KR9900177

KAERI/TR-1274/99

FTL 시험 및 설계요건정립을 위한 기술 분석

Technical Analysis for the Establishment of the Test and Design Requirement of FTL

한국원자력연구소

30-48

제 출 문

한국원자력연구소장 귀하

본 보고서를 "FTL 시험 및 설계요건정립을 위한 Task Force Team"의 운영, 기술보고서로 제출합니다.

1999. 3.

TFT책임자(주저자) : 심 봉 식

TFT참여자(공동저자)

-FTL시설검토 및 총괄분야 : 이기홍, 조영갑, 박근옥 김준연, 지대영

-FTL성능검토분야 : 김학노, 구양현, 김대호 배기광, 김헌일, 심기섭 이정영, 이병철

-하나로 Interface 검토분야 : 우종섭, 박용철, 황승열 김영기, 정환성, 안성호

요 약 문

중장기과제로 수행중인 하나로 핵연료 조사시험 설비의 시험 및 설계요건 정립을 위한 Task Force Team을 구성하였다. 본 Task Force Team에서는 FTL의 성능검토 및 사용자요건 도출, 하나로와의 간섭사항 검토, FTL 설계요건정립 및 설계변경에 따른 영향검토, 과제의 종합적인 적정성 평가를 통한 향후 추진방안제시 등을 수행하였다.

Task Force Team의 기술검토결과에 따라 7봉의 핵연료를 시험 할 수 있는 노내시험부의 설계요건을 확정하였으며, 이에 따른 노외공정계통 의 설계 변경 안을 도출하였다. 또한 기존과제 수행 실적을 수용하며 적정투자규모로 최대의 시험효과를 얻을 수 있는 추진방안을 수립하였다.

본 Task Force Team 기술검토결과는 기존 FTL 설계변경 및 향후추진 방안에 활용 될 것으로 기대된다.

SUMMARY

A Task Force Team was made up to establish the design and test requirements of the Fuel Test Loop(FTL) which will be installed in HANARO. The activities of the Task Force Team include the review of the performance of the FTL, the establishment of user requirement, the review of interface between HANARO and FTL, the reevaluation of design concept and finally the provision of the viable design option through the impact analysis on design change.

Based on the review, the Task Force Team has finalized the design concept of the In-Pile Test Section(IPS) which accommodates a maximum number of 7 fuel pins. Following the modification of the IPS, we have identified the required design modification of the Out-Pile System(OPS) to reduce the investment cost FTL facility while maintaining the performance and not jeopardizing the safety of system.

The results of the analysis will be used for the design change of both IPS and OPS system of FTL and for the future works of the project.

목 차

제 1 장 서 론 1
1.1 Task Force Team 설립배경 1
1.1.1 과제추진 배경 1
1.1.2 기술적 배경 2
1.2 Task Force Team 구성 6
1.2.1 목표 6
1.2.2 배경 및 필요성 6
1.2.3 추진방안 7
1.2.4 수행업무 8
1.2.5 기술전담반 구성 9
1.3 Task Force Team 운영 10
1.3.1 Task Force Team 운영일정 10
1.3.2 Task Force Team 운영 11

제 2 장 본 론 13
2.1 분야별 업무수행내용 13
2.1.1 FTL 성능검토분야 13
2.1.1.1 개요 13
2.1.1.2 사용자요구사항 및 사용계획 13
2.1.1.3 다발형 IPS에 대한 분석 14
2.1.1.4 Multi-Pin형 IPS에 대한 분석 47
2.1.1.5 결론 60
2.1.2 하나로 Interface 검토분야 62
2.1.2.1 계측제어계통 설계검토 62
2.1.2.2 전력계통 설계검토 71
2.1.2.3 공정계통 설계검토 103
2.1.3 FTL 시설검토 및 기술총괄분야 118
2.1.3.1 FTL 시설검토 118
2.1.3.2 사고해석 140
2.1.3.3 방사선 환경영향평가 157
2.1.3.4 FTL 시설 및 기술총괄 검토결과 160

제 3 절 결론 161
3.1 기술검토 결과요약 161
3.1.1 사용자 요건정립 161
3.1.2 계통설계 검토 186
3.1.3 설계변경에 대한 영향검토 195
3.2 향후추진계획(안) 199
3.2.1 FTL 기술검토 내용(안) 199
3.2.2 FTL 기술검토 내용별 비교분석 199
3.2.3 노내시험시설 설계건조과제 예산평가 202
3.2.4 향후추진계획 206
3.3 결론 210

첨부 1 FTL과제관련 계약수행방향 설정을 위한 Task Force Team 구성(안) 211

첨부 2 FTL과제관련 계약수행방향 설정을 위한 Task Force Team 보고서 214

표 목 차

표 1.3.1.1 FTL 기술검토 수행일정 10
표 2.1.1.1 이용자요구 사항에 따른 FTL 설계자료와의 비교표 15
표 2.1.1.2 Fuel 및 Flow Tube, Pressure Tube 제원 17
표 2.1.1.3 농축도에 따른 UO2 Fuel의 각 핵종의 무게구성비 17
표 2.1.1.4 FTL에서 PWR 시험다발 조사시 중성자속 및 선출력 18
표 2.1.1.5 FTL에서 CANDU 다발조사시 중성자속 및 선출력 26
표 2.1.1.6 CANFLEX 연료봉의 제원 33
표 2.1.1.7 FTL에서 CNFLEX 다발 조사시 중성자속 및 선출력 35
표 2.1.1.8 조사분석에 사용된 DUPIC 연료봉조성 42
표 2.1.1.9 DUPIC 핵연료 다발 조사시 선출력 47
표 2.1.1.10 농축도에 따른 선출력 및 중성자속의 최대값 및 평균값 ..48
표 2.1.1.11 농축도에 따른 선출력 및 중성자속의 최대값 및 평균값 52
표 2.1.2.1 전력계통 구성 안의 요약 100
표 2.1.2.2 FTL 계통의 2차냉각수 유량변경 103
표 2.1.2.3 압축공기 공급관 설치현황 106
표 2.1.2.4 사용시기별 예상공기 소요량 107
표 2.1.2.5 FTL 압축공기 예상소요량 109
표 2.1.3.1 FTL Operation Parameter 비교표 136
표 2.1.3.2 FTL 7 Pin에 대한 Axial Power Profile 142
표 2.1.3.3 FTL 7 pin에 대한 사용자요구 선출력 및 출력 143
표 2.1.3.4 FTL 7 pin의 사용자요구 선출력조건에 대한 IPS 운전 조건 145
표 2.1.3.5 FTL 7 Pin의 사용자요구 선출력조건에 대한 MCW 계통의 운전 조건 146
표 3.1.1.1 사용자 요건 166
표 3.1.1.2. 7-Pin IPS 제원 176

표 3.2.1.1 FTL 기술검토 내용(안) 200
표 3.2.2.1 FTL 기술검토 내용별(안) 비교 201
표 3.2.3.1 FTL 과제예산 집행현황 203
표 3.2.3.2 FTL 투자규모 비교 (잔여 추가액) 204
표 3.2.3.3 FTL 총소요예산 분석 205
표 3.2.4.1 FTL 향후 업무내용 및 연차별 소요예산 209

그 림 목 차

그림 1.2.5.1 FTL 기술검토팀 조직표 9
그림 2.1.1.1 LH에서의 PWR 24봉 시험다발에 대한 MCNP 계산모델 평면도 18
그림 2.1.1.2 LH에서의 PWR 24봉 시험다발에 대한 MCNP 계산모델 입면도 19
그림 2.1.1.3 PWR 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 (농축도가 2.5%일 때) 19
그림 2.1.1.4 PWR 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 (농축도가 5.0%일 때) 20
그림 2.1.1.5 PWR 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 (농축도가 7.5%일 때) 20
그림 2.1.1.6 PWR 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 (농축도가 10.0%일 때) 21
그림 2.1.1.7 PWR 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 (농축도가 11.0%일 때) 21
그림 2.1.1.8 PWR 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 2.5%일 때) 22
그림 2.1.1.9 PWR 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 5.0%일 때) 22
그림 2.1.1.10 PWR 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 7.5%일 때) 23
그림 2.1.1.11 PWR 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 10.0%일 때) 23
그림 2.1.1.12 PWR 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 11.0%일 때) 24

그림 2.1.1.13 LH에서의 CANDU 시험다발에 대한 MCNP 계산모델 평면도 25
그림 2.1.1.14 LH에서의 CANDU 시험다발에 대한 MCNP 계산모델 입면도 26
그림 2.1.1.15 CANDU 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포(농축도가 0.711%일 때) 27
그림 2.1.1.16 CANDU 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포(농축도가 2.5%일 때) 27
그림 2.1.1.17 CANDU 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포(농축도가 5.0%일 때) 28
그림 2.1.1.18 CANDU 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포(농축도가 7.5%일 때) 28
그림 2.1.1.19 CANDU 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포(농축도가 10.0%일 때) 29
그림 2.1.1.20 CANDU 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포(농축도가 12.0%일 때) 29
그림 2.1.1.21 CANDU 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 0.711%일 때) 30
그림 2.1.1.22 CANDU 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 2.5%일 때) 30
그림 2.1.1.23 CANDU 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 5.0%일 때) 31
그림 2.1.1.24 CANDU 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 7.5%일 때) 31
그림 2.1.1.25 CANDU 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 10.0%일 때) 32
그림 2.1.1.26 CANDU 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 12.0%일 때) 32

그림 2.1.1.27 LH에서의 CANFLEX 다발에 대한 MCNP 계산모델 평면도 34
그림 2.1.1.28 LH에서의 CANFLEX 다발에 대한 MCNP 계산모델 입면도 34
그림 2.1.1.29 CANFLEX 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력분포 (농축도가 0.711%일 때) 36
그림 2.1.1.30 CANFLEX 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력분포 (농축도가 2.5%일 때) 36
그림 2.1.1.31 CANFLEX 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력분포 (농축도가 5.0%일 때) 37
그림 2.1.1.32 CANFLEX 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력분포 (농축도가 7.5%일 때) 37
그림 2.1.1.33 CANFLEX 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력분포 (농축도가 10.0%일 때) 38
그림 2.1.1.34 CANFLEX 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력분포 (농축도가 12.0%일 때) 38
그림 2.1.1.35 CANFLEX 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 0.711%일 때) 39
그림 2.1.1.36 CANFLEX 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 2.5%일 때) 39
그림 2.1.1.37 CANFLEX 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 5.0%일 때) 40
그림 2.1.1.38 CANFLEX 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 7.5%일 때) 40
그림 2.1.1.39 CANFLEX 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 10.0%일 때) 41
그림 2.1.1.40 CANFLEX 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 12.0%일 때) 41

그림 2.1.1.41 43개의 연료봉중 DUPIC 연료봉 3개가 최외각 ring에서 노심과 가장 가까운 곳에 위치한 경우에 대한 연료봉 배치도 44
그림 2.1.1.42 43개의 연료봉중 DUPIC 연료봉 3개가 최외각 ring에서 같은 간격으로 떨어져 위치한 경우에 대한 연료봉 배치도 44
그림 2.1.1.43 43개의 연료봉중 최외각 ring에 모두 DUPIC 연료봉이 위치한 경우에 대한 연료봉 배치도 45
그림 2.1.1.44 43개의 연료봉중 가운데는 void로 된 dummy element이고, 최외각 ring에모두 DUPIC 연료봉이 위치한 경우에 대한 연료봉 배치도 45
그림 2.1.1.45 43개의 연료봉이 모두 DUPIC 연료봉인 경우에 대한 연료봉 배치도 46
그림 2.1.1.46 43개의 연료봉중 가운데는 void로 된 dummy element이고, 나머지 모든 연료봉은 모두 DUPIC 연료봉인 경우에 대한 연료봉 배치도 46
그림 2.1.1.47 PWR형 multi-pin의 분석을 위한 MCNP 계산모델 평면도 48
그림 2.1.1.48 PWR형 multi-pin의 분석을 위한 MCNP 계산모델 입면도 49
그림 2.1.1.49 PWR 7pin 조사시 농축도에 따른 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 50
그림 2.1.1.50 PWR 7pin 조사시 농축도 변화에 따른 flow tube 내에서의 축방향 열중성자속 분포 50
그림 2.1.1.51 PWR 7pin 조사시 농축도 변화에 따른 flow tube 내에서의 축방향 고속중성자속 분포 51
그림 2.1.1.52 CANDU형 multi-pin의 분석을 위한 MCNP 계산모델 평면도 53

그림 2.1.1.53 CANDU형 multi-pin의 분석을 위한 MCNP 계산모델 입면도 53
그림 2.1.1.54 CANDU 7pin 조사시 농축도 변화에 따른 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 54
그림 2.1.1.55 CANDU 7pin 조사시 농축도 변화에 따른 flow tube 내에서의 축방향 열중성자속 분포 54
그림 2.1.1.56 CANDU 7pin 조사시 농축도 변화에 따른 flow tube내에서의 축방향 고속중성자속 분포 55
그림 2.1.1.57 DUPIC 7pin 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 (Inner pressure tube내 물질이 H_2O일때와 D_2O로 바꾸었을 때) 56
그림 2.1.1.58 DUPIC 7pin 조사시 축방향 중성자속 분포 57
그림 2.1.1.59 DUPIC 7pin 조사시 축방향 중성자속 분포 (Inner pressure tube내 물질을 D_2O로 바꾸었을 때) 57
그림 2.1.1.60 PWR 7-pin의 연소에 따른 선출력변화 59
그림 2.1.1.61 CANDU 7-pin의 연소에 따른 선출력변화 59
그림 2.1.2.1 FTL 전력계통 단선도 (현설계) 76
그림 2.1.2.2 안전등급 기기 분류 및 설계절차 80
그림 2.1.2.3 FTL 전력계통 단선도 (개선 1안) 84
그림 2.1.2.4 FTL 전력계통 단선도 (개선 2안) 88
그림 2.1.2.5 FTL 전력계통 단선도 (개선 3안) 91
그림 2.1.2.6 하나로 RX Room 121, 122 수정안 (개선 2안) 93
그림 2.1.2.7 FTL 전기실 신축안 1층 (개선 2안) 94
그림 2.1.2.8 FTL 전기실 신축안 2층 (개선 2안) 95
그림 2.1.3.1 FTL 노외공정계통 123
그림 2.1.3.2 수조내 자연대류 분석을 위한 모델링 130
그림 2.1.3.3 시험핵연료의 Decay Power Fraction에 대한 Mass Flow 131

그림 2.1.3.4 시험핵연료의 Decay Power Fraction에 대한 핵연료 표면온도 131
그림 2.1.3.5 시험핵연료의 Decay Power Fraction에 대한 Heat Transfer Mode 132
그림 2.1.3.6 시험핵연료의 Decay Power Fraction에 대한 Fuel Coolant Temperature Difference 132
그림 2.1.3.7 Nodal Diagram for Multi-Pin Accident Analysis 147
그림 2.1.3.8 PWR Mode의 IPS 질량유량 149
그림 2.1.3.9 CANDU Mode의 IPS 질량유량 149
그림 2.1.3.10 PWR Mode의 피복재 온도 150
그림 2.1.3.11 CANDU Mode의 피복재 온도 150
그림 2.1.3.12 SBLOCA 시의 IPS 질량유량 152
그림 2.1.3.13 SBLOCA 시의 피복재 온도 152
그림 2.1.3.14 PWR SBLOCA 시의 Accumulator 압력 및 냉각수 체적 154
그림 2.1.3.15 PWR SBLOCA 시의 피복관 온도의 상승 154
그림 2.1.3.16 SRV 개방 사고 시의 자연대류에 의한 IPS 질량유량 ..155
그림 2.1.3.17 SRV 개방 사고 시의 자연대류에 의한 피복재 온도 ...155
그림 3.1.1.1 핵연료개발 사용자그룹의 시험항목 및 계획 164
그림 3.1.1.2 핵연료개발 과제별 연소시험 일정 165
그림 3.1.1.3 농축도별 출력 167
그림 3.1.1.4 DUPIC 다발출력 169
그림 3.1.1.5 다발평균 및 최대 선출력 170
그림 3.1.1.6 출력이 가장 높은 봉 선출력 170
그림 3.1.1.7 출력이 가장 높은 DUPIC 연료봉의 선출력 172
그림 3.1.1.8 7봉 조사 시 선출력 177
그림 3.1.1.9 냉각수 두께 감소에 따른 선출력 변화 181
그림 3.1.1.10 AOO 사건 시 PWR 형의 피복재 온도 182
그림 3.1.1.11 AOO 사건 시 CANDU 형의 피복재 온도 183

그림 3.1.1.12 Small break LOCA 시 핵연료 피복재 온도 183
그림 3.1.1.13 연소도에 따른 선출력 변화(PWR) 185
그림 3.1.1.14 연소도에 따른 선출력 변화(CANDU) 185
그림 3.1.1.15 중수로 핵연료봉의 연소중 파손시작 186
그림 3.2.4.1 HANARO FTL Project Schedule 208

제 1 장 서 론

1.1 Task Force Team 설립배경

1.1.1 과제추진배경

핵연료조사시험설비(Fuel Test Loop)를 설치하기 위해 하나로센터 하나로 이용기술개발팀에서는 중장기 과제로 "노내시험시설 설계.건조" 사업을 추진하고 있다. 제 1단계 1차 년도(1997.7-1998.3) 과제 수행 중 아래와 같은 여건 변화가 있었으며, 변화된 환경에 적절히 대응하기 위해 과제 추진방향의 재정립이 필요하게 되었다.

-1997년 말 환율급등 및 국내경제여건 변화에 따른 대규모 시험설비 건설에 필요한 투자규모의 조정 필요성 대두.

-하나로를 이용한 동위원소 생산의 연속성 유지 및 국내시장에 동위원소의 안정적 공급을 위해 하나로를 장기간 정지하기가 어려움.

-따라서 노내시험설비의 적절한 투자 규모 평가를 위한 기술검토 및 대안 마련이 요구됨.

연구소에서는 현재 수행중인 "노내시험시설 설계.건조" 과제에 대한 전반적인 사업평가를 수행코자 하며, 1단계로 계약에 대한 검토와 평가를 한 후 향후과제 추진방안과 계약별 처리방안을 수립하기 위해 Task Force Team(Task Force Team명 : FTL 과제관련 계약수행방안 설정을 위한 Task Force Team)을 구성하여 1998.1.3일부터 1998.1.31일 까지 1개월간 활동을 하였으며 그 결과 주요 사항은 다음과 같다.

-노내시험시설 설계용역은 잔여 업무중 필수업무는 수행하고 나머지는 중단한다.

-입고 및 제작중인 기자재는 납품 후 종료한다.(단, 제작 미착수 상태인 IPS는 현 상태에서 종료한다.)

-현장 기자재 설치 업무는 해지한다.

-기술검토 결과 확정시까지 현재 수행중인 업무 일부를 유보 또는 해지한다.

FTL 과제관련 계약수행방안 설정을 위한 Task Force Team의 구성 및 검토결과는 첨부 1 및 첨부 2와 같다. 검토결과에 따른 후속조치 업무와 타 분야 중장기 과제 중 본 시설을 사용 할 예정인 사용자의 요구사항을 파악하고 시험 필요시기, 시험요건 등에 관한 재조정 및 확정 작업을 추가로 수행할 필요성이 대두되었다.
또한 설치 중단에 따른 입고 기자재 및 기기의 성능보장에 필수적인 환경요건을 만족하기 위한 이들 기자재의 보관 및 유지관리가 설치 전까지 필요하게 되어 성능보장과 인허가 획득을 위해 필요한 지속적인 업무와 기술검토 전담반에 필요정보의 제공 및 해석결과 설명 등의 보조적인 업무는 노내시험시설 설계.건조 과제에서 계속 수행하기로 하였다.

사업의 종합적인 검토의 2단계 작업을 조직적이고 효율적으로 수행하기 위해 노내시험설비 기술검토 전담반(Task Force Team명 : Fuel Test Loop 시험 및 설계요건 정립을 위한 Task Force Team)을 구성하였으며 주요업무는 다음과 같다.

-핵연료 조사시험시설의 설계요건 검토 및 확정
-시설 및 기기의 성능검토 및 활용방안 제시
-하나로와 간섭사항 검토
-설계대안 혹은 변경 안 제시 등
-사업의 종합적인 적정성 평가를 통한 추진 방안제시

1.1.2 기술적배경

핵연료조사시험설비는 크게 노내시험부(In-Pile Test Section : IPS)와 노외공정계통(Out Pile System : OPS)으로 구성되어 있다. 기술검토 착수시점인 1998년 3월의 설계 진척도는 약 95% 이며 설계관련 도서와 문서는 약 1200종이 된다. 국내외의 업체에 제작 발주된 설비는 1단계 Task Force Team 검토결과에 노외공정계통

구성 기기의 일부는 연구소에 인도될 예정이며 노내시험부는 설계의 검증을 위해 시험을 수행하였고 재료를 구입한 제작단계에서 중단하였다. 건설허가를 위해 안전기술원에 안전성 분석보고서를 제출하여 현재 2차 질의에 대한 답변서를 제출한 상태이다. 노외 공정계통중 전기와 계장설비는 설계가 완료된 상태이나 관련기기 및 계통의 구매는 미 추진된 상태이다. 다음은 상기한 계통별 현황을 문제점 중심으로 간략히 기술하였다.

1.1.2.1 노내시험부

노내시험부는 시험핵연료(PWR 및 CANDU형)를 내장하고있는 동축의 다중관으로 구성되어 있으며 핵연료에서 생성되는 열을 제거해주며 시험핵연료의 시험조건을 정상상태로 유지하는 기능을 갖고 있다. 하나로 건설시 노내시험부 설치에 필요한 지지구조물이 설치되지 않아 수조의 구조적인 건전성이 유지되도록 구조물을 설치하였다. 수조내 배관 파단시 배관의 휨과 급류에 대한 영향을 분석 평가하여 수조내 배관의 설계를 완료하였다. 하나로 노심의 구조상 유로는 reentrance 형태로 설계를 하였다.

구조물중 In-pile section 은 안전등급 1, 수조내 배관은 안전등급 3, 그리고 유로관, 저장선반 및 공구는 비안전 등급으로 분류하여 설계하였다. 설계과정에서 제기된 문제점을 요약하면 아래와 같다.

-노내시험부의 수명은 노내시험부의 중성자속 차이로 인하여 조사기간이 증가함에 따라 휘게됨으로서 약 5년 정도가 된다.
-노내시험부의 spool piece에 두 군데의 Gamah seal을 사용하여 누설을 방지하는 설계를 하였으나 모의 시험 중 상부 seal에서 누설이 발생하였다. 누설문제를 해결하기 위한 여러 가지 방법을 검토하였으며 제작 및 설계변경에 의한 영향을 최소화하는 방향으로 추진예정 이다.
-압력관의 재료는 Zr-2.5Nb을 사용하나 기계가공 및 용접등 제작 및 가공회사의 수가 세계적으로 한정되어 있어 제작상

어려운 점이 있다. 또한 온도구배에 따른 delayed hydride cracking 현상에 대한 분석이 필요하다.

-외부압력관과 하나로의 중수 탱크사이의 간격이 적어 gamma heating에 의한 열을 제거하기 위해 추가 냉각계통이 필요하다.

-노내시험부를 설치하기 위한 원격 취급장비는 기존 노내시험부 형상을 기준으로 설계되어 있다.

-수조내 구조물의 방사화에 따라 수조내 배관의 설치에 어려움이 발생하였으며 flange type로 변경을 고려 중이다.

-핵연료의 조사 및 시험조건 확인과 기본 자료 획득용 계측장치는 IPS 상부에 약 20여 개의 계측line 을 설치 할 수 있도록 하였으며 센서는 시험 핵연료 및 hollow pin을 사용하여 필요 위치에 부착하도록 하였다.

1.1.2.2 노외공정계통

노외공정계통은 노내시험부에 장착된 시험핵연료의 유량, 압력 등의 시험조건을 만족하고 시험핵연료에서 발생하는 열을 제거하는 다음과 같은 다수의 공정계통으로 구성되어 있다.

-주순환계통
-정화계통
-비상냉각수 주입계통
-보충수 공급계통
-액체폐기물 처리계통
-화학재 공급계통
-기기 냉각계통
-시료채취 및 분석 계통
-전력 및 계측제어 계통
-HELB(High Energy Line Break) 완화계통

고온고압의 냉각수를 이용하는 핵연료조사시험설비의 압력경계를 정의하고 기기 및 구조물의 안전기준을 설정하였다. 이에 따라

각 기기와 구조물의 안전, 품질 및 지진에 대한 등급분류를 하였으며 설계, 구매, 제작, 시험 등 인허가에 필요한 제반 자료를 확보함과 동시에 사고해석을 수행하여 분석결과 본 설비가 인허가 요건을 만족하였다.

노외공정계통의 설계는 완료 상태이며 일부 기기의 제작이 진행중이며 연구소에 입고될 예정이다. 단 계약검토 TFT의 검토결과에 따라 기구매 발주된 일부 기기는 계약 해지되어 입고되지 않을 것이다.

전력공급계통과 계측제어 기기는 설계가 완료되었으나 현재 발주가 되어 있지 않은 상태이다.

1.1.2.3 하나로와의 간섭사항

본설비와 하나로와의 간섭은

-노내시험부가 위치할 하나로 반사체 탱크내 Large Hole(LH), 노내시험부를 지지하기 위한 수조내 지지물과 노외공정계통로 부터 냉각수를 공급받고 배출하기 위한 배관과

-노외공정계통의 기능 유지를 위해 하나로의 2차 냉각계통, 환기계통, 액체폐기물계통, Demi-water 공급계통, 압축공기 공급계통, 보호계통 등이 있으며

-배관 및 전선의 설치를 위한 건물의 Penetration등이 있다.

하나로의 Gallery내 배관과 수조내 지지물의 설치는 완료되었으며, 수조내 배관의 상세설계, 응력해석 및 가상배관 파단사고시 동적해석을 수행하여 건전성을 입증하였다. 각 배관 및 전선의 관통시 콘크리트 구조물의 건전성을 평가하였다. 단 전력계통은 하나로의 전원용량이 부족하여 별도의 전기실이 필요하여 건물과 시설의 설계를 완료하였다. 또한 핵연료조사시험설비의 이상이 하나로로 파급되는 것을 막기 위해 핵연료조사시험설비 트립시 즉시 하나로를 트립하도록 하였다. 기타 노외공정계통의 기능 유지를 위해 필

요한 하나로의 관련 계통은 충분한 여유 용량을 확보하고 있어 운전상 문제점은 없다.

1.1.2.4 반입 기자재의 성능보장 문제

현재 반입된 기자재는 노외공정계통의 일부기기 및 방사선측정장비(RMS)이며 1999년 3월 안전등급 펌프류가 현장에 입고될 예정이다. 설치와 시운전이 현시점에서 볼 때 지연이 예상되며 기기 구매시 체결한 계약서에 의하면 현장 입고 후 1년 혹은 2년의 성능보증이 유효하다. 따라서 설치 및 시운전 시기가 미정인 현 상황에서 이들 기기 들의 성능 보증기간의 연장은 어려운 실정이며 시운전중 문제점 발생시 제작사의 별도의 서비스를 받아야 한다.

1.2 Task Force Team 구성

1.2.1 목표

-사용자요건을 반영한 시설의 시험 및 설계요건 확정
-노내시험시설 설계.건조과제의 향후 추진방향 정립

1.2.2 배경 및 필요성

- 당 과제는 하나로에 정상상태 Fuel Test Loop를 설계·제작·설치하기 위해 중장기 연구과제로 수행 중에 있음.
- 당초 과제 계획에 따르면 연구 1단계인 2000년 3월말에 설치 및 시운전을 완료하여 운영하고자 하였으나, 1997년 말 환율급등 및 국내 경제 여건 변화에 따라 잔여업무 수행을 위한 소요자금 지원의 어려움이 대두되었음.

- 따라서 FTL 설비의 적절한 투자 규모 평가를 위해 기술적 타당성 및 대안을 모색하고자 함.
- 우선 현재 수행중인 계약업무를 위해 "FTL 과제 관련 계약 수행방향 설정을 위한 Task Force Team"을 구성 운영하였음.
- 당 과제는 현재 노외공정계통(Out-Pile System)의 일부가 제작 중에 있으며 설치는 미 착수된 상태이므로 반입된 기자재의 사용을 전제로 FTL 규모의 적정성을 검토하고자 함.
- 이에 FTL의 사용자의 요구조건을 재정립하여 FTL를 이용한 시험요건의 확정 및 설계요건의 조정 필요성 검토를 수행하고
- 또한 사용자의 시험계획 및 소요자금의 투자계획 등을 감안한 노내시험시설 설계.건조 과제의 향후 추진 방안 및 계획의 수립이 필요함.

1.2.3 추진방안

- 단 기간내에 기술적 검토를 효율적으로 진행하기 위해 노내시험시설 설계.건조 과제 참여자는 기술검토 전담반의 요구시 설계요건 및 내용을 제시한다.
- 기술 검토 전담반은 사용자 요건을 도출하고 본 시설과 하나로의 제약사항을 감안하여 시험 가능한 설계 및 성능요건을 확정한다.
- 기술검토 전담반은 기 구입 기자재 및 기기를 최대한 활용할 수 있도록 하고 현재 설계가 종료 단계임을 감안하여 새로운 개념의 도입으로 인한 재설계 등 예산의 중복 집행을 최소화하여야 한다.
- 기술 검토 결과를 필요시 외국의 시설 운영 경험이 있는 전문가의 자문을 받아 보완토록 한다.
- 기술 검토 결과는 성능요건을 만족하면서 현실적으로 실현가능한 설계 대안을 확정토록 하고 이를 토대로 향후 업무

수행을 위한 적정 소요예산 및 인력을 산정하여 노내시험시설설계.건조 과제의 향후추진방안 및 계획을 수립하도록 한다.

1.2.4 수행업무

다음과 같은 3개 기술분야의 세부 기술 검토를 거쳐 업무를 수행토록 한다.

1.2.4.1 FTL 시설검토 및 기술 총괄분야

- FTL 설계 적정성 및 기기·설비의 기능파악
- FTL 설계(안) 도출시 이에 대한 기기·계통의 적정성, 안전성, 건전성, 운전성 및 영향평가
- FTL 기술 검토 결과에 따른 과제 총괄 추진계획 수립
  - 적정 소요 예산 및 인력 산정
  - FTL 설치 및 운영 일정 계획 수립

1.2.4.2 FTL 성능 검토 분야

- 사용자 요건 도출
- 기존 FTL 설계의 만족성 평가
- 사용자 요건 변경시 이에 대한 성능 및 간섭사항 평가
- 사용자 요건 변경시 설계변경 요건 사항 제안 및 영향평가 (불 만족시 대안제시)
- FTL 성능 및 시험범위 / 요건 확정

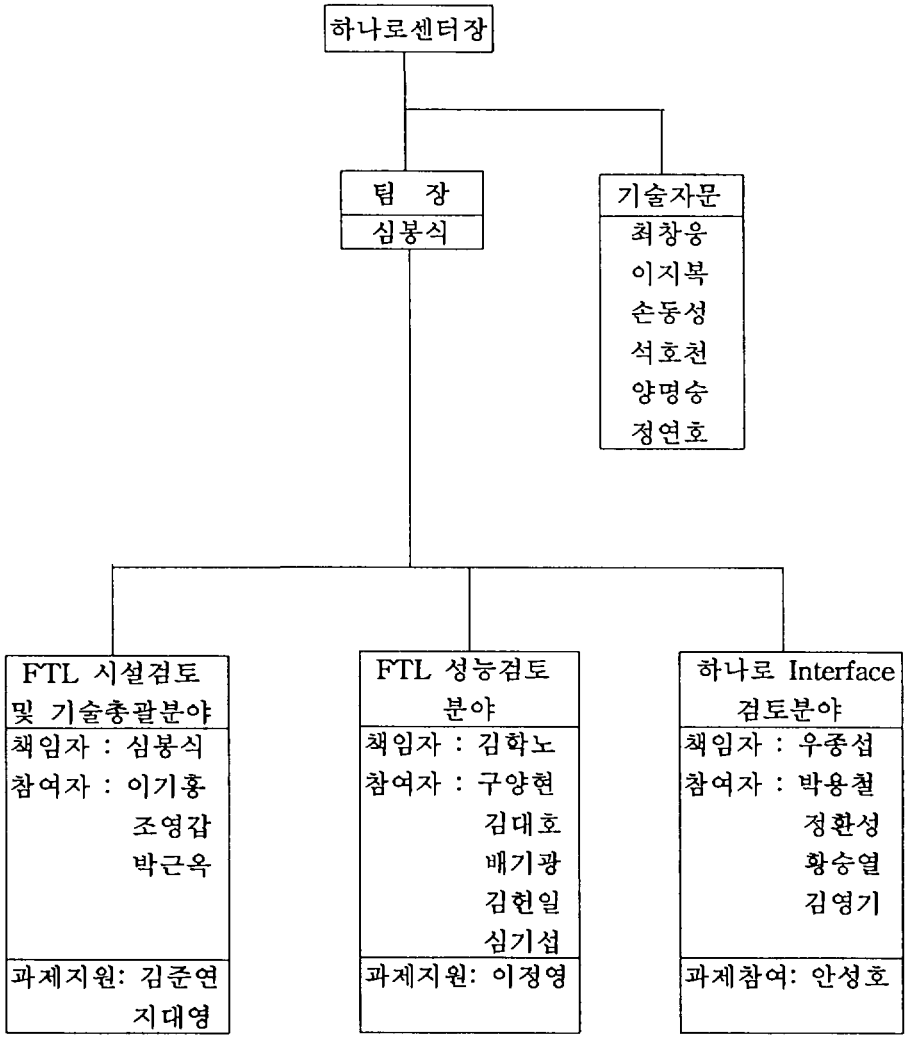
1.2.4.3 하나로 Interface 검토 분야

- FTL 전력계통 검토
- 하나로와 FTL간의 설계·설치 간섭사항 검토

- FTL 운전 Policy 검토

1.2.5 기술 검토 전담반 구성

그림 1.2.5.1 FTL 기술검토팀 조직표



1.3 Task Force Team 운영

1.3.1 Task Force Team 운영일정

1.3.1.1 기간 : 1998. 5. 1 ~ 1998. 10. 31 (6개월)

1.3.1.2 세부 수행 일정

표 1.3.1.1 FTL 기술검토 수행일정

수행 내용	'98.5	'98.6	'98.7	'98.8	'98.9	'98.10
1. FTL 시설 검토 및 기술총괄 분야 - FTL 설계 적정성 및 기기·설비의 기능 파악 - 설계변경(안) 도출시 이에 대한 기기·계통의 적정성, 안전성, 건전성, 운전성 및 영향평가 - FTL 기술 검토 결과에 따른 과제 총괄 추진계획 수립 - 필요시 외국전문가 자문						
2. FTL 성능검토 분야 - 사용자 요건 도출 - 기존 FTL 설계의 만족성 평가 - 사용자 요건 변경시 성능 및 간섭 사항 평가 - 사용자 요건 변경시 설계변경 요건 사항 제안 및 영향평가 - FTL 성능 및 시험범위 / 요건확정						
3. 하나로 Interface 검토 분야 - FTL 전력 계통 검토 - 하나로와 FTL간의 설계·설치 간섭사항 검토 - FTL 운전 Policy 검토						

1.3.2 Tsak Force Team 운영

1.3.2.1 Task Force Team 운영

Task Force Team 운영은 아래의 기준으로 한다.

- 본 Task Force Team의 소속은 하나로센터장 산하에 둔다.
- 각 구성원은 팀장의 지시와 감독을 받으며 각 분야별 보고서 및 총괄보고서를 작성한다.
- 본 Task Force Team의 기간은 필요시 연장할 수 있다.
- 하나로센터장, 신형동력로개발단장 등 관련 연구단장은 중간 및 최종결과 검토에 참여한다.

1.3.2.2 Task Force Team 운영전략

Task Force Team 운영전략은 아래와 같다.

- FTL은 하나로를 이용하는 대규모 실험설비로 최근 국내경제 여건변화에 따라 투자규모의 조정이 대두되어 이에 기존 FTL의 설계 및 시설내용에 대한 기술검토를 통한 사용자그룹과의 실험범위조정 및 시설규모 축소로 투자비용의 최소화와 실험효과 극대화 추진
- FTL 시설규모축소에 따른 설계변경시 기 구입 기자재의 사용방안수립 및 영향 최소화
- FTL 시설설치 공사기간 최소화로 하나로 운전 및 동위원소 생산 영향 최소화

- FTL 설계변경에 따른 안전성분석 업무 재수행 및 인허가 심사를 위한 보고서 및 분석자료 작성
- 일부 기자재의 제작사양 변경 및 국산화 추진으로 시설비용의 최소화

제 2 장 본 론

2.1 분야별 업무수행내용

2.1.1 FTL 성능검토분야

2.1.1.1. 개요

하나로의 반사체지역에 확보하여 놓은 LH조사공은 37봉 CANDU형 다발의 노내조사시험을 고려하여 조사공의 크기 및 위치를 선정하여 놓았다. 이에 따라 "노내조사시험 시설 설계 및 설치" 과제에서는 이와 같은 실험 목적에 부합되도록 노내조사시험시설 (IPS:In Pile Section)의 설계를 완료한 상태이다. 그런데 시험용 핵연료집합체의 시험시 만족시켜야 하는 여러 가지 요건 중에 동 과제에서 분석한 사고 시나리오에 따라 평균 선출력 및 최대 선출력이 제한을 받아[1], 사용자를 만족시킬 수 있는 대응 방안을 모색하기 위하여 IPS 및 시험용 핵연료 집합체에 대한 전반적인 재검토가 대두되었다. 따라서 이 문제를 해결하기 위해 실무작업반(Task Force Team)의 성능평가 분야에서는 노물리적 특성 및 사고에 관한 검토를 수행하게 되었다.

2.1.1.2. 사용자 요구 사항 및 사용 계획

노내조사시험시설의 당위성 및 목표지향성을 확립하고자

연구소에서 수행하고 있는 핵연료개발 과제들로부터 각 과제에서 희망하거나 바람직하다고 판단하고 있는 노내 조사시험과 관련한 의견을 도출 받아 표 2.1.1.1에 정리하였다[2, 3, 4, 5]. 표에서 볼 수 있는 바와 같이 CANDU와 관련이 있는 핵연료 개발 과제에서는 다발 시험을 요구하고 있는 반면에 PWR핵연료 개발과제에서는 2 - 6개의 시험봉에 대한 시험을 제시하고 있다. 또한 시험용 핵연료의 농축도와 관련해서도 CANDU형과제와 PWR형 과제사이에는 다양한 차이가 있다.

2.1.1.3. 다발형 IPS에 대한 분석

하나로의 설계시 핵연료연소시험 목적으로 고려한 대상은 천연우라늄을 사용하는 1개의 CANDU 다발을 장전하여 연소시험을 수행할 수 있도록 조사공 LH의 내경을 결정하였고 이에 따른 조사공의 위치도 선정하였다. 이에 따라 "노내조사시험시설 설계/설치 과제"에서는 대표적인 조사시험다발로서 PWR의 경우에는 24개의 봉으로 구성된 시험집합체를 선정하였고 CANDU의 경우에는 37봉 다발을 시험집합체로 선정하였다. 본 분석은 기존 IPS의 설계시 고려하였던 대표 조사시험다발에서 얻을 수 있는 평균선출력 및 최대선출력을 농축도의 변화에 따라 조사하여 향후 IPS의 설계 변경과 관련하여 기본자료로 활용하는데 그목적이 있다.

