	Win
	GEN II	인간침입 의한 피폭평가	Dos

그림 1. SAS 모듈 시스템 구성도



결 론

원자력관계시설에서 도출되는 방대한 자료들의 체계적인 관리를 위한 SDM의 개발이 완료되면서 2차적인 연구로 SDM에 저장될 자료들의 활용성을 높이고 부지의 안전성 평가와 감시체계를 구축하기 위한 M&A 모듈의 개발은 SITES 개발의 핵심이라고 말할 수 있다. 그중 SAS 모듈은 데이터베이스 활용을 통한 처분 안전성 평가체계와 처분시설의 안전성 평가 자료 및 결과의 체계적 관리를 위한 시스템으로 개발될 것이다.

현재 SAS 모듈의 개념설계를 완료하고 연관 평가코드들의 분석을 수행하면서 안전성평가 코드체계의 입출력 데이터 분석과 SDM의 데이터를 분석하고, 외부 및 사용자 정의 활용 데이터 분석을 포함한 Application 관련체계(프로세스) 설계의 분석이 수행되고 있다. 또한 원자력시설에서 지하매질을 통한 방사성 핵종의 이동 및 확산정보를 지리정보에 표현할 수 있도록 지리정보(GIS)의 연계 및 연동을 위한 분석도 수행하며, 향후 개발된 결과는 실증시설에 적용하여 검증 연구를 수행할 예정이다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부에서 시행하는 국가지정연구실(National Research Laboratory) 사업의 일환으로 수행되었다.

참고문헌

S. M. Park, C. G. Rhee, J. B. Park, H. J. Lee, and C. L. Kim, "Database Modeling of the Site and Environmental Information for a Radioactive Waste Repository," *Journal of the Korean Nuclear Society*, Vol. 36, No. 3, June 2004.

방사선 관리구역 내 사용 안전화 제염 기술 개발

김용대, 송대원, 장동철
한일원자력(주) 영광 2사업소

요 약

국내에 가동 중인 원자력발전소의 방사선관리구역 내에서 현재까지 사용 되어지던 안전화가 안전사고에 노출될 우려가 있어 종사자 보호를 위해 안전화 사용을 2004년 3월부터 시행하였다.

그러나 안전화 본연의 취지인 미끄럼 방지를 위한 바닥 표면 굴곡 및 재질로 인해 사용 중 오염 이 발생하였을 때 현재 원자력발전소 내에서 사용 중인 작업용품 세탁 및 건조 설비로는 제염이 불가능해 최상의 제염 방법 및 제염장비를 개발, 제염효과를 극대화하여 쾌적한 작업 환경을 조성함으로서 오염 확산을 미연에 방지하고 오염에 의한 안전화 폐기량을 감소시킴으로서 폐기물 저감화에도 기여할 것으로 판단된다.

Dose Calculation Algorithm of LiF:Mg,Cu,Na,Si Thermoluminescence Personal Dosimeter Using Artificial Neural Networks

Haiyong Jung[a], Jang-Lyul Kim[b]
[a] Radioactive Material Regulation Dept. I, Korea Institute of Nuclear Safety (KINS), 19 Guseong-dong, Yuseong-gu, Daejeon 305-338
[b] Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI), P.O. Box 105, Yuseong, Daejeon 305-600

Abstract

Dose calculation algorithm of LiF:Mg,Cu,Na,Si thermoluminescence (TL) dosimter which was developed by Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) through the method of sintering powder was developed through the empirical method based on the response data and the artificial neural network. Extensive response data were taken based on irradiations of this dosimeter to both single and mixed fields of photons and beta. Performance test for developed TL dosimeter was accomplished with these two dose calculation algorithms. This personal TL dosimeter with empirical dose calculation algorithm and artificial neural network algorithm is able to measure a personal dose equivalent H_p(d) in mixed photon and beta radiation fields.

DORT 및 MCNP를 이용한 SMART연구로 가압용기에 대한 중성자 조사량 비교

김하용, 구본승, 김교윤, 이정찬, 지성균
한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

R-θ좌표에 의한 반경방향의 원자로 가압용기에 대한 DORT 차폐해석에 있어서 노심의 기하학적 구조에 영향을 받지 않는 해석체계를 수립하였다. 개발된 해석체계를 이용하여 육각형 핵연료집합체 배열을 갖는 SMART 연구로의 가압용기에 대한 차폐해석을 수행하고 MCNP를 이용한 차폐해석 결과와 비교하였다. 해석결과 개발된 해석체계에 의한 속중성자 조사량의 분포가 MCNP결과 보다 보수적인 값을 나타내었으며 이는 안전 설계 측면에서 유효하다. 또한 이 해석체계를 개발함으로써 그동안 수작업으로 작성하였던 노심내부에 대한 모델에 대한 오차를 줄일 수 있으며 이에 소요되는 시간 및 노력을 줄일 수 있을 것으로 판단된다.

ArcView를 이용한 영광 원전 주변 육상생태계 평가를 위한 GIS 구축

강희석*·최희주·금동권·유동한·임광묵·최용호·이한수
한국원자력연구소

요약

원자력발전소의 가상사고 시나리오를 도입하여 영광 원전 주변 지역에서 가상사고 시에 발생하는 핵종 방출 후 토양 또는 농작물에서 시간 경과에 따라 변화하는 핵종 농도분포를 GIS와 연계하여 표현하고자 하였다. 표현 대상 농작물 및 방출핵종은 쌀과 ^{137}Cs로 정하였다. 영광원전 중심 반경 30km 이내 지역을 총 480개의 16방위 cell로 나누어 준비한 다음, ECOREA-II코드를 통해 계산된 ^{137}Cs의 침적량 자료를 ArcView의 polygon cell에 대한 속성 자료에 각각의 cell id와 일치시켜 join 작업을 수행하였다. 원전에서의 핵종 방출 후 시간이 경과됨에 따라 낮아지는 ^{137}Cs 농도값을 일관성있는 색상 변화로 나타내기 위해 ArcView의 color lamp에 대한 RGB 값을 조절하였다. 이 방법을 통하여 영광주변 반경 30㎞ 지역에서 ^{137}Cs의 침적 후 쌀에서 시간에 따라 변하는 ^{137}Cs 농도분포를 쉽게 구분할 수 있도록 나타낼 수 있었다.

서 론

GIS는 지리적으로 참조 가능한 모든 형태의 정보를 효과적으로 수집, 저장, 갱신, 조정, 분석, 표현할 수 있도록 설계된 컴퓨터의 하드웨어와 소프트웨어 및 지리적 자료 그리고 인적자원의 통합체를 말하며, 지표면에 위치한 장소를 설명하는 자료를 모으고, 이를 이용할 수 있게 하는 컴퓨터 시스템이라고 할 수 있다. GIS는 다양한 지구표면정보의 참조를 위하여 공간적으로 위치를 표현하는 지형정보(geographical information)와 그 형태와 기능을 설명·보완하는 비도형 속성정보(nongraphic attribute information)를 그래픽과 데이터베이스의 관리기능 등과 연계하여 정보를 저장, 추출, 관리, 분석하여 사용자를 지원하는 정보체계 관련기술이다. 또한 지형정보의 특성(속성)정보를 부가하여 지도의 공간적인 관계를 표현하는 종합적인 분석수단이기도 하다. 현재 그 활동분야가 사회 전 분야에 걸쳐 매우 급속히 확산되어 가고 있는 추세이며, 활용 폭이 매우 광범위해지고 있다[1~4].

GIS에서 사용되는 자료는 대상물의 위치의 상호연관성을 나타내는 공간자료(spatial data)와 각각의 공간자료들이 가지는 대상물의 관련자료인 속성자료(attribute data)로 구분할 수 있다. 공간자료로서는 raster 자료인 grid cell, 이미지가 있으며 vector 자료는 점, 선, 면(polygon)이 있다. Raster 형태의 자료는 좌표로 나누어진 grid 혹은 pixel의 속성 값이 matrix 형태로 처리되는 것으로서 데이터의 형식이 matrix의 형태로 구성되어 있으며, 각 grid의 공간적 위치는 행렬내의 행과 열에 의해 자동으로 표시된다. 따라서 자료구조가 간단하고, 지도의 중첩이나 위성자료와의 결합이 용이하며, 단위별로 위상관계가 동일하나, network가 어렵고 그래픽 자료의 양이 방대하다는 단점도 있다. Vector 형태의 자료는 도형을 구성하는 점, 선, 면의 위치와 길이 및 면적을 정확하게 표현하기 위한 방식이다. 이 자료는 뛰어난 위상관계를 구축할 수 있기 때문에 하천, 도로, 지적, 등고선, 경계선 등의 표현에 용이하고, 위치와 속성의 일반화가 가능하며, 정확한 그래픽 표현이 가능하나 자료구조가 복잡하고 지도의 중첩이 어려운 단점도 있다[5~8].

속성자료(attribute data)는 공간자료와 관련된 인문·사회 및 경제적인 통계처리와 지표들이며, 문자로 표시되는 경우가 많으므로 비도형자료(nongraphic data)라고도 한다. GIS의 독특한 기능 중의 하나가 공간자료와 그것의 내용을 담고 있는 속성자료의 연결이라 할 수 있으며, 이 속성 자

료의 구조는 field, record, file단위로 되어 있다. 최근에는 속성으로 원자력발전소의 가상사고 시나리오를 GIS와 연계 표현하는 시도가 상당히 증가하고 있으며, 이에 따른 사고 주변지역에서의 상황에 대한 신속한 판단과 적절한 대처에 응용 등, 원자력 분야에 밀착한 부분에서 GIS의 이용 가능성도 크게 기대되고 있다[9, 10].