분석에는 MCNP4B와 ENDF/B-V 연속핵자료가 활용되었으며 하나로의 분석모델의 대상은 아래와 같다:

- 노심 : fresh clean core
- 핵연료 다발 수 : 36봉 다발 20개, 18봉 다발 12개
- 노심내 조사공 : 모의 다발 장전

표 2.1.1.1 이용자요구(제안) 사항에 따른 FTL 설계자료와의 비교표

조사시험 요건 (정상상태)		FTL PWR형	PWR형 시험핵연료		FTL CANDU형	CANDU형 시험핵연료	
			신형 핵연료	미래형 핵연료		CANFLEX	DUPIC
시험핵연료	조사상태	Fresh/Irrad.	Fresh/Irrad.	Fresh/Irrad.	Fresh/Irrad.	Fresh	Irrad.
	농축도 (%)	11	3 ~ 5	3 ~ 5	10	0.9(SEU/R	1.4
	시험봉 갯수	24	2 ~ 6	2 ~ 6	37	U)	37
	시험봉길이(cm)	70	50 ~ 100	50 ~ 100	50	37/43	50
	시험봉 기준	17x17 KOFA	17x17	17x17	CANDU6	50 CANDU6	CANDU6
냉각수	입구온도(℃)	316	270 ~ 290	270 ~ 290	281	281	281
	출구온도(℃)	328	-	-	290	290	290
	수질조건	정수	정수	정수	정수	정수	정수
	압력 (bar)	155	150 ~ 155	150 ~ 155	100	100	100
	유속 (kg/sec)	10.25	-	-	17.21	-	-
선출력	최대 (kW/m)	35.3	-	-	52.5 >	>67, >53	65
	평균 (kW/m)	30.8	20 ~ 30	20 ~ 30	43.2		60
다발 출력	(kWth)	690	-	-	800	>1030	-
연소도	(MWD/kgM)	50	70 ~ 80	70 ~ 80	20	15 CANDU6 21 CANFLEX	17
조사기간	신연료(년, 최대)		5 ~ 6	5 ~ 6	-	-	2
	조사연료(년, 최대)			2 ~ 3			
시험 측정	입구온도	○			○	○	○
	출구온도	○			○	○	○
	압력	○			○	○	○
	중성자속	○	○		○	○	○
	소결체 표면온도		○	○			
	소결체 중심온도		○	○			
	시험봉 내부압력		○	○			
	Fuel Stack길이		○	○			
	시험봉 길이			○		○	
	시험봉 직경			○		○	
	산화막 두께					○	
	연료봉 파손 검출	○				○	
	소결체 조직검사		○	○		○	○
	다발 변형					○	○
	핵분열기체방출량					○	
	In-situ부식 및 치수변화		○				

- 제어봉 위치 : 1/2 삽입 (350mm)
- 반사체내 조사공: 경수
- 정지봉 위치 : 인출

또한 신뢰성 있는 축방향 출력분포를 얻기 위하여 각 분석에는 총 800만개의 선원을 사용하였다. 원자로는 설계출력으로 운전한다는 전제하에 시험다발을 포함하여 핵연료에서 나오는 열은 총 27.5MW로 가정하였다. 30MW의 열출력을 내기 위해서는 펌프power 및 중수반사체를 포함하는 구조재의 감마열이 포함된다.

가. PWR 24-pin 다발

그림 2.1.1.1~2.1.1.2에 LH에서의 PWR 24-pin 시험다발에 대한 MCNP 계산모델을 제시하였다. 핵연료봉 길이는 70cm로 하였다. 핵연료의 농축도는 2.5%, 5.0%, 7.5%, 10.0% 및 11.0%인 경우에 대해 계산하였다. 표 2.1.1.2에는 FTL의 제원을, 표 2.1.1.3에는 농축도에 따른 각 핵종의 구성비를 정리하였다.

표 2.1.1.4에 각 경우에 대해 중성자속 및 선출력의 축방향 평균값 및 최대값을 정리하였다. 여기서 중성자속은 핵연료를 싸고있는 flow tube내의 평균값이다. 최대선출력은 농축도에 따라 22.93 ~ 53.77 kW/m로 나타났다. 그림 2.1.1.3~2.1.1.7 및 2.1.1.8~2.1.1.12에 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 및 중성자속 분포를 정리하였다. 출력은 노심과 가까운 연료봉들에서 높은 값을 나타냈고 축방향으로는 제어봉의 영향으로 노심중심으로부터 약 10cm 아래되는 곳에서 최대치가 나타났다.

열중성자속은 축방향으로 핵연료 길이인 70cm 부분에 대해서 정리하였는데 그림에서 보는바와 같이 제어봉의 영향으로 최대치가 아래쪽으로 조금 치우친 cosine 형태를 하고있다.

표 2.1.1.2 Fuel 및 Flow Tube, Pressure Tube 제원

IPS 구조	Technical Description	CANDU fuel	PWR fuel
핵연료	fuel pellet dia. (cm)	1.21	0.819
	air gap 두께 (cm)	0.008	0.0083
	피복관 두께 (cm)	0.042	0.0572
Flow Tube	내경 (cm)	10.34	7.008 (across #1)
	외경 (cm)	10.74	8.062 (across #2)
	두께 (cm)	0.2	0.2
내부압력관	내경 (cm)	12.07	10.1
	외경 (cm)	13.524	12.481
외부압력관	내경 (cm)	13.924	13.021
	외경 (cm)	14.635	14.6

표 2.1.1.3 농축도에 따른 UO_2 fuel의 각 핵종의 무게구성비 (density=10.45 g/cc)

농축도	0.711%	2.5%	5.0%	7.5%	10.0%	11.0%	12.0%
U-235	0.0062674	0.022037	0.044072	0.066105	0.088137	0.096949	0.105761
U-238	0.875226	0.859433	0.837365	0.815298	0.793233	0.784407	0.775582
O	0.118506	0.11853	0.11856	0.118597	0.11863	0.118644	0.118657

표 2.1.1.4 FTL에서 PWR 시험다발 조사시 중성자속 및 선출력

Fuel Type	농축도 (wt%)	Linear Power (kW/m)		Thermal Neutron Flux (E<0.625 eV) (n/cm^2/sec)		Fast Neutron Flux (E>0.821 MeV) (n/cm^2/sec)	
		Avg.	Max.	Avg.	Max.	Avg.	Max.
PWR	2.5	11.96	22.93	4.4721+13*	5.6229+13	1.5744+13	2.0224+13
	5.0	17.58	36.29	3.5119+13	4.3779+13	2.2690+13	2.9076+13
	7.5	20.86	45.02	2.9401+13	3.6634+13	2.6566+13	3.3656+13
	10.0	23.28	51.51	2.5833+13	3.1782+13	2.8971+13	3.6764+13
	11.0	23.78	53.77	2.4500+13	3.0150+13	2.9773+13	3.7426+13

* Read as 4.4721×10^{13}

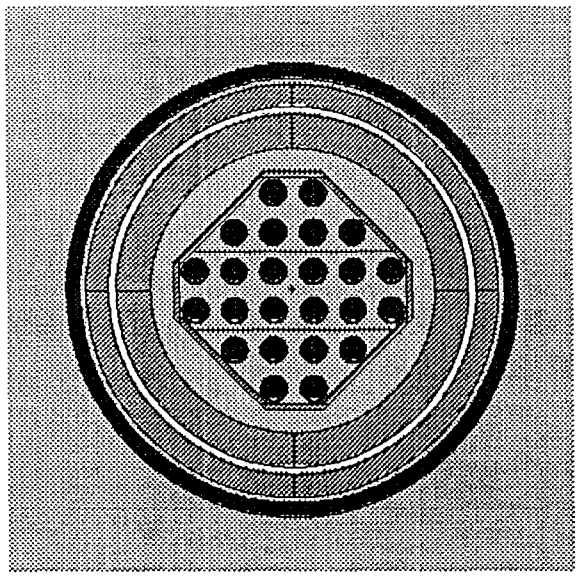


그림 2.1.1.1 LH에서의 PWR 24봉 시험다발에 대한 MCNP 계산모델 평면도

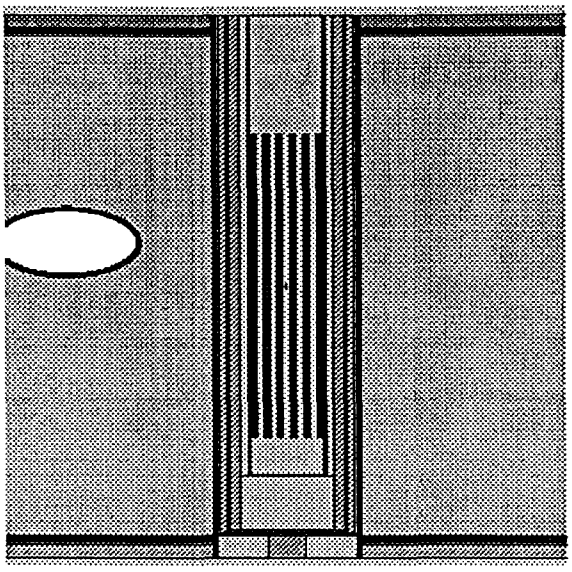


그림 2.1.1.2 LH에서의 PWR 24봉 시험다발에 대한 MCNP 계산모델 입면도

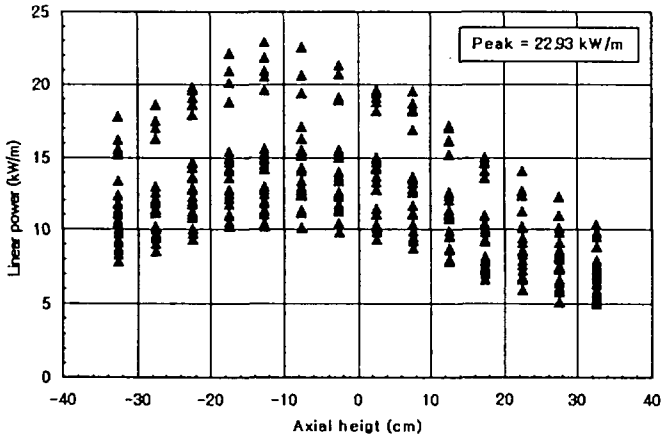


그림 2.1.1.3 PWR 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 (농축도가 2.5%일 때)

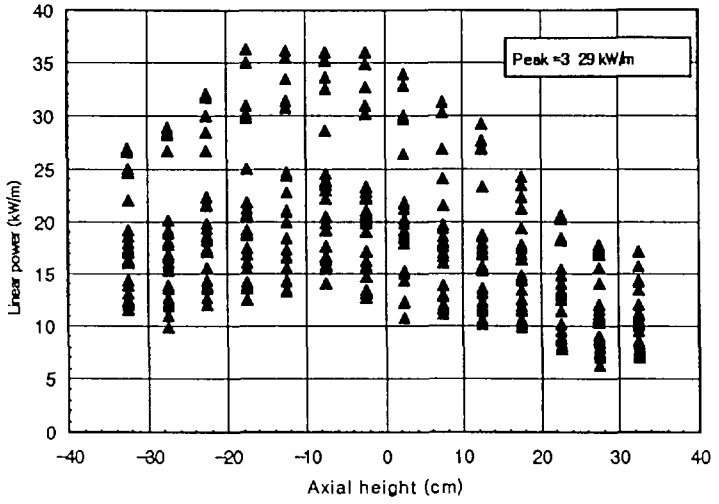


그림 2.1.1.4 PWR 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포
(농축도가 5.0%일 때)

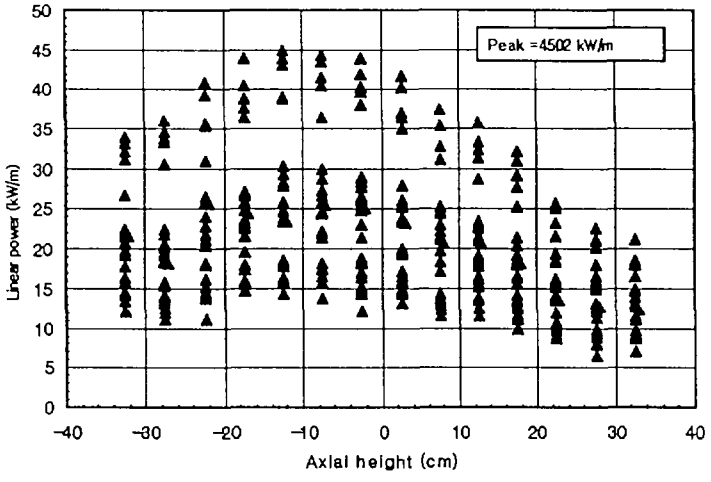


그림 2.1.1.5 PWR 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포
(농축도가 7.5%일 때)

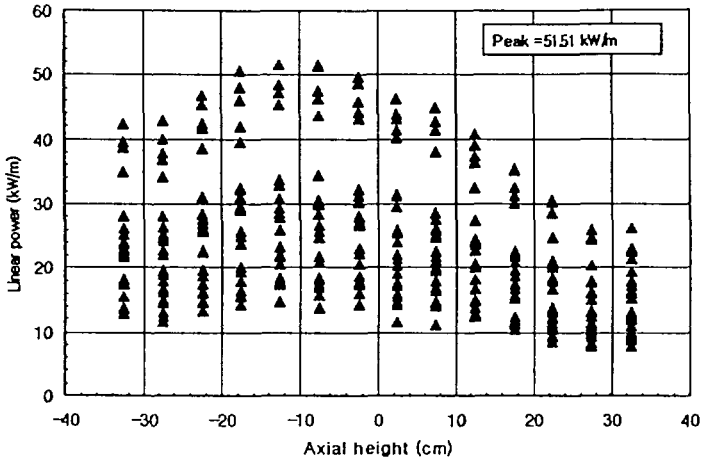


그림 2.1.1.6 PWR 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포
(농축도가 10.0%일 때)

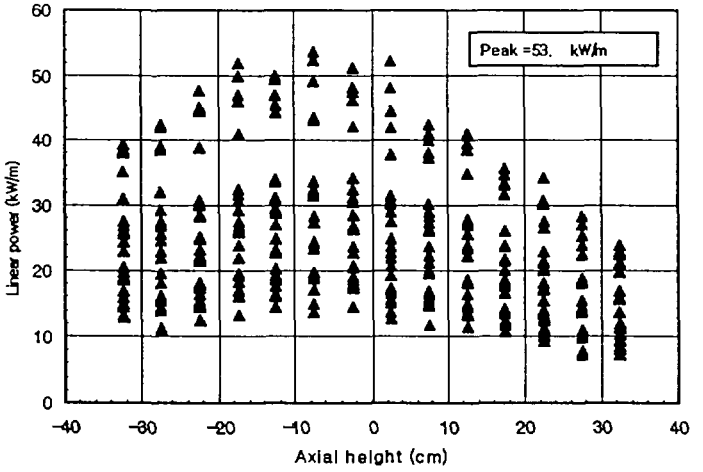


그림 2.1.1.7 PWR 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포
(농축도가 11.0%일 때)

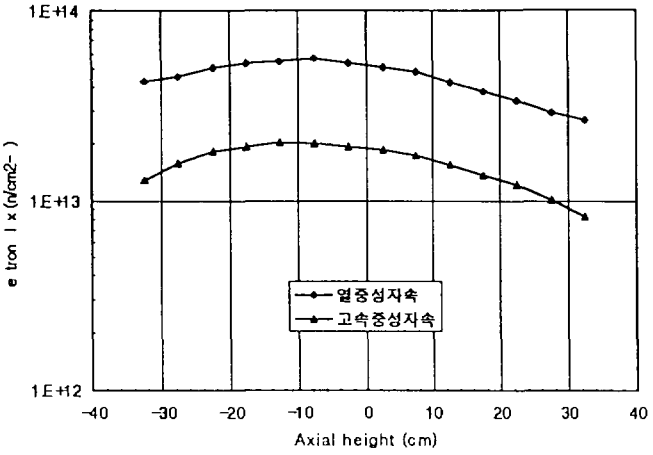


그림 2.1.1.8 PWR 다발 조사시 축방향 중성자속 분포
(농축도가 2.5%일 때)

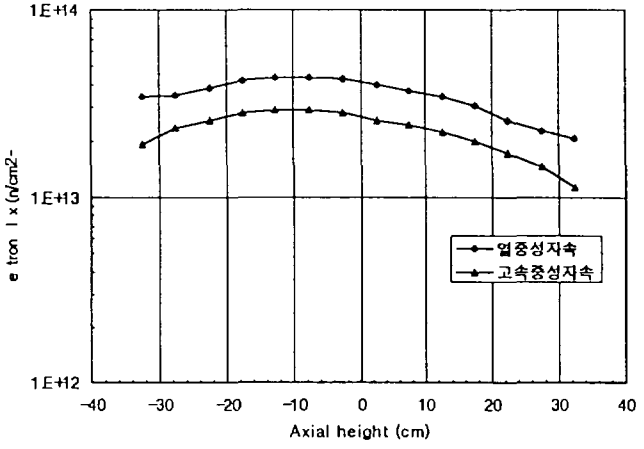


그림 2.1.1.9 PWR 다발 조사시 축방향 중성자속 분포
(농축도가 5.0%일 때)

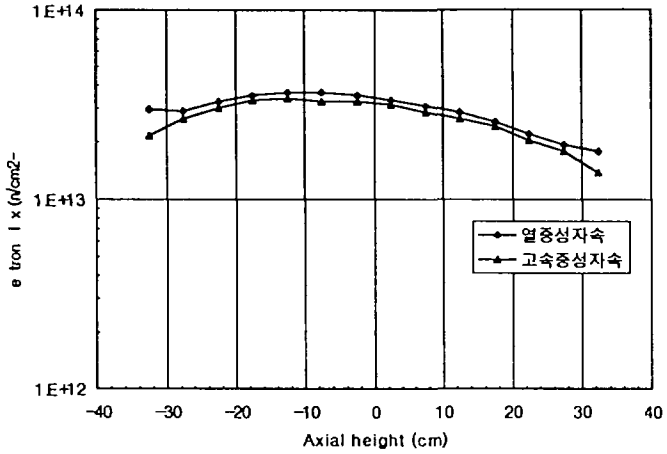


그림 2.1.1.10 PWR 다발 조사시 축방향 중성자속 분포
(농축도가 7.5%일 때)

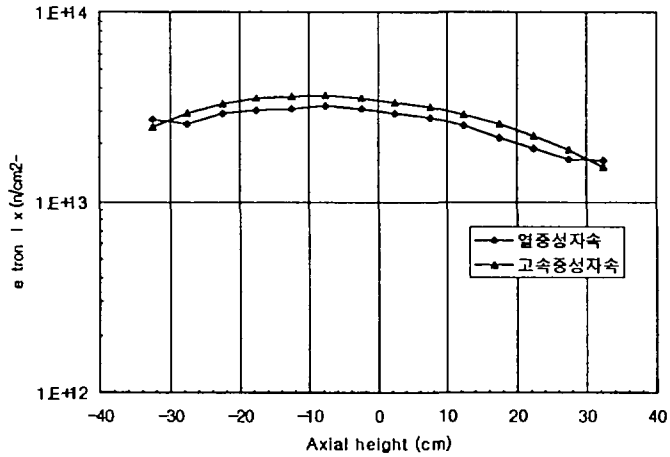


그림 2.1.1.11 PWR 다발 조사시 축방향 중성자속 분포
(농축도가 10.0%일 때)

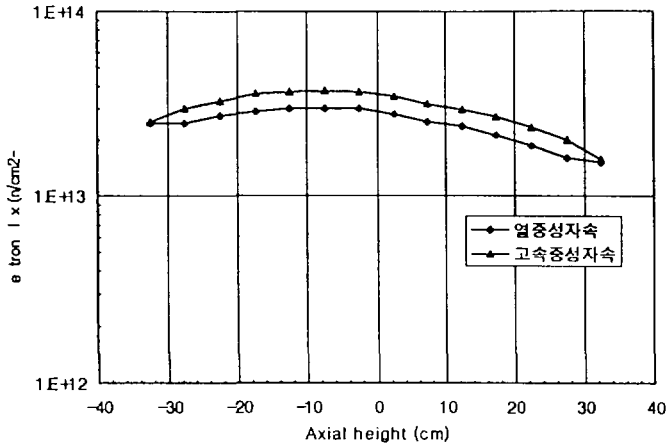


그림 2.1.1.12 PWR 다발 조사시 축방향 중성자속 분포
(농축도가 11.0%일 때)

나. CANDU 37봉 다발

그림 2.1.1.13 ~ 2.1.1.14에 노심 및 LH에서의 CANDU 시험다발에 대한 MCNP 계산모델을 제시하였다. 핵연료봉 길이는 50cm로 하였으며, 농축도는 0.711%, 2.5%, 5.0%, 7.5%, 10.0% 및 12.0%인 경우에 대해 선출력 및 중성자속을 계산하였다.

표 2.1.1.5에는 핵연료 농축도에 따른 중성자속 및 선출력의 축방향 평균값 및 최대값을 정리하였다. 최대선출력은 농축도가 12%인 CANDU 시험다발의 경우에 82.59 kW/m로 예상되었다. 그림 2.1.1.15~2.1.1.20 및 2.1.1.21~2.1.1.26에 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 및 중성자속 분포를 정리하였다. PWR 다발의 경우에서와 같이 출력은 노심과 가까운 연료봉들에서 높은 값을 나타내었으며 축방향으로는 제어봉의 영향으로 인해 노심중심높이로부터 아래쪽에서 최대치가 나타났다. CANDU 시험다발의 핵연료봉 높이는 50cm이지만 PWR 다발 경우와 같이 축방향 길이 70cm부분에 대해 열중성자속 분포

를 정리하였는데 그림에서 보는바와 같이 농축도가 증가함에 따라 핵연료봉 아래, 위쪽에서 물에 의한 영향으로 큰 값을 보였으며 핵연료봉 지역에서는 급격히 감소하여 비슷한 값을 보여주고 있다.

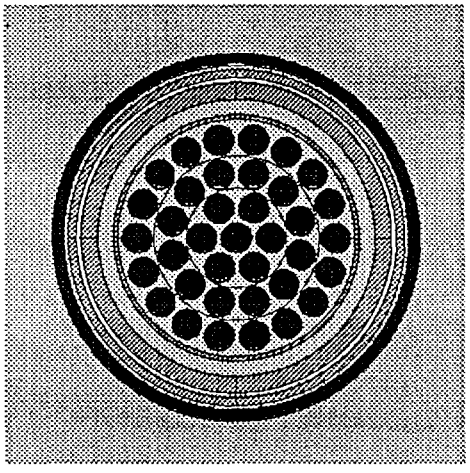


그림 2.1.1.13 LH에서의 CANDU 시험다발에 대한 MCNP 계산모델 평면도

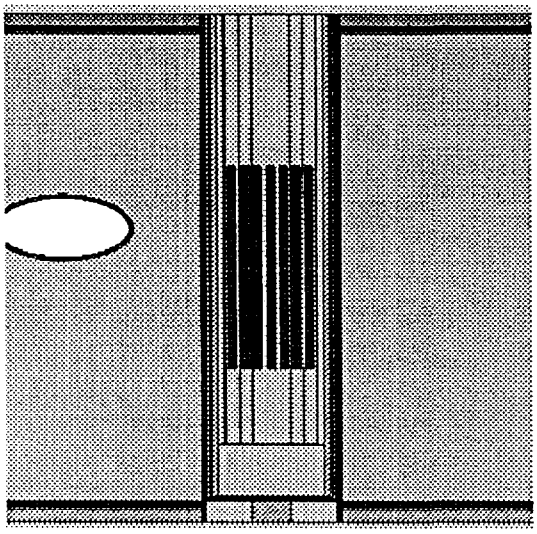


그림 2.1.1.14 LH에서의 CANDU 시험다발에 대한 MCNP 계산모델 입면도

표 2.1.1.5 FTL에서 CANDU 다발 조사시 중성자속 및 선출력

Fuel Type	농축도 (wt%)	Linear Power (kW/m)		Thermal Neutron Flux (E<0.625 eV) (n/cm^2/sec)		Fast Neutron Flux (E>0.821 MeV) (n/cm^2/sec)	
		Avg.	Max.	Avg.	Max.	Avg.	Max.
CANDU	0.711	8.14	15.17	4.9911+13[a]	7.4744+13	9.1691+12	1.4441+13
	2.5	17.41	37.18	3.9992+13	7.9907+13	1.8341+13	2.7805+13
	5.0	23.30	55.29	3.3972+13	8.0130+13	2.3636+13	3.5234+13
	7.5	26.10	65.08	3.1390+13	8.4271+13	2.6148+13	3.9678+13
	10.0	28.61	72.33	3.0249+13	8.7864+13	2.8416+13	4.3223+13
	12.0	30.31	82.59	2.9323+13	8.8283+13	3.0018+13	4.5672+13

[a] Read as 4.9911×10^{13}

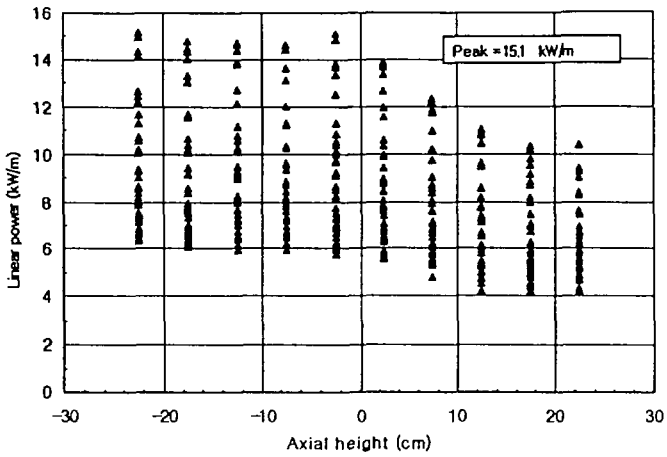


그림 2.1.1.15 CANDU 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포
(농축도가 0.711%일 때)

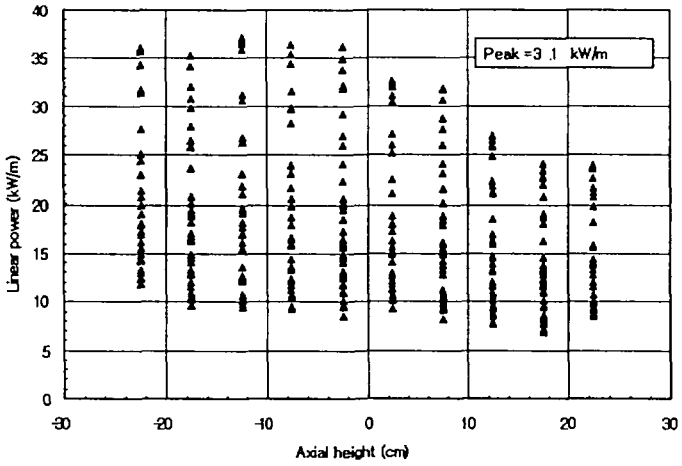


그림 2.1.1.16 CANDU 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포
(농축도가 2.5%일 때)

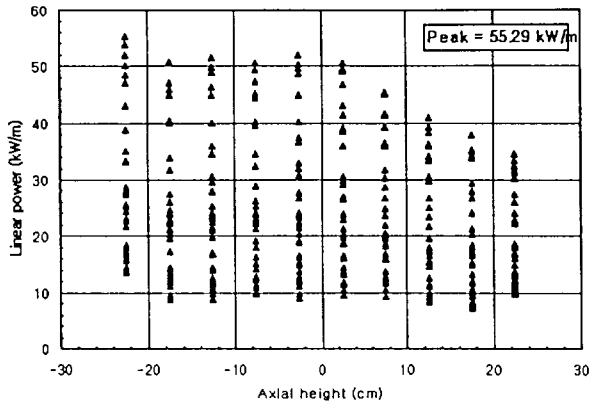


그림 2.1.1.17 CANDU 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포
(농축도가 5.0%일 때)

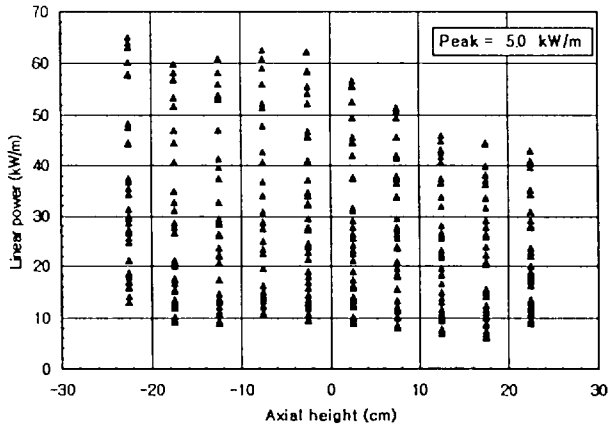


그림 2.1.1.18 CANDU 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포
(농축도가 7.5%일 때)

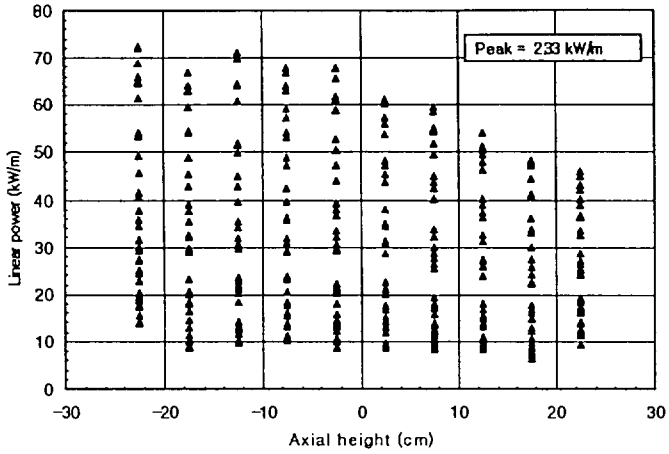


그림 2.1.1.19 CANDU 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포
(농축도가 10.0%일 때)

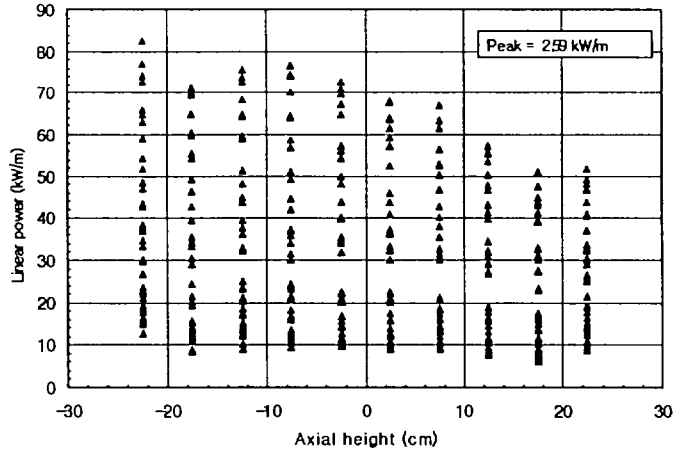


그림 2.1.1.20 CANDU 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포
(농축도가 12.0%일 때)

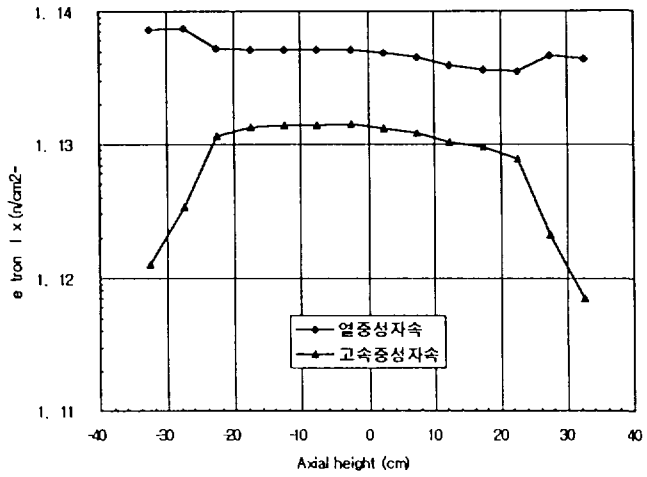


그림 2.1.1.21 CANDU 다발 조사시 축방향 중성자속 분포
(농축도가 0.711%일 때)

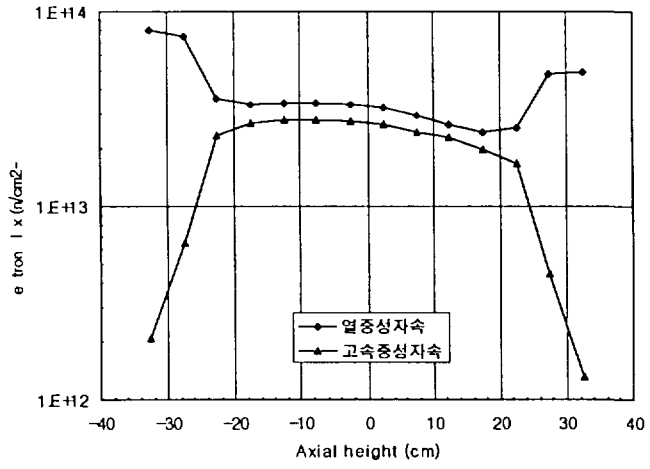


그림 2.1.1.22 CANDU 다발 조사시 축방향 중성자속 분포
(농축도가 2.5%일 때)

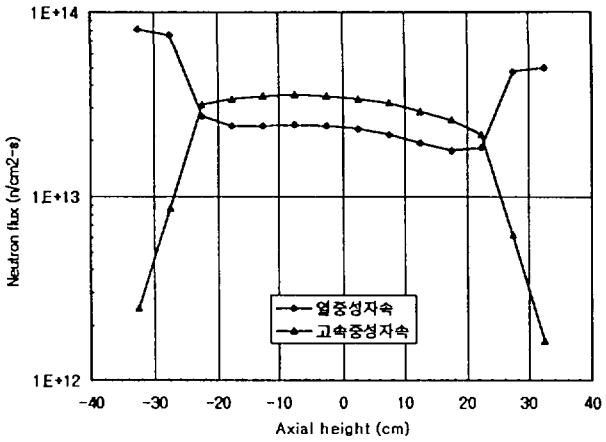


그림 2.1.1.23 CANDU 다발 조사시 축방향 중성자속 분포
(농축도가 5.0%일 때)

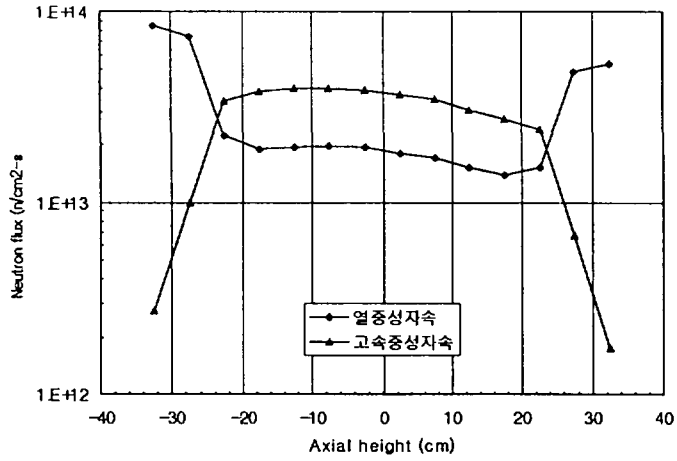


그림 2.1.1.24 CANDU 다발 조사시 축방향 중성자속 분포
(농축도가 7.5%일 때)

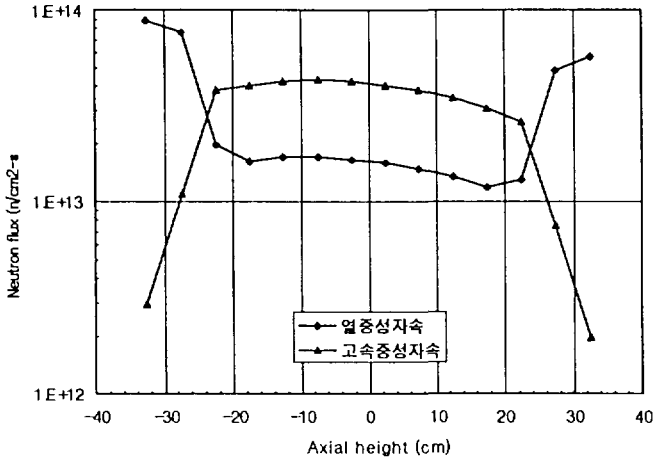


그림 2.1.1.25 CANDU 다발 조사시 축방향 중성자속 분포
(농축도가 10.0%일 때)

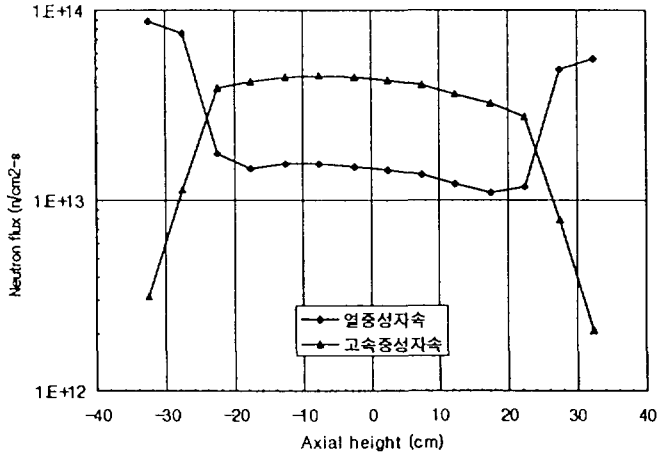


그림 2.1.1.26 CANDU 다발 조사시 축방향 중성자속 분포
(농축도가 12.0%일 때)

다. CANFLEX 43봉 분석

LH hole의 FTL에서 CANFLEX 다발을 조사시킬 때 선출력분포를 계산하기 위한 MCNP 모델은 그림 2.1.1.27 과 2.1.1.28같다. 핵연료봉 길이는 50cm이고, 반경은 43봉중 안쪽 8개는 0.633cm이고 나머지 바깥쪽에 있는 35개는 0.5355cm이다. 표 2.1.1.6에 계산에 사용된 연료봉의 제원을 정리하였다. FTL의 pressure tube의 제원은 앞의 CANDU 다발 경우와 같다. 핵연료의 농축도도 CANDU 다발의 경우와 같이 0.711%, 2.5%, 5.0%, 7.5%, 10.0% 및 12.0%일때에 대해 계산하였다.

표 2.1.1.6 CANFLEX 연료봉의 제원

Ring		Center+Inner Ring	Intermediate+Outer Ring
개수		8	35
Cladding	내경	12.74 mm	10.80 mm
	외경	13.50 mm	11.50 mm
	두께	0.38 mm	0.35 mm
UO_2 소결체	직경	12.66 mm	10.71 mm
	길이	500 mm	500 mm
	밀도	10.6 g/cc	10.6 g/cc

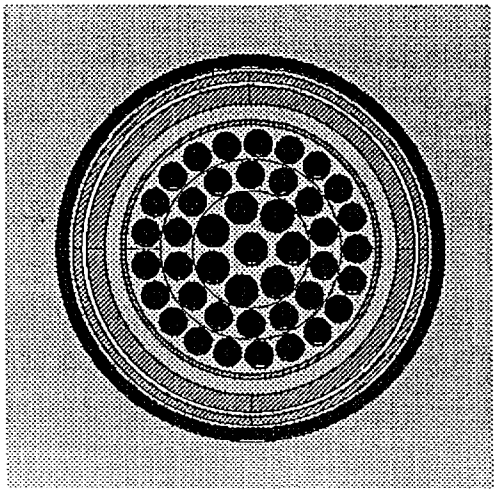


그림 2.1.1.27 LH에서의 CANFLEX 다발에 대한 MCNP 계산모델 평면도

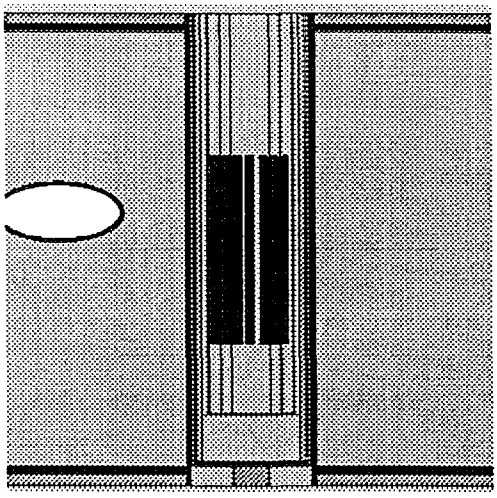


그림 2.1.1.28 LH에서의 CANFLEX 다발에 대한 MCNP 계산모델 입면도

표 2.1.1.7은 노심의 핵분열에 의한 출력을 27.5MW로 가정하였을 때 CANFLEX 연료봉에서의 중성자속 및 축방향 선출력 평균값 및 최대값이다. 각 농축도에 대해서 최대선출력은 위치로볼 때 노심과 가장 가까운 연료봉에서 나타났다. 최대선출력은 농축도가 12%일 때 64.72 kW/m로 예상되었다. 한편 중성자속은 핵연료를 싸고있는 flow tube내의 평균값으로, 핵연료의 길이는 50cm이나 중성자속 축방향 분포는 70cm 구간에 대해 5cm 간격으로 구하였다. 따라서 연료봉 아래, 위쪽에서 물의 영향으로 열중성자속이 크게 증가하였고 최대 열중성자속은 모두 연료봉 아래쪽에서 나타났다. 농축도에 따라 평균 열중성자속은 감소하였으며 고속중성자속은 평균값 및 최대값 모두가 증가하였다. 축방향 선출력분포 및 중성자속 분포를 그림 2.1.1.29~2.1.1.34 및 2.1.1.35~2.1.1.40에 정리하였다.

표 2.1.1.7 FTL에서 CANFLEX 다발 조사시 중성자속 및 선출력

Fuel Type	농축도 (wt%)	Linear Power (kW/m)		Thermal Neutron Flux (E<0.625 eV) (n/cm^2/sec)		Fast Neutron Flux (E>0.821 MeV) (n/cm^2/sec)	
		Avg.	Max.	Avg.	Max.	Avg.	Max.
CANFLEX	0.711	6.96	12.66	4.9771+13*	7.2391+13	8.9783+12	1.3827+13
	2.5	15.18	31.65	4.0132+13	7.8287+13	1.8290+13	2.8199+13
	5.0	20.05	46.20	3.4466+13	8.4063+13	2.3647+13	3.6092+13
	7.5	22.74	56.00	3.1530+13	8.4186+13	2.6363+13	4.0191+13
	10.0	24.81	62.42	2.9783+13	8.6239+13	2.8675+13	4.3719+13
	12.0	26.15	64.72	2.9135+13	8.6851+13	2.9855+13	4.5486+13

* Read as 4.9771×10^{13}

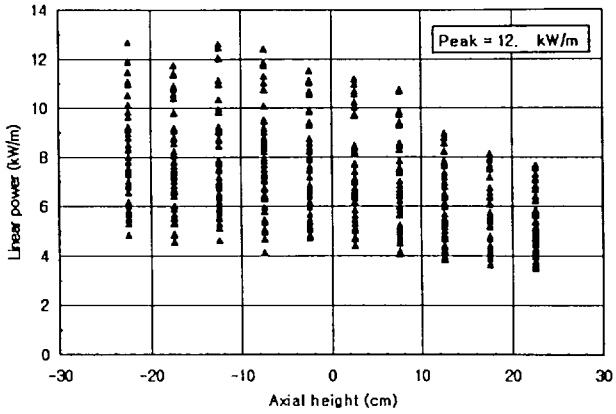


그림 2.1.1.29 CANFLEX 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 (농축도가 0.711%일 때)

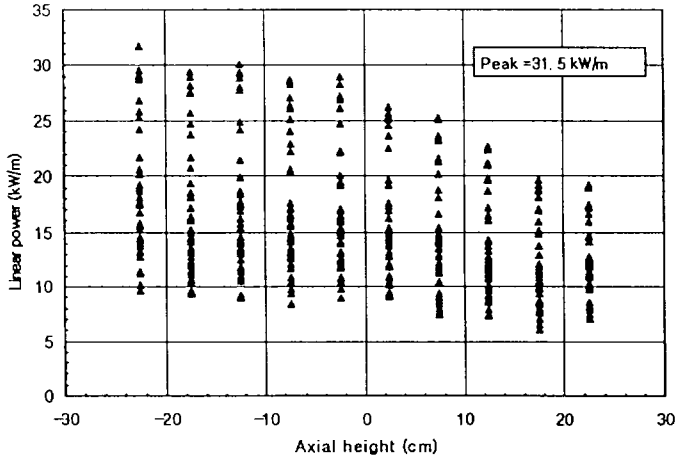


그림 2.1.1.30 CANFLEX 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 (농축도가 2.5%일 때)

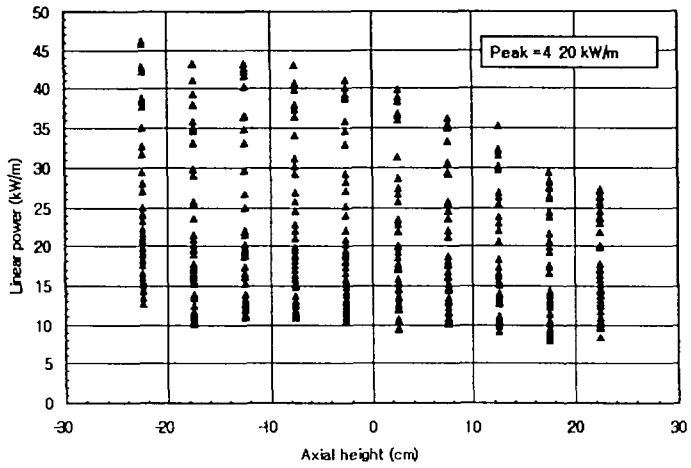


그림 2.1.1.31 CANFLEX 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 (농축도가 5.0%일 때)

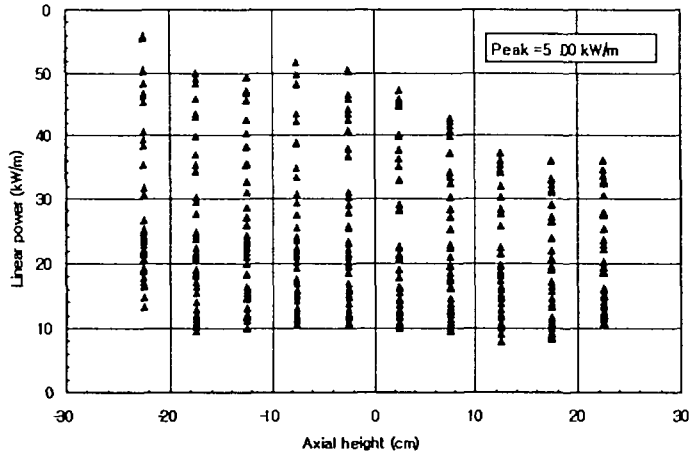


그림 2.1.1.32 CANFLEX 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 (농축도가 7.5%일 때)

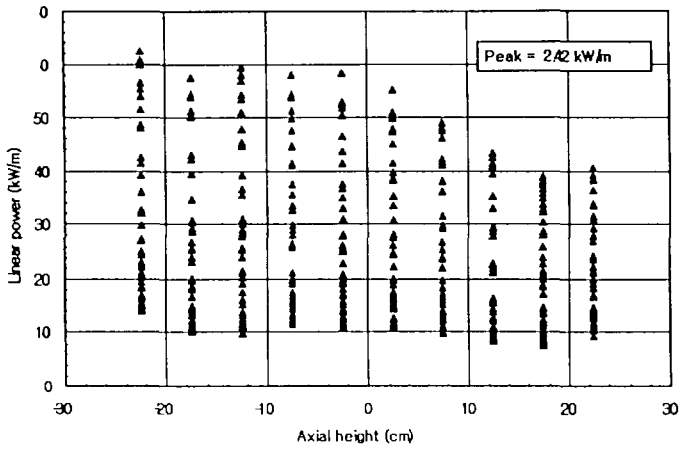


그림 2.1.1.33 CANFLEX 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 (농축도가 10.0%일 때)

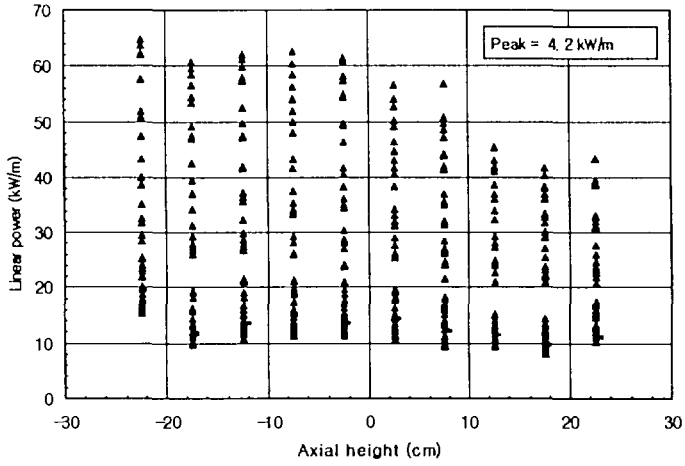


그림 2.1.1.34 CANFLEX 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 (농축도가 12.0%일 때)

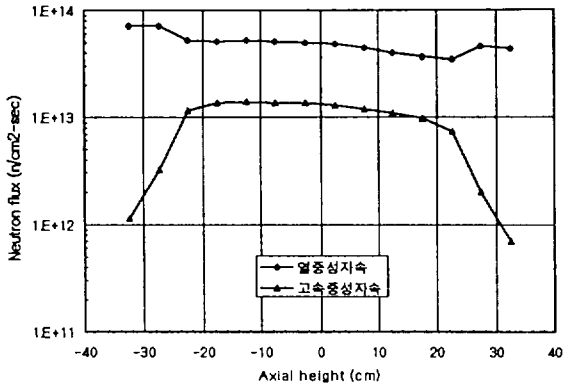


그림 2.1.1.35 CANFLEX 다발 조사시 축방향 중성자속 분포
(농축도가 0.711%일 때)

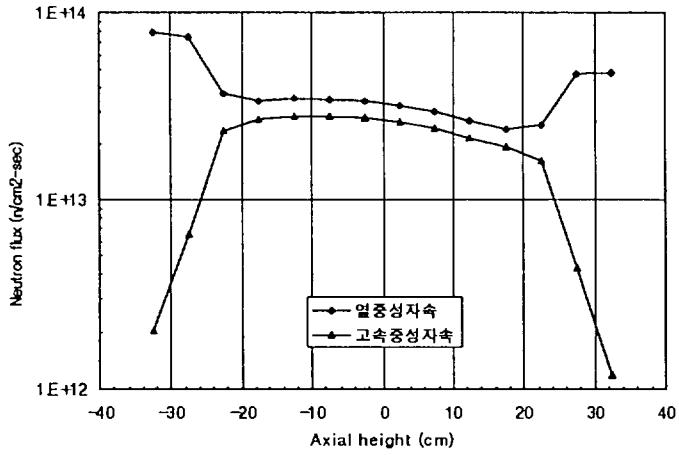


그림 2.1.1.36 CANFLEX 다발 조사시 축방향 중성자속 분포
(농축도가 2.5%일 때)

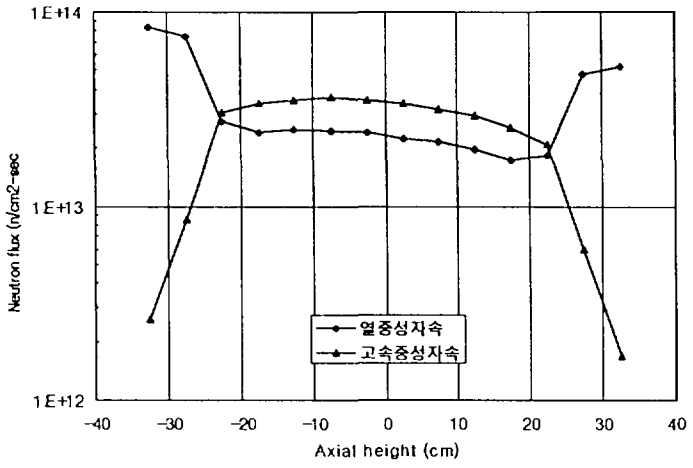


그림 2.1.1.37 CANFLEX 다발 조사시 축방향 중성자속 분포
(농축도가 5.0%일 때)

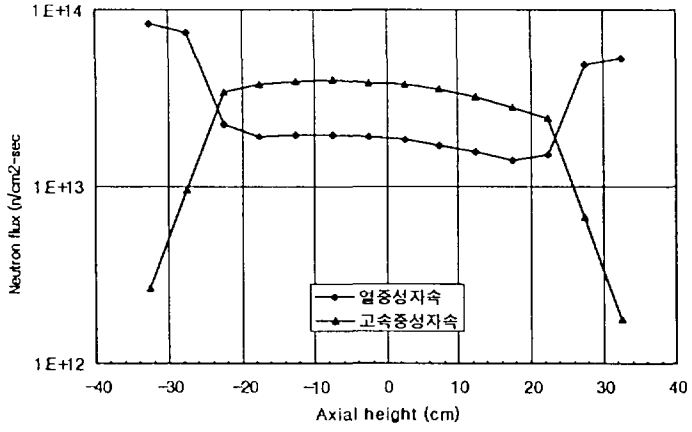


그림 2.1.1.38 CANFLEX 다발 조사시 축방향 중성자속 분포
(농축도가 7.5%일 때)

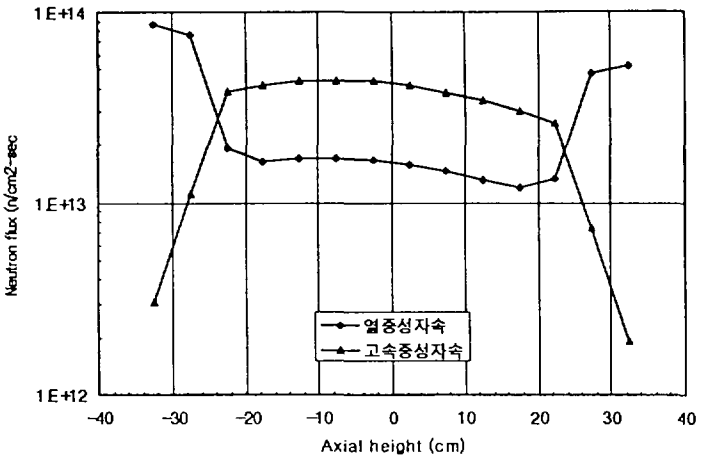


그림 2.1.1.39 CANFLEX 다발 조사시 축방향 중성자속 분포
(농축도가 10.0%일 때)

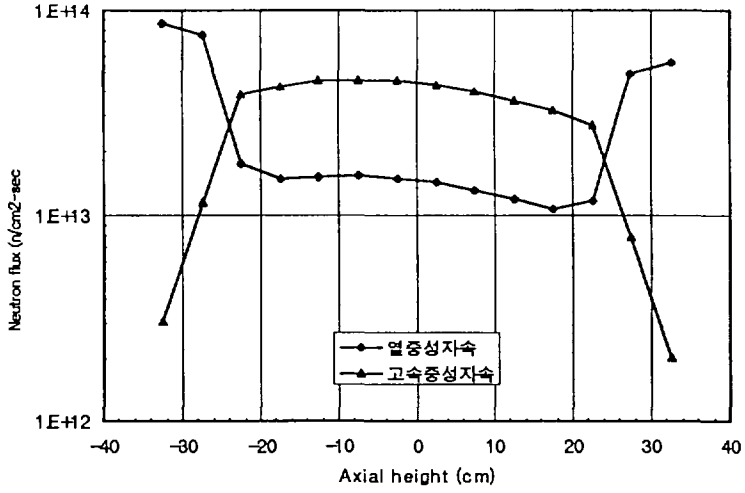


그림 2.1.1.40 CANFLEX 다발 조사시 축방향 중성자속 분포
(농축도가 12.0%일 때)

라. DUPIC 43봉 분석

FTL에서 CANFLEX 다발과 같은 43개의 핵연료봉중에서 일부 또는 전부가 DUPIC 핵연료로 되어있을 때 선출력 분포를 계산하였다. 분석에 사용된 DUPIC 핵연료의 조성은 표 2.1.1.8과 같다.

표 2.1.1.8 조사분석에 사용된 DUPIC 연료봉 조성

핵종	무게비	핵종	무게비	핵종	무게비
O16	0.117953	I129	0.000155	Sm151	0.000012
Kr84	0.000097	Xe131	0.000355	Sm152	0.000132
Kr86	0.000157	Xe134	0.001343	Eu153	0.000138
Rb85	0.000115	Cs133	0.001032	Eu154	0.000017
Rb87	0.000251	Cs134	0.0000023	Eu155	0.000003
Sr88	0.000361	Cs135	0.000354	Gd156	0.000091
Y89	0.000469	Cs137	0.000855	U234	0.000015
Zr-nat	0.003076	Ba138	0.001365	U235	0.006707
Zr93	0.000751	La139	0.001298	U236	0.003576
Mo95	0.000786	Ce140	0.001323	U238	0.827436
Tc99	0.000609	Pr141	0.001186	Np237	0.000433
Ru101	0.000828	Nd143	0.000756	Pu238	0.000163
Rh103	0.000445	Nd145	0.000693	Pu239	0.004977
Pd105	0.000439	Nd148	0.000397	Pu240	0.00214
Pd108	0.000182	Pm147	0.0000048	Pu241	0.00072
Ag109	0.000086	Sm147	0.000186	Pu242	0.00047
Te128	0.000109	Sm149	0.0000029		
Te130	0.000348	Sm150	0.000324		
핵연료 밀도	10.2 g/cc				

분석은 다음 6가지 다발 형태를 가정하여 수행하였으며, 각 경우에 대한 다발내 연료봉 배치는 그림 2.1.1.41~2.1.1.46과 같다. 여기서 DUPIC 핵연료봉 이외는 모두 농축도가 5%인 SEU이다.

1) DUPIC 연료봉 3개가 최외각 ring에서 노심과 가장 가까운 곳에 위치 (그림 2.1.1.41)

2) DUPIC 연료봉 3개가 최외각 ring에서 같은 간격으로 떨어져 위치 (그림 2.1.1.42)

3) 최외각 ring에 모두 DUPIC 연료봉이 위치 (그림 2.1.1.43)

4) 가운데는 void로 된 dummy element이고, 최외곽 ring에 모두 DUPIC 연료봉이 위치 (그림 2.1.1.44)

5) 모든 연료봉이 모두 DUPIC 연료봉 (그림 2.1.1.45)

6) 가운데는 void로 된 dummy element이고, 나머지 모든 연료봉은 모두 DUPIC 연료봉 (그림 2.1.1.46)

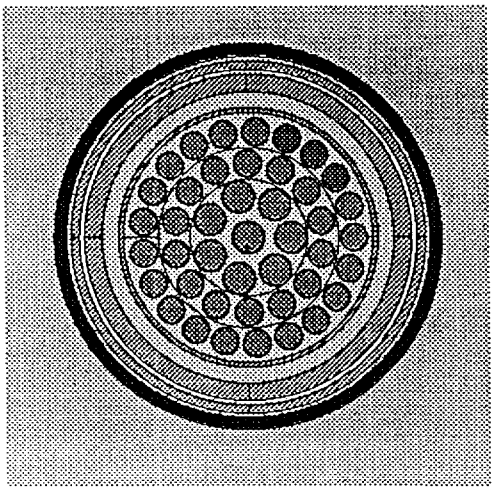


그림 2.1.1.41 43개의 연료봉중 DUPIC 연료봉 3개가 최외각 ring에서
노심과 가장 가까운 곳에 위치한 경우에 대한 연료봉 배치도

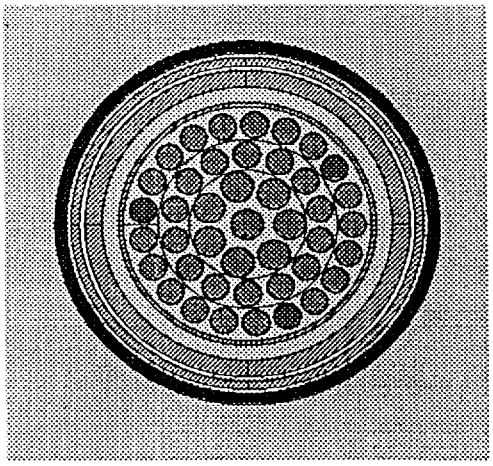


그림 2.1.1.42 43개의 연료봉중 DUPIC 연료봉 3개가 최외각 ring에서
같은 간격으로 떨어져 위치한 경우에 대한 연료봉 배치도

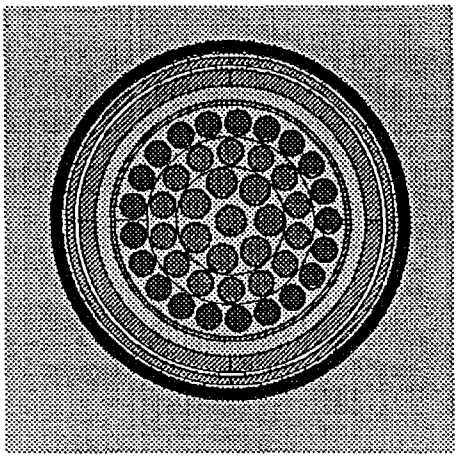


그림 2.1.1.43 43개의 연료봉중 최외각 ring에 모두 DUPIC 연료봉이 위치한 경우에 대한 연료봉 배치도

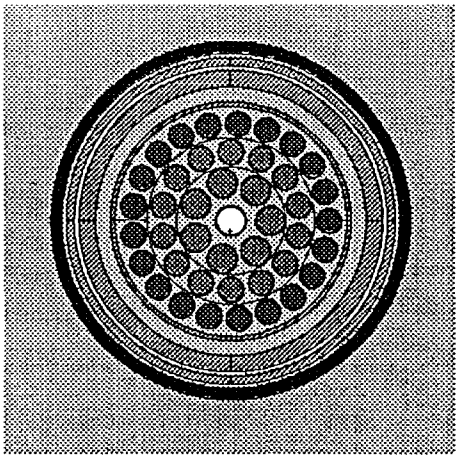


그림 2.1.1.44 43개의 연료봉중 가운데는 void로 된 dummy element이고, 최외각 ring에모두 DUPIC 연료봉이 위치한 경우에 대한 연료봉 배치도

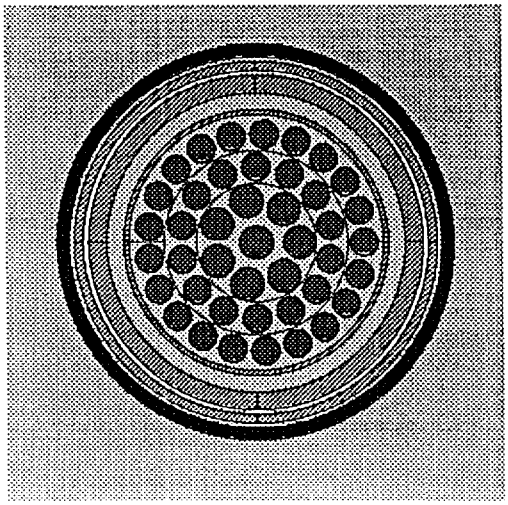


그림 2.1.1.45 43개의 연료봉이 모두 DUPIC 연료봉인 경우에 대한 연료봉 배치도

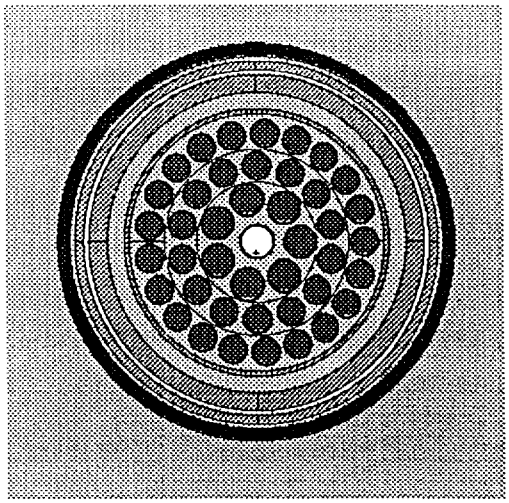


그림 2.1.1.46 43개의 연료봉중 가운데는 void로 된 dummy element이고, 나머지 모든 연료봉은 모두 DUPIC 연료봉인 경우에 대한 연료봉 배치도

연료봉에서의 선출력 분포를 표 2.1.1.9에 정리하였다. 각 경우에 대하여 DUPIC 연료봉에서의 최대 선출력은 다음과 같다.

표 2.1.1.9 DUPIC 핵연료 다발 조사시 선출력

경우	DUPIC 연료봉에서의 선출력 (kW/m)		5% SEU 연료봉에서의 선출력 (kW/m)	
	최대	평균[a]	최대	평균
Case 1	22.93	19.37	44.68	37.07
Case 2	21.01	18.50	43.90	36.46
Case 3	23.16	18.87	26.68	21.26
Case 4	21.74	18.15	25.27	20.13
Case 5	23.57	18.72	-	-
Case 6	22.05	18.48	-	-

[a] 최대 선출력을 보이는 연료봉에서의 평균 선출력

2.1.1.4. Multi-pin형 IPS에 대한 분석

가. PWR 7-pin

그림 2.1.1.47~2.1.1.48는 PWR형 multi-pin의 분석을 위해 조사핵연료가 하나로 LH공에 장전되었을때를 가정한 LH공 MCNP 모델이다. 그림 2.1.1.49~2.1.1.50는 농축도 변화에 따른 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 및 flow tube내에서의 축방향 열 및 고속중성자속 분포를 보여주고 있다. 농축도에 따라 선출력 및 중성자속의 최대값 및 평균값은 표 2.1.1.10과 같다.

표 42.1.1.10 농축도에 따른 선출력 및 중성자속의 최대값 및 평균값

핵연료	농축도 (wt%)	선출력 (kW/m)		열중성자속 (n/cm^2-sec) (E<0.625eV)		고속중성자속(n/cm^2-sec) (E>0.821MeV)	
		최대	평균[1]	최대	평균	최대	평균
PWR	2.5	21.08	16.56	8.04[2]+13	6.49+13	1.32+13	1.04+13
	5.0	31.23	25.29	7.03+13	5.67+13	1.87+13	1.50+13
	7.5	38.21	30.81	6.48+13	5.19+13	2.26+13	1.80+13
	10.0	45.53	35.37	6.08+13	4.93+13	2.60+13	2.03+13
	11.0	47.25	36.09	5.94+13	4.76+13	2.62+13	2.07+13

[1] 최대 선출력을 보이는 연료봉의 평균값

[2] 8.04×10^{13}

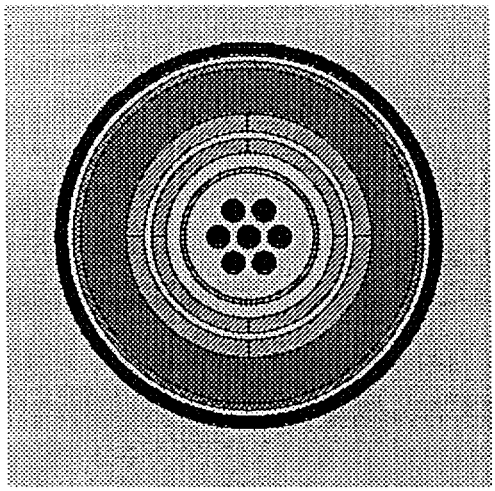


그림 2.1.1.47 PWR형 multi-pin의 분석을 위한 MCNP 계산모델 평면도

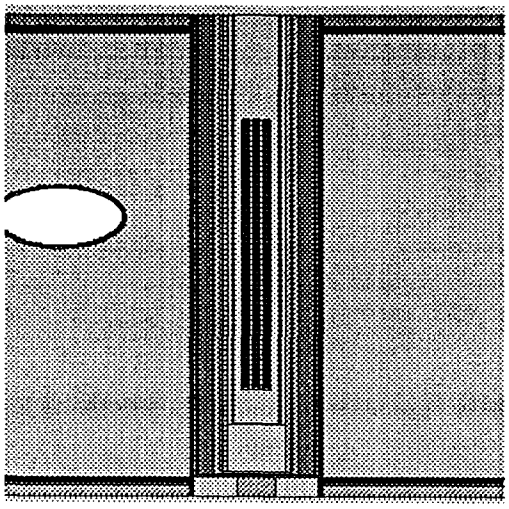


그림 2.1.1.48 PWR형 multi-pin의 분석을 위한 MCNP 계산모델 입면도

표 2.1.1.10에서 보는 바와 같이 PWR 핵연료의 경우 평균 선출력은 농축도가 11%일 때 최대 선출력이 일어나는 연료봉에서 36.09 kW/m로 나타났다. 그림 2.1.1.50에서 보는 바와 같이 연료봉 부분만 보면 열중성자속이 농축도 증가에 따라 감소하고 있는 것을 볼 수 있다. MCNP로 계산된 출력값의 통계오차는 3~4%였다.

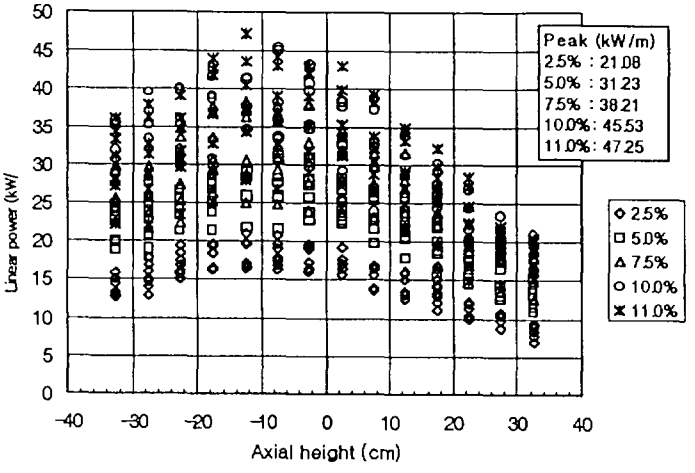


그림 2.1.1.49 PWR 7pin 조사시 농축도에 따른 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포

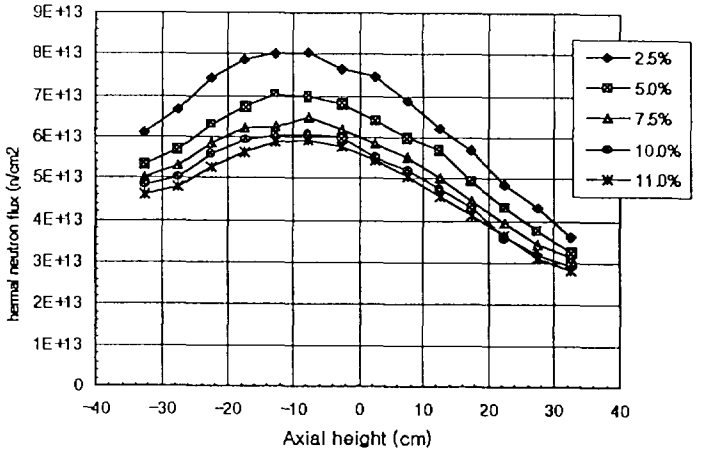


그림 2.1.1.50 PWR 7pin 조사시 농축도 변화에 따른 flow tube내에서의 축방향 열중성자속 분포

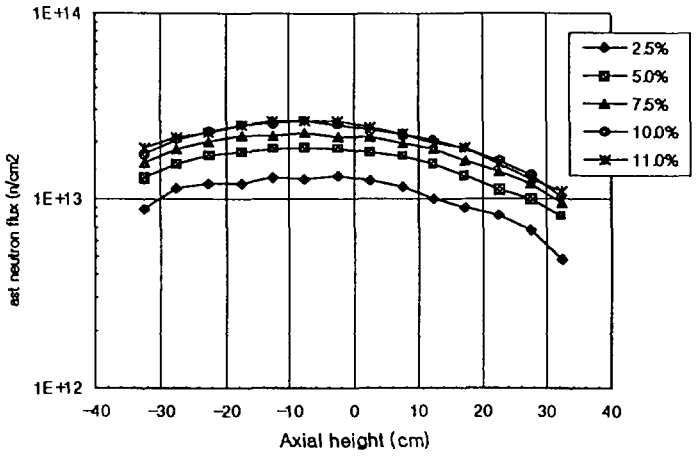


그림 2.1.1.51 PWR 7pin 조사시 농축도 변화에 따른 flow tube내에서의 축방향 고속중성자속 분포

나. CANDU형 7-pin

그림 2.1.1.52~2.1.1.53은 CANDU형 7-pin 에 대한 MCNP 모델을 보여주고있다. 그림 2.1.1.54~2.1.1.56은 농축도에 따른 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 및 flow tube내에서의 축방향 열 및 고속중성자속 분포이다. 농축도에 따른 선출력 및 중성자속의 최대값 및 평균값은 표 2.1.1.11와 같다.

여기서 주의할 것은 CANDU 핵연료의 경우 길이가 50cm 인데 평균선출력은 50cm에서의 평균값이지만 평균중성자속은 70cm 길이에서의 평균값이다.

표 2.1.1.11 농축도에 따른 선출력 및 중성자속의 최대값 및 평균값

핵연료	농축도 (wt%)	선출력 (kW/m)		열중성자속 (n/cm^2-sec) (E<0.625eV)		고속중성자속(n/cm^2-sec) (E>0.821MeV)	
		최대	평균[1]	최대	평균	최대	평균
CANDU	0.711	15.43	13.49	8.56+13[2]	6.94+13	1.02+13	6.37+12
	2.5	38.66	33.10	8.42+13	5.90+13	2.22+13	1.40+13
	5.0	54.55	47.21	8.17+13	5.14+13	3.00+13	1.88+13
	7.5	63.31	54.65	8.37+13	4.75+13	3.29+13	2.12+13
	10.0	74.03	62.46	8.14+13	4.45+13	3.57+13	2.31+13
	12.0	74.40	64.22	8.14+13	4.35+13	3.70+13	2.40+13

[1] 최대 선출력을 보이는 연료봉의 평균값

[2] 8.56×10^{13}

표 2.1.1.11에서 보는바와같이 CANDU 핵연료의 경우 농축도가 12%일 때 최대 선출력이 일어나는 연료봉에서 평균선출력이 64.22 kW/m로 예상되었다. 표에서 CANDU 핵연료의 최대 열중성자속이 차이가 없는 것은 길이 50cm의 연료봉 아래쪽에서 물의 영향으로 열중성자속이 최대가 되기때문이고 그림 2.1.1.55에서 보는바와같이 연료봉 부분만 보면 열중성자속이 PWR의 경우와 같이 농축도 증가에 따라 감소하고 있는 것을 볼 수 있다.

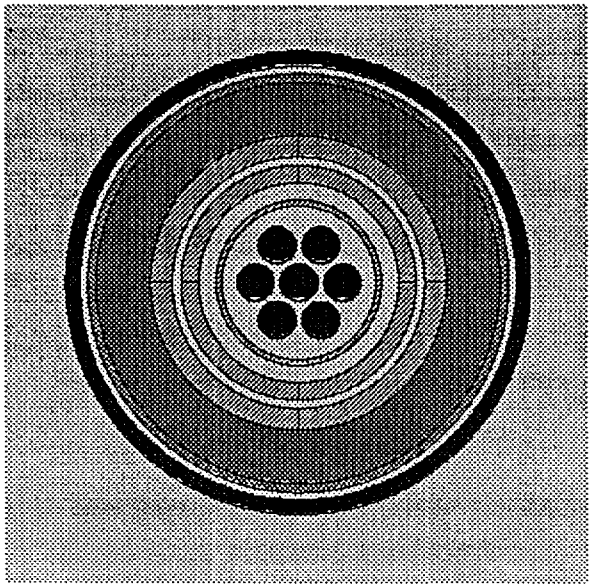


그림 2.1.1.52 CANDU형 multi-pin의 분석을 위한 MCNP 계산모델 평면도

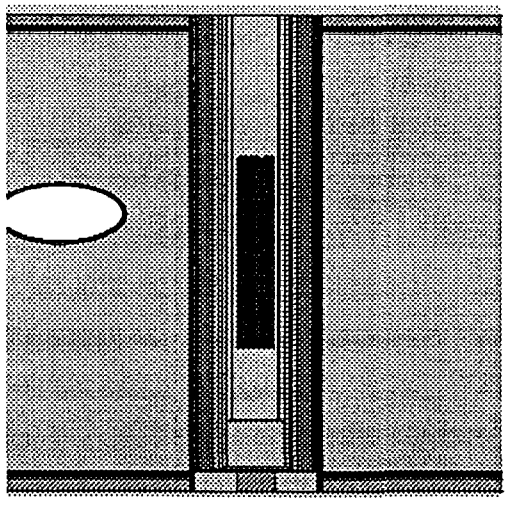


그림 2.1.1.53 CANDU형 multi-pin의 분석을 위한 MCNP 계산모델 입면도

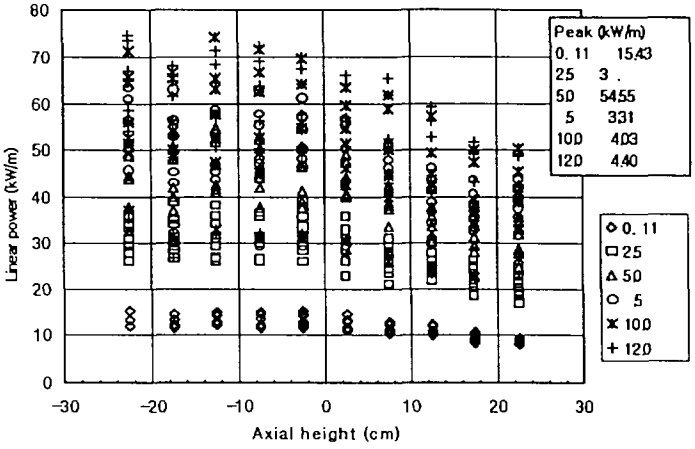


그림 2.1.1.54 CANDU 7pin 조사시 농축도 변화에 따른 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포

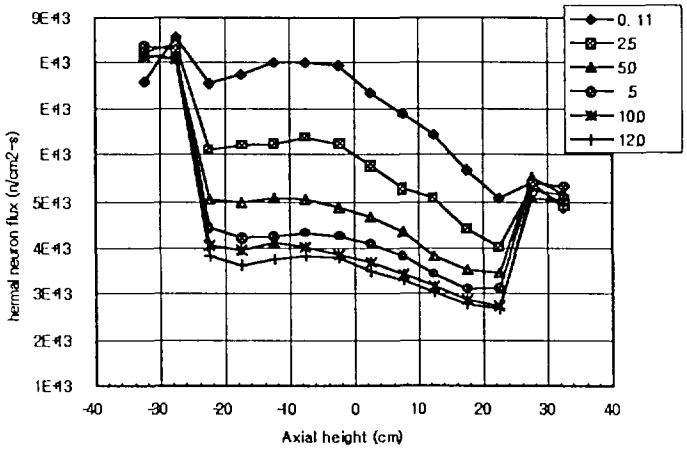


그림 2.1.1.55 CANDU 7pin 조사시 농축도 변화에 따른 flow tube내에서의 축방향 열중성자속 분포

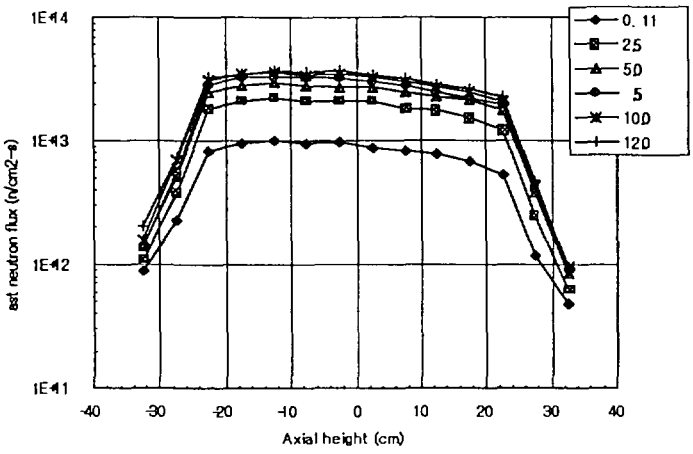


그림 2.1.1.56 CANDU 7pin 조사시 농축도 변화에 따른 flow tube내에서의 축방향 고속중성자속 분포

다. DUPIC 7-pin

DUPIC 핵연료 7 pin을 LH hole에서 조사시킬 때 계산모델은 CANDU 핵연료때와 같다. DUPIC 핵연료의 반경은 0.6077cm, 길이는 50cm이며, 핵연료 밀도는 10.2 g/cm^3 이다. 또한 LH hole내의 H_2O를 D_2O로 바꾸었을 때 선출력이 얼마나 상승하는지도 알아보았다.