본 연구에서는 원자력발전소의 가상사고 시나리오를 도입하여 원전 주변의 지역에서 가상사고 시에 발생하는 핵종 방출 후의 일정시간 경과 후 토양 또는 농작물에서의 핵종 농도분포를 GIS와 연계하여 표현하고자 하였다. 이것은 궁극적으로 원전 사고시에 발생할 수 있는 원전 주변에서의 토양 및 농작물에서의 핵종 오염 농도 분포를 실시간으로 표현해냄으로써 사고대책에 대한 의사결정권자가 신속한 상황판단을 할 수 있도록 기여하기 위한 기초적인 시도이다. 본 연구를 위해 GIS 프로그램으로서 ESRI 사의 ArcView를 이용하였다. 가상 사고 시 영광 주변 지역의 방사능 물질 오염 확산에 대한 모델링 결과를 도시하기 위해 영광원전 주변의 반경 30㎞ 구역 내의 모든 행정경계, 지형, 건물, 도로, 하천, 토지이용구분(논, 밭, 산림) 등의 정보를 포함하는 1:5000 축적의 지도 데이터를 구축하였다. 원자력발전소에서 사고 발생 시 대기중으로 누출되는 방사성물질의 분포를 나타내기 위해 영광원전을 중심으로 반경 30km 지역에 대하여 16방위로 나눈 다음 거리를 1km 크기의 cell로 나누어 총 480 개의 cell을 그림 1과 같이 shape 파일로 준비하였다. 각 cell 지역을 구분하기 위해 영광 원전을 시초로 하여 정북 방향에서 가장 가까운 1km 거리 내의 구역을 1번으로 정하고 시계방향의 순서로 각 cell에 일련번호를 부여하였다. 각 농도 cell에 대한 핵종의 농도는 FADAS 코드[11]에서 계산된 각 cell의 침적량 자료를 바탕으로 하여 토양 및 농작물에 대한 방사성물질의 거동을 ECOREA-II[12]로 계산된 결과를 참고로 하였으며, 이 논문은 농도자료에 대한 GIS 연계하에 표현기법을 위주로 기술한것이므로, 표현에 사용된 농도 자료들과 각 코드에서 계산된 결과와는 엄격하게 일치시키지는 않았다. 각 cell 에 부여된 일련번호는 이후 ECOREA-II에서 계산된 토양 및 농작물 별 핵종농도 자료와 결합작업(join)을 수행할 때 해당

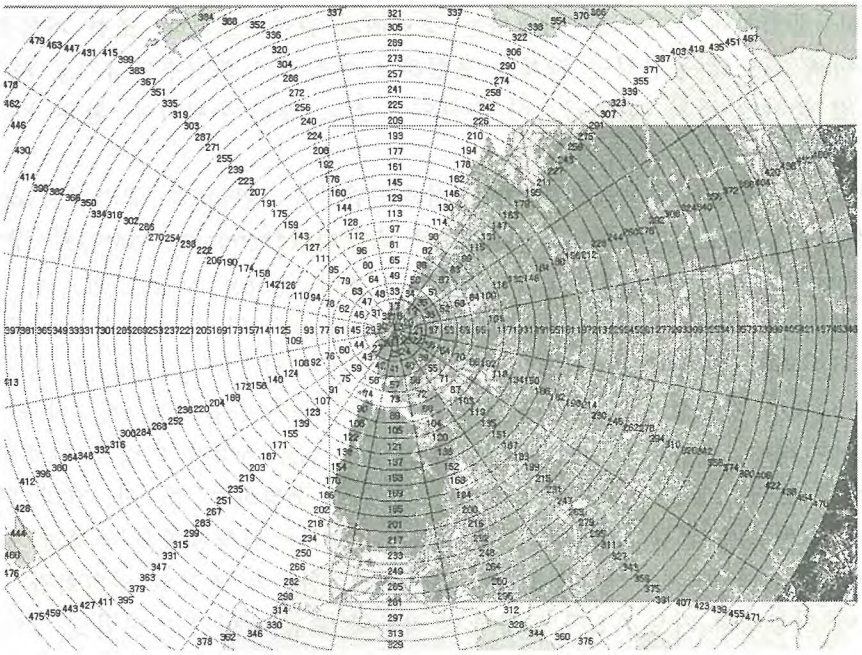


Fig. 1. Preparing of 1km cell within the radius of 30km around Yoenggwang NPP in ArcView

cell 과 핵종농도자료와 결합하는 기준으로 이용하였다. 즉 코드에서 계산된 핵종 농도자료에 대한 cell id와 ArcView에서 준비된 16방위 480개에 대한 cell id가 지도상의 위치에서 서로 일치하도록 준비된 것으로 간주하고 양쪽의 속성자료에 대한 결합을 수행하여 각 cell 에 대한 핵종 농도값으로 결정하여 나타내었다.

결과 및 고찰

표현 대상 작물과 핵종은 쌀과 ^{137}Cs로 정하였다. 총 100개의 cell에서 ^{137}Cs의 침적량으로부터 토양 및 농작물 부분의 6개 compartment에 대한 방사성물질의 시간에 따른 양을 ECOREA-II 코드를 통해 계산하였다. Cell layer는 layer 구성 후 공간정보의 손쉬운 분석을 위해 vector type 의 polygon 연속체로써 준비하였다. 준비된 layer에서도 각 cell 지역을 구분하기 위해 영광 원전을 시초로 하여 정북 방향의 순서로 각 cell에 고유 id를 부여하였으며, 이 id는 ECOREA-II로 계산된 Excel data sheet에서의 각 cell 값과 cell id에 일치하여 대응될 수 있도록 준비한 것으로 간주하였다. cell에 대한 핵종 농도값을 가정할 때 영광지역에서의 계절에 상응하는 정확한 풍향을 고려하진 않았으며 임의로 남서풍을 가정하여 서해에서 육지쪽으로 바람 부는 것으로 준비하였다. ECOREA-II 로 계산한 결과를 저장한 Excel data sheet로부터 ArcView에서 직접적으로 인식하지 못하기 때문에 인식 가능한 dBase Ⅳ data format으로 변환시켰다. 변환된 형태의 ^{137}Cs 농도 데이터를 ArcView에서 미리 준비된 shape 파일인 polygon cell layer에 각각의 cell id에 일치시킬 수 있도록 인식시키기 위해서 shape 파일의 속성 자료 테이블과 join 작업을 수행하였다. 각 cell 들이 갖는 ^{137}Cs 농도값들이 개별적으로 구분되기 어렵기 때문에 비슷한 값들은 한가지 색으로 묶어서 전체의 농도값들에 대하여 15 가지의 색상으로 계급을 정하여 분류하였다. 가상 사고 시의 ^{137}Cs에 의한 영광원전 주변에서의 벼에 대한 침적 후 시간대별 변화를 그림 2에 나타내었다. 그림 2(a) 와 (b) 및 (c), (d)는 각각 침적 1일 후 및 30일, 100일, 300일 후의 ^{137}Cs에 의한 쌀에서의 농도분포를 cell에서의 색상 변화로 나타낸 것이다. 색상변화 관찰 시 구 분을 좀 더 쉽게 하기위하여 발생 후 초기는 ^{137}Cs 농도값이 대체로 높을 것이므로 진한 색상(적색 계열)의 cell로 표현하였고, 일정기간이 경과된 후의 ^{137}Cs 농도값은 초기보다 상당히 낮은 값의 분포를 보일 것이므로 옅은 색상(녹색 계열)의 cell로 표현하였다. 시일이 경과됨에 따라서 낮아지는 ^{137}Cs 농도값의 변화를 쉽게 관찰할 수 있도록 하기 위하여 초기에서 최종 농도까지 인위적으로 연계시켜 한가지 계열의 색상으로 반영시킬 목적으로, 사용한 프로그램 내의 algorithmic color lamp 의 RGB 값을 조절하였다. 본 논문에서는 가상사고 기간 동안의 ^{137}Cs 농도값을 표현하기 위해 cell의 색상에서 진한 농도값에는 적색, 중간 농도값에는 노랑색, 낮은 농도값에는 녹색을 갖는 color lamp를 선택하였다. 이 조작은 사고 기간 전체에 걸쳐 변하는 ^{137}Cs 농도값을 해당지역의 cell 색상의 일관된 변화로 나타낼 수 있어서 원전에서의 핵종 방출사고 후 시간의 경과에 따라 변화하는 원전주변의 토양 및 작물체에 대한 핵종 농도값의 경향을 쉽게 확인할 수 있었다. 특정 시점에서의 영광원전으로부터 방위 및 거리에 따라 차이가 있는 ^{137}Cs 농도값에 대하여도 cell 색상의 차이에 의해 잘 구분되고 있다. 그리고 그림 3에서 보기를 들어 나타낸 것과 같이 영광원전 주변의 cell 색상에 의해 ^{137}Cs 농도값의 고저를 우선적으로 판단한 다음, 관심있는 지역의 ^{137}Cs 농도값을 구체적으로 확인하고자 할 경우에는 관심 지역의 cell을 클릭하면 해당 cell에 관련된 속성정보를 테이블로 즉시 보여줄 수 있도록 feature identify 기능을 활성화시켜 준비하였다. 이러한 기능은 동일시간대에서 cell 위의 색상 구별이 용이하지 않거나 특별히 관심있는 지역에서의 핵종농도 분포에 대한 신속한 확인을 가능하게 하며, 확인 후의 신속한 판단 및 조치에 도움을 줄 수 있다. 이러한 기법을 기초로 하여 궁극적으로는

가상 사고 시의 방사성 핵종의 침적에 대한 모사 프로그램 결과를 GIS 표현 기법과 연계하여 실시간 표현까지도 기대할 수 있어서 원전 사고 시 의사 결정권자가 원전 주변의 핵종 침적현황을 신속하게 파악하여 적절한 조치를 결정하는 데 기여할 수 있을 것으로 기대되었다.