각 연료봉에서의 선출력 및 flow tube내에서의 중성자속분포를 그림 2.1.1.57 및 2.1.1.58에 정리하였다. 최대 선출력은 29.75kW/m로 예상되었으며, 최대 선출력이 일어나는 연료봉에서의 축방향 평균 선출력은 25.71kW/m로 계산되었다. 또한 DUPIC 연료봉의 전체 평균 선출력은 21.96kW/m로 계산되었

다.

한편 LH hole의 inner pressure tube내부의 H_2O를 D_2O로 바꾸었을 때 선출력이 얼마나 올라가는지 알아보았으며 그림 2.1.1.57에 같이 그 결과를 정리하였다. 그림에서 보는 바와 같이 최대 선출력은 40.99kW/m로 H_2O일때보다 약 38% 상승하였으며 축방향 평균 선출력도 35.71kW/m로 H_2O일때보다 약 39% 상승하였다. DUPIC 연료봉의 전체 평균 선출력은 30.99kW/m로 41% 증가하였다. Flow tube내에서의 중성자속 분포는 그림 2.1.1.59에 정리하였다.

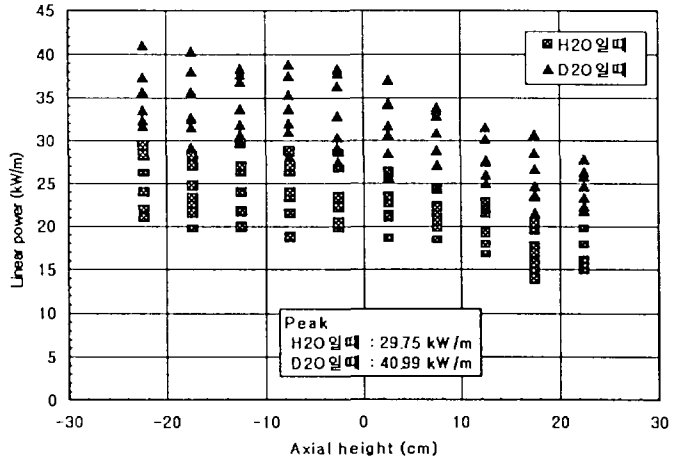


그림 2.1.1.57 DUPIC 7pin 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포
(Inner pressure tube내 물질이 H_2O일때와 D_2O로 바꾸었을 때)

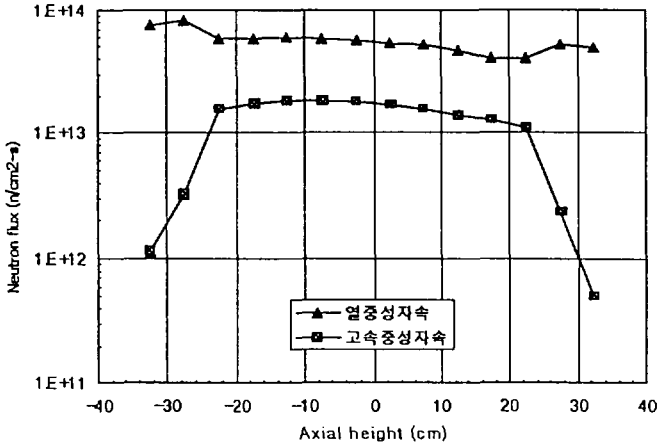


그림 2.1.1.58 DUPIC 7pin 조사시 축방향 중성자속 분포

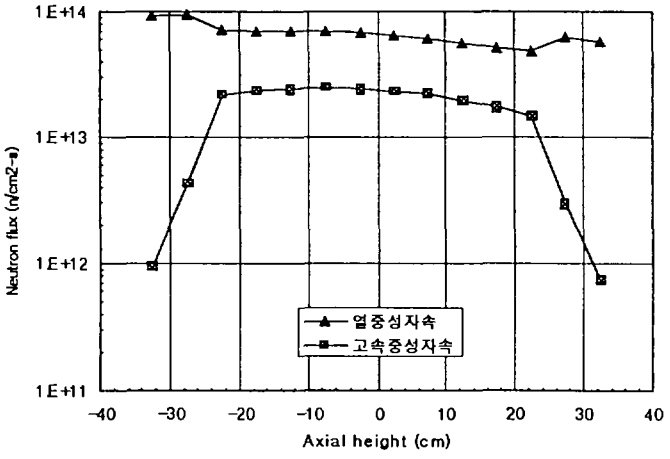


그림 2.1.1.59 DUPIC 7pin 조사시 축방향 중성자속 분포
(Inner pressure tube내 물질을 D_2O로 바꾸었을 때)

라. 연소에 따른 출력 이력 변화

이상에서 MCNP를 이용하여 7-봉 조사시험 핵연료에 대한 선출력을 분석하였다. 이와 같은 핵연료가 시험기간동안에 연소가 진행됨에 따라 선출력이 어떠한 거동을 보이는지를 파악하기 위하여 MCNP에서 얻은 평균 중성자속을 활용하여 WIMS 계산을 통하여 선출력의 변화를 예측한 결과가 그림 2.1.1.60와 2.1.1.61에 각각 제시되어 있다. 그림에서 보는 바와 같이 천연우라늄을 제외하고는 연소 초기에 핵분열생성물인 Xe-135의 영향으로 선출력이 급격히 줄었다가 U-235의 소모로 인하여 핵연료의 연소도에 따라 거의 선형적으로 선출력이 변하고 있음을 말 수 있다. 천연우라늄의 경우에는 U-238의 중성자 포획으로 인한 Pu-239의 생성 및 누적으로 인하여 연소초기에 선출력이 다소 증가하고 있으나 (Pu peak현상) 이후에는 다른 농축도의 시험연료와 마찬가지로 연소도에 따라 선형적으로 선출력이 감소하고 있다.

CANDU형과 PWR형 모두, 초기의 선출력에서 차이를 보이나 연소도에 따른 변화 경향은 거의 비슷하다.

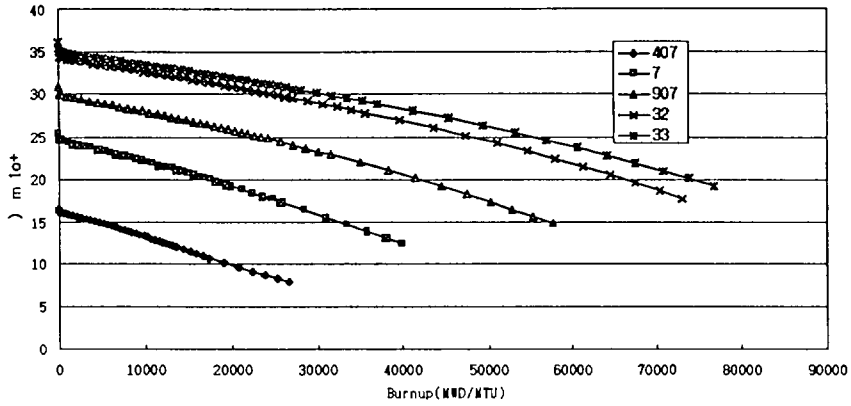


그림 2.1.1.60 PWR 7-pin의 연소에 따른 선출력변화

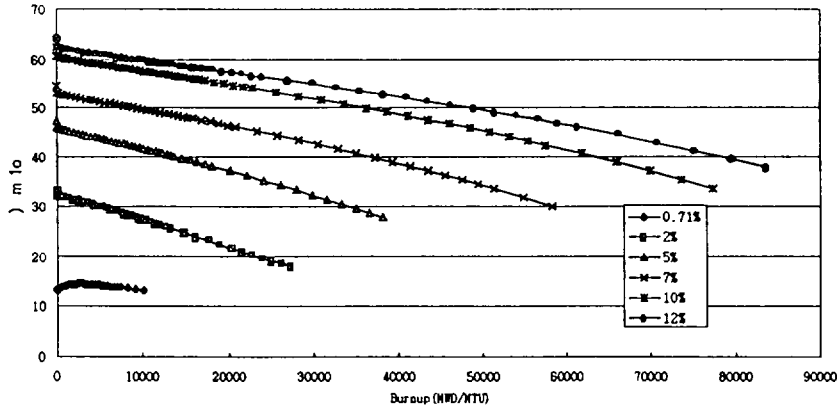


그림 2.1.1.61 CANDU 7-pin의 연소에 따른 선출력변화

마. 사고분석이 미치는 영향

기존의 FTL 예비사고해석 결과로부터 결정된 허용최대선출력이 사용자 요구사항에 미치지 못하였으므로 허용선출력을 늘릴 수 있는 여지가 있는지 사고해석 방법론에 대하여 전반적으로 검토하였다. 인허가, 사고 분류, 안전 기준, 선출력 결정 방법 등에 대한 검토 결과 사고해석시 사용된 보수성을 줄일 수 있는 가능성은 있지만 그 크기가 그다지 크지는 않을 것으로 판단되었다. 그러나, 핵연료다발의 봉 수를 2~6 개로 변경하면 허용선출력을 증가시킬 수 있을 것이다.

성능평가분야에서 최종적으로 고려한 7pin 핵연료다발의 경우, 사고시 30분 정도만 안전주입계통에 의해 냉각을 유지시킬 수 있다면 그 이후 수조수에 의한 자연대류로도 충분히 냉각이 가능한 것으로 평가되었다.

2.1.1.5. 결론

기존의 IPS 및 참고 핵연료에 대한 재분석을 통하여 이용자에게 핵연료 시험 loop에서 시험할 수 있는 범위를 재확인시킴으로써, 이용예정자로 하여금 향후 이용에 대하여 능동적으로 대처할 수 있도록 하였으며, 이용예정자의 관심사항을 도출받고 보다 우수한 시험 loop를 설치할 수 있는 방안으로써 7개의 핵연료봉으로 구성된 시험핵연료를 시험할 수 있도록 IPS의 설계변경에 대한 기초 분석을 수행하였다. 이의 분석을 통하여 7-pin 시험핵연료월 특성분석을 수행하였고 하나로에 설치 예정인 핵연료시험loop의 이용범위 및 한계성을 이용자에게 제시함으로써 보다 공개적이고 활성화된 설치작업이 추진될 수 있을 것으로 판단된다.

참고문헌

1. "하나로 FTL 안전성 분석보고서", 한국원자력연구소, 1997.
2. 심기섭, CANFLEX 분야, private communication, 1998.
3. 배기광, DUPIC 분야, private communication, 1998.
4. 구양현, 미래형 핵연료 분야, private communication, 1998.
5. 김대호, 개량 경수로 핵연료 분야, private communication, 1998.
6. 이병철, "LH hole의 FTL에서 CANDU 및 PWR 핵연료 조사시 선출력 분포", 내부통신문, HAN-RR-CR-98-049, 1998.7.7.
7. 이병철, "LH hole의 FTL에서 PWR 핵연료 조사시 선출력 자료 수정", 내부통신문, HAN-RR-CR-98-050, 1998.7.10.
8. 이병철, "LH hole의 FTL에서 CANFLEX 핵연료 조사시 선출력 분포", 내부통신문, HAN-RR-CR-98-053, 1998.8.4.
9. 이병철, "LH hole의 FTL에서 PWR 및 CANDU 핵연료 7 pin 조사시 출력", 내부통신문, HAN-RR-CR-98-058, 1998.9.1.
10. 이병철, "LH hole의 FTL에서 PWR 및 CANDU 핵연료 7 pin 조사시 출력 (SS316을 Zircaloy4로 바꾸었을때)", 내부통신문, HAN-RR-CR-98-059, 1998.9.4.
11. 이병철, "LH hole의 FTL에서 DUPIC Fuel 조사시 선출력 분포", 내부통신문, HAN-RR- CR-98-060, 1998.9.4.
12. 이병철, "LH hole의 FTL에서 PWR 및 CANDU 핵연료 7 pin 조사시 Flow Tube Size 변화에 따른 출력 분포", 내부통신문, HAN-RR-CR-98-061, 1998.9.11.
13. 이병철, "LH hole의 FTL에서 PWR 및 CANDU 핵연료 7 pin 조사시 핵연료 농축도 변화에 따른 출력 분포", 내부통신문, HAN-RR-CR-98-063, 1998.10.1.
14. 이병철, "LH hole의 FTL에서 DUPIC 핵연료 7 pin 조사시 출력분포", 내부통신문, HAN-RR-CR-98-066, 1998.10.19.
15. 김헌일,박철, "FTL 사고해석 방법론 검토", Speed Memo, FTL-성능-004, 1998.10.8
16. 김헌일, "FTL 자연대류 냉각", Speed Memo, FTL-성능-005, 1998.10.9

2.1.2 하나로 Interface 검토분야

2.1.2.1 계측제어계통 설계 검토

FTL 계측제어계통은 크게 안전관련 계통과 비안전 관련 계통으로 분류된다. 현재의 설계에서는 안전관련 계측제어계통에서 안전계통 제어 및 감시를 위하여 아래와 같은 Panel들로 구성된다.

- Class 1E Control Panel(1면)
- Emergency Shutdown Panel(ESP)(1면)
- FTL Protection Panel(FPP)(3면)
- Shutdown Transfer Relay Panel(STRP)(2면)

그리고 비안전 관련 계측제어계통은 DCS(Distributed Control System)으로 제어된다.

FTL 계측제어계통 설계 검토는 아래의 각 안과 같이 기존의 설계에 대해 안전기능을 저하시키지 않으면서 설계를 경제적인 측면에서 축소시킬 수 있는지 또는 각 시험범위 변경안에 따라 계통의 축소 가능성을 검토하였다.

- 1안 : 현재와 같은 시험범위 유지
  (안전등급 전원에 의한 강제냉각)
- 2안 : 현재와 같은 시험범위 유지
  (안전등급 전원에 의한 강제냉각, 중복기기 축소)
- 3안 : 시험범위 축소
  (비 안전 등급 전원에 의한 냉각)

가. 안전관련 계측제어계통

1) ESP 기능 축소 또는 삭제방안 검토

가) 검토사항

ESP는 비상시 운전원이 FTL의 안전계통을 감시하고 필요에 따라 제어할 수 있는 Panel로서 원자로 바깥의 안전건물에 설치되도록 설계되었다. 하나로 내에서 안전등급 전기 및 계장기기를 설치할 수 있는 공간을 확보하는 경우에도 ESP는 원자로 바깥의 안전건물에 설치되어야 하기 때문에 이를 위한 내진건물이 필요하게 되고 건물신축에 따른 예산증액이 필요하므로 ESP의 기능 축소 및 삭제 가능성에 대한 검토가 필요하다.

나) 검토결과

① 1안의 경우

- Flow/Pressure/Temp Indicators(9개)는 같은 방에 설치되는 FPP에도 중복 설치되므로 ESP로부터 삭제 가능하다.

- Accumulator level Indicator(2개)와 ECW Pump Outlet Flow Indicator(2개) 등도 같은 방에 위치하는 FPP에 설치할 수 있다.

- 아래의 Push Button과 Hand Switch들은 반드시 하나로 제어실이 아닌 건물 외곽지역에 설치되어야 한다. 그러나, 이들은 ESP가 아닌 FPP에 설치하더라도 안전성

요건을 침해하지 않는다.

- HANARO Trip(1개)
- FTL Trip(1개)
- HANARO Channel trip(3개)
- FTL Channel Trip(2개)

- ESP의 목적은 HANARO 제어실이 화재 또는 방사선 오염 등으로 인하여 접근이 불가능할 때 원자로 건물 외부에서 FTL 비상정지 기능을 수행하기 위한 것이다. 즉, 이와 같은 비상상태 하에서는 각 기기 별 제어는 무의미하며 단지 원자로 및 FTL 비상정지 기능만 유지하면 충분하다. 즉 ESP에 설치되어 있는 HANARO Trip(1개), FTL Trip(1개), HANARO Channel trip(3개), FTL Channel Trip(2개), HELB Trip(1개), HELB Channel Trip(2개) 등의 Push Button 들과, Flow/Pressure/Temp Indicators(9개), Accumulator level Indicator(2개), ECW Pump Outlet Flow Indicator(2개) 등의 Indicator 들을 FPP에 분산 설치한다면 고유의 안전기능을 수행할 수 있을 것이다. 또한, ESP에 설치되어 있는 각 기기 별 Hand Switch와 19개의 Control Transfer PB 모두를 삭제할 수 있으며 이로 인하여 약 100여 개 이상의 Relay 수량을 감소시킬 수 있으므로 STRP의 크기도 동시에 축소된다.

이상의 검토 결과에 따라, 1안에서는 하나로 건물외곽에 설치되는 FPP에 ESP의 필수 기능을 추가함으로써 ESP를 삭제할 수 있다.

② 2안의 경우

1안의 경우와 같다.

③ 3안의 경우

3안의 경우는 FTL을 강제냉각하지 않는 경우이므로 ESP 기능이 필요치 않으므로 하나로 외각에 ESP를 설치할 필요가 없다. 따라서 1안에서 검토한 것과 같은 방법과 같이 아래와 같은 필수기능의 Push Button를 FPP에 설치함으로 ESP를 삭제 가능하다고 판단되고, 2.1.2.2, 2), 라. 의 전력계통 검토에서와 같이 FPP는 하나로 건물 내에 설치 가능하다고 사료된다.

- HANARO Trip(1개)
- FTL Trip(1개)
- HANARO Channel trip(3개)
- FTL Channel Trip(2개)

2) FPP와 STRP의 통합 가능성 검토

가) 검토사항

FPP(3면)은 하나로 및 FTL Trip Parameter인 IPS 입구 온도, 유량, 압력 그리고 FTL Room #1의 압력신호를 각각 3 채널로 측정하여 하나로 RPS Panel과 인터페이스 되고 또한 FTL을 Trip 시키기 위하여 STRP(2면)과 인터페이스 된다. STRP는 FTL의 안전계통을 제어하기 위하여 Relay들로 구성되는 Panel 이다. 현 설계에서는 STRP는 FPP와 통합하기에는 Relay 수가 너무 많아 문제가 있다. 따라서 각 안에 대한 통합 가능성을 검토하였다.

나) 검토결과

① 1안의 경우

현재 설계에서는 각 FPP에 약 37개의 Relay가 내장되고 각 STRP에는 약 312개의 Relay가 내장된다. 따라서 현 설계에서 통합하기에는 Relay 수가 너무 많아 통합할 수 없다.

② 2안의 경우

2안의 경우, 안전등급 전원에 의해 강제냉각이 수행되고 ESP의 기능을 Trip Parameter 감시와 필수 Push Button을 갖추는 정도로 축소한 경우로 본다. 이 경우에 각 STRP의 Relay 수량은 약 190여 개로 축소된다. ESP(1면)와 FPP(3면)와 STRP를 안전등급 설계기준에 부합되도록 3면의 안전등급 Panels로 통합할 수 있는 가능성은 충분하다고 본다. 그러나 이 경우에 안전등급 Panels는 하나로 건물 바깥의 안전건물 내에 위치해야 한다.

③ 3안의 경우

3안의 경우는 안전등급 전원에 의해 강제냉각이 수행되지 않고 ESP의 기능을 필수 Push Button을 갖추는 정도로 축소한 경우로 본다. 이 경우도 2안에서와 같은 정도의 Panels 통합이 가능하다고 본다. 그러나 이 경우는 2안과 달리 안전등급 Panels를 2.1.2.2, 2), 라. 의 전력계통 검토에서와 같이 하나로 건물 내에 설치 가능하다.

3) FTL Room #1의 압력 값을 정상 및 사고 시에 감시 필요성에 대한 검토

가) 검토사항 및 결과

하나로 및 FTL Trip Parameter는 FTL 입구 온도, 유량, 압력신호와 FTL Room #1의 압력신호로 4 종류이다. 현 설계에서는 FTL 입구 온도, 유량, 압력신호는 Transmitter를 통해 제어실 및 원격 제어실에서 정상 및 사고 시에 감시 가능하도록 설계되어 있으나 FTL Room #1의 압력신호는 스위치 신호로 FPP 내의 Relay에 연결되어 있어 제어실 및 원격 제어실에서 정상 및 사고 시에 압력을 확인할 수 없다. FTL Room #1의 압력신호는 하나로 및 FTL Trip Parameter로서 정상 및 사고 시에 감시 필요성이 있으므로, 이 신호가 Transmitter를 통해 측정된 신호가 비교기를 거쳐 Relay까지 가는데 걸리는 시간이 안전해석 범위 내에 있다면 Transmitter 사용하여 정상 및 사고 시에 감시 가능하도록 하는 방법으로 설계를 변경하는 것이 바람직하다고 사료된다.

4) 일부 안전등급 Instrument의 비 안전 등급으로 변경하는 방안 검토

가) 검토사항 및 결과

현 설계에서는 비 안전제어에 사용되는 Safety 배관으로부터 신호를 위한 Transmitter 류는 안전등급 기기로 설계되어 있다. 이것은 설계에 위배되지 않는 범위에서 경제적인 설계가 필요하다고 본다.

Safety 배관으로부터 신호를 측정하지만 직접 부착되지 않는 비안전 관련 제어를 위한 Transmitter 류는 비안전 등급으로 설계를 변경하는 것이 경제적이다고 사료된다.

5) FPP와 STRP를 디지털 방식으로 구현하는 방안 검토

가) 검토사항

현 설계에서는 FPP와 STRP를 Relay로 구동되는 방식으로 하여 Panel의 크기가 크기 때문에 FPP와 STRP의 통합에 어려움이 있다. 따라서 안전등급 Panel이 디지털 소자로 구성되는 형태로 구현하는 방안에 대해 검토하였다.

나) 검토결과

최근에 안전등급 Panel을 디지털로 구현하는 방식이 도입되어 국내 원자력 발전소 고리 1,2 호기에 교체 설치되어 KINS에 인허가를 확보한 상태에 있다. 따라서 FTL의 안전등급 Panel을 이 방식으로 구현하는 것에 대해 여러 조사를 수행하였다. FTL의 안전등급 Panel의 기능은 단지 Trip 신호를 받아 설정치를 초과할 경우에 관련 기기를 Trip하거나 AND 또는 OR 논리를 구현하여 기기를 ON 또는 OFF 하는 기능을 수행하지만 현재 제품화되어있는 디지털 방식의 Controller는 다양한 기능을 가지고 있어 FTL에 사용하기에는 필요 없는 기능을 많이 가지고 있고, Relay로 구현하는 방식보다 Panel의 크기는 작지만 가격이 훨씬 비싸다. 따라서 현재 채택한 Relay 방식이 적합하다고 사료된다.

나. 비안전 관련 계측제어계통

1) ECP(Electric Control Panel) 삭제 가능성 검토

가) 검토사항

현 설계에서는 FTL 제어실로 같이 사용하는 하나로 제어실에 비안전 등급 Panel인 ECP를 두어 하나로 바깥에 위치하

는 FTL 필수 전기기기의 동작상태를 감시하고 수동으로 운전되는 비안전 등급 D/G의 조작 스위치와 관련된 Breaker 들을 조작하기 위한 스위치를 갖추도록 설계되어 있어 이에 대한 검토를 하였다.

나) 검토결과

하나로 제어실 내에서의 Panel 설치공간에 여유가 충분하지 않고 또한 Cable Tray 설치공간이 매우 협소하여 가능한 한 Cable의 양을 줄여야 한다. ECP 에 설치 예정인 기기들의 종류 및 역할을 재검토하여 각각의 필요성을 판단한 다음 반드시 필요하지 않다면 ECP를 삭제하는 것이 바람직하다.

2) Remote Control Room의 Operating Console 삭제 가능성 검토

가) 검토사항

FTL의 정상운전은 하나로 제어실에서 수행되고, 안전관련 제어는 Class 1E Panel에서 수행되고 비안전 관련제어는 DCS(Distributed Control System)로 연결되는 Operating Console에서 수행된다. 현 설계에서는 신설되는 전기실에 위치하는 Remote Control Room에도 Operating Console을 설치하여 FTL start up 시나 필요시에 비안전 관련 제어 및 감시를 수행할 수 있도록 되어 있어 삭제 가능성을 검토하였다.

나) 검토결과

Remote Control Room에 설치된 Operating Console은 필수요건이 아니라 운영효율 측면에서 설치되어 있다. 따라서 경제성과 운영효율 측면을 고려하여 설치여부를 결정하는 것이

바람직하고, 삭제하더라도 무방하다.

3) 비안전 계측제어 시스템을 DCS에서 PLC로 변경하는 방안 검토

가) 검토사항 및 결과

현 설계에서는 FTL의 비안전 계측제어 시스템은 DCS로 구현되도록 설계되어 있다. 현재 PLC는 DCS보다 절반이하의 가격으로 구현 가능하므로 PLC로 구현하는 것이 경제적이다.

참고문헌

[1] 한국원자력연구소, "하나로 핵연료 시험설비 안전성 분석보고서," Rev.0, 1998.

[2] 한국원자력연구소, FL-684-DS-D001, "Tech. spec. for FTL protection panels," Rev.2, 1998.

[3] 한국원자력연구소, FL-660-DS-D001, "Tech. spec. for Class1E control panel, Em'cy shutdown panels, shutdown transfer relay panels" Rev.3, 1998.

[4]한국원자력연구소 ,FL-660-DT-S001,"Tech. spec. for FTL distributed control system," Rev.1, 1998.

2.1.2.2 전력계통 설계 검토

FTL 전력계통설계 검토는 기 수행된 설계를 안전 기능을 수행하는데 지장이 주지 않는 범위에서 경제적인 측면에서 설계변경이 가능한지 그리고 각 시험범위 변경 안에 따른 설계변경범위를 검토하였다.

가. 현 설계 요건

1) 소외 전원 계통

최소한 두 개의 소외 전력 공급 회로가 필요하고, 이 들의 용량은 냉각재 상실 사고나, 예상운전 과도상태에서 필요한 모든 부하에 전력 공급이 가능하도록 되어있다.

2) 소내 전력계통

소내 전원은 비상냉각펌프, 기기 냉각 펌프 등의 안전 부하로 인하여 비 안전등급 과 안전등급 1E 급의 전기 설비로 구성되었다. 그리고 대부분의 공정 기기가 안전등급 1E 의 디젤 발전기로 공급할 수 있도록 되어 있다. 특히 냉각 계통은 무정전 전원 공급 장치를 이용하여 2중으로 보호되어 있다. 계측 제어용 전원은 3개의 채널로 구성되어 있다. 소내 전력설비가 기존의 하나로 건물에 수용되지 않아 원자로 건물밖에 별도의 건물에 설치하도록 설계되어 있다.
소내 전력계통의 설계 기준은 다음과 같다.

가) 1E급 소내 전력계통은 지진재해로부터 보호받기 위해 내진범주 1급 구조물 내에 설치한다.

나) 다중 1E급 소내 전력계통들은 단일고장상태에서 핵연료시험설비 보호계통과 다른 기타 안전계통의 기능이 수행될 수 있도록 각각 별도의 방 또는 화재방호구역에 설치하여 독립성을 유지하여야 한다.

다) 1E급 안전관련 모선의 전압수준은 예상되는 전압변동 전 범위 내에서 전 부하 또는 최소부하상태에 대하여 변압기의 전압탭 설정을 조절하여 최적화 시켜야 한다.

라) 1E급 소내 전력계통은 사고 시에도 소외 전력상실(LOOP)을 가정한 상태에서 핵연료시험설비를 안전 정지시키고 사고의 영향을 완화시킬 수 있는 충분한 용량을 지녀야 한다.

마) 정상 시 1E급 모선에 전원을 공급하는 변압기의 용량과 정격이 적절해야 한다.

바) 1E급 소내 전력계통은 계통의 연속운전성과 계통내 기기의 상태를 평가하기 위해 적절한 점검, 주기적인 검사, 중요한 부위 및 설계특성을 시험할 수 있도록 설계해야 한다.

사) 비상발전기는 소외 전력상실시 자동적으로 기동되어야 한다. 비상발전기의 정격용량은 1E급 모선에 예상되는 최대 총 부하를 공급할 수 있어야 한다. 또한 RG 1.9, "Selection, Design, and Qualification of Diesel-Generator Units Used as Onsite Electric Power Systems at Nuclear Power Plants"에

서 규정한 전압 및 주파수 허용 제한치를 초과하지 않고 규정된 부하투입순서에 따라 부하를 가속시킬 수 있는 용량을 지녀야 한다. 최대 총 요구출력에 10% 여유를 감안하여 엔진출력을 결정해야 한다. 발전기는 역률 0.8에서 위와 같은 정격출력을 낼 수 있어야 한다. 케이블과 1E급 변압기에서의 손실은 발전기정격에 포함시켜야 한다.

아) 필수 축전지는 가상사고 시 안전기능 수행에 필요한 직류전원을 단일고장상태에서 공급할 수 있도록 적정용량(충전기 제외)을 지녀야 한다.

자) 필수 축전지 충전기 각각은 담당 축전지를 재충전하는 동시에 지정된 정상부하를 감당할 수 있도록 충분한 용량을 지녀야 한다.

차) 소외 전력상실(LOOP)에 이은 전원완전상실(Station Blackout)의 영향을 완화하기 위해서 Non-1E급 대체 교류전원(AAC)을 설치해야 한다.

카) 배전계통은 제어실과 원격정지판넬의 상호 독립성이 유지되도록 설계하여 어느 한 지역에서 화재가 발생해도 다른 지역으로의 제어기능 이전을 방해하지 않도록 해야 한다.

타) Non-1E급 전기기기는 핵연료시험설비의 정상운전, 사고시 또는 사고후 기기의 고장, 파손으로 인해 1E급 전기기기에 미치는 역 영향을 배제할 수 있도록 설계하고 설치 위치를 선정해야 한다. 사고 후 환경조건 및 지진조건에서 1E급 기기에 악영향을 미칠 위험성이 있는 경우에는 Non-1E급 기기

를 1E급 기기와 동일한 환경, 내진 검정기준에 의거 검증하여 간섭영향이 없음을 입증해야 한다.

나. 설계 검토

1) 소외 전원 계통

소외 전력 계통은 상위 모선인 하나로 시설이 단일 변전소에서 수전 하는데 비하여 FTL 은 다중 변전소에서 수전 하도록 되어있다. 따라서 이를 실현하기 위해서는 하나로의 인입회로를 변경하고 , 연구소가 2 개의 변전소에서 수전하고, 하나로에 필요한 전력을 공급 가능하여야 한다. 그러나 현재는 1 개의 변전소에서만이 공급 가능하다. 또한 물리적 독립요건에서도 현재 하나로의 인입선로는 케이블 트레이로 상하로 배치되어 화재나, 지진 등의 단일 고장 기준을 만족하지 못한다. 따라서 현재의 설계가 이상적이기는 하나 현실성이 없어, 안전등급의 범위를 재 설정하여 이 요건의 수정이 필요하다.

2) 소내 전력계통

핵연료시험 설비는 원자로 정지 이후에도 강제 냉각이 필요하다. 따라서 안전을 확보하기 위한 최소한의 냉각원인 비상냉각에 필요한 펌프는 안전등급의 전원에서 전력을 공급받도록 설계하였다. 그리고 비 안전 등급인 주냉각 펌프 정지 시 고압 주입탱크에서 냉각수를 비상냉각 루프로 주입하도록 하였다. 또한 비상냉각으로 전환 시에도 냉각수 순환을 확보하기 위하여 비상냉각 펌프는 항상 가동하도록 하였으며 , 무정전 전원장치에서 전력을 공급하도록 설계하였다.

핵연료 시험 설비의 주 냉각 펌프는 장기 정전 시 전원이 없

어 가동할 수 없다. 하나로의 냉각펌프도 정전 시 정지하도록 되어있다. 물론 원자로는 정지된다. 그러나 순간정전의 경우 주 냉각펌프 정지에 따른 고압 주입 탱크 주입을 방지하기 위하여 무정전 전원 공급장치에 연결하였다. 고압 주입 탱크가 주입되면 핵연료 시험 루프를 정상화하는데 약 3-4 일이 걸리는 것을 전제로 한 것이다. 그림 2.1.2.1은 현재 설계된 FTL 전력계통의 단선도이다.

현 전기 설계는 주로 발전로에 적용하는 인허가 및 설계 기준을 만족시키도록 설계 되어있다. 따라서 FTL의 시설 규모에 비하여 비교적 복잡하고, 안전성 관련 설비가 많게 구성되어 있다.

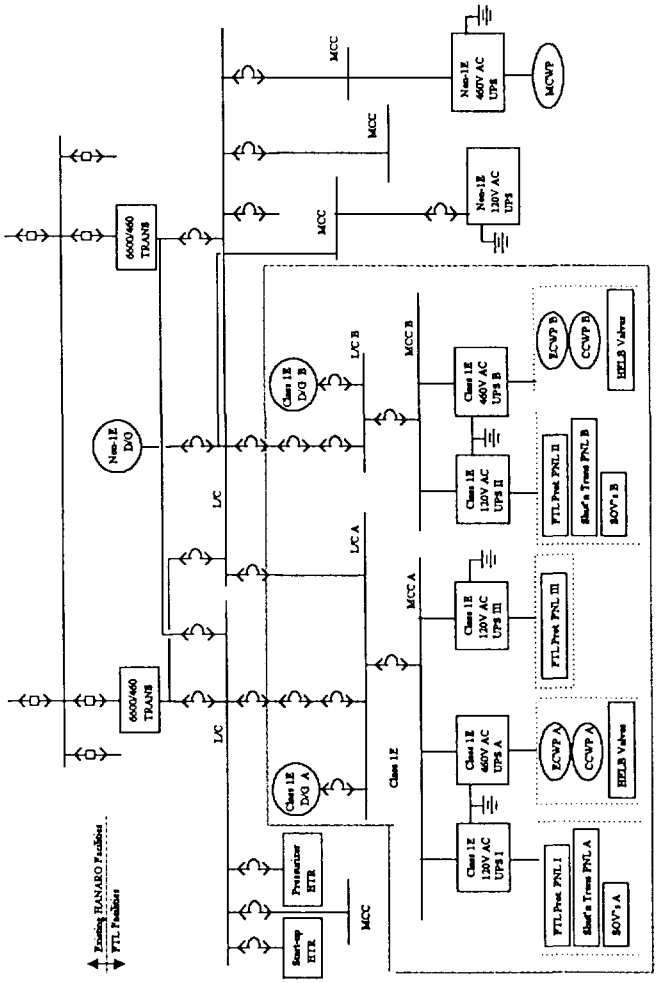


그림 2.1.2.1 FTL 전력계통 단선도 (현 설계)

설계에 적용한 기준은 다음과 같다.

가) General Design Criteria (10 CFR 50 Appendix A)

- GDC 17 : 충분한 용량의 고 신뢰도 전원 요건
- GDC 18 : 검사 및 시험 요건

나) Regulatory Guide

- RG 1.6 : 소내 전력계통의 독립성
- RG 1.9 : D/G 요건
- RG 1.17 : Sabotage
- RG 1.22 : 주기 시험
- RG 1.26 : 품질등급 분류 요건
- RG 1.29 : 내진 등급 분류
- RG 1.30 : 설치, 검사, 시험에 대한 품질 요건
- RG 1.32 : 1E 요건
- RG 1.40 : 1E 전동기 요건
- RG 1.41 : 1E 시운전 시험 요건
- RG 1.47 : 우회 상태 표시 요건
- RG 1.53 : 단일 고장 요건
- RG 1.62 : 수동 기동 요건
- RG 1.63 : 관통부 요건
- RG 1.68 : 사용전 시험 및 시운전 요건
- RG 1.73 : MOV 요건
- RG 1.75 : 물리적 독립성 요건
- RG 1.89 환경 검증 시험 요건
- RG 1.93 : 이용성 요건
- RG 1.97 : 사고 감시 계측 시스템 요건
- RG 1.100 : 내진 검증 요건
- RG 1.106 : MOV thermal overload 요건

- RG 1.108 : D/G 주기 시험
- RG 1.118 : 주기 시험
- RG 1.131 : 케이블 연결 검증 시험
- RG 1.153 : 안전 계통 중 전기 계측 부분
- RG 1.155 : 소내 완전 정전
- RG 1.160 : 발전소 보수의 효율성 감시

다) IEEE Standards

- IEEE 344 : 내진
- IEEE 384 : 독립성
- IEEE 387 : D/G
- IEEE 450 : 납 축전지
- IEEE 485 : 축전 지 용량
- IEEE 628 : 전선로
- IEEE 741 : 전기 시스템 보호
- IEEE 946 : 안전 등급 직류 전원 요건

다. 검토 과제

안전성 분석보고서에 언급된 대부분의 기준들은 발전로 기준이고, 매우 광범위하게 적용하였다. 따라서 위의 요건을 모두 수용하는 한 현재의 설계는 크게 축소 할 수 없을 것이다. 그러므로 적용 기준을 축소하기 위해서는 안전 해석을 근거로 안전 등급을 재분류해야 한다. 따라서 핵연료 시험설비의 실험 대상, 시험 조건, 설계변경 등을 통하여 최소한의 경비로 안전성을 확보할 수 있는 방안을 도출하고자 다음의 연구항목을 설정하였다.

- 안전등급 1E 전원의 필요성
- 전기설비의 규모 축소

- 기존 시설과의 간섭 사항

라. 검토 결과

1) 안전 등급1E 전원의 필요성

가) 평가 기준

FTL의 전기 안전등급 1E 기기의 필요성을 검토하기 위하여 다음의 기준을 참고하였다.

- 과학기술처 고시 제 94-10 호 , 원자력 시설의 안전 등급과 등급별 규격에 관한 규정
- ANSI/ANS 58.14, Safety and Pressure Integrity Classification Criteria for Light Water Reactors, ANS , 1993
- ANSI/ANS 58.14, Nuclear Safety Criteria for the design of Stationary Pressurized Water Reactor Plants, ANS , 1983
- BNL 50831-III Design Guide for category III Reactors, Pool Type Reactors
- BNL 50831-II Design Guide for category II Reactors, Light and Heavy Water Cooled Reactors

나) 필요성 평가

위의 기준에 의한 안전 등급 기기의 분류 및 설계 절차는 그림 2.1.2.2와 같으며 이에 준하여 검토한 결과는 다음과 같다.