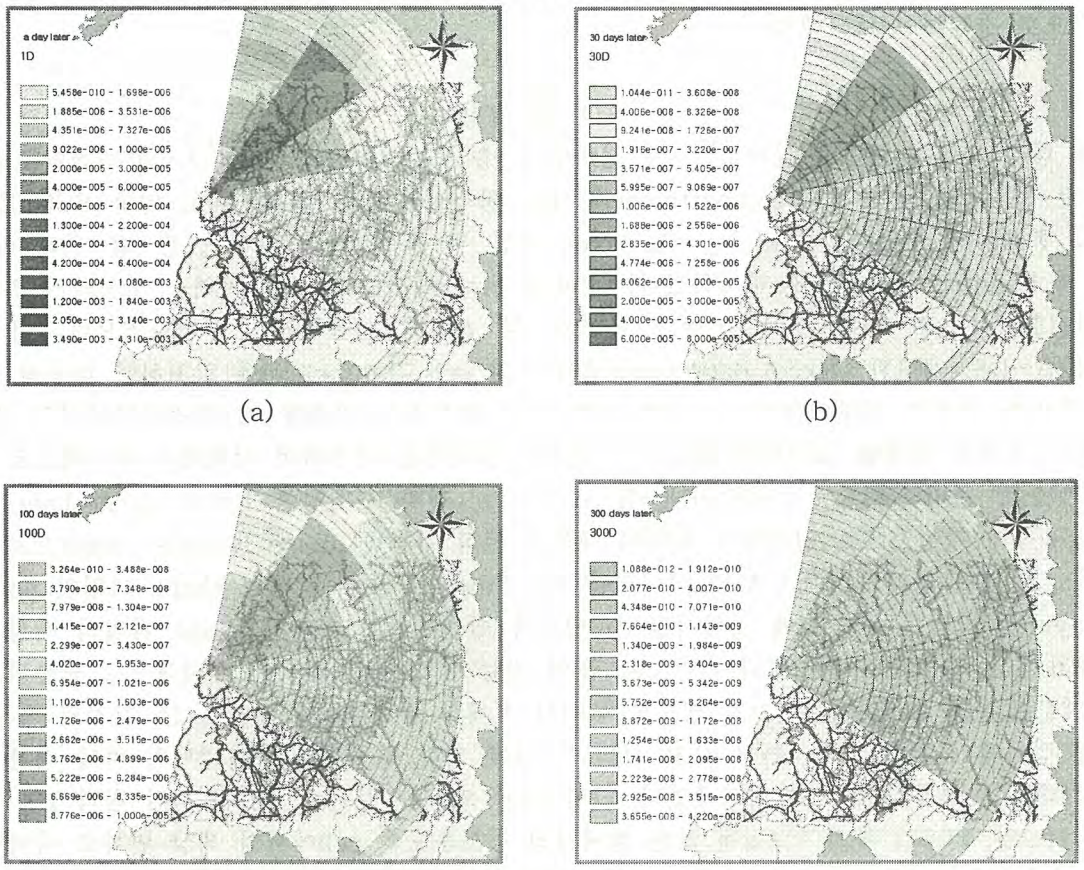


Fig. 2. ^{137}Cs concentration distribution in rice around Yoenggwang NPP after hypothetical accident; (a) a day later, (b) 30 days later, (b) 100 days later, (b) 300 days later

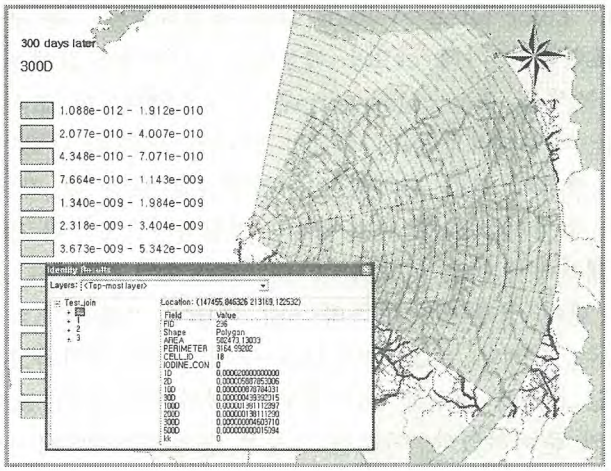


Fig. 3. Expression of various attribute information on specific cell using the feature identify in ArcView

결 론

원자력발전소의 가상사고 시나리오를 도입하여 원전 주변 지역에서 가상사고 시에 발생하는 핵종 방출 후의 일정시간 경과 후 토양 또는 농작물에서의 핵종 농도분포를 GIS와 연계하여 표현하고자 하였다. 표현대상 농작물 및 방출핵종은 쌀과 ^{137}Cs로 정하였으며 표현 지역은 영광원자력발전소로 정하였다. 영광 원전을 중심으로 16방위의 총 480개의 cell에서 ^{137}Cs의 농도 데이터를 ArcView에서 미리 준비된 shape 파일인 polygon cell layer에 각각의 cell id에 일치시키기 위해서 shape 파일의 속성 자료 테이블과 join 작업을 수행하였다. join 된 데이터를 이용하여 가상 사고 시 영광주변 반경 30㎞지역에서 ^{137}Cs의 침적 후 임의로 정한 기간에서 쌀에서의 ^{137}Cs 농도분포를 나타내었다. 시간이 경과됨에 따라 낮아지는 ^{137}Cs 농도값을 일관성있는 색상변화로 나타내기 위해 ArcView의 color lamp에 대한 RGB 값을 조절하였다. RGB 값의 조절 후 나타낸 cell의 색상 변화는 의도한 바와 같이 변화하는 ^{137}Cs 농도값을 구분하기 쉽게 잘 나타내었다. 색상변화의 구분과 더불어 해당 cell의 핵종 농도값을 쉽게 확인하기 위해 feature identify 기능을 활성화 시켜 준비하였다.

이러한 기법을 기초로 하여 궁극적으로는 가상 사고 시의 방사성 핵종의 침적에 대한 모사 프로그램 결과를 GIS 표현 기법과 연계하여 실시간 표현까지도 기대할 수 있어서 원전 사고 시 의사결정권자가 원전 주변의 핵종 침적현황을 신속하게 파악하여 적절한 조치를 결정하는 데 기여할 수 있을 것으로 기대되었다.

*감사 : 본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었음.

참고문헌

[1] H.Samet, "Application of Spatial Data Structures, Computer Graphics, Image Processing and GIS Addison-Wesley Publishing Company, 1990

[2] H.Hearnshaw and D.Unwin, "Visualization in Geographic Information Systems," John Wiley and Sons, Inc., 1994

[3] R.Laurini and D.Thomson, "Fundamentals of Spatial Information System," Academic Press, 1992

[4] Y.Chou, "Exploring Spatial Analysis in Geographic Information Systems," OnWord Press, 1997

[5] 김영표, 조윤숙, "계획가를 위한 GIS 강좌 1~5", 국토정보(통권163호~167호), 국토개발연구원, 1995. 5~9

[6] J.Antenucci, K.Brown, P.Croswell, M.Kevany, "Geographic Information Systems-A Guide to the Technology," Chapman & Hall, 1991

[7] T.Waugh and R.Healey, "Advances in GIS Research," Tayler & Francis, 1994

[8] M.Kraak and M.Molenaar, "Advances in GIS Research Ⅱ," Tayler & Francis, 1997

[9] 김계현, "GIS 개론", 대영사, 1998

[10] 김영표, 박종택, 한선희, "GIS의 기초와 실제", 하나디엔피, 1999

[11] M.H.Han, et al., "Development of a Real-time Radilogical Dose Assessment System", KAERI, KAERI/RR-1737/96, 1966

[12] 이한수 외, "사고시 육상생태계 방사능영향 평가기술개발", KAERI/RR-2346/2002, 2002

중수로원전(월성) 유도방출기준 계산 전산코드 개발

김은주, 김희근, 강덕원, 이형석*, 이경진**
한전 전력연구원, 한국전력기술(주)*, 조선대학교**

요 약

국내원전에서 국제방사선방호신개념(ICRP-60)이 2003년부터 법제화되어 적용중에 있다. 또한 주민선량한도는 연간 5 mSv에서 1 mSv로 낮아지고 원전 주변주민 선량평가도 유효선량으로 평가되고 있다. 본 연구에서는 캐나다원전에서 적용중인 유도방출기준 지침 CAN/CSA-N288.1-M87에서 제시하고 있는 시스템 분석법과 ICRP-60의 방사선방호 신개념을 적용하여 월성원전의 유도방출기준을 재설정하기 위해 Wolsong-DRL이라는 전산코드를 개발하였다. Wolsong-DRL에서 이용되는 부지특성자료와 사회환경자료는 국내원전의 자료를 이용하였고, 해당자료가 없는 항목은 캐나다의 관련기술기준이나 문헌에서 제시된 값을 적용하였다.