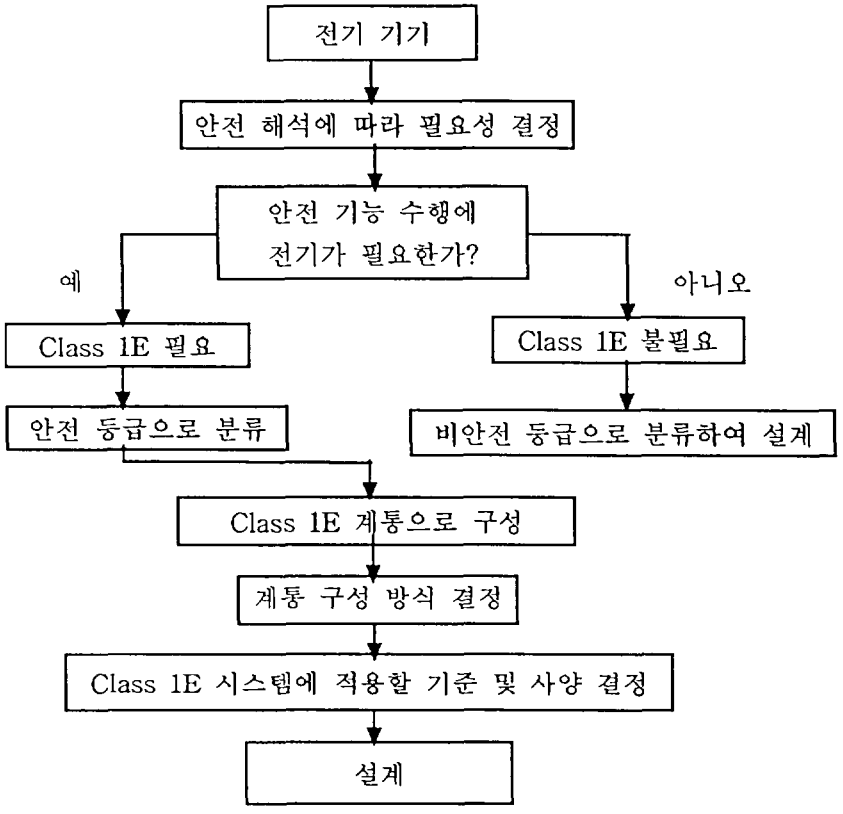


그림 2.1.2.2 안전등급 기기 분류 및 설계절차

① 사고해석을 근거로 한 FTL 의 안전 기능

이 검토는 안전성 분석 보고서에서 분류한 사고 유발 사건에 따라 이루어 졌다.

- 열 제거 증가 : 전력계통과 직접 관련 없음.
  (과 냉각으로 반응도 삽입 효과가 있으나 하나로 설계 범위이내 이다)
- 열 제거 감소 : 가장 심각한 고장인 격리 밸브 폐쇄 보다 덜 심각하다.
  (비안전 전원 상실시 초래된다, 비상 냉각 펌프 정상)
- 유량 감소 : 가장 심각한 고장인 격리 밸브 폐쇄 때에도 피복재는 손상되지 않는다.
  (비안전 전원 상실시 초래된다, 비상 냉각 펌프 정상)
- 반응도 및 출력분포 이상 : 전력과 직접 관련 없음, 안전
- 냉각수 총량 증가 : 전력과 직접 관련 없음, 안전
- 냉각수 총량 감소 : 전력과 직접 관련 없음, 안전
- 보조 계통 및 기기에서의 방사성 물질 누출 : 전력과 직접 관련 없음, 안전
- 소외 전원 완전 상실 : 아래의 조건하에서 안전하다.
  - 비상 냉각수 펌프 1대 가동
  - 1E UPS 건전

② 안전 등급 필요성

위에 언급한 사고 범주는 모두 사고 해석에서 후속 조치가 이루어지면 안전한 것으로 평가되었다. 그러나 후속 조치에는 밸브 정렬이나 비상 냉각수 펌프 운전, 보호기능 들이 들어 있다. 밸브와 비상냉각 펌프는 전기를 필요로 하고, 계측 기기도 전기를 필요로 한다. 따라서 이러한 기기 들에는 안전등급

전력이 공급되어야 한다.

③ 안전 계통
- 비상 냉각 수 계통
- FTL 보호 계통

④ 안전 등급 전원이 필요한 기기
- 비상 냉각 펌프
- 비상 냉각 계통 밸브
- 기기 냉각 펌프
- 보호계통 제어반

⑤ 안전등급 전원의 범위 축소 방안

안전등급 전원의 범위를 축소하기 위해서는 안전해석에서 해당 기기의 필요성을 먼저 결정하여야 한다. 우선적으로 안전 등급 DG 의 축소와 관련하여는 비상냉각펌프, 기기냉각 펌프, 보호계통 등의 운전 상태에 대한 안전성 분석 결과, 안전 등급 전력을 요구하지 않는다면 안전 등급 1E 전기 계통의 규모가 축소되거나 삭제될 수 있다. 따라서 본 연구에서는 실험 범위 변경과 안전 등급 변경에 따라 전기계통이 변경될 수 있는 여러 경우를 가정하여 각각에 대하여 전기계통을 구성하였다.

2) 전기 설비 규모 축소

FTL 전력 계통을 검토한 결과 배전계통 구성은 안전부하의 유, 무에 따라 3가지 형태로 구성할 수 있다. 그리고 프로젝트 차원에서 공정계통 구성과 안전 해석결과, 그리고 이에 따른 비용 등을 고려하여 선택 할 수 있을 것이다.

- 개선 1안 : 현재의 안전 동력 부하가 그대로 존재 하는 경우
- 개선 2안 : 현재의 안전 동력 부하가 삭제되는 경우
- 개선 3안 : 안전 동력 부하가 없으며 비상부하도 적은 경우

1) 개선 1안

개선 1안의 경우에 FTL 전력계통의 구성은 그림 2.1.2.3과 같다.

① 소외전력

현재 설계에서 FTL은 하나로에서 2개의 선로로 전력을 공급받는다. 이러한 배경은 소외전력을 2중으로 공급받기 위한 것인데 기존의 하나로의 전기설비는 연구소 주변전소를 통하여 1개의 변전소에서 수전 받는다. 따라서 FTL의 인입선로를 2중으로 하여도 큰 효과를 보지 못한다. 물론 기기 보수나 고장 등의 경우를 고려하겠으나 이러한 경우는 원자로(실험)를 정지하고 조치하면 가능하다. 그리고 소외전력에 연결된 안전 부하가 없고 발전소처럼 이용률이나, 정지가 큰 부담이 아니므로 소외전력에 대한 요건은 원자력 발전소 규정을 따르지 않는 것이 타당하다. 따라서 FTL은 하나로에서 1개의 회선으로 수전 하는 것으로 변경한다.

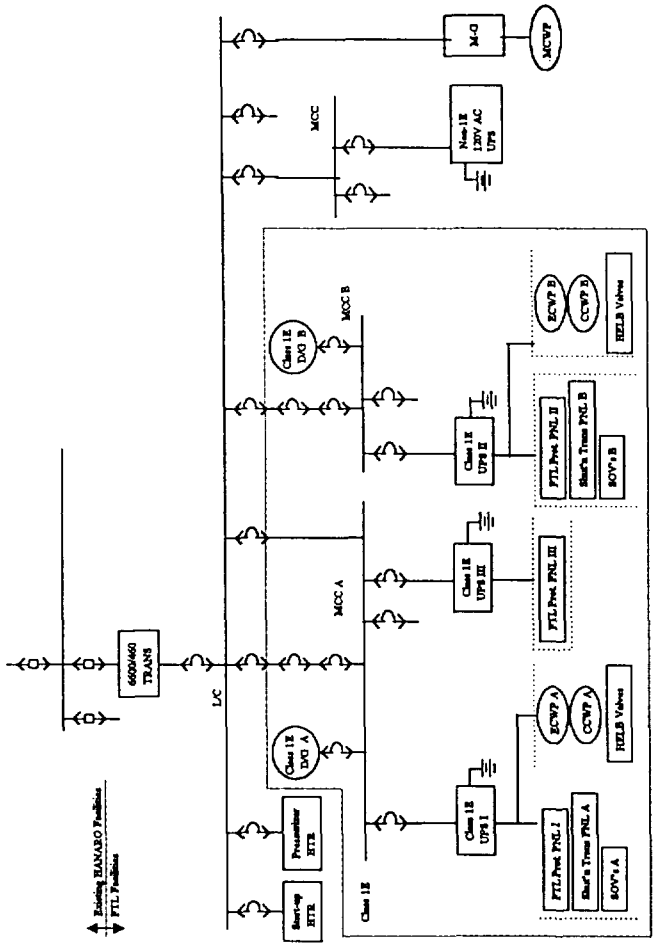


그림 2.1.2.3 FTL 전력계통 단선도 (개선 1안)

② 부하반

부하반은 FTL로 인입되는 전압을 6600V에서 460V 로 감압하여 배전하는 설비이다. 현 설계는 인입회로가 2중 이어서 변압기 내장 부하반도 2개이다. 그러나 위에서 언급한 것처럼 인입회로를 1개로 축소하면 변압기 내장 부하반은 1개로 구성하는 것이 바람직하다. 따라서 1개의 변압기 내장 부하반은 제거한다. 그리고 1개의 안전 등급 1E 부하반은 하부의 MCC와 통합하고 없애는 것이 효율적이다. (인입선이 2개이고 부하가 1개인 판넬이다.)

③ MCC

안전 등급 1E MCC 는 상위의 부하반과 합쳐 D/G와 부하반에서부터 오는 회로를 추가한다. 그리고 비안전 등급 MCC 4개를 통합하여 1개로 축소한다.

④ 비안전 등급 DG (AAC) 제거

원자력 발전소의 경우에 AAC 는 플랜트 완전 정전 (Station Blackout) 에 대비하여 설치한 DG 이다. 완전 정전은 소외전원이 정전되고 1E급 Emergency DG 2대가 모두 운전 불가능한 경우에 발생되며 비상조치에 필요한 전원을 공급하는 것이다. 그리고 발전기가 연결된 모선에 안전 부하가 있는 경우이다. 그러나 FTL 의 경우는 안전부하가 1E 무정전 전원 공급장치 (UPS)에 연결되어 있다. 따라서 완전 정전이 발생하여도 안전 기능에는 문제가 없다. 물론 축전지 지속시간은 후속 조치를 할 수 있는 기회를 확보해 준다. 그리고 비 안전 등급 의 부하도 적당한 격리 장치를 부가한 후 안전등급 D/G 에 연결하는 것이 좋다. 따라서 발전소 규정에 의하여 설계된 AAC (비안전 등급 DG)는 제거가 가능하다.

⑤ 주냉각 펌프 Non 1E UPS 축소

FTL에서 가장 큰 용량의 UPS 는 250kVA로서 주냉각 펌프 전용으로 사용된다. 그러나 주 냉각 펌프는 비 안전 등급이며 , 운전 불능 시에도 비상냉각 계통이 작동하면 FTL의 안전성을 저하시키지 않는다. 따라서 안전성측면에서는 없어도 되나 이용측면의 필요로 설계되었다. 핵연로 시험루프는 정상운전 시 고온 고압이다. 만약 주 냉각 펌프가 정지하면 냉각기능을 확보하기 위하여 고입 냉각수 주입계통과 비상냉각 계통이 작동한다. 이렇게 안전 주입 계통이 작동하면 계통의 온도와 압력이 저하하고, 전체 루프의 균형이 깨진다. 그리고 폐기물이 생성된다. 이후 정상상태로 복원하려면 약 3-4 일이 소요된다. 따라서 이러한 노력을 줄이고자 순간정전에는 대비를 하기 위하여 UPS를 설치하였다. 그러나 하나로에 발생하는 예고없는 정전이 1년에 약 4 회인 점을 고려하면 대비하지 않아도 될 것으로 사료된다. (원자로가 운전중인 경우에 순간 정전이 일어날 확률은 적다) 즉, 주냉각 펌프용 Non-1E UPS 는 제거가능 하다.

그러나 운전관점에서 꼭 필요하다면 이것을 UPS 가 아닌 Motor-Generator Set로 변경하는 것이 경제적이다. 통상 M-G set 의 가격은 UPS 에 비하여 싸고, 유지관리 측면에서도 유리하다.

⑥ 1E UPS 축소

1E 는 3개의 채널로 구성하였다. 채널 1,2 는 120V 단상 UPS 와 460V 3상 UPS로 구성하였고, 채널 3은 120V 단상으로만 구성하였다. 2개의 채널로 구성한 이유는 보호계통이 3개의 채널로 되어 채널별 독립성유지를 하기 위함이다. 그리고 전압이 120V 와 460V 인 이유는 부하의 전압이 다르기 때문

이다. 계측기 부하는 120V로 되어 있고 대부분 3개의 채널로 구성하여, 각각 대응되는 UPS에서 전력을 공급받는다. 그러나 동력부하는 2 train으로 구성되고 3상 모터들이다. 이들은 2개의 부하만 있으므로 이는 1,2 채널에서만 공급하도록 구성하였다. 따라서 현 설계는 1,2 채널에는 축전지를 공유하는 독립된 2대의 UPS 가 설치된 것이다. 이런 결과로 더 많은 공간과 비용을 요구한다.

UPS 에 연결된 120V 부하의 대다수인 솔레노이드 밸브를 직류로 구동하는 것으로 변경하면 인버터이후의 기기는 분전반으로 대치가 가능하다. 그리고 나머지 120V 제어반은 자체에 전원변환장치를 내장하면 460V를 쓰거나 직류를 쓸 수 있다. 이렇게 변경하면 120V 부하는 없어지고 460V 부하만 남게되어 120V UPS 는 제거가 가능하다.

그리고 460V 부하 중에도 MOV 는, 공기구동이면서 에너지 저장기능을 갖춘 fail -safe 형의 밸브로 교체하면 전력소모는 적을 것이다.

나) 개선 2안

개선 2안의 경우에 FTL 전력계통의 구성은 그림 2.1.2.4와 같다.

① 소외 전력 계통

개선 1안과 같다.

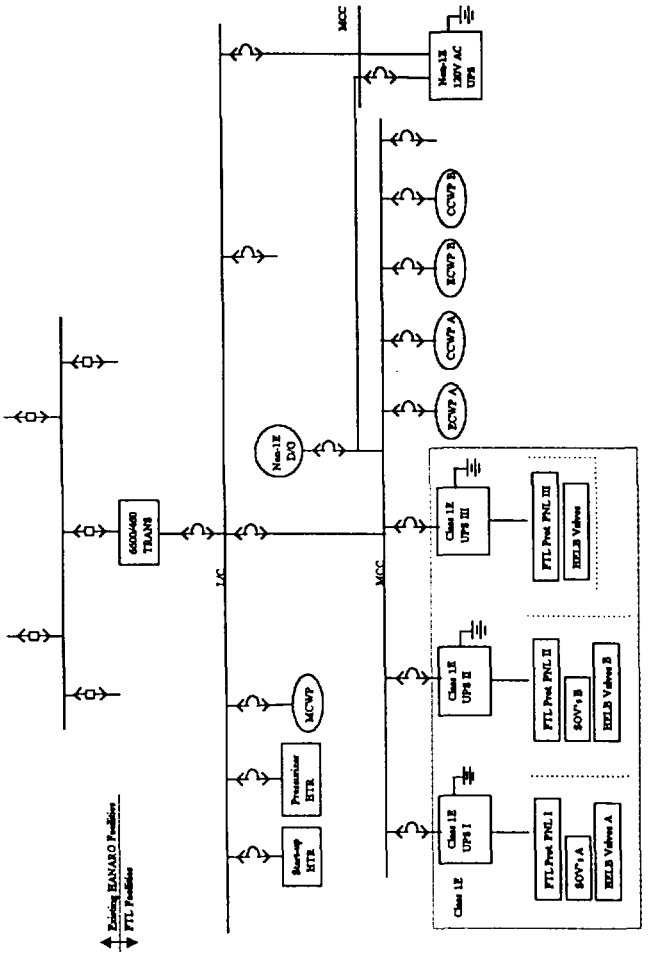


그림 2.1.2.4 FTL 전력계통 단선도 (개선 2안)

② 부하반

개선 1안과 같다.

③ MCC

개선1안에서 안전 등급 1E MCC 가 2개로 구성되었는데 이를 비안전 등급의 MCC 1개로 축소 가능하다. 그리고 부하의 중복성(redundancy)을 고려하여 또 다른 비안전 등급의 MCC 와 부하를 나눈다.

④ D/G

안전등급의 동력부하가 없고 단지 60분간의 안전 등급 UPS 의 백업으로 안전성이 확보된다면 추가적인 전원이 없어도 되므로 안전 등급 D/G를 없앨 수 있다. 즉 2대의 안전등급 D/G를 1대의 비안전 등급 D/G로 축소된다. 이 경우 비 안전 등급 D/G 에 안전등급 UPS를 연결한다.

⑤ 주 냉각 펌프용 M/G 세트

안전 등급 D/G가 없어지면 과도상태시에는 즉시 고압 주입 계통이 작동하므로 특별히 순간정전만을 대비할 필요는 없을 것이다. 따라서 주 냉각 펌프용 UPS 나 MG set 은 삭제 가능하다. 왜냐하면 UPS 나 MG set 의 목적이 고압 주입 계통 작동 방지하기 위한 것이기 때문이다.

⑥ 1E UPS

기존 구성과 같으나 비상냉각 수 펌프 , 기기 냉각수 펌프 그리고 비상 환기계통의 안전 등급 부하가 비안전 등급으로 바뀌므로 1E 460VAC를 필요로 하는 HELB 관련 MOV를 120V로 대체 가능하다면 460V UPS 가 삭제 될 수 있다. 또

한 UPS 의 부하가 많이 축소된다.

다) 개선 3안

개선 2안은 안전 부하가 비안전 부하로 바뀌고 이들은 비상부하로 분류하여 비안전 등급의 D/G에서 전력을 공급받는 것을 가정하였으나 만약 이들을 삭제하는 것이 경제성(건설비, 유지비) 이 높다고 판단되면 필수 부하 (십 KW 단위)정도만 선별하여 기존의 하나로 D/G에서 공급받도록 하면 FTL 내에는 D/G를 별도로 두지 않아도 될 것이다.
따라서 개선 2안에서의 비안전 등급 D/G가 없는 구성이다.
개선 3안의 경우에 FTL 전력계통의 구성은 그림 2.1.2.5와 같다.

라) 안전등급 전기실 축소방안 검토

현재 FTL 전력계통 설계는 FTL 안전등급 전기기기 설치를 위하여 내진등급의 건물을 신설해야하고, 이는 예산 증가의 원인이었다. 따라서 개선 1, 2, 3안 각각에 대해 내진건물의 축소 또는 삭제 가능성 그리고 안전등급 FTL 전기기기 설치를 위한 하나로 RX 건물의 활용 가능성을 검토하였다.

강제냉각을 위한 안전동력 부하가 그대로 존재하는 현재의 설계에서 전기기기를 최소화하는 개선 1안의 경우 2 D/G(2 Sets), 3 UPS(3 sets), Battery(3 Sets), MCC 등의 안전계통 전기기기와 FTL Protection Panels(3면), Shutdown Transfer Relay Panel(2면) 등의 안전등급 계장 Panel과 MCC, UPS, Battery 등의 비안전 계통 전기기기를 하나로 RX 내에 설치하기에는 RX 내에 여유공간이 없기 때문에 내진건물이 필요하다.

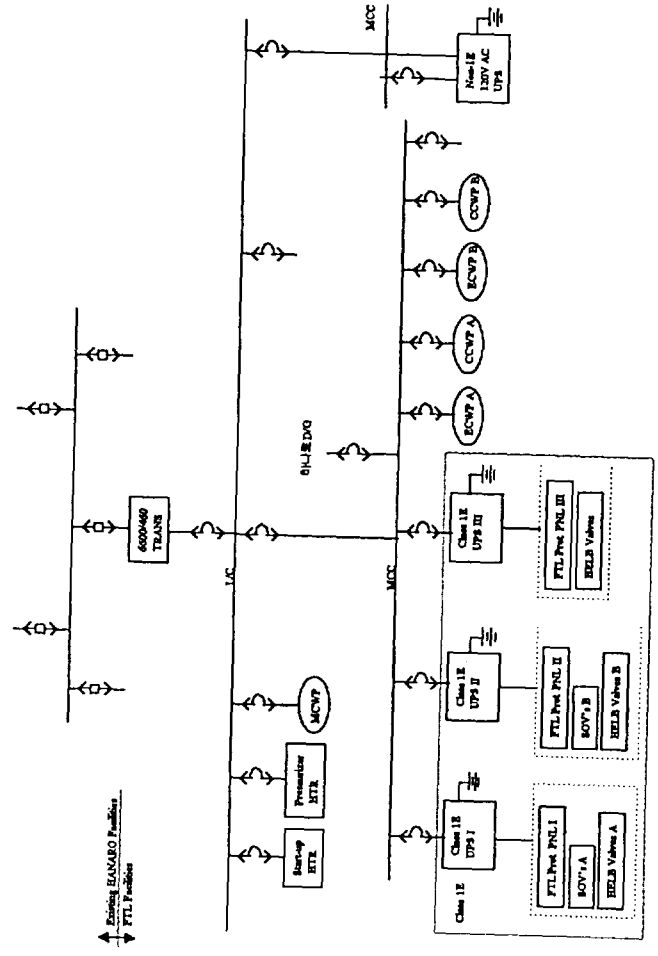


그림 2.1.2.5 FTL 전력계통 단선도 (개선 3안)

강제냉각을 위한 안전동력 부하가 존재하지 않는 개선 2안, 개선 3안의 경우 안전등급 전기기기는 UPS 계통(3 sets), Battery(3 Sets) 만 필요하고 비안전 등급 전기기기는 D/G 계통(1 Set), UPS 계통(1 Set), Battery(1 Set) 등이 필요된다. 따라서 이 경우에는 안전등급 전기기기인 UPS 계통(3 sets), Battery(3 Sets)를 내진건물인 하나로 RX 내에서 수용할 수 있으면 비안전 등급 전기기기 설치를 위한 일반건물만 신축하면 되므로 내진건물 신축에 따른 비용을 절감할 수 있다. 하나로 RX 건물에서 Room 106(FTL I&C Room)에는 FTL 일부 계측기기가 설치되고 FTL Room #1으로 전력 및 계장용 Cable 들이 입출되는 관통구가 설치된다. 그리고 Room 111, 112는 사용하고 있지 않으나 밀폐된 공간이기 때문에 안전등급 UPS 계통이나 Battery 계통을 설치하기에는 환기에 문제가 있기 때문에 사용할 수 없다.

현재 사무실로 사용중인 Room 121, 122는 전력 및 계장용 Cable 들이 입출되는 FTL I&C Room과 인접되어 있어서 관통구를 설치할 경우 Cabling에 유리할 뿐만 아니라, 두 Room을 통합할 경우 안전등급 전기기기인 UPS 계통(3 sets), Battery(3 Sets)와 안전등급 계장 Panels를 설치할 수 있는 규모이기 때문에 개선 2안과 개선 3안의 경우에 안전등급 전기 및 계장기기의 설치장소로 적합하다고 사료된다.

개선 2안의 경우에 안전등급 건기 및 계장기기 설치를 위한 하나로 RX Room 121, 122의 수정안은 그림 2.1.2.6에 나타나 있고 비안전등급 전기기기 설치를 위한 신축건물의 개략도는 그림 2.1.2.7 과 2.1.2.8에 나타나 있다.

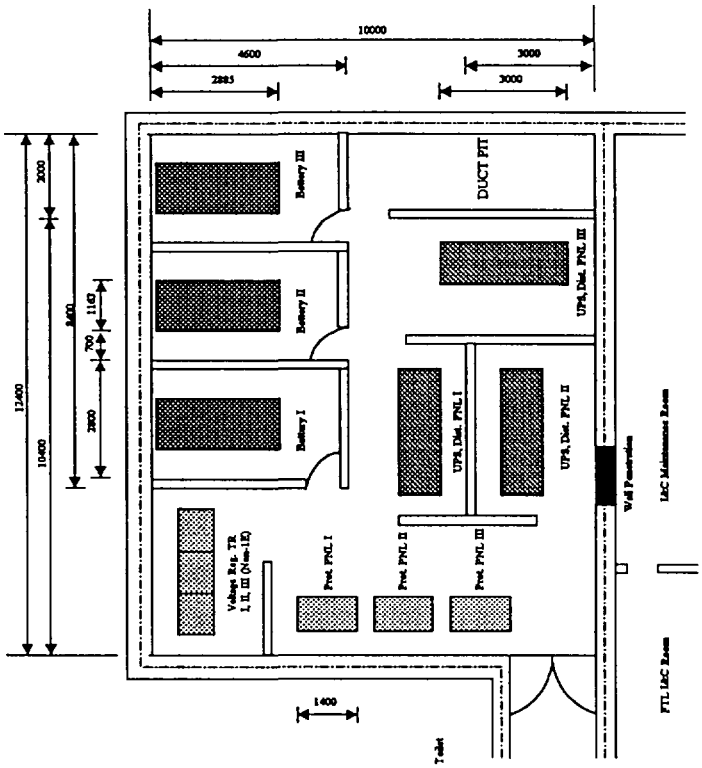


그림. 2.1.2.6 하나로 RX Room 121, 122 수정안 (개선 2안)

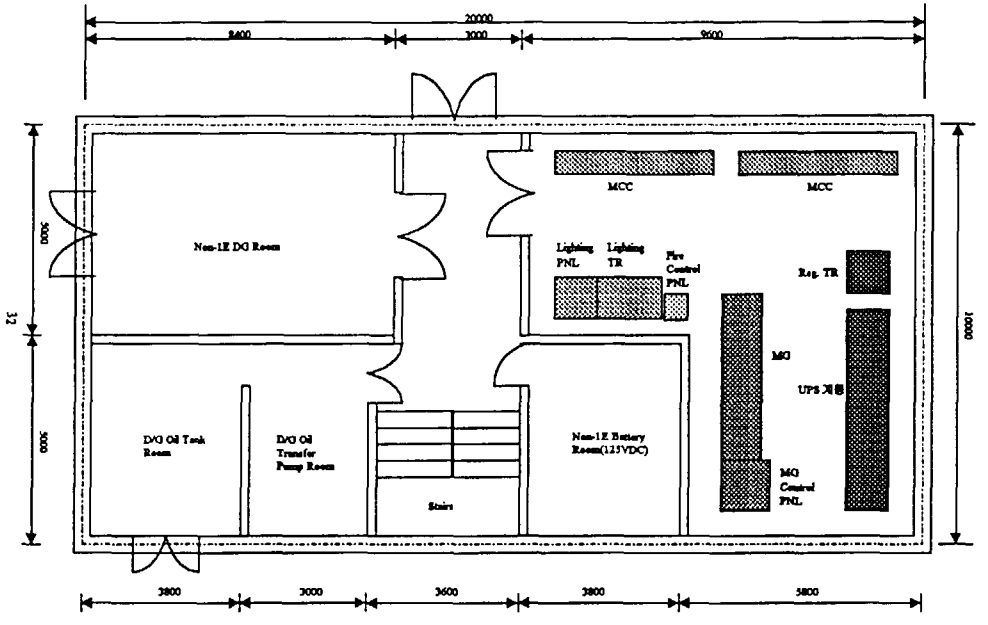


그림. 2.1.2.7 FTL 전기실 신축 안(1층) (개선 2안)

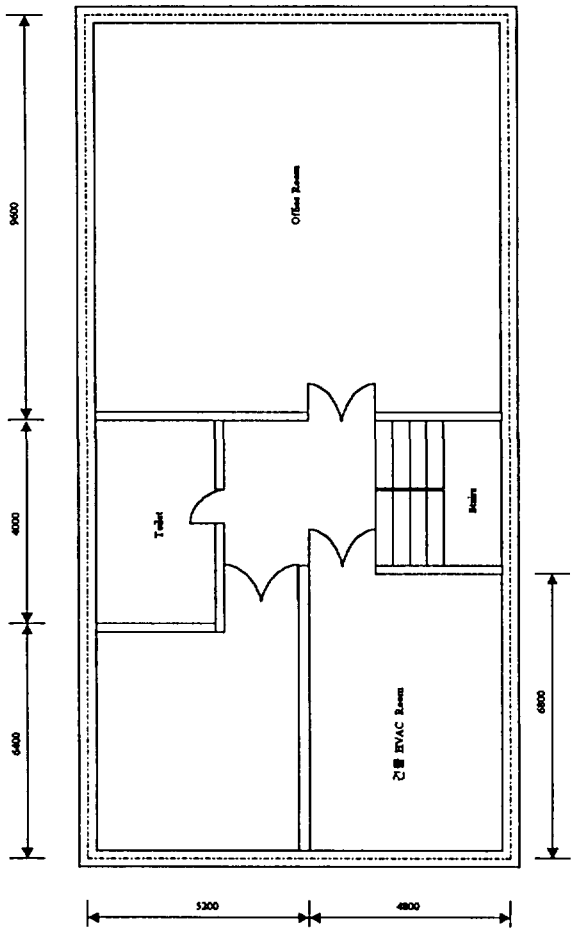


그림. 2.1.2.8 FTL 전기실 신축 안(2층) (개선 2안)

3) 기존 시설과의 간섭 사항 검토

FTL 은 기존 전기 계통에 많은 영향을 준다. 우선 전력 용량 면에서 증가되고 물리적으로는 모든 계통에 대하여 증설(연장) 이 필요하다. 따라서 이를 항목별로 검토하였다. 그러나 전체 계통의 축소를 검토하는 과정이라서 검토 내용이 필요 없을 수 있으나 현 설계를 유지한다면 보완하거나, 수정하여야 할 사항을 도출하였다.

가) 4급 전력 공급 용량

FTL 의 전체 시설 용량은 약 830 kVA 이다. 그러나 기존 하나로의 인입선로 용량은 6800 kVA 로서 약 2000 kVA 의 여유가 있다. 따라서 FTL에 공급이 가능하다.

나) 4급 전력 공급 선 연결

FTL 전력 공급선은 하나로의 6.6 kV 스위치기어에 연결된다. 하나로 스위치기어에는 증설을 위한 공간이 있으므로 용량에 맞는 차단기를 추가하여 연결 가능하다. 따라서 전력 공급용 진공 차단기는 FTL 건설계획에 포함되어야 한다.

다) 3급 전력 공급

현 설계는 3급 전력을 FTL에 자체적으로 설비하는 것으로 계획되어 간섭사항이 없다. 그러나 설계 변경이 되어 하나로에서 3급 전력을 수전하게 되면 4급과 마찬가지로 기중차단기를 추가하여 연결 가능하다. 그러나 공급 용량에는 한계가 있어 설계 시에 고려하여야 한다. 현재 공급 가능한 용량은 십여 kW 정도이다.

라) 1급 및 2급 무정전 전력 공급

1급 및 2급 전원계통은 FTL 자체적으로 설비되므로 간섭 사항이 없다.

마) 조명 계통

하나로 건물 내에 있는 FTL Room 들에는 이미 조명이 설치되어 있으므로 그대로 사용하는데 문제가 없다. 다만 변경하는 경우에는 용량(기존 배선 및 분전반)을 점검하여야 한다. 또한 신설하는 경우에는 분전반의 여유가 있어야 하고 전선 설치공간이 있어야 한다. FTL ROOM #1 인 경우에는 둥기구가 추가로 신설되는 것으로 설계되어있다. 그러나 구체적인 전선 설치경로가 도면에 명시되지 않아 노출 배관 설치 시에 관통부를 적절히 선택하여야 한다.

FTL ROOM #2 기존 둥기구에서 추가로 둥기구를 확장 설치하는 것으로 설계되어 있으나 , 기존 회로의 용량이 충분하므로 문제가 없다. FTL I&C ROOM 도 용량에는 문제가 없다. 별도로 건설되는 건물은 자체 설비를 갖추므로 간섭 사항이 없다.

바) 통신 계통

원자로 건물내의 FTL 시설에는 기존 설치된 통신 설비 외에 변경 사항이 없으므로 간섭 사항이 없다. 그러나 신설 건물과의 통신(paging, 전화, PA) 은 연결이 필요하므로 이를 도면화 하는 것이 필요하다.

사) 화재 감지 계통

원자로 건물 내에서는 변동이 나타나 있지 않으므로 간섭이 없다. 그러나 신설 건물의 화재 경보가 하나로 화재 수신반에 표시 되도록 하여야 한다. 따라서 이를 도면화 하는 것이

필요하다.

아) 접지 계통

하나로 내에 설치되는 모든 기기는 접지 되어야 한다. 현 설계에서 접지가 잘 표현되어 있다. 그러나 계측 설비를 위한 별도의 접지가 고려되어 있지 않다. 이 경우 만약 계측설비에 접지로 인한 문제가 발생되면 해결하기 힘들고, 또 한 기존 하나로 계측설비와 공통으로 사용하는 것이 있으므로 계측제어 설비는 기기 외함 접지와 분리하여 시설하는 것이 필요하다. 물론 신설 건물은 하나로 접지망과 연결하여야 한다.

자) 전선로(raceway)

전선로는 많은 공간을 차지하고, 기존 시설과의 간섭이 있으므로 설치 시에 주의하여야 한다. 특히 관통부 마감이 되면 증설이 어려우므로 사전에 예비용 전선을 포설해 놓는 것이 좋을 것이다. 그리고 하나로 제어실로 연결되는 케이블 트레이 관통부는 기존 전선로 때문에 현실성이 없으므로 재 설계가 요구된다. 또한 전선 포설을 위한 도면(cable schedule) 이 미비하여 전선의 설치 시에 물리적 이격 등의 문제가 발생될 수 있으므로 설계보완이 필요하다.

마. 결론

핵연료 시험 시설의 실험 범위 변경에 따라 기본 설계 개념의 변경이 요구된다. 그리고 설계 개념이 바뀌면 계통 및 기기의 안전등급이 변경된다. 현재 검토된 변경 안은 크게 3가지로 구분되며 다음과 같다.

- 1안 : 기존 실험범위 유지(기존 설계 유지)
- 2안 : 기존 실험범위 유지(시설규모 최소화)
- 3안 : Multi-pin 실험으로 변경(안전 등급 축소)

전기계통도 위의 3가지 안을 기본으로 그 설계 개념을 만족시키면서 예산을 줄일 수 있는 방향으로 검토하였다.
기존 실험 범위를 유지하면서 중복 기기를 축소하는 2안의 경우에 앞 절에서 고려한 개선 1안이 타당하다고 사료된다.
그리고 실험범위를 축소하고, 안전등급을 축소하는 3안의 경우를 가정하여 개선 2안이 타당하다고 사료된다. 그리고 개선 3안은 3안에서 비안전 등급의 부하 중 필수 기기만을 선별하여 디젤 발전기를 삭제하는 경우를 가정하였다.

신설 FTL 전기실 신축과 관련하여 1, 2, 3안 각각의 경우에 기기가 축소되는 효과는 기기의 비용절감 효과뿐만 아니라 건설비, 유지관리비가 절감된다.
또한 현재 예산증액의 큰 부분을 차지하고 있는 외부 FTL 건물에서 고려한 공간을 줄일 수 있다. 그리고 3안으로 선택하는 경우에는 외부 건물의 규모를 대폭 줄일 수 있을 것이다.
전기계통 구성 안을 요약하면 표2.1.2.1과 같다.

표 2.1.2.1 전력계통 구성 안 요약

구분	1안 (기존유지)	2안 (기존유지, 중복축소)	3안 (Multi-pin 실험, 안전등급 축소)		영향
변경 / 항목	기존설계 (변경없음)	개선 1안 (중복축소)	개선 2안 (안전등급 축소)	개선 3안 (필수부하 축소)	
인입	2개 선로	1개 선로			개선 1,2,3안으로 변경 시 - 예산 감소 - 공간 축소 - 설계 변경 (재 설계)
로드센터 (1E)	2개	1개			
로드센터 (N-1E)	2개	삭제			
Non-1E DG	1대	삭제	1대	삭제 (HANARO 로 연결)	
1E DG	2대	2대	삭제		
Non-1E MCC	4대	1대	2대		
1E MCC	2대	2대	삭제(Non-1E로 변경 및 통합)		
Non-1E UPS	2대	1대			
1E UPS	5대	3대			
M-G set	없음	1대 신설	삭제		
단선도	그림 2.1.2.1	그림 2.1.2.3	그림 2.1.2.4	그림 2.1.2.5	

참고 문헌

[1] 한국원자력연구소, "하나로 핵연료 시험설비 안전성 분석 보고서," Rev.0, 1998.

[2] 한국원자력연구소, "하나로 안전성 분석 보고서," KAERI/TR-710/96, 1996.

[3] 하나로 설계 문서

- KOPEC, KM-530-DM-P001, "Main connection and primary power distribution, Rev.0.
- KOPEC, KM-540-DM-P001, "Secondary power distribution".
- KOPEC, KM-550-DM-P001, "Uninterruptible power supply".
- KOPEC, KM-560-DM-P001, "Lighting, and building service".
- KOPEC, KM-570-DM-P001, "Cable, conduit, and cable tray".
- KOPEC, KM-501-DC-P001, "Main transformer sizing," Rev.0.
- KOPEC, KM-501-DC-P021, "Emergency diesel grenerator sizing," Rev.2.

[4] 핵연료 시험설비 설계 문서

- FL-400-RT-S001, "Hazards Report," Rev.1.
- FL-400-RT-S002, "Evaluation 10CFR 50.59".
- FL-440-RT-S001, "Characterizaton of Blow-down effects of FTL LOCA within the KMRR Pool".
- FL-500-EQ-D001, "Consumer List," Rev.2.
- FL-501-DC-D002, "Calculation for Power cable Ampacity," Rev.0
- FL-501-DC-D003, "Calculation for Short Circuit Current," Rev.1
- FL-501-DC-D004, "Calculation for Load Flow and Voltage Drop," Rev.1.

- FL-543-DC-D001, "Calculation for Emergency Diesel generator Capacity(1E)," Rev.1.
- FL-543-DC-D002, "Calculation for Emergency Diesel generator Capacity(Non-1E)," Rev.1.
- FL-551-DC-D001, "Calculation for UPS capacity," Rev.1.
- FL-551-DC-D002, "Calculation for UPS capacity (Non-1E)," Rev.1.
- FL-553-DC-D001, "Calculation for Battery and Battery Charger Capacity," Rev.2.
- FL-553-DC-D002, "Calculation for Battery and Battery Charger Capacity(Non-1E)," Rev.2.
- FL-553-DC-D003, "Calculation for Battery and Battery Charger Capacity(Non-1E)," Rev.A.
- FL-560-DC-D001, "Calculation for Illumination, Rev.0".
- FL-501-DC-D001, "Calculation for Transformer capacity," Rev.0.
- FL-570-EG-D001, "Cable Schedule," Rev.2.

[5] 핵연료 조사 시험 설비 전기 설계 도면

- 단선도
- 전선로 배치도
- 조명, 통신, 화재 감지기 배치도
- 접지 배치도

2.1.2.3 공정계통 설계 검토

가. 2차 냉각수계통

1) 목적

FTL 계통에 필요한 2차 냉각수 유량이 당초 설계보다 증가하는 경우, 현재의 2차 냉각수 펌프로 필요 유량을 공급할 수 있는지 검토하였다.