「하나로」 출력상승 시험중 주변 방사선량율 변화 고찰

이관엽, 강병위, 김태환, 설창우
한국원자력연구소

요 약

하나로시설의 출력제한조건이 해제됨에 따라 2004년 초부터 설계출력으로의 출력상승시험을 수행하였다. 본 논문에서는 시험 항목 중 하나로 수행한 주변방사선량율 측정과정을 기술하고 그 결과를 고찰하였다. 측정결과 하나로는 전 설계출력으로 운전하더라도 대부분의 지역에서 원자로실 근무자가 연간선량한도를 만족하도록 차폐시설을 확보하고 있음을 확인하였다.

방사선비상시 주민소개 기술지원 방법론 개발

김도삼, 한승재, 박원종, 김동일, 오기훈
한국원자력안전기술원

요 약

방사선비상시 시간에 따른 방사능구름의 이동과 주민소개 진행의 평가를 통해 소개에 따른 예상피폭선량을 평가하여 적절한 기술지원활동이 이루어질 수 있는 방법론을 개발하였다. 사고시 선원항 평가, 방사능구름에 대한 확산 및 피폭선량 평가는 RASCAL을 사용하여 계산하였으며 주민소개 시뮬레이션은 방사선비상계획서의 가정에 근거하여 프로그램을 개발 사용하였다. 향후, 실제 적용을 위해서는 적절한 부지별 자료 확보 및 개선 등이 이루어져야 할 것이다.

인체 내 방사선량 분포 등의 해석을 위한 EDMS 복셀팬톰 개발

조성구, 김찬형
한양대학교 원자력공학과

요 약

현재 국내 원자력법에 도입되어 사용되고 있는 유효선량은 방사선방호에 있어서 기본이 되는 매우 중요한 양임에도 불구하고 선량 값 결정의 어려움 등으로 실제 현장에서 많이 활용되지 못하고 있는 실정이다. 이러한 문제를 해결하기 위하여 현재 한양대학교에서는 유효선량을 실시간으로 간편하게 측정할 수 있는 시스템, 즉 실시간 유효선량 측정시스템 (EDMS)을 개발 중에 있으며, 동 시스템 개발 과정의 일부로서 금번 복셀팬톰을 개발하였다. 이를 위하여 먼저 EDMS 시스템에 사용될 인체팬톰에 대하여 CT촬영을 실시한 후 장기분할 작업 등을 수행하였다. 마지막으로, 개발된 복셀팬톰을 MCNP4C로 구현하여 장기선량과 유효선량을 계산한 후 MIRD형 수학적 팬톰을 이용하여 계산한 결과와 상호 비교하였다.

중심어: 복셀팬톰, 몬테칼로, 유효선량, 장기선량

분리형 방사선(능)계측기 연결커넥터 개선

정일권,임성규,박용규,장동철
한일원자력(주) 영광 3사업소

요 약

현장에서 사용 되고 있는 방사선(능)측정용 계측기들은 측정용도 및 그 목적에 따라 다양한 형태를 하고 있다. 공간 방사선량률의 측정 및 측정대상의 표면 오염도측정용 계측기들은 대부분 휴대가 간편한 소형이며 검출기부분과 계수기 부분이 분리되어있는 분리형 계측기들이다. 분리형 계측장비는 검출기와 계측기가 BNC와 동축케이블로 연결된 형태가 보편적으로 널리 사용되고 있다. 분리형 계측기들은 현장에서 다양한 방향의 측정위치에 따라 검출기의 위치를 수정하며 측정하게 되는데, 검출기의 측정위치 변화에 따라 연결 케이블에는 꼬임 및 구부러짐 현상이 발생하게 된다. 이는 케이블내부 도체의 일부가 접촉 불량이 되는 주원인이다. 본 실험에서는 접촉 불량에 의해 발생되는 전기적 잡음이 측정신뢰도에 주는 영향 및 일시적 전기쇼크의 발생이 계측기의 계측 불능 및 수명 단축에도 영향을 줄 수 있음을 실증하였다. 검출기 및 계수기의 BNC에 연결된 케이블의 자유 회전이 가능한 어댑터 부착만으로도 꼬임 및 구부러짐 현상을 제거함으로써 전기적 잡음의 발생을 사전에 방지하여 측정시 계측값의 신뢰성확보 및 유지보수의 효율성을 높일 수 있다고 판단된다.

MACCS2 코드를 이용한 국내 경수로 및 중수로형 원전의 사고결말분석

황석원, 전호준, 제무성
한양대학교 원자력공학과

요 약

원자력발전소의 사고 중 사고발생 시 영향이 큰 소형 냉각재상실사고(SLOCA)의 발생시 MACCS2코드를 이용하여 경수로형 원전인 울진 3&4호기(PWR)와 중수로형 원전인 월성 1호기(PHWR)에 대한 사고결말분석 계산을 수행하였다. 본 연구에서는 비상단계기간(사고발생 후 7일 정도)을 고려하여, 이동하는 플룸에 의한 피폭(Cloudshine), 지표에 침적된 물질에 의한 피폭(Groundshine), 표피에 침적된 물질에 의한 피폭(Skin Deposition), 이동하는 플룸의 호흡에 의한 피폭(Cloud Inhalation) 및 재 부유물질의 호흡에 의한 피폭(Resuspension Inhalation)에 의한 총 5 가지 피폭경로가 고려되어 계산이 수행되었다. 또한, 사고결말분석코드 수행 시 중요한 입력값인 Source Term에 대해 경수로형 원전의 경우 FPSAR[1](Final Probabilistic Safety Analysis Report)과 MELCOR코드를 수행한 값을 서로 비교하였으며, 중수로형 원전의 경우 FPSAR의 자료를 이용하였다. 이외 기상 자료, 인구분포자료, 지형자료 및 선량변환인자 등이 입력값으로 이용되었다.

The striped field mice, *Apodemus agrarius coreae* THOMAS, as the potential biological dosimeter in radio-ecological monitoring system

Hee-sun Kim
Radiation Health Research Institute, KHNP, Korea

Abstract

The present investigation was planned to estimate potential possibility of striped field mice as a biological dosimeter in radiation ecology. Firstly, we observe survival rate and micronuclei frequency in order to establish a basic data on radiation biology of striped field mice. The effect on micronuclei frequency of in vivo exposure to different dose rates of γ-rays in murine polychromatic erythrocytes (PCE) was studied. Survival rates was decreased rapidly from 5days after 5, 7, 9Gy γ-irradiation with respect to 0, 1, 3Gy, with the maximum at 11 days. A statistically significant increase of the level of micronucleated polychromatic-erythrocytes (MN-PCE) in peripheral blood after 3Gy irradiation was revealed ($p < 0.001$). These data suggested that striped field mice, *Apodemus agrarius coreae* THOMAS, could be a potential application in radiation biological and ecological dosimeter.

원자력발전소 사용후연료 소내 수송·저장의 방사선안전관리 최적공정 개발

정수봉, 김효철, 이승춘, 조성일, [1]고영우, [1]김영식
하나검사기술(주) 고리1사업소
[1]한국수력원자력(주) 고리제1발전소

요 약

고리원자력본부 제1발전소 1호기는 1978년 4월 상업운전 이후, 소내 사용후연료 저장조의 저장용량이 한계점에 도달됨에 따라 1990년대 초반 2회에 걸쳐 사용후연료 312다발을 고리 제2발전소 3, 4호기로 수송·저장하여 저장능력을 확보한 바 있으나 정부 추진 하에 진행 중인 사용후연료 중간저장시설의 건설이 당초 계획보다 지연됨에 따라 2016년까지는 사용후연료를 각 원전부지별로 자체 저장 관리토록 하는 방침이 결정되어 2004년까지 제1발전소 사용후연료 약 400다발을 제2발전소로 분산 저장키로 계획하여 2000년부터 2003년까지 고리1, 2호기의 사용후연료 352다발을 고리3, 4호기로 수송·저장하였고 2004년에는 고리 제1발전소 사용후연료 120다발(1호기:36다발, 2호기:84다발)을 고리3호기로 수송·저장작업을 수행하게 되었다.

Comparison of MCNP and INSREC-HEP codes for Radiation Evaluation at the Maze entrance of Treatment Room

Dong Hoon Shin, Young Wook Lee, Jang Mi,
Yong Min Kim, Young Ho Cho, Chang-Sun Kang
Department of Nuclear Engineering, Seoul National University
56-1, Shillim-dong, Gwanak-gu, Seoul, 151-742, Korea
phone: +82-2-880-7048
fax: +82-2-889-2688
e-mail

ABSTRACT

Generally, in the treatment room using the high energy Linac, the dose at the maze entrance caused by photoneutron except photon have an influence on the patients and workers. Because of this fact, the dose evaluation necessity for the photoneutron is raised. So we developed the photoneutron dose calculation program, named as 'IMED-HEP'. This program has been developed by using a experimental formula based on the Kersy theory and as the form of the windows-based program for offering the convenience to user. This formula used in this program has properties that the photoneutron dose at the maze entrance is known as being changed by the neutron particle transport length, the width/height of the maze, and neutron-source term location. To evaluate the developed program validation, the dose result calculated by this program was compared with that of the reliable MCNP code. As a comparison results, the maximum error for dose at the maze entrance was about 9%. So, the developed IMED-HEP program could be concluded as this program have a reliable calculation capability for photoneutron dose.

Keywords: Photoneutron, maze, IMED-HEP, Linac

GR-200(LiF:Mg,Cu,P) TLD를 이용한 개인용 말단선량계 성능평가

김장렬*, 이정일*, 이두희**, 한승재**, 최홍수***, 김종수*, 장시영*
*한국원자력연구소, **한국원자력안전기술원, ***경상대학교 물리학과

요 약

국내의 원자력 관련 산업과 의료, 환경, 첨단과학 등 방사선 이용 분야의 증가 및 다변화에 따라 방사선 작업의 종류도 다양화되고 있다. 현재 국내에서는 방사선 작업 과정에서 피폭된 전신선량에 대한 평가 체제와 법령체계는 상당 수준 설정되어 수행되고 있으나, 작업의 특성상 신체의 일부만이 방사선에 노출되는 경우에 대한 말단선량 평가 체제와 그에 따른 안전규제에 관한 법령은 준비되어 있지 못한 상황이다. 피폭 선량은 전신선량과 말단선량으로 구분되는데, 국부적인 피폭선량을 평가하기 위한 국내 방사선 관련 사업장의 말단선량계 운영현황과 선량평가 방법을 조사하고, 미국 ANSI N13.32 등에서 제시하고 있는 말단선량계 성능평가 및 시험범주들에 대한 분석을 통하여 개인용 말단선량계의 성능 평가 검사방법, 조건 및 절차의 표준화 방안의 개발 필요성이 대두되고 있다.

따라서 본 연구에서는 ANSI N13.32를 기반으로 한 개인 말단피폭선량 평가시의 성능평가 내용 및 방법을 기술하여, 추후 말단선량계 선량평가에 대한 규제가 실시될 경우 법적인 기초 자료를 제공하고 말단선량계의 평가에 대한 실제적인 적용방법과 예비성능검사를 수행함으로서 법적 제도화에 대한 중요한 자료를 제공함을 목표로 연구를 수행하였다.

원자력발전소 방사선관리 전문 업체의 계획예방정비 방사선관리 수행절차 표준화

유석준, 이건화, 이동민, 윤창진
하나검사기술(주) 고리2사업소

요 약

원자력발전소의 계획예방정비 업무는 정해진 공정에 의해 동시에 많은 작업과 인원이 투입되므로 표준화된 공정별 관리가 중요하며 방사선안전관리업무 또한 수행절차의 표준화가 절실히 필요하였다. 계획예방정비 기간 중 현장에서 직접 방사선안전관리업무를 수행하는 방사선관리 전문 업체는 준비단계에서 계획예방정비 종료 시까지 방사선안전관리 시행계획 작성, 방사선작업용품의 준비, 고선량지역의 차폐를 위한 각종 차폐체 확보 및 차폐방법 검토 및 차폐, 지역분리대 설치, 주요작업에 대한 모의훈련 참여, 계측장비의 확보 및 교정, 방사선 안전관리용 MAP 검토 등의 업무를 사전계획을 통해 준비하고 수행하여야 하기에 방사선안전관리 수행전반에 대한 그간의 다양한 경험 및 축적된 관리기법 등을 포함하는 표준화를 도출할 수 있었으며 금번 고리원자력발전소 4호기 15차 계획예방정비에 적용하여 주 공정진행에 차질이 없도록 계획적인 방사선안전관리 업무의 수행, 고객만족의 방사선작업종사자 편의 제공, 방사성폐기물 발생량 및 선량 저감에 기여하였으며, 오염 확산 및 체내피폭방지에도 크게 기여하였다.

방사능 테러사건의 사회심리학적 영향 고찰

강병위, *안재현
한국원자력연구소, *EP엔지니어링

요 약

현대의 테러는 불특정 다수의 사람을 대상으로 사회적 혼란을 목적으로 대규모적으로 전개되고 있다. 원자력시설등을 대상으로 하는 방사능 테러 발생 가능성이 증대됨에 따라 국가차원에서 다양한 대응책을 강구중에 있다. 방사능 테러 대책으로서 중요하게 고려되어야 하는 사회심리학적 영향에 대한 요소를 검토하고 개입에 의한 영향을 최소화 할 수 있는 방안을 모색하였다. 연구 결과 방사능 테러 초기대응부터 국민에게 믿음과 신뢰를 줄 수 있도록 사회심리학적 측면을 고려한 대응활동(의사결정상의 투명성, 주민 건강의 역학조사, 정확하고 일관된 정보의 제공 등)이 이행되어야 할 것으로 분석되었으며, 이를 위한 지속적인 연구개발이 필요하다.

고리1호기 구증기발생기 활용연구관련 방사선방호 기술개발

안창석, 장동철, 송관석 김종화, 이승재, 김현도, 김대환, 임영규
한일원자력(주)
홈페이지 : http://www.hanilnuclear.com

요 약

1998년 국내에서 최초로 교체한 고리1호기 구증기발생기 2대를 이용하여 구증기발생기 활용연구에 관한 내용으로 자연결함을 이용한 ECT(Eddy Current Test) 기량 검증 및 기술개발, 전열관 발관 및 현장 압력시험 등 정비기술 및 검증을 위한 현장작업으로 기술개발과제를 수행하고 있다. 2003년도 5월부터 한국수력원자력(주) 고리원자력본부 방사성폐기물임시저장고에 보관중인 구증기발생기에 대한 자연결함 ECT 신호취득, 정비기술 검정 및 세관/시편 인출작업을 진행하고 있으며, 구증기발생기 'A' Chamber 하부 Man-Way를 중심으로 임시작업구역을 설정, 방사선작업에 대한 방사선방호 및 방사성폐기물처리 계획을 방사선방호 기본개념인 ALARA(As Low As Reasonably Achievable)를 목표로 체계적으로 수립하여 방사선(능) 준위의 변화에 따른 적절한 방사선방호 조치로 방사선작업종사자 등의 방사선 피폭선량 저감 및 오염 확산방지, 방사성폐기물 발생량 저감화 활동 등을 효율적으로 관리하기 위한 방사선방호 기술개발을 폐사에서 수행하고 있으며, 본 논문에서 이를 소개하고자 한다.

CANFLEX-NU 핵연료노심에 대한 압력관파단사고 선량 평가

김택모, 최종호, 서종태
한국전력기술(주)
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

압력관파단사고시 냉각재는 칼란드리아를 거쳐 격납건물로 방출된다. 가상 압력관파단사고시 격납건물내 열수력 거동 및 방사성핵종 거동 분석과 방사성 물질의 대기확산 및 주민피폭 해석을 수행하였다. 감속재 열수력 거동 분석은 MODSTBOIL, 격납건물내 열수력 거동 분석은 PRESCON2 코드, 방사성핵종 거동 분석에는 SMART 코드 그리고 대기확산 및 주민피폭 해석에는 PEAR 코드가 사용되었다. 월성 1호기 설계자료를 격납건물 모델에 이용하였으며, 기존 37봉 표준연료 노심의 동일사고에 대한 결과와 비교하기 위해 월성 2,3,4 호기 압력관(O6-채널) 파단사고를 대상 사고로 선정하였다. 격납건물 격리계통 손상을 동반한 경우 (이중사고)에 대하여 분석결과를 요약하고 모든 안전계통이 가용한 경우 (단일사고)는 결과만 비교하였다. 격납건물 경계 손상 유무에 관계없이 모든 경우의 개인 및 주민 피폭선량은 선량 한도를 만족시킨다. 기존 37봉 표준연료 노심과 비교하면 CANFLEX-NU 노심에서는 단일사고시 약 5%~10%, 이중사고시 약 20~40% 작은 선량값을 보였다.

원자로 냉각재 방사선원항 계산의 탈기기 연속운전 가정 타당성 검토

박덕진, 안준기
한국전력기술(주)

요 약

한국형표준원전의 원자로 냉각재 설계기준 방사선원항 계산에 적용되는 화학및체적제어계통 탈기기 운전방식에 대한 타당성을 입증하기 위해 국내 원전에서 측정된 원자로 냉각재 방사능 자료를 이용하여 공정방사선감시기에 의한 발전소 정상운전 상태 감시 기준을 평가하였다. 발전소 정상운전 상태에서의 상한값으로 예상되는 공정방사선감시기 계수율(21,000 cpm)은 국내 원전의 실제 운전 경험 자료에 비추어 매우 타당하며, 이 값은 원자로 냉각재 고방사능 시의 공정방사선 감시기 경보 설정값의 근거가 된다고 판단된다. 이러한 평가결과 및 발전소 운영절차서에 규정된 탈기기 운전 조건을 검토하여, 원자로 냉각재 방사능 준위가 정상 상태를 벗어나 증가하는 경우, 미운전 상태인 탈기기가 충분히 낮은 방사능 준위에서 설계기준 방사선원항 계산에서 가정한 연속 운전방식으로 운전될 수 있음을 확인하였다.