2) FTL 계통의 2차 냉각수 유량변경 내용

FTL 계통에 필요한 2차 냉각수의 변경 내용은 표 2.1.2.2와 같다. 당초 설계는 FTL 계통의 2차 냉각수는 main cooler 용으로 21.48m^3/h와 purification 열 교환기용으로 10.8m^3/h를

표 2.1.2.2 FTL 계통의 2차 냉각수 유량변경

사용처	변경 전 유량 (m^3/s)	변경 후 유량 (m^3/s)
Purification 열교환기	21.48	137
Main cooler	10.8	28.8
MCW pump cooler	-	6.8
Sample cooler	-	1.1
Room #1 AHU	-	1.6
계	32.28	175.3

공급하기 위하여 주 공급관 4인치에서 분기하여 3인치와 1-1/2인치의 입출관을 각각 설치하였다[1]. 현재 FTL 계통에 필요한 유량은 175.3 m^3/h [2]이며 main cooler용 3인치 입출관과 주 공급관 4인치의 일부를 6인치로 각각 변경하고자 한다.

3) 2차 냉각수 유량검토

가) 2차 냉각계통의 설계유량

2차 냉각계통의 총 요구유량은 FTL용 32.28 m^3/h를 포함하여 3382 m^3/h로 정하였다. 그리고, 2차 냉각 펌프의 양정은 1차 계통 열교환기를 지나는 루프를 기준하여 바스켓 스트레이너와 1차 열교환기의 차압, 5.624 mAq와 10.15 mAq를 각각 포함하여 38 mAq로 정하였다[3]. 펌프 구매 시에는 장기간 사용 시 관로 손실상승과 펌프의 성능저하를 고려하여 요구유량과 양정에 약 5 %의 여유를 고려하였다. 정격 유량과 양정은 1800 m^3/h와 40 mAq로 정하였으며 제작자 보증사항으로 정하였다.

나) FTL계통 유량증가 후 2차 냉각계통 유량검토

FTL 유량증가 후 2차 냉각계통의 예상유량에 대하여 FTL 관련 부서에서 수행한 flow network analysis (FNA)를 하였다. 펌프 두 대 운전 시, 전체적으로 유량이 증가하여 예상유량과 양정은 각각 3700 m^3/h와 38.6 mAq (55.65 psi)이며 FTL 계통에 예상유량보다 약 10 m^3/h 증가한 185 m^3/h를 공

급할 수 있는 것으로 나타났다.

그러나, FNA 결과를 검토하는 과정에서 2차 냉각계통의 28인치 주 토출관에 설치되어 있는 바스켓 스트레이너의 차압이 고려되지 않은 것이 발견되었다.

3) 결론

2차 냉각 펌프에 대하여 최근에 측정한 자료 (1998. 6. 23. 측정)에 의하면 2차 냉각펌프 1번과 2번 가동 시 유량, 3528 m^3/h에서 양정은 42.8 mAq (420 kPag)이며 +/- 5% 범위 내에서 정격치를 만족하고 있다. 이때 바스켓 스트레이너의 차압은 8.1 mAq (80 kPag)를 지시하였다. 이를 고려하여 FTL 2차 냉각수 유량 증가는 재검토되어야 할 것으로 판단된다.

참고문헌

[1] ARCL, DR-KM-43000-001 Rev.0, "Design requirement for In-Core Fuel Test Loop System".

[2] KAERI, FL-231-DC-S001, Rev. 0, "Intermediate Cooling Water System Sizing"

[3] KOPEC, KM-711-DC-P001, rev.1, "Secondary Cooling System Head Calculation and System Head Curve".

나. 압축공기계통

1) 목적

FTL시설에서 필요로 하는 압축 공기량을 산출하고 그 양에 따른 하나로 압축공기 계통의 영향을 검토하였다.

2) FTL시설 관련 압축공기공급계통의 시설현황

압축공기공급계통은 50% 용량 (200scfm)의 세 (3) 대의 공기 압축기가 설치되어 있으며 선행, 후행 및 예비로 구분하여 운전된다. 공기 소모량에 따라 관내의 압력이 795, 760 및 725 kPag가 되면 선행, 후행 및 예비 압축기가 차례대로 기동하고, 관내의 압력이 865, 830 및 795 kPag가 되면 예비, 후행 및 선행 압축기가 차례대로 정지한다. 선행 및 후행 압축기가 하나로 건물에서 발생되는 압축공기 요구량을 공급하도록 용량을 선정하였으며 관내의 압력은 760 kPag에서 865 kPag 사이로 유지되고, 계기용 압축공기는 건조기를 거침으로서 -34°C이하의 노점을 유지한다.

FTL시설과 관련하여 시설별로 계기용 및 작업용 압축공기를 공급하기 위하여 표 2.1.2.3과 같이 3/4"와 1"의 배관이

표 2.1.2.3 압축공기 공급관 설치현황

내 용	FTL Room #1	FTL Room #2
계기용 압축공기	3/4" X 1 EA	3/4" X 1 EA
작업용 압축공기	3/4" X 1 EA	1" X 1 EA

각각 1개소씩 설치되어 있다.

3) FTL관련 압축공기 예상 소요량

FTL관련 공기구동밸브의 제작자 data sheet에 의하여 압축공기 예상 소요량은 표 2.1.2.5와 같다. 공기구동밸브는 diaphragm또는 piston 방식으로 개폐되며 최대요구 압력은 620 kPag (90 psig)이다. 개소 당 소요량은 diaphragm 방식인 경우 0.75 scfm, piston 방식인 경우 3 scfm을 각각 적용하였다[1]. 운전방식에 따라 정상운전과 비상운전을 구분하여 예상 공기 소요량을 정리하면 표 2.1.2.4와 같다. 압축공기 사용방식은 필요에 따라 개폐되므로 간헐적(intermittent)인 방식이며 최대 사용량은 비상운전 시 12 scfm이다.

표 2.1.2.4 사용시기별 예상공기 소요량

사용시기	정상운전	비상운전	계
최대 사용압력, kPag	480 (70 psig)	620 (90 psig)	-
소요 공기량, scfm	9.75	12	21.75

4) 압축공기공급계통과의 간섭사항 검토

압축공기공급계통의 공기생산량은 400 scfm으로서 (1) 공기소용량의 추가증가, 10%, (2) 공기건조기 및 계통의 누설, 10%, (3) 압축공기 오동작 (overload)으로 인한 증가, 20 % 등 40 %의 여유가 포함되어 있다. FTL 시설의 소요 공기량, 12 scfm이 추가 발생한다 하여도 여유 내에 있으므로 영향을 받

지 않는다. 그리고, FTL 계통의 압축공기 요구압력은 620 kPag임으로 압축공기공급계통의 운전압력 이하임으로 영향을 받지 않는다.

참고문헌

[1] KOPEC,KM-750-DC-P001, rev.1, "Compressed Air System Calculation (Demanded Air Load)", 1992. 1. 15.

표 2.1.2.5 FTL 압축공기 예상소요량.

밸브번호	수량 및 크기	구동방법 (요구압력)	사용 공기량 (scfm)		용 도
			정상 운전	비상 운전	
FL-210-J* AOV0048A /B	2X4"	piston (90psig)		3X2	-위치: MCWS Hot Leg -용도: AOO/사고시 MCW와 ECW System 격리 -작동시점: SBO 및 사고시 trip signal 받은 후 -사용빈도수 : 년 1회 이하 -Status : Normal Open, Fail Close
FL-210-J* AOV0060A /B	2X4"	"		3X2	-위치: MCW System의 Cold Leg -용도: AOO/사고시 MCW와 ECW System 격리 -작동시점: SBO 및 사고시 trip signal 받은 후 -사용빈도수: 년 1회 이하 -Status: Normal Open, Fail Close
FL-231-J-TV0001	4"	diaphragm (42psig)	0.75		-위치: Intermediate Cooling Water System -용도: MCWS 실험온도 유지용 유량조절 -Status : Normal Open, Fail Open
FL-210-J-FV0025	4"	piston (70 psig)	3		-위치: MCWS의 Cold Leg -용도: MCWS 실험요구유량 유지 -Status: Normal Open, Fail Open
FL-210-J-FV0029	2"	diaphragm (65psig)	0.75		-위치: MCWS의 Bypass Line -용도: MCWS의 IPS 실험용 우회유량 유지 -Status : Normal Open, Fail Close
FL-240-J-FV0003	1"	diaphragm (60psig)	0.75		-위치: Purification System의 입구 -용도: 정상운전시 정화계통의 요구유량 유지 -Status: Normal Open, Fail Close
FL-240-J-FV0020	1"	diaphragm (65psig)	0.75		-위치: Purification System의 출구 -용도: 정상운전시 정화계통의 요구유량 유지 -Status: Normal Open, Fail Close
FL-240-J-FV0021	1"	diaphragm (65psig)	0.75		-위치: Purification System의 출구 -용도: 정상운전시 정화계통의 요구유량 유지 -Status: Normal Open, Fail Close
FL-210-J-PCV0032	¾"	diaphragm (65psig)	0.75		-위치: MCWS 내 Pressurizer의 Spray Valve -용도: Pressurizer내의 압력유지용 냉각수분사 -Status: Normal Close, Fail Open
FL-240-J-PCV0037	¼"	diaphragm (60psig)	0.75		-위치: Purification System의 Degasifier -용도: Degasifier내에 N2 gas의 initial charge -Status: Normal Close, Fail Open
FL-240-J-PCV0038	¼"	"	0.75		-위치: Purification System의 Degasifier -용도: Degasifier내에 H2 gas의 주입 -Status: Normal Open, Fail Open
FL-240-J-FV0040	¼"	"	0.75		-위치: Purification System의 Degasifier -용도: Degasifier내에 H2 gas의 추출 -Status: Normal Open, Fail Open
계	-	-	10.75	12	

다. 폐기물처리계통

1) 목적

FTL 계통에서 발생되는 액체폐기물로 인하여 원자로 폐기물 관리시설과의 간섭사항을 검토하였다.

2) 원자로 폐기물 관리시설과의 간섭사항

FTL 설계지침서[1]에 따르면 FTL에서 발생된 폐기물은 자체적으로 수집탱크에 의해 수집된다. 일정량 수집되면 준위를 측정하여 저 준위이면 원자로 배수조로, 중 준위이면 별도 수집하여 폐기물처리시설로 직접 이송한다.

이와 관련된 원자로 폐기물계통과의 간섭사항은 1) FTL관련 액체 폐기물을 연결하기 위한 원자로 배수조의 개조 2) 중 준위 폐기물 발생 시 폐기물 준위관리를 위한 부담 등이 예상된다.

3) 간섭사항 해결 방안

하나로 설계 초기에 FTL 관련 폐기물을 이송하기 위해 다음과 같이 연결구를 설계[2], [3]한 적이 있으며 현재 blind flange로 마감되어 있다. 이 연결구를 이용하면 FTL 관련 액체폐기물은 원자로 배수조와 간섭없이 액체폐기물 이송배관을 따라 동위원소 생산건물의 폐기물 저장탱크로 직접 이송할 수 있다. 그리고, 폐기물 준위관리도 원자로 배수조와 연계되지 않으므로 FTL 관련 폐기물 계통에서 자체적으로 해결할 수 있을 것으로 판단된다.

연결구 사양

가) 규격: 2", ANSI 150#, RF flange

나) 안전등급: NNS

다) 내진등급: NON

라) 품질등급: T-class

마) 적용규격: ANSI B 31.1

바) 현 위치: 원자로 배수조 주변

4) 추가사항

가) 폐기물 처리비용은 발생 부서가 부담하게 된다. 원자로 건물의 경우 동위원소 생산건물의 탱크입구에 유량계를 설치하여 이송량이 적산되므로 FTL의 경우도 설계범위 내에서 폐기물 양을 적산하여야 한다.

나) FTL 관련 폐기물 이송펌프의 양정은 동위원소 생산건물의 폐기물 저장탱크까지 이송 가능하여야 한다.

참고문헌

[1] 대우엔지니어링, FL-070-DM-D001 Rev. 0, "Design manual for KMRR fuel test loop", page 65, 88-92, 1983.

[2] KAERI, KM-782-NC-P001, Rev. 8, "Liquid radwaste system P&ID", 1993. 11. 10.

3) KAERI, KM-782-NC-P003, Rev. 9, "Liquid radwaste system P&ID", 1993. 11. 10.

라. 노내시험부의 설치 및 주변시설

1) 목적

FTL의 노내시험부 (IPS, in-pile section) 설치와 관련하여 Service Pool 및 Spent Fuel Pool의 사용가능성, 노내시험부 배관의 설치 및 작업성 그리고 노내시험부 설치 작업성을 검토하였다.

2) 노내시험부 관련 설계요약 [1]

FTL 노내시험부는 시험 핵연료를 장전하는 용기 부분과 지지물로 구성된다. 하나로의 중수 반사체 탱크에 있는 실험공에 삽입되어 용기 하단부는 반사체 탱크 하부에 있는 리샙터클에 의해 고정되고, 상부는 반사체 탱크 상판에 볼트로 고정된다. 노내시험부를 냉각하기 위하여 원자로 수조 내에 배관이 설치되며 노내시험부 출구, 냉각기, 냉각펌프, 및 노내시험부 입구로 유로를 형성한다. 조사된 핵연료를 임시 저장하기 위하여 핵연료 임시 저장랙이 Service Pool의 남서쪽 모서리에 설치된다. 그리고, 조사된 핵연료를 검사하기 위하여 핫셀 등으로 운반하기 위해 Spent Fuel Pool에서 임시 저장된 핵연료를 운반용 cask에 옮겨 담는다.

현재 원자로 수조에 FTL용으로 설치된 시설물은 노내시험부 배관을 지지하기 위하여 원자로 수조의 channel 입구에 설치된 대형 사각 빔과 그 아래에 노내시험부 배관을 설치하기 위한 sleeve가 매설되어 있다.

3) 검토

가) Service Pool 및 Spent Fuel Pool의 사용 가능성

Service Pool에 임시 저장랙을 설치하고, 원자로에서 임시 저장랙까지 연료를 운반하는 데에는 간섭사항이 없어야 하며 현재 상태에서는 사용 가능한 것으로 판단된다. 그러나, 하나로를 이용하는 다른 이용자에게도 알림으로서 이를 고려하여 이용계획을 세울 수 있도록 현장에 계획된 구역임을 표시하는 표지판을 부착하는 것이 효과적으로 작업공간을 확보할 수 있는 방법으로 판단된다.

Spent Fuel Pool에서 조사된 핵연료를 운반하기 위하여 운반용 cask에 옮겨 담는 경우 사용 부주의로 인하여 저장 핵연료에 영향을 미치지 않도록 같이 "cask loading area" [2]가 확보되어 있으므로 사용이 가능할 것으로 판단된다.

나) 노내시험부 및 배관의 설치 및 작업성

노내시험부를 설치할 경우 주변과 간섭되는 사항은 없는 것으로 판단된다. 그러나, 수중 먼 거리에서 원격으로 설치하여야 함으로 작업이 어렵고, 작업 시 작업자의 방사선 피폭 등으로 지속적인 작업이 곤란한 것으로 판단된다. 현재, 설치시방서가 미작성된 상태임으로 설치 방법에 대하여 자세한 검토는 할 수 없다. 다만, 설치 시 고려하여야 할 사항에 대하여 기술하면 다음과 같다.

① 원자로 수조의 적정수위

수조 수위가 높을수록 작업자의 피폭은 적겠지만 설치작업이 어려워지고, 반대로 낮을수록 작업자의 방사선 피폭은 증가하고, 상대적으로 작업은 용이해 진다. 따라서 작업자의 방사선 피폭을 최소화하고 작업성을 좋게 하기 위해서는 적정한 수위를 유지하는 것이 필요하다. 하나로를 운전하는 과정에서 수조 수위별 방사능 정도를 측정한 자료는 없지만 원자로 내부검사를 하기 위하여 침니 상부에서 2.65m (EL80.4)까지 배수한 사례가 있다. 그때 수면상부에서의 방사능 준위는 2.5 mrem이었다 [3]. 수조수위를 더 낮게 낮추고자 하는 경우에는 이를 참고하여 현장에서 수조수 상부 방사능 준위를 측정해 가면서 작업시간에 적합한 적정수위를 조절하는 것이 추천된다.

② 방사선 피폭의 최소화

작업구역이 방사능 피폭지역임을 감안하여 피폭을 최소화하기 위해서는 작업시간을 짧게 하여 한다. 그러기 위해서는 상세한 설치 시방서를 개발하여 작업 전에 충분히 숙지하고, 현재 보유중인 FTL dummy fuel을 이용하여 설치작업을 연습하여 최단시간에 작업을 완료하도록 하는 것이 추천된다.

③ 설치작업성

노내시험부를 반사체 탱크에 장착하였을 때 노내시험부의 최상부 수위는 EL 76이며 수위를 EL80.4만큼 조정하였을 때에는 약 4m 깊이이다. 노내시험부 상부에 2개의 연장 봉을 설치하여 수면상부 1.5m 높이 (EL81.9)에서 조정할 수 있다면

설치가 훨씬 용이할 것으로 판단된다. 그리고, 노내시험부 배관 연결구를 현재와 같이 낮고, 수조저면을 향하게 하는 것보다 수조 상부 쪽으로 향하게 하고 이를 연장하여 수면 가까이 설치한다면 설치 작업성이 훨씬 용이할 것으로 판단된다.

참고문헌

[1] 대우엔지니어링, FL-070-DM-D001 rev. 0, "Design manual for KMRR fuel test loop", 1983. 3. 24.

[2] KAERI, KAERI/TR-710/96, "하나로 안전성 분석 보고서", 제 2권 page 10-51, 1996.

[3] 조 영갑, HAN-RO-CR-97-009, "작업결과 보고서 (이물질 제거작업 및 원자로 내부 검사)", page 5, 1997. 2. 28.

마. 비상 안전 환기계통

1) 목적

핵연료 시험설비의 비상 안전 환기계통 작동요건과 하나로의 비정상 환기계통의 작동요건과의 사이에 발생할 수 있는 간섭사항 검토와 핵연료 시험설비의 사고 시 원자로 격납건물 내부의 설계기준 차압 및 누설율 요건의 충족 여부를 검토하였다.

2) 간섭사항

핵연료 시험설비의 비상 안전 환기계통의 작동요건은 제1 기기실에 고압이 발생할 경우나 노내시험부의 비정상 상태로 인한 사고 발생시 주냉각수 유출을 예고하는 계통 신호가 핵연료 시험설비 보호반에 입력되면 작동하게 된다. 그리고 동시에 핵연료 시험설비 보호반은 하나로의 원자로 보호계통도 기동할 수 있게 신호를 제공한다. 이러한 경우 하나로의 비정상 환기계통도 일차계통의 파손핵연료 감지기나 수조 표면과 RCI 배기 닥트에 있는 방사선 감지기의 입력 신호에 의해 FTL의 비상 안전 환기계통과 함께 기동하는 현상이 발생한다.

3) 간섭사항 검토

이러한 간섭사항이 발생하는 경우 두 가지의 해소 방안을 제시할 수 있으나 양쪽 모두 문제점이 있어 추가적인 검토가 필요하다.

가) FTL의 비상 안전 환기계통과 하나로의 비정상 환기계통을 동시 기동하는 방안으로써 두 계통을 동시 기동하면 풍량은 각각 600 CMH, 6200 CMH로 합계 6800 CMH가 되나 하나로의 비정상 환기 팬의 풍량을 10% 정도 축소 조정을 실

시하면 하나로 안전성 분석보고서 비정상 환기계통의 설계기준인 격납 건물 내부압력 요건 25 mmWG의 부압과 격납 건물 누설율 600 m^3/hr을 만족할 수 있다. 그러나 FTL의 비상 안전 환기 팬의 풍량이 적어 핵연료 시험설비 제 1 기기실과 원자로 수조 상부의 오염된 공기가 비 안전등급인 하나로의 비정상 환기계통을 통하여 환경으로 배출되는 문제가 발생하게 될 것이다.

나) 다른 한가지는 FTL의 비상 안전 환기팬이 작동할 경우 하나로의 비정상 환기계통을 정지 및 차단시킨 후 가동토록 제어계통을 구성하는 방식이다. 이 경우 비 안전등급인 하나로의 비정상 환기계통을 통해 오염된 공기가 환경으로 배출되는 문제는 없으나 안전성 분석 보고서의 비정상 환기계통의 설계기준인 격납 건물 내부압력 25 mmWG의 부압과 격납 건물 누설율 600 m^3/hr의 요건은 만족할 수 없게 된다.

참고문헌

[1] 대우엔지니어링, FL-070-DM-D001, rev.0, "Design manual for KMRR FUEL TEST LOOP", 1998.3.24

[2] KAERI, KAERI/TR-710/96, "하나로 안전성 분석 보고서" 제2권 page 7-4, 1996

[3] KOPEC, KM-731-DC-P001, rev.1, "RCI ventilation system load calculation", 1992.10.15

[4] KOPEC, KM-731-DC-P002, rev. 1, "Rx hall 내의 infilteration flow rate calculation"

2.1.3 FTL 시설검토 및 기술총괄분야

2.1.3.1 FTL 시설검토

핵연료 조사시험 시설은 크게 노내시험부(IPS)와 노외공정설비(OPS)로 나눌 수 있다. 시설설계 검토는 문제점이 야기된 사항과 기기 도입이 안된 계통에 중점을 두었으며 반입 기자재를 최대한 활용토록 하였다. 또한 사용자 요건변경에 대한 설계변경 사항을 최소화하도록 하였다.

가. 노내시험부 (In-Pile Test Section : IPS)

1) IPS Seal 검토

가) Seal 개요

IPS의 압력경계에 사용되는 Seal은 Gamah Seal로서 제한된 단면적 때문에 기존의 상용 seal을 사용하기 어려운 밸브 및 배관 이음부 등에 이용되는 seal 개념으로 이미 미국에서 화학플랜트 및 우주 항공분야에 사용되고 있으나 일반적으로 알려진 seal과는 개념이 다르다. 일반적인 seal의 개념은 두 개의 면 사이에 장착되어 볼트 등의 조임 힘으로 생기는 두 면의 압축력에 의해 밀봉이 이루어지나 Gamah seal의 경우는 두 면의 어긋난 틈 사이에 seal insert가 seal의 양단 끝에 삽입되어 (두 면의 양단이 seal insert의 역할을 하는 경우도 있음) seal 양단 두 면이 압축될 때 seal insert의 경사진 면이 seal을 변형시켜 밀봉되고자 하는 면에 seal의 모서리 부분이 접촉됨으로서 seal의 역할을 하는 원리이다.

FTL의 IPS에 사용되고 있는 seal은 seal insert가 seal(Gamah seal)의 양쪽에 같이 장착되는 형태로 IPS의 Spool piece 하부와

Outer pressure tube 사이에 위치하고 있는 Lower seal과 Spool piece 상부와 Upper fuel bundle 사이에 위치하고 있는 Upper seal로 구성되어 있으며 seal은 IPS 상부의 압축된 스프링 힘으로 변형되어 IPS 의 내부와 외부사이의 압력경계를 유지하게 된다. IPS에 사용된 seal은 Inconel계열의 재료를 사용하였다.

나) 현황 및 문제점

IPS 설계사인 미국의 Battelle사는 IPS 설계시 하나로의 Chimney와 IPS(Spoolpiece) 사이의 간격이 작기 때문에 플랜지 타입을 이용한 일반 seal을 적용하기가 불가능하여 Gamah seal 개념을 IPS 압력경계의 seal 타입으로 선정하였다. 그 후 Battelle사는 Gamah seal의 성능을 보증하기 위한 자료로 Gamah seal 제작사의 시험보고서 및 매뉴얼을 제출하였고 또한 IPS에서의 성능을 실증하기 위하여 1차 mock-up 시험을 수행하였으며 그 결과는 만족하게 나왔다. 그러나 1차 mock-up 시험은 상온에서 수행되었기 때문에 한국원자력연구소는 실제 운전 상태를 고려한 고온 고압 상태와 Gamah seal이 접촉되는 면의 재료와 동일한 재료를 사용하여 Mock-up 시험을 추가로 수행할 것을 요구하였다. 그 이유는 고온에서 서로 다른 재료의 열팽창 차이로 누설이 발생할 가능성이 있기 때문이었다. 따라서 Battelle사는 2차로 Hot Mock-up 시험을 수행하였으나 그 결과 하부의 Gamah seal 에서는 누설이 없었으나 상부 Gamah seal 에서는 누설이 발생하여 그 원인을 분석하였으며 Battelle사 자체적으로는 설계상의 하자가 없는 것으로 주장하였으며 설계비의 부족 등을 이유로 추가적인 시험은 수행하지 않았다.

다) 대책 및 방안

① 현재의 IPS 형상을 그대로 유지할 경우(CANDU 1 bundle 및 PWR 24 pin) :

이 경우 IPS와 하나로 구조물인 Chimney사이의 간격이 너무

너무 좁기 때문에 Gamah seal을 사용하는 것이 최적의 방안이나 상부 seal에서의 누설을 막기 위해서는 다음의 방안을 고려할 수 있다.

- 상부 seal을 Viton과 같은 일반 elastomer seal로 교체 :
  Elastomer seal을 사용할 경우 하나로 노심으로부터 조사되는 seal의 방사선조사량 등을 고려할 때 상부 seal 부위를 현재의 위치에서 높은 위치로 변경 필요하다.(Spool piece 및 Fuel bundle head 의 설계변경 필요)

- 상부 seal의 장착방향을 반대로 변경 :
  상부 seal의 장착방향을 반대로 변경할 경우 하부 seal과 마찬가지로 IPS 내부압력에 의하여 seal 성능이 향상되지만 Gamah seal은 매 시험시 교체하여야 하므로 seal 해체 때마다 IPS 본체(Spool piece 및 Fuel bundle head)에 흠집을 발생시킬 여지가 많으며 seal 자체의 분리해체에도 많은 어려움이 따른다.

② IPS의 직경을 줄일 경우(시험핵연료의 pin 수를 줄임) :

조사시험 핵연료의 pin 수를 줄여 IPS의 직경을 줄이게 되면 (외경 ϕ146mm ⇒ ϕ105mm정도(pin 수가 7개인 경우)) IPS 본체와 하나로 Chimney 사이의 간격이 커져서 Seal 부위를 플랜지 형태로 설계할 수 있어서 이중 메탈 seal 등의 사용이 가능하게 된다. 이 경우 상하부 seal을 모두 상용의 이중 메탈 seal을 사용할 수 있으므로 누설발생을 방지할 수 있다. 그림 2.1.3.1은 IPS의 직경을 줄일 경우의 변경안이다.

2) IPS 국산화 가능성

핵연료조사시험설비(FTL)에 사용되는 IPS는 ASME Sec.III Class 1 안전등급의 압력용기 구조물로서 용도에 따라 계측라인이

연결 부착되어야 하며 수중 조립 및 해체가 가능한 고도의 정밀 가공 구조물이다. 또한 이에 사용되는 재료도 일부(Zr 합금 등)는 국내에서 생산되지 않는 특수 재질이다. 현재 IPS의 설계를 수정 보완할 계획으로 이 경우에도 경험이 있는 설계사가 설계를 수행하여야만 본래 목적에 부합되는 IPS를 제작할 수 있을 것으로 사료된다. 이상과 같이 여러 가지의 인자를 고려하여야만 IPS의 국산화 가능성을 평가할 수 있기 때문에 국내 설계 및 제작업체의 개관적인 능력을 상기에 열거한 여러 가지 인자를 중심으로 IPS의 국산화 가능성을 검토하였다.

가) 설계

이중 압력용기 구조설계를 포함한 대부분의 설계(구조해석, 열해석, 코드계산 등)는 국내에서 가능할 것으로 보이지만 국내 설계사의 IPS 설계 경험이 없는 관계로 IPS 구조 및 형상을 결정하기 위한 계측라인 설계, 취급(조립 해체)을 고려한 설계, 사용재료의 조사변형평가 등은 외국의 유경험 설계사 또는 현재 IPS를 사용하는 외국의 연구소 등의 기술자문이나 참여가 필요하다.

나) 제작

IPS의 제작은 크게 재료구매, 재료기계가공, 용접, 조립, 성능시험 및 검사 등으로 나눌 수 있다. 그러나 IPS의 사용재료에 따라 정밀가공, 용접 등의 국산화 가능성 여부가 좌우되므로 우선 IPS의 사용재료를 우선 선정하여 판단하여야 된다.

① Stainless 강을 사용할 경우

이 경우 재료구매에서 정밀가공이나 용접 등 제작에 대하여 국내제작업체에서 제작이 가능하다. 그러나 IPS의 경우 소량의 단일품목으로서 N-Stamp를 보유하고 있는 국내의 대형업체가 제작에 응할지는 미지수이며, 따라서 고도의 정밀작업이 요구되는 IPS 제작은 국내 특정 중소정밀가공업체를 육성하는 것도 바람직하다.

② Zr 합금을 사용할 경우

Zr합금을 사용할 경우에는 재료구매로부터 상당한 시일(6개월 이상)이 소요되며 IPS 압력관에 사용될 Zr 합금재는 두께가 10mm 이상인 부분의 용접도 포함되어 있어 국내에서 보유하고 있는 핵연료봉 제작 등에 이용된 박판(1mm 이하) 용접과는 다른 차원에서 고려하여야 한다. 현재 국내의 Zr 용접 가능업체는 Q class로의 직접제작자격을 갖추지 못한 상태이고 자격업체와의 하청계약을 하더라도 주계약업체가 Zr 재료의 취급에 대한 실질적인 품질관리를 할 수 없다고 본다. 물론 국내에서 특정 제작업체를 선정하여 관련기술을 보유할 때까지 R&D 차원에서 육성할 경우 상당한 시일이 소요된 후 국산화가 가능하지만 지속적인 최소단위의 물량 확보가 유지되지 않는 한 국내제작사의 육성 가능성 여부는 불투명하다. 따라서 관련 용접기술 및 용접사 확보, Vacuum chamber 등 용접설비와 IPS 제작경험을 보유하고 있는 외국의 유경험 전문제작업체를 이용하는 것이 바람직하다고 사료된다.

나. 노외공정계통

노외공정계통은 다음의 주요계통으로 구성되어 있다. 그림 2.1.3.1은 계통 구성도 이다.

- 주냉각계통 (Main Cooling System : MCW)
- 비상냉각계통 (Emergency Cooling System : ECW)
- 기기냉각계통 (Component Cooling System : CCW)
- 중간냉각계통 (Intermediate Cooling System : ICL)
- 취출,보충,정화계통 (Letdown,Makeup,Purification : LMP)
- 폐기물저장 및 이송 (Waste Storage and Transfer : WST)
- 제1기기실 비상배기계통 (High Energy Line Break Vent Duct : HELB)
- 전기.계측설비계통

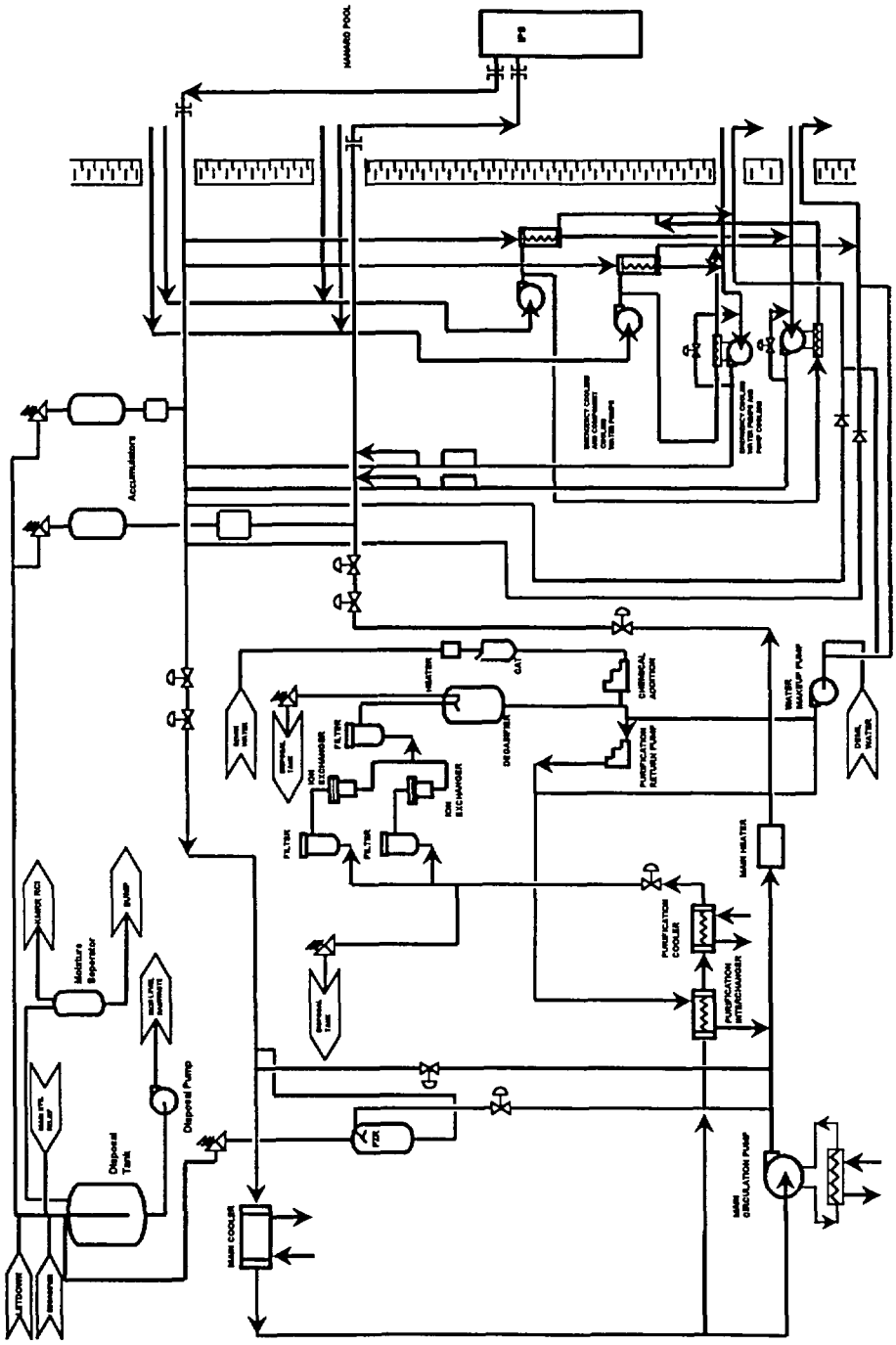


그림 2.1.3.1 FTL 노외공정계통

각 계통에 대한 설계는 완료된 상태이며 기기의 구매도 상당히 진행되었기 때문에 상세설계가 미진한 전력 및 계측제어계통에 대한 설계검토에 중점을 두었다. 또한 신축 전기실은 안전등급의 기기가 설치되므로 내진등급 건물로의 설계가 불가피 하였으며 예산증가의 큰 요인이었다. 따라서 전기실의 내진등급 요건을 완화할 수 있는 방안 도출이 기술검토의 주된 항목으로 선정하였다.

기존설계의 전력계통 Single Line Diagram (그림 2.1.2.1 참조)을 보면 Class 1E 등급의 460V 교류전원은 2 Train으로 설계되어 있고, 120V 교류전원은 3 Channel로 설계되어 있다. 120V 교류전원은 안전정지 및 계측기에 필요한 전원이므로 검토 대상에서 제외하였다. Class 1E 460V 교류전원은 비상환기계통, 비상냉각계통, 기기냉각계통의 펌프를 구동하게 되어있고 전원 상실에 대비하여 Class 1E 비상 Diesel Generator 2대가 설치되어 있다. 따라서 Class 1E 460V 교류전원의 축소 가능성을 검토의 시발점으로 하여 사고시의 냉각개념과 방사선 영향평가를 수행토록 하였다.

이에 사고시 냉각방안, 7-Pin 시험핵연료의 In-Pool 내에서 자연 대류에 의한 냉각 가능성 및 설계변경에 따른 영향검토를 수행하였다.

1) 사고시 냉각방안 검토

기존설계는 사고시 하나로는 트립 됨과 동시에 주냉각 계통의 격리밸브를 닫아 안전등급의 설비와 비안전등급 설비를 격리하며, AOO 사고의 경우는 비상냉각펌프가 시험핵연료의 잔열을 제거하도록 하였으며, LOCA 사고시는 초기 30분간은 Accumulator의 냉각수가 노내시험부로 주입되고 30분 이후는 비상냉각펌프에 의해 잔열제거를 위한 장기냉각이 되도록 설계되었다. 즉 배관의 건전성

이 유지되는 AOO 사고의 경우(격리밸브 패쇄, 안전밸브 개방 및 전원상실) 시험핵연료의 냉각 및 잔열제거는 비상냉각수펌프에 의존하고 있다.

비상냉각펌프을 비안전등급으로 변경하기 위해서는 AOO시 Accumulator의 냉각수가 시험핵연료를 식힌 후 고온관에 설치된 증기배출관을 통해 수조로 배출될 경우 안전기준요건(피복재 온도 제한 및 DNBR)을 사고개시 초기단계에 만족하는가를 검토하였다.

PWR 32봉 및 CANDU 다발의 경우 격리밸브 패쇄 시점을 조정하면 안전기준을 만족하였으며 7봉의 시험핵연료의 경우 출력이 낮고 충분한 유량 확보가 가능하여 모든 사고에 대해 핵연료의 온도증가는 미미하였다. 따라서 사고개시 30분간은 비상냉각펌프의 작동 없이 Accumulator에 의한 시험핵연료의 냉각이 가능하였다.

문제는 Accumulator에 저장된 냉각수량이 설계상 30분을 지탱하게 되어 있으므로 장기냉각에 대한 방안이 요구되어 다음과 같은 방법을 고려하게 되었다.

가) 2대의 Accumulator가 설치되어 있으므로 실질적인 핵연료 냉각은 1대에 의해 이루어지므로 사고의 원인에 따라 핵연료 냉각에 기여가 없는 Accumulator의 방출밸브를 잠갔다가 30분 후에 냉각수를 공급하는 방법 :

이 방법은 사고의 원인을 초기에 자동으로 알아낼 수 있는 계측기의 추가설치가 필요하며 냉각기간을 1시간으로 연장하더라도 잔열제거의 문제점이 상존하여 추가분석을 수행하지 않았다.

나) Accumulator의 냉각수가 고갈된 후 하나로의 비상보충 탱크로부터 냉각수를 Accumulator에 계속 공급하는 방법 :

이 방법은 하나로 비상보충탱크의 용량이 커서 장기냉각에 유리하나 냉각수를 Accumulator에 보내기 위해서는 Accumulator 내에 가압된 질소가스를 배출해야만하며 비상보충탱크가 비안전등급이고 냉각수를 계속 수조로 배출할 경우 수조수의 Level이 높아져 하나로 제어봉 Dry Well로 냉각수가 유입될 우려가 있어 추가 분석을 수행하지 않았다.

다) In-Pool 내에서 자연대류에 의한 장기냉각방법 :

이 방법은 시험핵연료가 Loop 형태를 이루고 Heat Sink도 없어 자연대류가 이루어질 수 없었다. 따라서 수조수를 통한 자연대류가 일어나도록 노외공정계통에서 노내시험부로 연결되는 수조내 Inlet 및 Outlet 배관에 밸브를 설치하여 Accumulator의 수위가 낮아지면 밸브를 열어 자연대류가 일어나도록 하였다. 사고 후 30분에 밸브를 열었을 경우 냉각수에 Boiling이 일어나지 않으면서 자연대류에 의해 냉각이 가능한가를 평가하기 위해 2Kw에서 10Kw까지 핵연료에서 잔열이 발생한다고 가정하고 온도변화를 계산하였다. 7-Pin을 장착한 노내시험부의 온도계산 결과에 의하면 PWR형의 경우 약 9Kw, CANDU의 경우 약 11.2Kw까지는 Subcooling Boiling이 일어나지 않고 단상유동에 의해 냉각이 이루어짐을 확인하였다.