고선량 측정을 위한 $CaSO_4$:Dy,Cu TL 소자의 개발 및 성능

양정선 김두영 김장렬 장시영, 박재우*
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150
* 제주대학교 에너지공학과

요 약

고감도의 $CaSO_4$:Dy TL 분말은 개인 선량계 및 환경 선량계로 널리 쓰이고 있는 선량계 물질중 하나이다. $CaSO_4$:Dy TL 물질은 대략적으로 1Gy 까지 선량에 대해 선형성을 보이며 1Gy 이상의 영역에서는 supralinear 형태를 보인다. 이는 300℃~350℃ 사이의 고온피크가 고선량 영역에서 커지기 때문이다. 이러한 현상을 해결하기 위해 기존의 $CaSO_4$:Dy TL 물질에 활성체로 Cu를 동시에 첨가하여 $CaSO_4$:Dy, Cu TL 분말을 제조하였다. 새로 제조된 TL 분말은 광자선에 대해 기존 $CaSO_4$:Dy TL 분말 감도의 약 80%에 해당하는 감도를 보였으며 소자 제작시 분말의 감도를 거의 그대로 유지하였다. KCT-300 소자와 더불어 $CaSO_4$:Dy,Cu 분말에 접착 매질로 15wt%의 P 화합물을 첨가하여 소자를 제작하고 1Gy부터 1000Gy까지의 고선량 영역에서 선량에 대한 선형성 실험 결과 supralinear 현상이 감소하는 것을 확인할 수 있었으며 잔류 선량이 확실히 줄어드는 것을 알 수 있었다.

고피폭방사선작업 분석 프로그램 개발

김용민, 신동훈, 박문수, 강창순
서울대학교, 서울특별시 관악구 신림동 산 56-1
altair798@hanmail.net
02-880-7048
조영호
포스데이타(주), 경기도 성남시 분당구 서현동 276-2
손중권, 강기두, 김경덕
원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

작업자 선량의 고피폭방사선작업 분석을 위하여 1990년부터 2002년까지 고리 1~4호기와 월성 1호기, 울진 1~4호기의 계획예방정비기간중 작업별 방사선량을 토대로 데이터베이스를 구축하였다. 호기와 년도에 따라 방사선작업 분류가 조금씩 다르기 때문에 이러한 값들을 비교하고 평가하는 것은 고피폭작업을 분석하고 그 저감방안을 모색하기 위해 필수적이다. 이를 위하여 작업들별 방사선량과 종사자수, 비율 등의 변화를 쉽게 비교할 수 있는 프로그램을 개발하였다. 이 프로그램을 이용하여 집단선량값에 영향을 미치는 주요인자인 선량률, 작업인원 등의 주요인자들에 대한 통계값을 산출하고, 그 결과 각 인자들별로 그 값이 높게 나타나는 작업들을 파악할 수 있었다. 이러한 과정을 통해 주요 작업을 고피폭을 유발하는 원인에 따라 작업인원으로 인한 경우, 고선량률로 인한 경우, 두가지 모두가 영향을 주는 경우의 세가지 분류로 작업을 나누어 분석하였다. 분석 결과에서 나타난 고피폭의 원인과 각 인자들의 상대적인 중요도를 파악함으로써 고피폭작업들에 대한 합리적인 피폭저감의 방향 설정이 가능할 것으로 생각된다.

고리원자력 제2발전소 계획예방정비 수행 시 주요작업 방사선안전관리 경험사례

이종철, 유진영, 노기원, 김진배
고리원자력본부 2방사선안전부

요 약

노외 중성자선량감시자(이하 '대체감시자')는 과학기술부고시 제2003-3호(원자력압력용기 감시시험기준) 및 USNRC 10CFR part 50, Appendix H의 요건에 의거하여 원자로감시시편을 모두 인출한 후, 고리 3호기 원자로 압력용기 중성자 조사취화를 감시하기 위하여 원자로 용기 공동부위에 대체감시자를 설치하여 사용 핵주기 증가에 따른 원자로용기 중성자 조사취화를 지속적으로 감시하고 평가 결과에 대한 주기적인 검증을 수행하여 원자로 압력용기 재료의 구조적 안전성을 확인하고 관련 요건을 충족하기 위하여 설치하는 작업이며, 또한 원자력발전소의 가동 연수가 늘어남에 따라 해외원전 사례를 바탕으로 원자로 Baffle Former Bolt(이하 'BFB') 의 구조적 안전성 여부를 확인이 필요한 시점에서 원자로 BFB검사 수행에 따른 방사선안전관리기법과 S/G 2차측 수실 내부 이물질 유입차단 방안 및 지역분리대 역방향 설치방법에 대해 본 논문에서 소개하고자 한다.

^{125}I 생산을 위한 Xe 가스 조사중 방사성물질 누출시 환경에 미치는 영향 평가

박울재, 한현수, 임인철, 이병철, 이봉재, 곽승임
한국원자력연구소
ujpark@kaeri.re.kr

요 약

방사면역한적 진단 및 치료용 선원의 원료 핵종인 ^{125}I의 생산을 위해 Xe 표적의 원자로 조사 시, 조사 도중 가스의 누출로 인해 방사성물질이 외부로 방출될 경우 주위 환경에 미치는 영향에 대해 평가하였다. 작업자의 유효선량은 조사 직후 1.80 mSv, ^{125}I, ^{126}I에 대한 섭취한도도 3,072, 640 Bq로 과기부 고시의 기준치에 훨씬 밑도는 것으로 평가되었다. 개별 및 복합핵종에 대해 평가한 부지 경계에서의 방사성 물질의 농도 또한 기준치 이하인 것을 확인 할 수 있었다.

울진 원전 주변 논 토양에서 ^{137}Cs의 토양-벼 전이계수

임광묵, 최용호, 박두원, 강희석, 이한수
한국원자력연구소

요 약

울진 원전 주변 7곳의 논토양 블록을 재배상자에 채취하여 ^{137}Cs을 담수의 표면에 처리하였다. 이식 전 처리에 있어서는 전이계수를 2년간 조사하였다. 이식 전 처리시 1차년도 ^{137}Cs의 전이계수($m^2/kg-dry$)는 볏짚이 3.7×10^{-5}~6.0×10^{-4}, 쌀알이 2.3×10^{-5}~3.2×10^{-4}의 범위로 모두 UA 토양에서 가장 컸고 UE 토양에서 가장 작았다. 이것은 두 토양 특성에 따라 전이계수에 미치는 영향이 다르기 때문이다. 출수 직전 처리시 전이계수는 이식 전 처리에 비해 볏짚이 5~10배, 쌀알이 7~17배 정도 컸다. 이식 전 처리시 2차년도 ^{137}Cs의 전이계수는 볏짚이 1.4×10^{-5}~2.4×10^{-4}, 쌀알이 8.6×10^{-6}~1.6×10^{-4}의 범위로 대체로 볏짚이 쌀알보다 약 2배 정도 컸다. 작물체 부위간, 토양간 전이계수의 차이는 1차년도와 비슷한 경향이었다.

베이지안 기법을 이용한 PRA에서 우도함수가 사후분포에 미치는 영향에 대한 고찰

장한기, 김주연, 이재기
한양대학교 원자력공학과

요 약

베이지안 기법에서 우도함수가 사후분포에 미치는 영향을 고찰하기 위해서 사고발생확률 및 사고율에 대한 모의 계산을 수행하였다. PRA에서 대표적으로 이용되는 binomial-beta 조합 및 poisson-gamma 조합에 의거하여 계산을 수행한 결과 자료가 축적될수록 사후분포는 사전분포로부터 이탈하여 MLE를 기준으로 해서 조밀한 형태를 보여주고 있다. 아울러 Bayes 신뢰구간이 줄어들게 되어 평가대상 모수에 대한 불확실성이 상당히 감소되었다. 이러한 사실은 합리적인 위험도를 평가하기 위한 기반을 마련하는 데 기여할 것이다.

베이지안 기법에 의거한 중대형 방사선원의 분실 피폭 시나리오에 대한 방사선 위험도의 평가

김주연, 장한기, 장기원, 이재기
한양대학교 원자력공학과

요 약

베이지안 기법은 객관적 자료 이외에 주관적 지식도 평가에 반영하는 특성으로 인해 최근 PRA에서 널리 사용되고 있다. 본 연구에서는 비파괴검사 장비 분실에 대한 방사선 위험도를 평가하기 위해 베이지안 기법을 활용하였다. U. S. NRC에서 제시한 선원분실 피폭 시나리오를 국내 실정에 맞게 재구성하였고 안전인자의 사고발생 확률에 국한하여 적용하였다. 확률수정의 경우 noninformative Jeffreys 사전분포를 사용한 결과가 모호사전분포를 사용한 결과보다 5 % Bayes 하한치가 더 낮아서 방사선 사고와 같은 낮은 사고발생 확률을 가지는 시스템에 대한 위험도 평가에 적합하다. 위험도의 결과를 보면 일반인의 연간 예상되는 평균선량은 베이지안 기법이 MLE에 의거한 평가보다 높은 선량을 나타내는데 이는 수정된 안전인자 확률의 평균이 MLE보다 높게 평가된 것에 기인한다. 국내의 경우 방사선 위험도 평가를 위한 자료구축이 미비한 바 베이지안 기법은 위험도 평가에 유력한 대안으로 활용할 수 있으며 이러한 연구는 위험도 정보활용에 기반한 규제에 기여할 것이다.

KSTAR를 위한 개인안전연동시스템의 설계

김민호, 이희석, 홍석모, 곽경훈, 김창석*
포항가속기연구소, *한국기초과학지원연구원

요 약

차세대 초전도 핵융합연구장치(Korea Superconducting Tokamak Advanced Research, 이하 KSTAR)의 가동에 따른 방사선위험으로부터 방사선작업종사자를 보호하기 위한 개인안전연동시스템(Personal Safety & Interlock System, 이하 PSI)을 설계하였다. KSTAR PSI 시스템은 Programmable Logic Controller(PLC)를 주 처리 장치로 하며, 주 PLC와 보조 PLC로 구성된 Hot-Standby CPU 이중화를 형성한다. 또한 PLC 자체의 이중화를 구성하고 비상신호감지 및 운전 정지대상을 복수화해서 다중성을 높였다. PLC는 장기적으로 신뢰하여 사용 할 수 있고, 프로그램 작성·변경이 용이하여 현장에서 Sequence 변경이 가능한 것이 특징으로 본 논문에서는 KSTAR에 설치예정인 시스템의 설계개념, 각 구성기기의 특성과 PSI 운전모드와 각 기기별 Fault에 의한 연동신호의 동작 원인을 기술하였다.

VOXEL 팬텀과 BOMAB 팬텀을 이용한 인체내 Na-23 방사화 시뮬레이션 모사 및 비교 연구

신정석, 김정인, 이병일, 임영기, 김종순, 이춘식*, 이재기**
한국수력원자력(주) 방사선보건연구원
방사선안전신기술연구센터*
한양대학교 원자력공학과**

요 약

몬테카를로 방법을 이용한 시뮬레이션을 통하여 중성자 피폭 시 체내 안정원소인 Na-23의 방사화양을 분석하고자 하였다. 분석 코드로는 MCNP-X를 이용하였고, 시뮬레이션에는 표준한국인 데이터로 만들어진 VOXEL 팬텀과 3가지 연령별 BOMAB 팬텀을 사용하였다. 선원으로는 Cf-252 선원을 D_2O로 감속시킨 중성자 선원을 적용하였으며, 체내 안정원소인 Na-23의 함량은 성인 70 kg 기준으로 100 g을 적용하였다. 방사화양의 분석에는 방사화 결과 생성된 Na-24의 감마선의 피크를 검출하는 방법을 택하였다.

시뮬레이션 결과 VOXEL 팬텀과 BOMAB 팬텀의 방사화양이 다소 차이를 보였고, 이를 개선하기 위해 BOMAB 팬텀의 Na-23의 함량을 VOXEL 팬텀의 함량과 일치하도록 조절하였다. 그 결과 두 팬텀의 방사화양이 근사한 값을 보였다. 연령별 BOMAB 팬텀의 방사화양은 성인, 10세, 4세 순으로 예상대로 나타났다. 이 결과를 통하여 향후 중성자 선량평가에 있어서 체내 안정원소의 방사화양을 시뮬레이션을 통해 제시할 수 있음을 알았다.

입자가속기에 대한 위험도 평가 방법

이희석, 홍석모, 신동일, 최진호[1], 이레나[1], 이병도[1], 이상훈[1],
정윤영[2], 정우영[2], 장정찬[2], 조건우[3]
포항공과대학교 포항가속기연구소, 경북 포항시 남구, 790-784
[1]한국의학물리학회
[2]한국핵의학기술학회
[3]한국원자력안전기술원

요 약

방사성동위원소 사용 시스템에 대한 위험도 평가기법을 기준으로 입자가속기에 대한 위험도 평가 방법을 개발하였다. 보편적이고 표준화된 체계를 수립하기 위해 방사선발생 특성과 용도 등의 기준으로 입자가속기를 분류하였다. 입자 가속기의 제작, 사용 등과 같이 관련된 모든 직무에 대해서 피폭시나리오와 사고빈도수를 도출하고 각각에 대한 피폭선량을 계산하여 위험도를 평가한다. 본 논문에서는 위험도 평가식의 각 구성요소를 정리하였으며, 사고빈도수를 도출하기 위한 방법에 대해 논의하였다.

국내 저선량/저선량율 동물 및 세포 조사시설 구축 및 이용

김 희선, 양 광희, 김 차순, 남 선영, 정미선, 진 영우, 임 영기, 김 종순
한국수력원자력(주) 방사선보건연구원

저선량 조사시설 구축의 필요성

현재 국내외의 방사선 방호정책은 국제방사선방호위원회 (ICRP) 권고안 60 (1990)을 바탕으로 한 LNT가설에 근거를 두고 있기 때문에 200mGy이하 선량영역 [1]에 있어서 영향평가가 제대로 이루어지지 못하고 있다. 최근 ICRP는 200mGy이하 선량에 대한 인체에 존재하는 다양한 방어기전 인식하고 자료를 보강하여 새로운 권고안을 마련하고자 관련 연구자들의 조언과 협조를 부탁하고 있다 [2]. 즉, 200mGy이하 낮은 선량 방사선이 인체에 어떻게 영향을 미치는가를 해석하기 위해서는 먼저 다음에 열거하는 문제점을 먼저 인식하고 대책을 세워야 한다고 본 다 [1,4,5,7]. 1) LNT가설은 근본적으로 일본 원폭 피해자로부터 확보한 급성피폭 자료에 의존하고 있기 때문에 방사선에 대한 응답에서 개인차가 존재함을 간과하였다. 2) 방사선에 대한 신체적 응답에는 개인차가 존재하기 때문에 데이터를 집단화하여 통계처리하면, 최저 한계선량치가 불분명하고 조사 샘플수도 적기 때문에 유의차를 얻기 어렵다. 3) 사람의 발암에는 방사선 이외의 많은 원인이 관련 된다. 4) 방사선의 영향에 대한 설득력 있는 데이터를 얻기 위해서는 제어된 환경에서의 실험이 요하다. 5) 세포나 DNA수준에서의 연구에 비교해서 개체수준의 연구 결과 및 연구자가 적다. 6) 개체수준에서의 반응은 세포수준에 비교해서 이해하기 복잡하여 이해하기 어려운 점이 많다. 그러나 현재까지 국내외의 관련 연구결과를 종합하여 보면, 200mGy이하 선량에 대한 인체영향 자료가 충분히 축적되어 있지 않다는 것을 알 수 있다. 아울러 저선량 방사선에 의한 적응응답과 당뇨병 발생억제 효과 등 [6,7]을 포함한 호메시스 이론에 근거한 그 동안의 연구보고 [3]를 살펴 볼 때, 단기적 조사선량 (100-200mGy)과 장기적 조사선량율 (1mGy/시간)을 작성할 수 있는 조사시설을 구축하여 방사선에 의한 손상과 방어사이의 균형관계를 개체적 수준에서 다각적으로 증명할 필요가 있다.

외국의 저선량 조사시설 구축 실례

1) 미국의 에너지성 (DOE)에서는 저서량 방사선과 신체내에서 자발적으로 일어나는 산화성 손상과의 차이, 방사선과 자발적 손상에 대한 생물학적 반응 해석, 저선량 영역에서 문턱선량 (Threshold)의 존재, 저선량에 대한 개인적 감수성 차이와 유전적 관련성, 연구결과의 대중에게로 전달방법을 중요과제로 연구를 수행하고 있다.

2) 또한, 일본의 전력중앙연구소 [7]나 로카쇼무라 환경과학기술연구소[8]에서도 저선량 조사시설을 마련하고 환경 및 원전종사자의 피폭수준을 고려한 선량/율 환경 아래서 실험동물을 사육하면서 발암, 수명연장, 면역, 질병 실험동물 모델을 이용한 연구를 수행하고 있다.

3) 그러나, 국내에는 확보할 수 있는 최저 선량 및 선량율의 한계로 인하여 200mGy이하의 영역에 대한 인체영향 연구가 불가능하다.

저선량 조사시설의 활용성

부존자원이 부족하면서 전력생산의 약 45%를 원자력에 의존하고 있는 우리나라의 실정과 국민의 방사선에 대한 막연한 불안감을 고려 할 때, 저선량 방사선의 생물학적 영향에 대한 올바른 해석을 유도하고, 연구결과의 합리적 방사선방호 정책에의 적용 및 의학/상업적 적용 가능성을 탐색할 수 있는 연구가 필요하다. 이런 국내외적 필요성을 고려하여 올해 말에 한국수력원자력(주) 방사선보건연구원에 [저선량 동물/세포 조사시설 (^{137}Cs, 선량율: 0.005-50mGy/시간)]이 구축됨으로써 국내외 연구자와 협력하면서 장기적으로 연구를 수행할 수 있는 발판이 마련되었다. 본 연구원에 구축되는 조사시설과 이를 활용하여 수행할 수 있는 연구에 대하여 설명을 하고 국내외 연구자들의 참여를 유도하고자 한다.

본 연구원에 구축되는 저선량 조사시설을 활용하여 수행 할 수 있는 연구를 간략하게 기술하면 다음과 같다. 저선량 방사선에 의한 1) 활성산소 억제, 2) DNA손상 및 회복기전, 3) 세포증식 효과, 4) 생화학적인 방어기구 활성, 5) 호메시스, 6) 방사선 발암 및 관련 유전자의 불안정성에의 영향, 7) 적응응답, 8) 기형발생 억제, 9) 자손에 미치는 영향, 10) 질병억제 효과 연구 등이다 (그림 2).