이상의 분석결과로부터 7-Pin 시험핵연료의 경우 30분 후 Decay Heat는 약 2-3Kw이므로 다) In-Pool 내에서 자연대류에 의한 장기냉각방법이 가장 적당하며, 상기결과에 따라 비상냉각 및 기기냉각펌프 계통은 안전등급에서 비안전등급으로 전환이 가능함을 확인하였다.

다음은 다) In-Pool 내에서 자연대류에 의한 장기냉각방법을 채택할 경우에 예상되는 문제들을 분석한 내용을 기술한다.

2) FTL AOO시 Accumulator의 냉각수를 사고초기 사용방안

가) 하나로 Pool로 Dump 하는 경우

FTL AOO시 Accumulator에 의한 초기 30분의 시험핵연료 냉각을 위해 Steam Vent Valve를 열어 하나로 Pool로 보낼 시에 고압의 물이 직접 Pool에 Injection 되어 Flashing 효과가 발생하게 될 것이다.

이때 하나로 Pool 내에서 예상되는 현상 및 검토내용을 아래와 같이 요약 할 수 있다.

① Vent Pipe에서 고압의 물이 Pool 내로 보낼시 기존 하나로의 구조적 건전성 평가

- Vent Pipe에서 나오는 물의 추진력에 의한 기존 하나로의 Chimney 및 Control Rod 등 관련 구조물은 구조적 건전성에는 문제가 없음이 평가되었음.
  (참고자료 : KAERI/CM-127/96, FTL 가상배관 파손에 대한 건전성평가)

② Vent 되는 고압의 물에 의한 Flashing 효과에 의한 수조고온층 파괴 및 방사선 누출 효과

- AOO시 FTL에서 하나로 Trip Signal을 주어 하나로는 Trip 되고 난 후 Vent Pipe에서 고압의 물(초기에는 고온고압의 Steam도 포함)에 의해 Bubble이 발생되며, 고압의 Jet 추진력에 의한 파동으로 인해 Pool 상부 고온층이 파괴 될 것으로 예상된다.
  그러나, 이때에는 하나로가 Trip 된 상태이고 하나로와 FTL의 핵연료가 건전성을 유지하게 되므로 방사능 누출은 규제치 이하로 유지 될 것으로 판단된다.

③ FTL Primary Coolant 에 의한 하나로 Pool의 수질조건 변경

- FTL은 CANDU와 PWR의 두형태로 운전 되게 되는데 PWR의 경우 발전소 운전조건을 모사하기 위해 Boron을 주입하게 되어 초기의 FTL Primary Coolant에 의한 하나로 Pool 수질조건을 변화시킬 가능성이 있음.
  (Accumulator에는 순수가 충진되어 있음)

- FTL 수질조건

PH	:	3.3 - 10.5
TSS	:	<2.0 ppm
TDS	:	<4000 ppm
Chlorides	:	<100 ppb
Oxygen	:	<50 ppb
Boron	:	<2000 ppm

④ 하나로 Pool Level 증가효과

- FTL Accumulator (2대)의 물이 하나로 Pool 내로 Charge 시킬 시 Pool Level의 상승 효과는 다음과 같다.
  - Rx 및 Service Pool Open 시 : 6cm 상승 (12.2m → 12.26m)
  - Rx Pool 만 : 18cm 상승 (12.2m → 12.38m)

- 현재 하나로는 Rx 및 Service Pool을 Open 하여 운전되므로 정상 Level에서 6cm 증가하게 되어 CAR Dry Well로 물의 유입은 없을 것임.

나) FTL Waste Disposal Tank로 Dump 하는 경우

FTL Accumulator 물을 하나로 Pool 이 아닌 기존 FTL의 Waste Disposal Tank로 Dump 하는 경우에 대해서 Volumetric 가능성을 검토한 결과 FTL Accumulator 2대에서 나오는 물량은 모

두 Disposal Tank에서 수용 할 수 있음.

- Accumulator (2대) Volume : 2.64 m^3
- Waste Disposal Tank Volume : 3.38 m^3

다) 검토결과

FTL AOO시 Accumulator에 의한 초기 30분의 시험핵연료 냉각을 위해서는 FTL의 수질에 의한 하나로 Pool 수의 수질조건을 변화시킬 수 있는 가능성 및 수조고온층 파괴로 인한 방사선 준위 증가 등의 우려 사항을 고려 할 때 Accumulator의 물은 FTL Waste Disposal Tank로 Dump하는 것이 바람직하나, 30분 이후의 계속적인 물을 주입 시는 Waste Disposal Tank Volume에 한계가 있어 이를 수용하기가 어려울 것으로 보임.

3) In-Pool 내에서 자연대류에 의한 장기냉각 가능성검토

FTL 사고시 7-Pin 시험핵연료의 냉각방안은 사고초기 Accumulator에 의한 강제 냉각 후 수조수에 의한 자연대류냉각 상태로 전환시키는 방법이다. FTL 사고에 의한 하나로의 운전정지 후 30분이 경과한 시점에서의 출력은 약 2-3% 정도가 된다.

IPS에 장전된 7-Pin의 PWR 및 CANDU 출력은 각각 108 및 138Kw이고 계산은 2%에서 11%FP(full power)까지 단계별로 수행하였다. 사용된 코드는 RELAP Mod 3.2.1.2를 기본으로 하여 새로 개발한 MARS 1.3.1이었다. 계산 모델은 7-Pin용 IPS 및 기존설계의 수조내 배관 크기로 하였으며 수조는 상온, 1기압의 Infinite Reservoir로 하였다.

계산결과, 두 가지 핵연료 모두 안전하게 냉각될 수 있음을 보

여주었다. 즉, 주어진 붕괴출력(2%-11%FP)에서 Bulk Boiling은 나타나지 않고, CANDU 핵연료의 경우 8%FP, PWR 핵연료의 경우 9%FP 이상의 출력에 도달해서야 Subcooling Boiling이 일어나며 이때의 핵연료 표면온도는 110℃ 정도인 것으로 계산되었다. 현재 고려하고 있는 In-Pool 내에서 자연대류에 의한 장기냉각방안은 FTL 사고 후 30분이 지나면 수조 배관 내에 설치된 밸브를 열어 수조수에 의한 자연대류로 냉각시키는데 이때의 출력이 2-3%FP에서의 핵연료의 표면 온도는 65℃ 정도에 불과하므로 장기냉각에 아무 문제점이 없는 것으로 판단된다.

그림 2.1.3.2는 7-Pin 시험핵연료의 수조내 자연대류 분석을 위한 모델링이고, 그림 2.1.3.3, 2.1.3.4, 2.1.3.5, 2.1.3.6은 시험핵연료의 Decay Power Fraction에 대한 Mass Flow, 핵연료 표면온도, Heat Transfer Mode 및 Fuel Coolant Temperature Difference를 나타낸다.

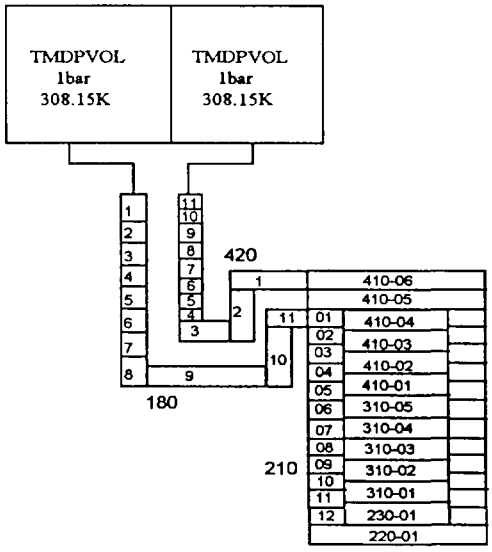


그림 2.1.3.2 수조내 자연대류 분석을 위한 모델링

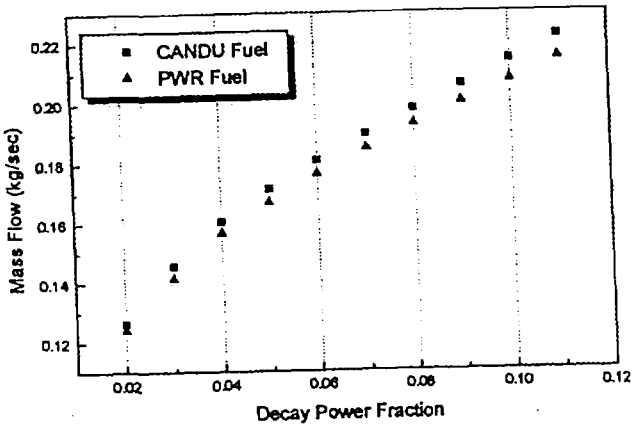


그림 2.1.3.3 시험핵연료의 Decay Power Fraction에 대한 Mass Flow

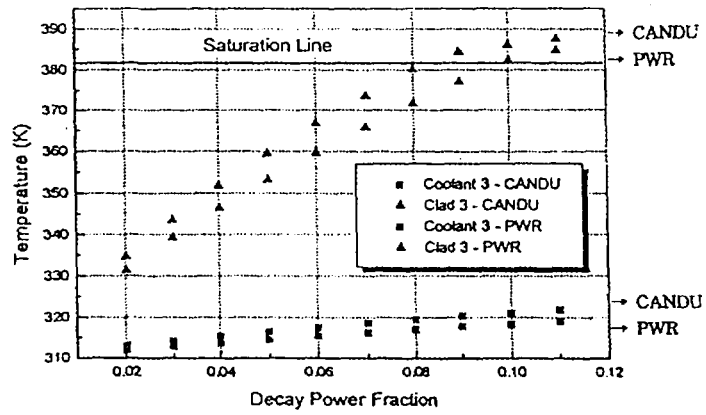


그림 2.1.3.4 시험핵연료의 Decay Power Fraction에 대한 핵연료 표면온도

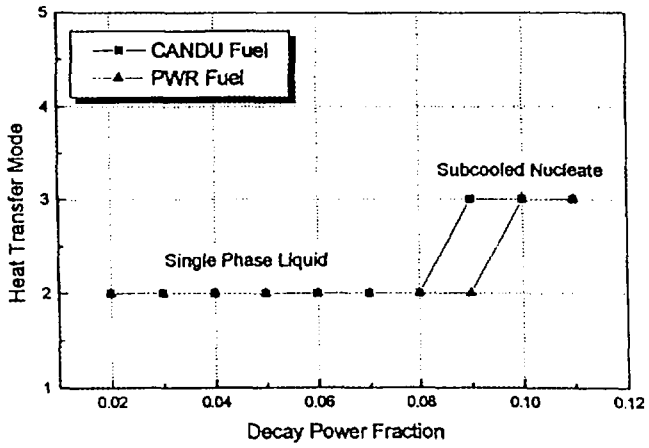


그림 2.1.3.5 시험핵연료의 Decay Power Fraction에 대한 Heat Transfer Mode

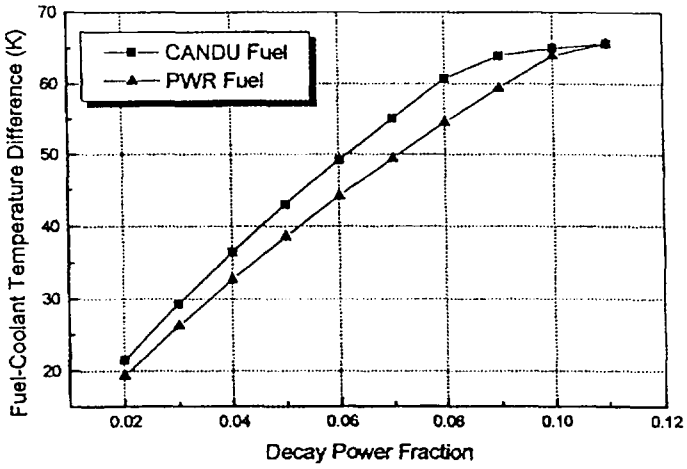


그림 2.1.3.6 시험핵연료의 Decay Power Fraction에 대한
Fuel Coolant Temperature Difference

4) 설계영향평가

가) 목적

FTL 성능검토 분야에서 사용자 그룹과의 협의결과에 따라 제시한 IPS형상 및 시험요건과 ECW/CCW System을 Non-Safety Class로 변경 시 기존 설계 및 System에 미치는 영향 및 조치사항을 검토하였다.

나) 기존 System 변경사항

① IPS 형상변경 (실험범위 축소)

당 초	변 경	비 고
PWR : 24 Pins CANDU : 1 Bundle	PWR : 7 Pins CANDU : 7 Pins	* IPS 재질도 Zr-Nb 에서 Zr-4로 변경

② OPS System 변경 (안전등급 하향)

System	당 초	변 경	비 고
ECW CCW	SC-2 SC-3	NNS NNS	* ECW/CCW Pump/Cooler 만 Non-Safety로 변경

③ 전력 공급설비 변경 (1E Class 기기 축소)

기기명	당 초	변 경	비 고
1E D/G 460V UPS	2대 설치 2대 설치	삭 제 삭 제	* 전기실 사양 및 규모 축소

다) System 변경을 위한 요건사항

기존 FTL System을 변경하기 위해서는 다음 사항이 반드시 충족되어야 한다.

① 사고해석 만족

FTL의 AOO 나 LOCA 사고시 시험핵연료의 건전성 유지를 위한 Accumulator에 의한 초기 30분 Cooling 후 계속적인 Decay Heat 제거를 위한 방안강구 및 해석 입증

② Off-Site 방사선량 규제요건 만족

기존설계는 Safety Ventilation System (EVS)을 추가로 설치하여 FTL 사고시 Radiation Source를 Stack Release 토록 하였으나, System 변경에 따라 1E Class Diesel Generator를 삭제함으로서 EVS에 1E Class 전력공급이 안되므로 EVS에 의한 Stack Release는 없다.

변경된 IPS 형상에 따른 시험핵연료 기준 (7pins)의 Radiation Source를 Stack Release가 아닌 하나로와 동일한 Ground Release로 Radiological Consequency Analysis가 수행되어 규제치 범위 내에 만족되어야 한다.

라) System 변경 가능성 검토

① FTL Operation Condition 변경에 따른 Heat & Mass Balance 유지방안 검토

IPS 형상 변경에 따른 기존설계 System의 Operation Parameter가 변경하게 되는데 이에 대한 System에 미치는 영향평가 (표 2.1.3.1, FTL Operation Parameter 비교표)

- MCW Flow Rate 변경에 따른 검토

  - 문제점 :

    • IPS 형상변경에 따라 실험요구 Mass Flow Rate가 변화하여 이를 수용 할 수 있는지 여부검토

    • Flow Rate 변화량 : PWR : 10.25 → 5.5 Kg/s
      CANDU : 17.21 → 6.7 Kg/s

  - 검토내용 :

    • FTL MCW Pump 용량이 420 GPM 이므로 IPS에서 요구하는 Flow 외에는 System 내에서 By-Pass 시켜야 됨.

    • 기존설계의 By-Pass Line 및 Control Valve는 2"로 되어 있으나 By-Pass 량의 증가를 위해 4" Line 및 Cv값이 높은 Control Valve를 설치하여야 한다.

    • MCW Line 상에 설치 되어있는 IPS Flow를 조정하기 위한 Control Valve도 낮은 Flow를 맞출 수 있는 사양의 Valve를 설치하여야 한다.

    • 또한 By-Pass 및 MCW Line에서의 Flow Measurement를 위한 계기의 측정 Range 등의 사양이 변경되어야 한다.

  - 시설변경 :

    • Control Valve 사양변경 (재구매)
      FL-210-J-FV-0029 (2", by-pass c/v)
      FL-210-J-FV-0025 (4", main flow c/v)

    • By-Pass Line Size 변경 (2" → 4")

    • Flow Measurement 계기 사양 변경
      FL-210-J-FE-0020 (by-pass FE)
      FL-210-J-FE-0050 (main FE)

표 2.1.3.1 FTL Operation Parameter 비교표

PARAMETERS			PWR		CANDU	
			당 초	변 경	당 초	변 경
IPS Capacity			32 Pins	7 Pins	1Bundle (37 pins)	7 Pins
Generated Heat (Kw)			800	108	690	138
Design	Temp. (℃)	OPS IPS	354.5	354.5	354.5	354.5
	Press. (MPa)	OPS	17.24	17.24	17.24	17.24
		IPS	17.24	17.24	11.03	17.24
IPS Operation	Inlet Temp. (℃)		316	308.8	281	286.2
	Outlet Temp.(℃)		328	312	290	290
	Outlet Press. (MPa)		15.5	15.5	10	10
	Mass Flow Rate (Kg/s)		10.25	5.5	17.21	6.7
	Velocity (m/s) (in Fuel Region)		4.6	4.6	7.2	7.2

- System Heat Balance 변경에 따른 검토

  - 문제점 :
    - 변경된 IPS에서의 발열량이 기존 설계치 보다 낮아 Main Cooler 및 Main Cooler의 Heat sink인 ICL System에서의 Heat Balance 영향검토

  - 검토내용 :
    - 변경된 IPS에서의 입출구 온도차가 낮으며, Main Flow의 By-Pass량이 많아 Main Cooler 전 후단의 온도차가 1℃ 밖에 되지 않아 Main Cooler에서의 Performance 확인이 필요하다.
      - 이때 Main Cooler의 2차 측인 ICL 측의 Control Valve의 사용여부 검토 및 사양변경이 필요하다.
        또한 Main Cooler 2차 측인 ICL System 유량 감소로 System의 Heat Balance를 유지하기가 어려울 시 Normal Operation시 사용할 On-Line Heater의 설치도 고려되어야 한다.
        - ICL System은 ICL Pump의 용량이 540 GPM으로 Main Cooler 2차 측의 Flow가 적어질 시 ICL Pump의 By-Pass Flow를 형성 시켜 주어야 한다.
          또한 하나로 Secondary Cooling Water와 연결되는 ICL Cooler의 Performance 확인이 필요하며, 필요시 Line Size 변경이 요구된다.

  - 시설변경 :
    - Main Cooler 2차 측 ICL Control Valve 사양변경(재구매)
      FL-231-TV-001 (6", ICL Flow Control)
    - ICL Pump By-Pass Line 설치
      By-Pass Line 설치 (6")
      By-Pass Control Valve 설치
    - On-Line Heater 설치 (필요시)

② In-Pool Passive Cooling System 설치 가능성 검토

- 문제점 :
  - In-Pool Piping에 Solenoid Valve (8개)를 설치 할 수 있는지 여부 검토

- 검토내용 :
  - 하나로 In-Pool 내에 설치되어야 하므로 Submerged Type의 Solenoid Valve의 제작, 설치 가능성 검토함.
  - 기존 FTL의 Solenoid Valve 공급업체인 미국의 Target Rock사 및 전문제작업체인 미국의 Valcor사에 문의한 결과 PWR 발전소의 Post LOCA 시 Flood Level 밑에서 작동하는 Submerged Valve를 제작 공급한 실적이 있으나 계속적으로 In-Pool 내에서 Service되는 Valve는 아직 설치된바 없으나, 기존 Valve의 제작변경으로 공급 가능하다는 회신을 받았음.
  - Solenoid Valve의 Inside의 온도가 350℃이므로 In-Pool 수와 접촉되는 외부에는 특수의 보온이 이루어 져야한다. 특히 Valve의 Open Nozzle에서 Pool수의 Boiling이 일어나지 않도록 조치하여야 한다..
  - In-Pool 내의 Solenoid Valve는 Long Term Passive Cooling 조건에 만족되어야 하므로 FTL AOO 나 LOCA 사고시 Accumulator의 물이 일정 Level에 도달되면 Accumulator 물의 공급을 중단하고 동시에 In-Pool 내 Solenoid Valve가 열리도록 Safety 등급의 Logic이 추가 구성되어야 한다.

- 시설변경 :
  - In-Pool 배관내 Solenoid Valve 추가설치
    2", Submerged Type Solenoid Valve (8개)

③ Accumulator 물을 Waste Disposal Tank로 보내는 경우 설계 변경

- 문제점 :
  - FTL Accumulator 물을 하나로 Pool 이 아닌 기존 FTL의 Waste Disposal Tank로 보내는 경우에 대한 설계변경 사항 검토

- 검토내용 :
  - 기존 FTL Accumulator의 물의 량을 Waste Disposal Tank에 전량 수용 할 수 있음은 기 검토되었음.
  - FTL의 System 변경사항은 Accumulator의 물을 Waste Disposal Tank로 보내는 배관 설치 및 유로를 조종하는 Solenoid Valve (4개)를 추가로 설치하여야 한다.
    이때 FTL 사고시 기존의 Steam Vent Valve는 닫혀있는 상태로 유지하고 Waste Disposal Tank 쪽의 Solenoid Valve를 열어 유로가 형성 되도록 Logic을 구성하여야 한다.
  - Accumulator 물이 하나로 Pool이 아닌 Waste Disposal Tank로 보내 질 때 Accumulator의 압력이 Waste Disposal Tank로 보내지므로 이때의 Waste Disposal Tank에서의 압력변화 및 System 변화는 사고해석에서 검토되어져야 한다.

- 시설변경 :
  - Steam Vent Line에서 Waste Disposal Tank 까지 유로 형성
    신설배관 설치
    Solenoid Valve (4개) 추가 설치

2.1.3.2 사고해석

가. 사고해석의 배경 및 개요

FTL의 기존 설계는 비상냉각계통이 안전등급 SC-2로 설계됨에 따라 비상냉각펌프의 구동을 위하여 1-E Class의 전원을 필요로 하였다. 비상냉각펌프는 사고 및 과도상태에 대비하기 위하여 FTL의 정상운전 동안 항시 운전되도록 설계되어있다. 그러나 1-E Class전원을 위한 설치의 고비용으로 인하여 비상냉각수 펌프의 전원을 비안전등급으로 낮추는 방안이 모색되었다. 따라서 비상냉각수펌프의 비안전등급의 가능성을 조사하고 그 가능성을 구현하기 위한 방안을 확인하기 위하여 사고해석을 수행하였다. FTL의 PWR, CANDU 시험핵연료가 7 pin으로 고려됨에 따라 하나로 LH에서 출력분포가 새로이 계산되어 zircaloy-4의 IPS내의 5% 농축 핵연료에 대하여 최대선출력 및 평균선출력을 PWR 및 CANDU 경우에 대하여 계산되었다. 변경된 IPS geometry에 대하여 정상상태 운전조건의 요구유량은 재 계산되어 PWR 5.5kg/s, CANDU 6.7kg/s로 되었다. 정상운전시 ECW 펌프의 continuous operation에 의해서 ECW cooler의 1차측으로 0.5kg/s 이상의 유량이 형성됨에 따라 IPS의 fuel temperature가 감소하는 현상이 발생하여 ECW 펌프의 출구관에 별도의 solenoid valve를 설치하여 정상운전시에 ECW cooler로 유동이 형성되지 않도록 하였다.
비상냉각수펌프를 비안전등급으로 하였을 시 가장 문제가 되는 경우는 AOO(Anticipated Operational Occurrence)의 비안전등급 전원상실이다. 기존 설계는 비안전등급 전원이 상실되더라도 안전등급 전원으로 운전되는 비상냉각수펌프로 시험핵연료를 냉각시킬 수 있으나 안전등급의 전원이 배제된 상태에서는 SBO가 되어 강제냉각을 시킬 수 있는 active component가 없게 된다. 따라서 계통내의 냉각수는 정체되어 시험핵연료의 설계요건인 DNBR을 만족할 수 없게 된다. 이 경우에 steam vent valve를 열 수 있도록 logic을 수정하여 accumulator의 주입유량에 의하여 냉각하는 방안

이 제안되었다. 이 steam vent valve는 기존 설계 상에는 하나로 수조로 연결되어 있으므로 AOO시에 steam vent valve가 개방되어 하나로 수조로 증기가 방출되는 것을 피하기 위하여 steam vent valve의 설치 위치를 바꾸어 WDT(Waste Disposal Tank)로 방출되도록 모델링을 개선하였다.

사고해석은 RELAP5 및 MARS1.3 코드를 사용하여 PWR 및 CANDU mode의 Isolation valve failure, SBO, Safety valve stuck open, Small break LOCA-inpool coldleg의 경우에 대해서 수행하였다. 모든 경우에 대해서 핵연료의 냉각은 accumulator 냉각수의 주입유량에만 의존토록 하였으며 accumulator의 유량은 WDT(Waste Disposal Tank)로 배출되도록 하였다. 이를 위하여 hotleg에서 WDT로 가는 별도의 vent line과 vent valve를 신설하였으며 vent valve의 사양은 기존 vent line(하나로 수조로 가는 vent line)의 것과 동일하게 하였으며, logic은 정상운전 중에는 닫혀있다가 FTL trip(FTL 격리밸브 close)시에 개방되도록 하였다. 사고해석의 결과 AOO(Anticipated Operational Occurrence)는 대부분의 경우에 fuel heatup이 발생하지 않거나 미미한 heatup만이 존재하여 safety parameter를 위배하는 경우는 없었다. LOCA해석은 수조내 상온관의 SBLOCA에 대하여 수행하였으며 PCT는 제한온도치에 훨씬 미치지 못하였다. 사고해석 결과 핵연료의 선출력에 대한 여유는 충분하다고 판단되어 핵연료의 선출력을 사용자의 최대 요구조건까지 증가시킨 후 재해석을 수행하였다. WDT로 가는 vent line 내에서의 초기유량은 하나로 수조로 배출될 때에 비하여 매우 크게 나타났으므로 vent line 내의 orifice area를 작게 함으로써 배출 유량을 개선하였다.

또한 기존 설계는 accumulator의 주입유량이 최소한 30분을 유지하도록 설계되어 있으며 long term cooling을 위해서 비상냉각수펌프에 의존하고 있다. 그러나 안전등급의 전원이 배제된 상황에서는 더 이상 비상냉각수펌프에 의존할 수 없으므로 long term cooling을 위한 passive cooling을 고려하였다. 이 냉각 방법은 accumulator 주입 유량의 고갈 시에 수조수내의 상온관과 고온관에 설치될 밸브를 개방시킴으로써 수조수 내의 냉각수를 이용하여

잔열을 제거시키는 자연대류냉각 방식이다.

나. Multi-Pin의 선출력 및 출력

FTL의 PWR, CANDU 시험핵연료가 7 pin으로 고려됨에 따라 하나로 LH에서 출력분포가 새로이 계산되어 zircaloy-4의 IPS내의 5% 농축핵연료에 대하여 최대선출력 및 평균선출력은 PWR 경우 31.23kW/m, 22.06kW/m, CANDU 경우 54.55kW/m, 39.31kW/m가 되었다(HAN-RR-CR-98-059). 이에 따라 총출력은 PWR, CANDU에 대해 각각 108kW, 138kW이며 변경된 IPS geometry에 대하여 정상상태 운전조건의 요구유량은 재 계산되어 PWR 5.5kg/s, CANDU 6.7kg/s로 되었다. 이 경우에 HANARO LH 조사공 내에서의 power profile은 표2.1.3.2와 같다.

표2.1.3.2 FTL 7 Pin에 대한 Axial Power Profile

No.	PWR		CANDU	
	Hot Rod (1 Pin)	Ave. Rods (6 Pin)	Hot Rod (1 Pin)	Ave. Rods (6 Pin)
1	0.03397	0.17138	0.03839	0.18408
2	0.03909	0.19980	0.03903	0.18491
3	0.03767	0.19693	0.03619	0.17820
4	0.03099	0.15778	0.03172	0.14954
5	0.02206	0.11033	0.02622	0.13172

상기 조건 외에 사용자가 요구하는 선출력 요구조건에 대하여 별도의 사고해석을 수행하였다. PWR, CANDU 7 pin에 대하여 사용자가 요구하는 hot rod의 평균선출력의 최대치는 각각 40kW/m, 61kW/m이며 이 요건에 대하여 7 pin의 평균선출력 및 출력을 계산하였으며, 이때 power profile은 표2.1.3.2이 그대로 적용된다고 가정하였다. 이와 같이 하여 7 pin의 평균선출력, 최대선출력 및 총출력을 계산한 결과는 표2.1.3.3과 같다.

표2.1.3.3 FTL 7 pin에 대한 사용자요구 선출력 및 출력

핵연료 / 출 력	PWR	CANDU	비 고
Hot Rod의 평균선출력	40kW/m	61kW/m	사용자요건
7 Pin의 평균선출력	34.89kW/m	50.80kW/m	LH에서의 heat fraction
최대선출력	47.73kW/m	69.39kW/m	
7 Pin의 총출력	171kW	178kW	

다. 정상운전시의 Mass & Heat Balance

사고해석 수행을 위한 FTL 정상상태 운전 조건은 사용자 요구조건의 선출력을 기준으로 결정되었으며 표2.1.3.4는 IPS 정상상태에 대한 운전범위이다. Generated heat은 7 pin에 대한 평균선출력으로부터 계산되었으며 mass flow rate는 fuel region의 velocity로부터 산출되었다. 가정된 outlet temperature에 대해 inlet temperature를 얻을 수 있었다.

정상상태의 운전조건을 유지시키기 위해서 상기의 조건 및 IPS의 geometry를 RELAP5 code의 입력자료에 반영하여 계산한 결과 ECW 펌프의 continuous operation에 의해서 ECW cooler의 1차측으로 0.5kg/s 이상의 유량이 형성되어 IPS의 fuel temperature가 감소하는 현상이 발생하였다. 이것은 IPS에서의 압력강하량이 기존치 보다 1bar 정도 감소함에 따라 MCW 계통의 hotleg에서 ECW 계통으로 유입되는 유량이 증가되기 때문에 나타난 결과였다. 따라서 ECW pump discharge line에 다음과 같은 solenoid valve를 설치함으로써 정상운전 중에 MCW 계통의 유량이 ECW 계통으로 유입되지 않도록 하였다.

- Valve type : Solenoid valve
- Position : Normal close
- 설치 위치 : ECW pump discharge line
  (FL-220-75-L010/L023)

핵연료에서 발생되는 열량과 Main Cooler에서 제거되는 열량이 같도록 유지시키기 위하여 표2.1.3.5와 같이 유량 및 온도 조건을 조정하였다. 사고해석을 위한 Nodal Diagram은 그림2.1.3.5와 같다.

표2.1.3.4 FTL 7 pin의 사용자요구 선출력조건에 대한 IPS 운전 조건

IPS Operation Parameters	PWR	CANDU
Generated Heat (kW)	171	177
Inlet Temperature (℃)	306.9	285.2
Outlet Temperature (℃)	312	290
Outlet Pressure (MPa)	15.5	10
Mass Flow Rate (kg/s)	5.5	6.7
IPS Up Channel Flow Area ($1\times10^{-3}m^2$)	1.7093	1.2654
IPS Fluid Velocity in Fuel Region (m/s)	4.6	7.2
Fluid Density (kg/m^3)	692 @309.45℃	737 @287.6℃
Specific Heat Capacity (kJ/kgK)	6.124 @309.45℃	5.469 @287.6℃

표2.1.3.5 FTL 7 Pin의 사용자요구 선출력조건에 대한 MCW 계통의 운전 조건

MCW System Operation Parameters			PWR	CANDU
Main Cooler	Primary Side	Transferred Heat (kW)	171	177
		Inlet Temp. (℃)	308.5	287.1
		Outlet Temp. (℃)	306.9	285.2
		Mass Flow Rate (kg/s)	17.21	17.21
	Secondary Side	Removed Heat (kW)	171	177
		Inlet Temp. (℃)	49	49
		Outlet Temp. (℃)	51	51
		Mass Flow Rate (kg/s)	20.45	21.17
Main Pump	Mass Flow Rate (kg/s)		17.21	17.21
	Temperature (℃)		306.9	285.2
MCW Bypass Valve	Mass Flow Rate (kg/s)		11.71	10.51
	Temperature (℃)		306.9	285.2

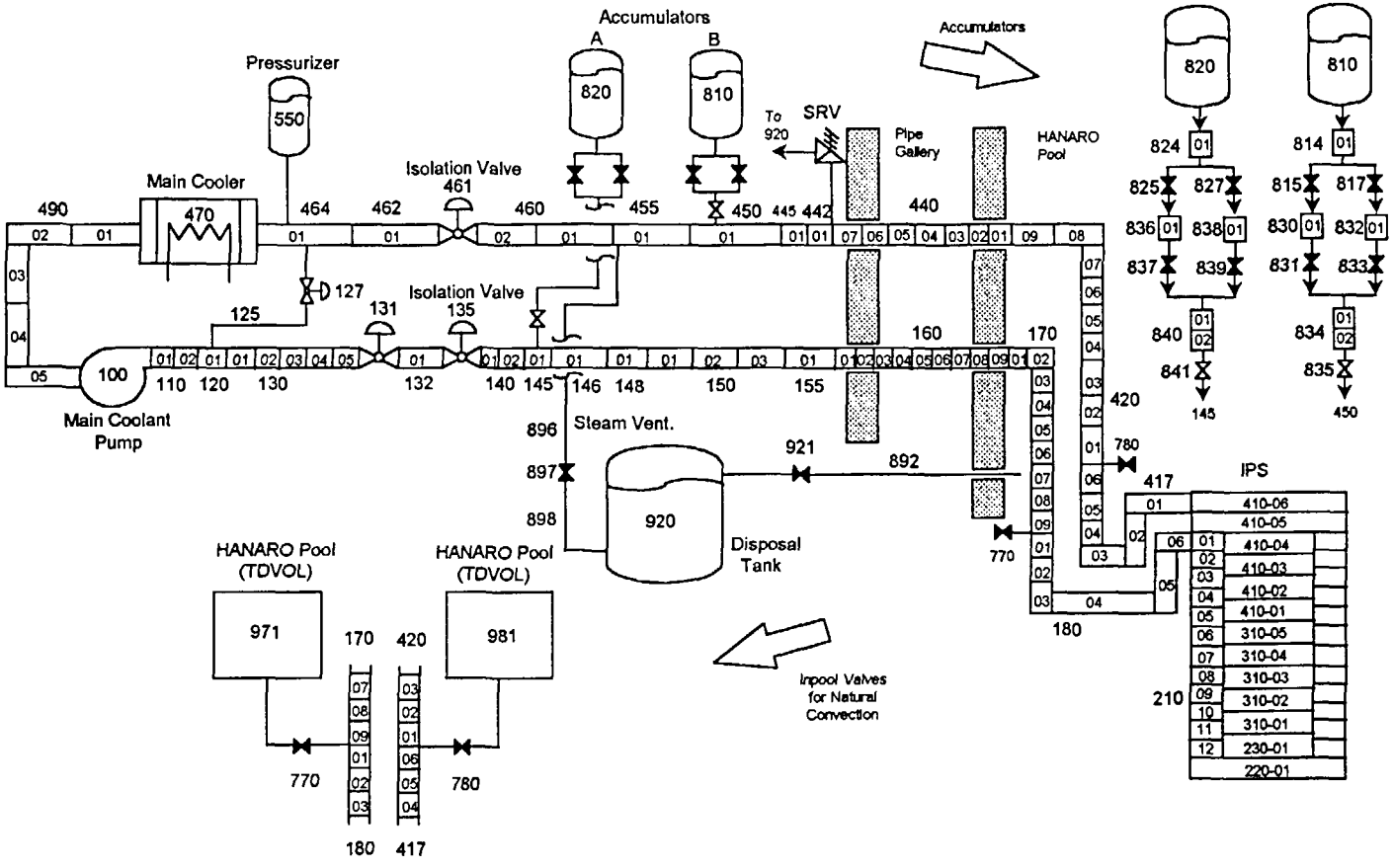


그림 2.1.3.7 Nodal Diagram for Multi-Pin Accident Analysis

라. 사고해석 결과

1) AOO(Anticipated Operational Occurrence)의 해석

PWR, CANDU mode에 대하여 AOO는 다음의 경우에 대하여 수행하였다.

- Hotleg Isolation Valve Failure(Close)
- Station Blackout
- Safety Relief Valve Stuck Open

그림2.1.3.6, 7은 각각 PWR, CANDU mode에 대한 IPS의 질량 유량을 나타내며, 그림2.1.3.8, 9는 각각 PWR, CANDU mode에 대한 피복재 온도를 나타낸다.

Isolation valve fail에 대한 사고 해석 수행 시 PWR mode에서는 CANDU mode 때와 달리 초기에 유량이 크게 줄어들었으며 이로 인하여 핵연료 피복관 온도가 상승되었다. IPS 유량이 감소한 원인은 PWR mode는 CANDU mode 때와 달리 SRV(Safety Relief Valve)가 개방되지 않은 상태에서(CANDU mode는 초기에 high pressure signal에 의해서 SRV가 개방됨) WDT로 가는 vent valve의 개방시 순간적으로 급격한 유량 상승(약30kg/s)에 기인되는 것으로 사료된다. SRV는 압력 신호를 받아서 개방되는데 이 pressure set point를 기존치 보다 2% 낮춤으로써 SRV가 개방되도록 하여 IPS로의 초기 유량이 형성되도록 하였다. Isolation valve fail 및 SRV stuck open시에는 FTL low flow에 의하여 원자로가 trip 되었다. SBO 시에는 원자로 trip이 FTL의 trip signal이 아닌, 전력상실 초기에 RRS에 의해서 원자로가 shutdown 되도록 하였다. AOO의 경우 safety parameter인 DNB는 초과하지 않았으나 정확한 DNB analysis를 위해서는 별도의 1 channel에 대한 해석을 필요로 할 것이다.