참고문헌 및 자료

1. 저선량 방사선 영향에 관한 국제 심포지엄. 2003년 9월.
2. Clark RH. Radiological protection philosophy for 21st century. Raidat. Prot. Dosimetry, 105, 25-28, 2003.
3. Luckey TD. Physiological benefits from low levels of ionizing radiation. Health Physics, 43. 771-789, 1982.
4. 신 방사선의 신체에 미치는 영향. 일본보건물리학회, 일본 방사성동위원소 협회, 1999.
5. 近藤平宗. 인간은 왜 방사선에 약한가? 構淡社, 1998.
6. http://lowdose.tricity.wsu.edu
7. http://criepi.denken.or.jp
8. http://www.ies.or.jp

Ir-192와 Se-75 선원을 이용한 방사선투과검사시 피폭선량 비교평가

주광태, 김동언, 송정호, 정승용
고려공업검사(주) 기술연구소

요 약

국내 비파괴검사분야 중 방사선투과검사에 사용되는 방사성동위원소는 Ir-192 선원에 편중되어 있다. 국외 경우 다양한 현장 조건을 고려하여 Ir-192선원에 비해 상대적으로 저에너지 감마선을 방출하는 Se-75선원을 사용하여 검사품질 및 종사자의 방사선안전 향상에 노력을 기울이고 있다. 본 연구에서는 Ir-192선원과 Se-75선원을 사용하여 방사선투과검사를 수행할 시 종사자가 피폭받는 선량을 비교평가하여 Se-75선원의 유효 사용범위를 도출하였다. 도출결과 Fe 경우 20mm 이하, Al의 경우 50mm이하에서 Se-75선원이 Ir-192선원에 비해 종사자의 피폭선량이 낮음을 알 수 있었다. 추후에는 피검사체의 형태나 조건 변화에 따른 피폭선량을 측정하여 체계적인 Se-75선원의 사용범위를 고찰 할 계획이다.

Several Neutron Fluence Spectra and Dosimetric Quantities Determined by An Extended Bonner Sphere

Bong-Hwan Kim, Jong-Soo Kim, Si-Young Chang, Gyuseong Cho+
Korea Atomic Energy Research Institute
+Korea Advanced Institute of Science and Technology

Abstract

Some representative neutron fluence spectra were measured using an extended Bonner Sphere (BS) of Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) and dosimetric quantities determined from those spectra. Neutron fields are classified into three kinds according to the method implemented to produce neutron fluence spectra and these are the Scattered Neutron Calibration Field (SNCF) of KAERI and the photoneutron and proton-induced neutron fields. In order to investigate the effect of a prior information for unfolding the measured data of BS at the SNCFs three kinds of different spectra were used as the default spectra in the unfolding code, MXD_31.

근접치료용 Ir-192 소형 방사선원 캡슐의 안전성 시험

이재호, 김동학, 방경식, 서기석, 황창숙
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

Abstract

하나로에서 생산되는 밀봉선원 Ir-192는 의료용으로 사용하기 위해서 개발되었다. 직경 1.1mm, 길이 6mm의 크기를 갖기 때문에 인체내의 혈관, 담관 등의 좁은 강관 치료를 위한 적용이 가능하다. 이와 같은 선원 직경이 작고 비방사능이 높은 경우에 종양등의 환부에 방사선원을 근접 삽입시켜 치료할 수 있고 효과적이어서 점차적으로 시술적용 범위가 넓어지고 있다. 반면에 선원이 직접적으로 인체에 삽입되기 때문에 확실한 안전성 검증 절차를 거치지 않는다면 사고발생시 인체에 치명적인 결과를 초래할 수 있다. 따라서 본 연구에서는 Ir-192선원 캡슐(dummy source capsule)의 안전성 검증을 위해 ISO 2919 및 과기부 고시에 명시된 온도, 압력, 충격에 관한 3가지 항목의 시험을 수행하였으며 최종적으로 누설시험을 실시하였다.

Key Words: Ir-192 밀봉선원 캡슐, 온도, 압력, 충격, 누설

중수로 원전용 기체 삼중수소 방호용 마스크의 개발 및 성능비교

최길웅,김덕조,김희근*,김은주*
한국표준과학연구원,*전력연구원

요 약

국내의 가압중수로형(PHWR) 원전인 월성원전에서는 원자로 냉각제와 감속제로 중수(D_2O)를 사용하는 특성 때문에 D+n 반응에 의한 HTO 형태의 기체 삼중수소가 발생하여 내부피폭의 주된 원인이 되고 있다. 이러한 기체 삼중수소에 대한 방호장비로서 1992년에 월성원전에서 개발한 얼음을 이용한 방호호흡기를 사용하고 있으나 오늘날 방사선 방어의 신개념과 내부 피폭에 대한 방호의 강화 등으로 개선된 방호호흡기로의 교체가 요구되고 있어서 간편성 및 효율성이 강조된 고성능 방호호흡기를 개발하고 성능평가를 비교하여 보았다. 개선된 방호호흡기는 내부에 흡입공기의 3중 얼음 path 방식과 이중구조의 casing으로 제작되어 보온 특성이 뛰어나고 중량이 가벼워졌으며 사용시간은 증가되는 결과를 보여 주고 있어 현재 사용중인 방호호흡기에 비해 월등히 좋은 성능을 나타내고 있다

고에너지 엑스선을 이용한 항만 검사대 주변의 방사선 선량 평가

곽성우[1], 조규성[1], 김호경[2], 이윤[3], 한범수[4], 김인수[4], 장지현[5], 이정석5
[1]대전시 유성구 구성동 373-1 한국과학기술원
[2]부산시 금정구 장전동 산30 부산대학교
[3]서울시 성북구 안암동 5가-1
[4]대전시 유성구 용산동 550 이비텍(주)
[5]서울시 강서구 염창동 280 대동기재(주)

요약문

WTO 출범과 함께 국내외적으로 무역량이 증가하게 됨에 따라 공항과 항만을 통과하는 수화물 컨테이너와 이를 이용한 주변국으로부터 밀수가 급증하고 있으므로 국내 관련 기관에서는 빠르면서 정확한 검사를 위해 고에너지 엑스선을 이용한 비개장검사시스템을 도입하여 활용하고 있다. 본 논문에서는 이러한 고에너지 엑스선 검사장 주변에서의 선량을 Monte Carlo simulation으로 평가하고, 실제 측정치와 비교하였다. 실제 구조물에 대한 정확한 자료가 주어지면 고에너지 엑스선을 이용한 검사장 주변의 선량을 15%이내의 오차 범위내에서 예측가능함을 알 수 있었다.

삼중수소 사고유출시 농작물 오염 평가 모델 (ECOREA-H3)

금동권*, 이한수, 최희주, 강희석, 임광묵, 최용호, 이창우
한국원자력연구소, 원자력환경연구부
대전시 유성구 덕진동 150번지
(*dkkeum@kaeri.re.kr, tel: 042-868-2058, fax: 042-861-1761)

초 록

삼중수소 사고 누출시 농작물 오염 평가를 위한 동적격실모델 ECOREA-H3를 개발하였다. 모델의 격실은 크게 대기, 토양, 농작물로 구성되며 농작물은 엽채류 곡물류, 근군류의 3개 소그룹으로 분류하여 각각 독립적으로 모델링하였다. 벼에 대한 삼중수소 피폭실험 해석을 통해 모델의 타당성을 조사하였다. 모델에 의한 계산결과 벼이삭의 TFWT 농도는 공기의 절대습도, 뿌리흡수비, 강우량에, OBT 농도는 공기의 절대습도, 이삭의 성장기간, 유기물의 수소함량의 영향을 크게 받는 것으로 나타났다. 벼이삭의 OBT 농도에 대한 모델과 실험값은 잘 일치하였다.

소형 중성자 발생장치를 이용한 고속중성자 래디오그라피 시스템의 예비설계

배진형[1], 신명원[2], 신대용[2], 하달규[2], 정재희[2], 허성광[3], 황주호[1]
경희대학교원자력공학과[1], (주)하이텍홀딩스[2], 맥스파워(주)[3]

요 약

본 논문에서는 고속중성자(14 MeV)를 사용한 중성자 래디오그라피 시스템에 대한 차폐설계와 시스템의 최적화을 위하한 예비설계를 수행하였다. 기존 건물내에 제한된 공간에 조사시설이 설치되는 조건에 대하여 콘크리트 차폐벽 이외에 polyethylen차폐체를 사용하여 허용선량을 만족하는 차폐구조를 설계하였으며, 영상 시스템을 구성하는 중성자 발생장치, 모터, 미러, 섬광체 그리고 CCD 카메라의 성능과 특성을 분석하였다. 차폐구조로 인한 산란효과와 시스템의 구성을 통해 고속중성자를 이용한 래디오그라피 시스템에서 영상의 질을 결정함에 있어 섬광체의 성능이 중요한 역할을 하는 것으로 판단되었다.

한국수력원자력㈜

고유가 시대, 세계는 다시 원자력을 주목합니다

유가가 1달러만 올라도 세계 경제가 휘청거리는 고유가시대-
세계의 언론과 학자들은 안정적이고 효율적인 에너지 원자력을 주목합니다.
연간 2조원의 외화를 절약하며 국내 소비전력의 40%를 담당하는 원자력,
우리의 든든한 에너지 버팀목입니다.

경제에 힘이 되는 에너지- 원자력이 있습니다

원자력발전 알고 계십니까?

지난해, 전기 생산용 연료수입액 44억 달러, 원자력 연료수입액 2.6억 달러
원자력은 전력의 40%나 담당하지만 연료수입액은 단 6%에 불과합니다

Korean Radioactive Waste Society

대전시 유성구 덕진동 150번지 한국원자력 연구소
정보과학동 3층 301호
TEL : +82-42-861-5851
FAX : +82-42-861-5852
E-mail : krs@kaeri.re.kr
http://www.krws.or.kr

The Korean Association for Radiation Protection

대전시 유성구 구성동 19번지 한국원자력안전기술원
방사선안전센터 102호
TEL : +82-42-868-0036
FAX : +82-42-862-3680
E-mail : k552@kins.re.kr
http://www.karp.or.kr