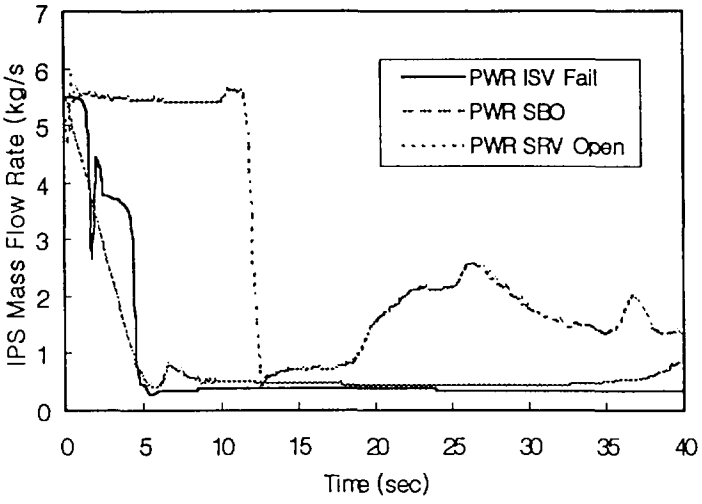


그림2.1.3.8 PWR mode의 IPS 질량유량

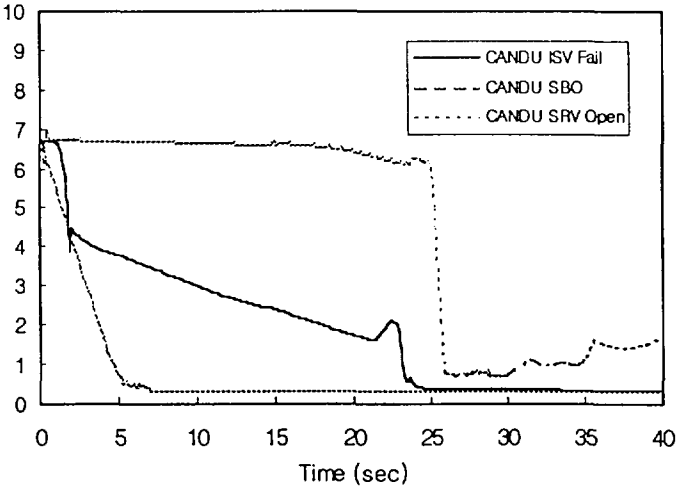


그림2.1.3.9 CANDU mode의 IPS 질량유량

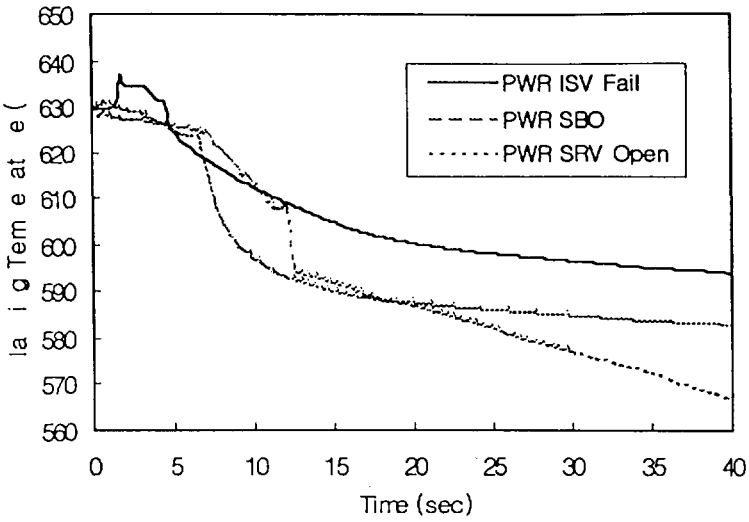


그림2.1.3.10 PWR mode의 피복재온도

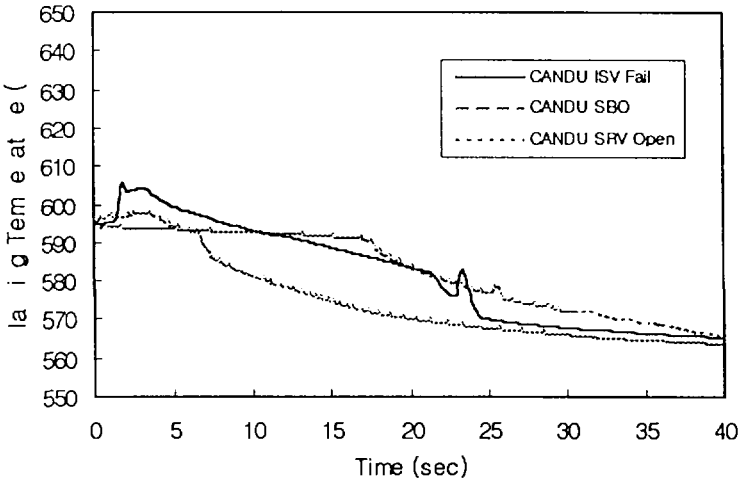


그림2.1.3.11 CANDU mode의 피복재온도

2) LOCA 해석

PWR, CANDU mode의 Small Break LOCA-Inpool Coldleg에 대하여 수행하였다.

PWR은 20%, CANDU는 7%의 파단을 limiting case로 가정하였는데 이것은 bundle 시험에 대하여 얻은 결과를 그대로 적용한 것이다. 추후 multi-pin 시험에 대한 limiting case는 확인될 필요가 있을 것이다. 배관파단 부위를 coldleg로 하는 경우가 hotleg에서보다 더 위해한 경우이므로 coldleg에서의 LOCA를 조건으로 하였다. 사고 개시 후 isolation valve는 low flow에 의하여 폐쇄되며 WDT로 가는 vent valve는 개방이 된다. IPS내의 핵연료는 accumulator의 주입 유량으로 냉각된다.

그림2.1.3.10, 11은 각각 IPS 유량 및 피복재온도를 나타낸다. 배관 파단이 coldleg에서 일어남에 따라 IPS에서의 냉각류는 역류가 발생하나 사고 초기에 핵연료로 가는 충분한 유량이 형성됨에 따라 피복관온도는 상승하지 않았다. 냉각수는 파단된 배관을 통하여 수조로 나가는 경로와 vent line을 통하여 WDT로 가는 경로가 존재하여 vent line에서의 유동이 다소 불안정하여 지는 현상이 발생하였으나 핵연료의 잔열 제거에는 영향을 미치지는 않았다. 또한 WDT로 가는 초기의 유량이 하나로 수조로 배출되는 경우와 비교하여 매우 크게 나타났다. 이로 인하여 WDT 내의 급격한 압력 상승이 우려되었으나 조사 결과 큰 압력 상승은 나타나지 않았다. 이것은 WDT의 큰 체적(루프 전체 체적의 2.5배) 때문이라고 사료된다. WDT로 가는 vent line에서의 초기의 유량 상승은 vent line내의 orifice area를 줄임으로써 개선시킬 수 있었다.

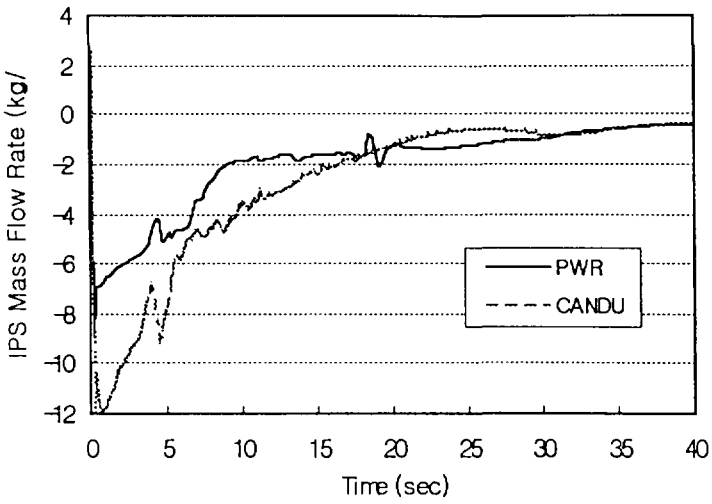


그림2.1.3.12 SBLOCA시의 IPS 질량유량

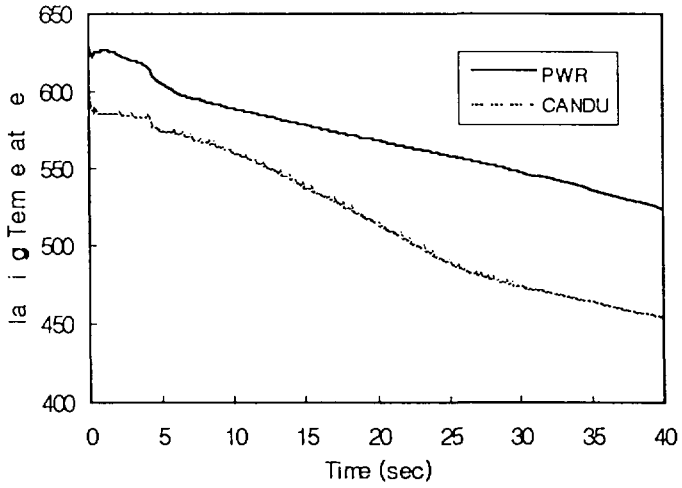


그림2.1.3.13 SBLOCA시의 피복재온도

3) 장기 냉각(Long Term Cooling)

장기 냉각에 대한 거동을 위하여 PWR Inpool SBLOCA에 대한 조사를 하였다. 이 경우에 accumulator 내의 냉각수는 1시간 이전에 완전 고갈되었으며 이에 따라 피복관온도는 급격한 상승을 나타내었다.

그림2.1.3.12는 accumulator의 압력 및 냉각수 체적을 나타내며, 그림2.1.3.13은 냉각수가 고갈됨에 따르는 피복관의 온도 상승을 나타낸다. Accumulator에서의 냉각수의 고갈에 대비하여 장기 냉각을 위하여 별도의 냉각방법이 필요하게 되어 하나로 수조내의 FTL 배관에 밸브를 설치하여 이 밸브를 통한 자연대류 냉각방식을 모색하였다. 수조내 배관이 2½"임을 고려하여 수조내 밸브 크기는 2"로 하였다. 이 수조내 밸브는 accumulator에서의 주입 유량의 완전 고갈 5분전을 기준으로 하여 accumulator 내에서의 압력이 PWR 및 CANDU mode에 대하여 각각 1.21MPa, 0.776MPa에 도달할 때에 개방되도록 하였다. 사고해석은 PWR 및 CANDU mode에 대하여 Safety Relief Valve 개방 사고에 대하여 2시간까지 계산을 수행하였다.

그림2.1.3.14, 15는 SRV 개방 사고 경우에 장기 냉각시의 IPS 유량 및 피복관 온도 변화를 나타낸다. 수조내 밸브는 PWR mode에서 사고 개시 2690초에 개방되었으며 CANDU mode에서는 3490초에 개방되었다. 수조내 밸브의 개방으로 인하여 핵연료의 잔열은 자연대류 냉각방식으로 냉각되었다. 개방 초기에 accumulator내의 잔류 압력에 의하여 과도 현상이 발생하여 유동이 불안정하여 지기는 하였으며 이에 따라 온도 상승이 발생되었다. 그러나 시간의 경과에 따라 유동은 안정되어 피복재온도는 감소되었다.

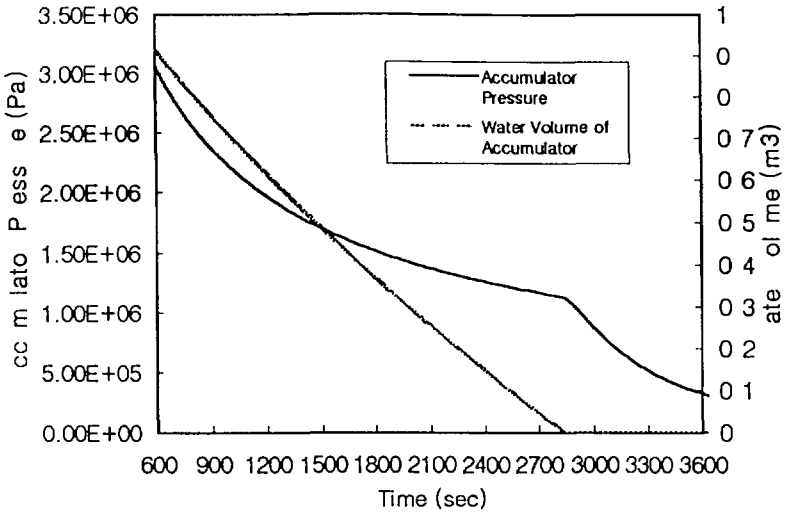


그림2.1.3.14 PWR SBLOCA시의 Accumulator 압력 및 냉각수체적

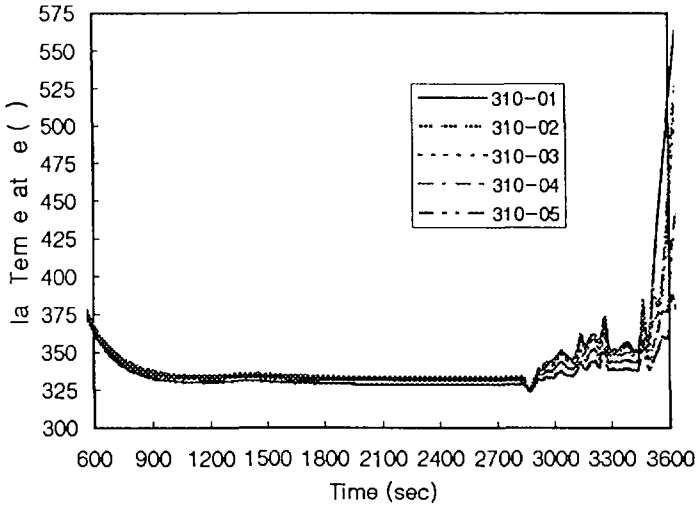


그림2.1.3.15 PWR SBLOCA시의 피복관온도의 상승

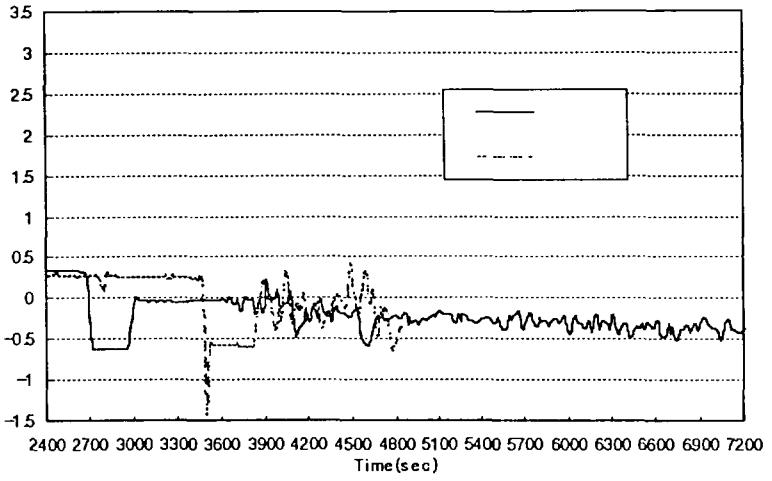


그림2.1.3.16 SRV 개방 사고 시의 자연대류에 의한 IPS 질량유량

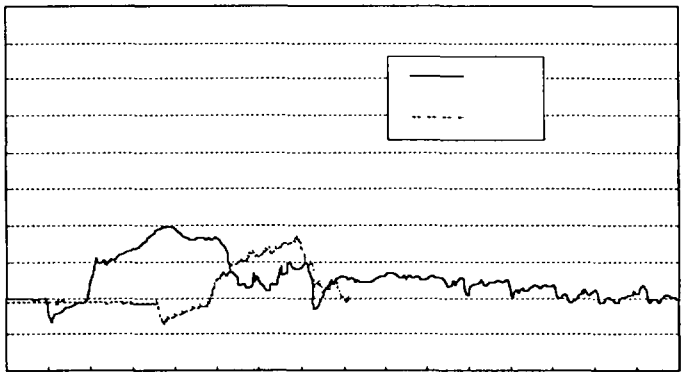


그림2.1.3.17 SRV 개방 사고 시의 자연대류에 의한 피복재 온도

마. 결론

안전 등급의 전원의 축소로 비상냉각수펌프의 전원이 비안전 등급으로 됨에 따라 사고시의 냉각 방법으로 더 이상 비상냉각수 펌프에 의존할 수 없게 되었다. 따라서 Waste Disposal Tank로의 vent line을 개방하여 accumulator 주입유량으로 핵연료의 잔열을 제거하는 방안을 모색하였다.

사용자가 요구하는 hot rod의 평균선출력은 PWR 경우 40kW/m, CANDU 경우 61kW/m이며, 하나로 LH에서의 7 pin 핵연료에 대해서 최대선출력은 각각 47.73kW/m, 69.39kW/m가 된다. 이 조건에 대한 AOO 및 LOCA시의 사고해석을 수행한 결과 모든 경우에 대하여 safety parameter를 만족시키는 것으로 나타났다. 이것은 초기에 accumulator 주입 유량만으로 핵연료를 냉각시키기에 충분한 유량을 확보할 수 있음을 의미한다. Vent line을 기존의 하나로 수조에서 WDT로 변경시킴에 따라 이전에 비하여 vent flow가 증가하며 유동이 불안정하여지는 현상이 발생하였다. 따라서 WDT로 유출되는 초기유량을 감소시키고 안정한 유동을 위하여 유로 면적을 조절함으로써 영향을 줄일 수 있었다.

Long term cooling의 거동을 조사하기 위하여 PWR SBLOCA에 대하여 accumulation 내의 냉각수가 고갈되었을 시의 현상 변화를 알아보았다. 냉각수 고갈 후 약 10분 후에 PCT는 급격히 상승하기 시작하였다. 따라서 이 이후에 대비하는 별도의 냉각방법으로 수조내에 밸브를 설치하여 accumulator 냉각수가 고갈되기 전에 수조내에서 자연대류 냉각을 가능케 하는 방법을 수립하였다. Accumulator 냉각수가 고갈될 때 수조 내 밸브가 개방되는 parameter로 accumulator 내의 압력을 설정하였으며 장기 냉각은 자연대류 냉각 방식에 의하여 지속적으로 핵연료의 잔열 제거를 가능케 하였다.

2.1.3.3 방사선 환경영향 평가

기존설계는 CANDU 1 Bundle 및 PWR 32 Pin 핵연료의 설계기준 사고에 대해 EAB(200m), LPZ(300m), EPZ(800m)에서 부지의 방사선량을 계산하였으며, 설계과정에서 기존 하나로와 같은 지표면 방출(Ground Release)의 경우 설계목표 값을 초과하게 되어 안전등급의 비상환기계통(Safety Ventilation System)을 추가로 설치하게 되었다. 다음은 FTL의 설계기준 사고분류와 부지에서의 방사선량을 계산한 결과이다. 본 계산결과는 안전등급 비상환기계통에 의한 고공방출(Stack Release) 시킬 경우이다.

- FTL 설계기준사고
  - 사고로 인해 원자로홀로 즉각 방사능이 방출되는 경우
    - 수조 내 LOCA(Loss of Coolant Acident)
    - 수조 내 핵연료 취급사고
  - FTL Room 1 내에서의 사고
    - 수조로의 방출을 동반하는 FTL Room 1 LOCA
    - WDT(Waste Disposal Tank)로의 방출을 동반하는 FTL Room 1 LOCA

- EPZ(800m) 부지경계에서의 방사선량 계산결과

사 고	갑상선 (rem)	전신 (rem)	비 고
설계 목표 선량	10	1	4 일간 집적 선량
수조 내 LOCA	1.14	0.67	4 일간 집적 선량
수조 내 핵연료 취급 사고 (수조, canal, 핵연료 수조 중 최악의 경우)	4.02 (300)*	0.13 (25)*	30 일간 집적선량
FTL Room 1에서의 LOCA (MCW 계통으로부터의 방출 가정)	3.78	0.64	4 일간 집적선량
FTL Room 1에서의 LOCA (WDT로부터의 방출 가정)	2.80	0.033	4 일간 집적선량

* LPZ(300m)에서의 계산값/ ()안은 설계 제한값

가. 설계변경에 따른 안전등급 환기계통 설치 필요성 검토

7-Pin 시험핵연료를 기준으로 FTL 설계기준사고 시 안전등급 환기계통을 설치하지 않고 지표면 방출을 하였을 경우 부지의 방사선량이 설계기준에 적합한지를 검토하였다. 본 평가에서는 방사선 환경영향평가에 가장 큰 영향을 주는 옥소에 대해서만 예비로 타당성을 검토하였다.

기존설계가 하나로의 방사선 환경영향평가와 다른 가정사항은 원자로 홀 내에서의 혼합율과 사고 후 시간대별 원자로 건물의 누설율 적용이었다. 본 평가에 앞서 하나로와 다른 가정사항은 하나로와 동일하게 적용하였으며 그 가정사항은 아래와 같다.

- 가정사항
  - FTL 시험핵연료 내의 방사선원은 하나로 방사선원의 약 20%이다. (7-Pin 시험핵연료)
  - 원자로 홀에서의 혼합율은 하나로와 같이 100%이다.
  - 원자로 건물로부터의 누설율은 사고 후 1일까지는 600㎥/hr이며, 1일 이후는 50㎥/hr이다.
  - 안전등급 비상환기계통은 설치되지 않으므로 지표면 방출로 고려하였다.
  - HELB Vent Line은 사고 후 30초에 자동으로 Vent Valve를 닫아 격리시킨다.

기타 가정사항은 하나로의 환경영향평가와 같으며 기상 자료와 계산에 필요한 입력자료는 모두 하나로의 환경영향평가에 사용한 값을 적용하였다.

FTL 사고시 방사선 누출경로에 따른 예비분석결과는 아래와 같다.

1) In-Pool LOCA 시 수조를 통한 방사선 누출

이 경우 방사선원이 하나로의 20% 밖에 되지 않으므로 하나로에서 계산한 값의 20% 정도를 예상한다. 이때 EPZ(800m)에서 4일간 지표면 방출에 의한 갑상선 피폭량은 약 1.37 rem(하나로 6.87 rem)으로 규제치 인 10 rem 이하이다.

2) FTL Room 1 LOCA 시 방사선 누출

FTL Room 1 LOCA 시 방사선 누출경로는 수조수로 방출을 동반하는 경우와 WDT(Waste Disposal Tank)로 방출을 동반하는 경우에 대해 분석하였다.

가) 수조수로 방출을 동반하는 경우

수조수로 방출을 동반하는 FTL Room 1 LOCA 시 사고 후 최초 5초 이내 주냉각수 계통의 냉각수는 HELB Vent Line을 통해 대기로 방출되며 30초 후에는 HELB Vent Valve를 닫아 격리시킨다. 주냉각수 계통은 사고 후 2-4초 사이에 주냉각수 격리밸브 닫아 비상냉각수 계통과 격리시킨다. 격리밸브에서의 누설은 340초까지 일어나며 HELB Vent Valve가 닫치는 30초 이후에는 원자로홀을 통해 배출된다. 이외 모든 핵연료 내의 방사선원은 수로를 통해 원자로홀로 배출되어 대기로 방출된다. 상기 결과에 따라 계산한 EPZ(800m)에서의 4일간 지표면 방출에 의한 갑상선 피폭선량은 1.4 rem으로 규제치 인 10 rem 이하이다.

나) WDT로 방출을 동반하는 경우

이 경우 초기의 HELB를 통한 배출 경로는 동일하며 수조로 배출되는 방사선원이 FTL Room 1에 위치한 WDT(Waste Disposal Tank)로 이송된다. WDT에 연결된 밸브 및 유동관을 통해 Room 1과 원자로홀로 배출된 방사선원을 기준으로 계산한

EPZ(800m)에서의 4일간 지표면 방출에 의한 갑상선 피폭선량은 0.8 rem으로 규제치 인 10 rem 이하이다.

2.1.3.4 FTL 시설 및 기술총괄 검토결과

이상과 같이 핵연료개발 사용자그룹과의 협의에 의해 결정된 7-Pin용 노내시험부에 의한 시험요건 정립에 따라 FTL 설계 및 시설의 영향, 사고해석, 방사선 환경영향 평가를 예비로 수행하였으며, 그 결과 전원 상실에 대비하여 비상환기계통, 비상냉각계통, 기기냉각계통의 펌프를 구동하게 되어있는 Class 1E 460V 교류전원(Class 1E 비상 Diesel Generator 2대 등)의 삭제 가능성이 확인되어 비 안전등급으로의 전환이 가능하게 되었다. 이에 기존설계의 변경업무 및 인허가 업무의 재추진이 필요하다.

제 3 장 결 론

3.1 기술검토 결과요약

3.1.1. 사용자 요건 정립

3.1.1.1 제한사항

- 하나로 반사체텡크 내의 LH 수직 조사공 이용
- 상용 발전로 운전조건
- 출력증가를 위해 농축우라늄 사용

3.1.1.2 사용자 요건 요약

다양한 핵연료 프로그램이 원자력중장기 개발계획에 의거 수행중이며 크게 경수로용 핵연료와 중수로용 핵연료 개발로 구분 할 수 있다. 연구로용 핵연료와 액체금속로용 핵연료 개발계획도 추진 중이나 이들 핵연료는 냉각계통의 운전조건이 FTL의 시험요건과 부합되지 않아 고려하지 않았다.

FTL을 이용할 각 과제에서 요구한 시험항목과 시험일정은 그림 3.1.1.1 및 3.1.1.2와 같다.

또한 요구사항 중 다음의 항목은 FTL 시험설비의 개념과 달라 검토대상에서 제외하였다.

-시험중 주기적인 출력증강을 요구하는 시험

-소결체 온도를 On-Line으로 측정하는 시험

-Gas Gpa의 압력을 On-Line으로 측정하는 시험

-시험핵연료의 치수 변화를 On-Line으로 측정하는 시험

FTL은 시험핵연료에서 일정한 출력을 유지하는 정상상태 조사시험설비이며 출력의 증가와 감소를 위해서는 원자로출력을 조정하여 가능하나 현재의 설계에서는 이를 고려하지 않았다. 이는 별도의 Transient Loop의 설비가 갖추어진 후에 시험 가능하다.

FTL의 In-Pile Test Section(시험핵연료를 장전하는 부분)은 냉각수의 운전조건을 On-Line으로 측정 할 수 있도록 입.출구온도, 압력 및 중성자속 측정이 가능하도록 설계되었다.

이들 이외의 소결체의 국부적인 온도측정, 피복관과 소결체 사이의 압력측정 및 치수변화 등을 On-Line으로 측정 할려면 고도의 정밀 측정장치와 센서부착기술을 필요로 한다. FTL의 초기설계에서는 이들 측정하는 것을 제외하였으며 운전경험과 조사기술이 축척 됨에 따라 순차적으로 기술을확보할 예정이다.

미래형 핵연료 개발팀에서는 시험핵연료로 Fresh Fuel과 상대적으로 짧은 연소기간동안 고연소 핵연료 거동평가를 위해 Irradiation Fuel을 고려하고 있으며 DUPIC 개발팀에서는

임의로 농축도를 높일 수 없으므로 농축도를 약 1.5%로 결정하고 이 경우 선출력을 높일 수 있는 방안을 제시하였다.

시험핵연료의 핵적특성을 파악하여사용자 요구사항을 만족하는 가를 평가하기 위해 하나로 LH에 시험핵연료가 장착되었을 경우 농축도 변화에 따른 중성자속, 선출력 및 Peaking Factor 등을 계산하였다.

다발시험 핵연료의 경우 평가의 기준은 다발출력이 사용자요구 출력을 맞출 수 있는가에 있다. 따라서 CANDU 형의 경우 37봉으로 구성된 시험핵연료에 대해 핵적평가를 수행하였으며, PWR 형의 경우 다발시험을 요구하지 않았지만 24봉으로 구성된 시험핵연료에 대해 핵계산을 수행하였다.

그림 3.1.1.2의 시험일정은 2003년에 핵연료조사시험설비가 운영 된다고 가정하였을 경우 각 항목별 잠정 시험 계획이다. 시험계획은 중장기과제의 유동성 및 미래에 대한 예측이어서 어느정도 불확실하나 각 핵연료 개발팀에서 본 시험설비를 적극적으로 이용하고자 하며 만일 적기에 본시설을 이용 할 수 없을 경우 국외에 조사시험을 의뢰할 것으로 판단된다.

LH 수직 조사공의 내경은 150 mm 이며 IPS 설계에 의하면PWR 형의 시험 핵연료인 경우 24 봉, CANDU 형의 시험 핵연료인 경우 37 봉, CANFLEX 형의 시험 핵연료인 경우 43 봉으로 구성된 다발에 대한 조사시험을 할 수 있는 크기이다.

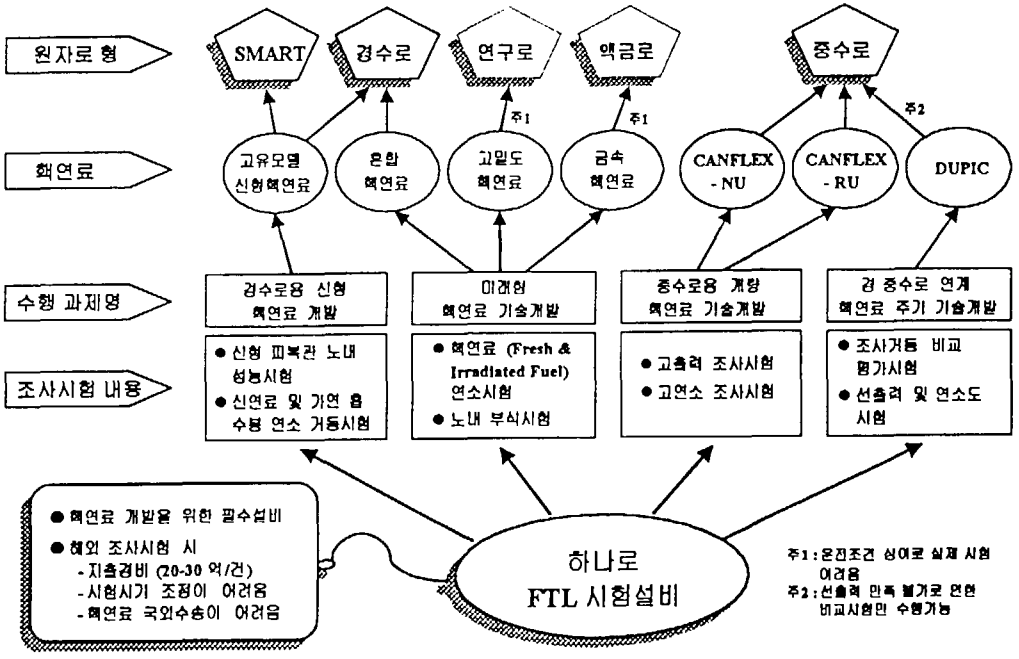


그림 3.1.1.1 혁연료 개발 사용자 그룹의 시험항목 및 계획

과 제 명	99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	10	11	12	13	14	15
경수로용 핵연료																	
경수로용 신형 핵연료봉 노내시험 (정상상태 노내 연소시험)																	
SMART 용 KOFA 핵연료 피복관 부식 검증시험 (SMART 개발과 연계)																	
미래형 핵연료																	
Integral Fuel Behavior and Fission Gas Release using Fresh Fuel																	
Integral Fuel Behavior and Fission Gas Release using *Irradiated Fuel*																	
Fission Gas Release at *Isothermal Conditions*																	
Cladding Creep-out at High Burnup Irradiated Cladding																	
Pellet Disk Irradiation for the Specimens of Thermal Conductivity Measurement and Pellet Rim Examination																	
CANFLEX 핵연료																	
고출력, 고연소 조사시험																	
DUPIC 핵연료																	
평균선출력, 평균 연소도에서 핵연료봉의 조사 거동 연구																	
고 선출력, 평균연소도에서 핵연료봉의 조사 거동 연구																	
설계변수의 영향 평가																	
설계 변수 확립																	

그림 3.1.1.2 핵연료 개발 과제별 연소시험 일정

표 3.1.1.1 사용자 요건

	PWR 형		CANDU 형	
	신형핵연료	미래형핵연료	CANFLEX	DUPIC
시험핵연료 개수	2 - 6	2 - 6	37 / 43	43
농 축 도 (%)	3 - 5	3 - 5	0.9	1.4
다발출력(kW)	-	-	800/935/1030	800
선출력 (kW/m) 평균 최대	20 - 40	20 - 40	43.3/50.5/55.7 61	60 65
연소도(MWD/kg U)	70 - 80	70 - 80	15/21	17

PWR 형의 경우, 다발 조사시험 계획은 없으나 CANDU 형의 경우 37 봉 및 43 봉으로 구성된 다발 조사시험 계획이 있다.

DUPIC 핵연료의 경우, 농축도를 1.5 % 이상 높일 수 없기 때문에 DUPIC 핵연료 주위에 5% 농축도를 갖는 SEU 핵연료를 배치하였을 때 출력, 선출력의 변화를 계산하는 case study 를 수행하였다.

3.1.1.3 다발 조사시험 가능성 평가

가. 다발출력 평가

1) PWR 형

다발 조사시험 계획은 없다.

2) CANDU 형

CANDU 형의 경우 다발 조사시험을 요구하였으며 하나로에서 다발 시험을 수행할 수 있는가를 평가하기 위해 37 봉에 대한 핵 계산을 하였다. 그림 3.1.1..3 은 농축도 변화에 따라 다발에서 얻을 수 있는 최대 출력을 나타내고 있다. 계산결과에 의하면 20% 농축 시에도 출력은 약 600 kW 정도이며 사용자가 요구한 935 kW(인허가용)의 출력을 내기 어렵다.

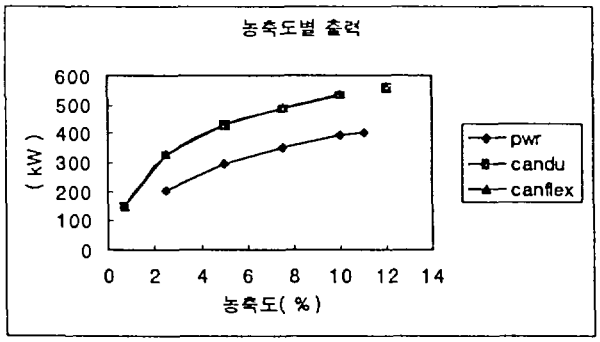


그림 3.1.1.3 농축도별 출력

3) DUPIC 핵연료

DUPIC 핵연료의 농축도가 증가할 경우 물성치의 변화에 대한 자료가 없으므로 농축도를 올려 출력을 증가시킬 수 없다. 따라서 DUPIC 핵연료를 구성하고 있는 물질의 조성비를 사용하였으며 U-235 와 Pu-239 의 핵분열 반응으로부터 출력을 계산하였다. 또한 DUPIC 연료봉에서 출력을 높이기 위해 주위에 5% SEU 봉을 여러 형태로 배치하였을 경우의 출력과 선출력을 계산하였다. 계산은 아래의 각 경우로 수행하였다.

Case 1. DUPIC 연료봉 3개가 최외각 ring 의 노심과 가장 가까운 곳에 위치
Case 2. DUPIC 연료봉 3개가 최외각 ring 에 같은 간격으로 떨어져 위치
Case 3. 최외각 ring에 모두 DUPIC 연료봉이 위치
Case 4. Case 3 과 같으나 중심의 연료봉 하나가 void로 된 경우
Case 5. 모든 연료봉이 DUPIC 연료봉일 경우
Case 6. Case 5 와 같으나 중심의 연료봉 하나가 void로 된 경우

각 Case 별 다발의 출력은 그림 3.1.1.4 와 같으며 Case 5(모든 연료봉이 DUPIC 핵연료)의 경우에 약 225 kW 의 출력을 낼 수 있으며 사용자가 요구한 800 kW를 낼 수 없다.

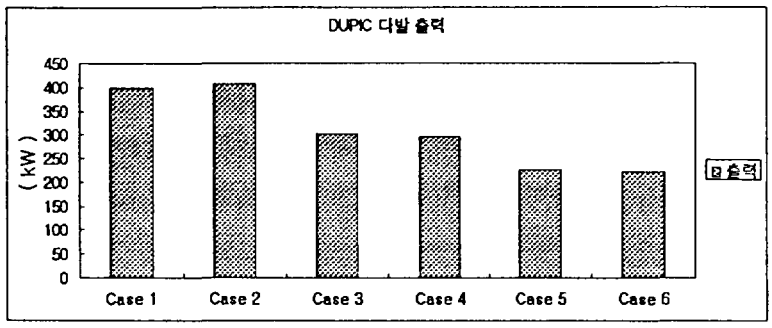


그림 3.1.1.4 DUPIC 다발출력

나. 선출력 평가

PWR 및 CANDU 형의 다발에 대한 농축도 변화에 따른 선출력은 그림 3.1.1.5와 같으며 선출력이 가장 높은 봉의 선출력은 그림 3.1.1.6과 같다.

1) PWR 형

PWR 형의 다발 평균 선출력은 농축도가 증가함에 따라 약간 증가하나, 5 % 농축도인 경우 평균 선출력은 약 18 kW/m로 낮은 값이다. 그러나 다발 내 노심에 가까운 곳에 위치한 24번 봉에서의 평균 선출력은 28.49 kW/m 정도가 되므로 사용자 요구조건인 20 - 40 kW/m를 만족한다.

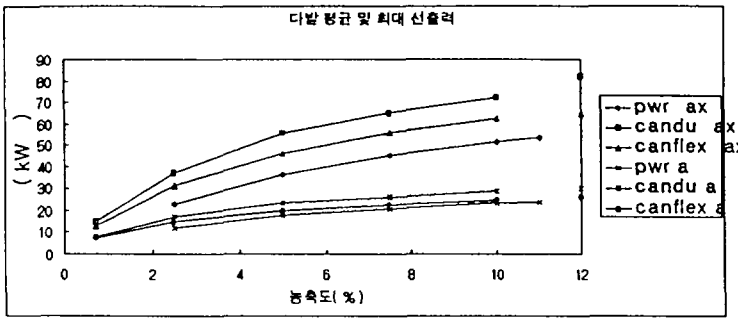


그림 3.1.1.5 다발평균 및 최대 선출력

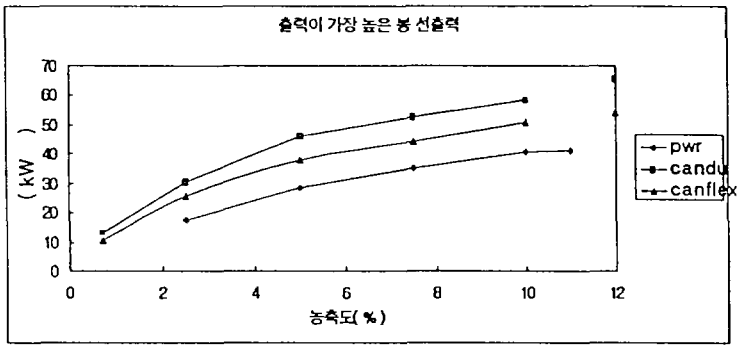


그림 3.1.1.6 출력이 가장 높은 봉 선출력

5% 농축도인 경우 24 번 봉에서의 국부 첨두계수(local peaking factor)는 1.62 이며 축 방향 첨두계수는(axial peaking factor) 1.27로 total peaking factor는 2.1 이 된다. 따라서 PWR 형 시험 핵연료의 조사시험을 수행하기 위해서는 24번 봉 주위의 몇 개의 봉으로 시험을 하고 나머지 봉은 dummy 봉으로 대체할 수 있다. 농축도를 높여 요구조건에 맞는 선출력을 얻을 수 있으나 안전계통의 사고해석 결과에 의해 선출력은 제한을 받게 된다. 현재의 설계에 의하면 다발 시험의 경우 선출력은 35.26 kW/m 이하로 제한되어 있기 때문에 농축도를 7.5% 이상 높이지 말아야 하며 고농축 시험 핵연료를 사용할 경우 하나로 출력을 제한하여야 한다.

2) CANDU 형

CANDU 형의 다발 평균 선출력은 농축도가 증가함에 따라 증가하며 5% 농축도인 경우 평균 선출력은 약 23.3 kW/m로 사용자 요구 조건인 50.5 kW/m의 반 정도이다. 사용자 요구사항을 분석해 보면 local peaking factor가 약 1.21 (= 61/50.5) 이하이고 axial peaking factor도 1.2 이하여야 만 한다. 즉 total peaking factor 가 1.45 이하가 되어야 하는데 5% 농축도의 CANDU 형 다발인 경우 local peaking factor는 1.98 (=46.2/23.3)이며 axial peaking factor 는 약 1.2정도가 되어 total peaking factor가 2.4 정도 된다. 따라서 균일하게 농축된 CANDU 형 시험 핵연료 다발을 하나로의 Large Hole에서 조사시험하기에는 부적합하다. 즉 소형 원자로의 반사체탱

크 내의 수직공에서 total peaking factor를 1.45 정도 유지하기 위해서는 개별 시험 핵연료 봉의 농축도가 적절히 조절되어야 한다. 사용자가 요구하는 시험조건은 CANDU혹은 NRU와 같은 대형 원자로에서는 달성 가능하나 하나로의 Large Hole에서는 어렵다.

3) DUPIC 핵연료

DUPIC 핵연료는 농축도가 1.4%로 제한되어 있기 때문에 선출력 증가를 위해 5% SEU 연료봉을 DUPIC 연료봉 주위에 두는 case study를 수행하였다. 각 경우 DUPIC 핵연료 봉에서의 평균 및 최대 선출력은 그림 3.1.1.7과 같으며 선출력의 증가가 현저하지 않아 더 이상의 추가적인 계산을 수행하지 않았다.

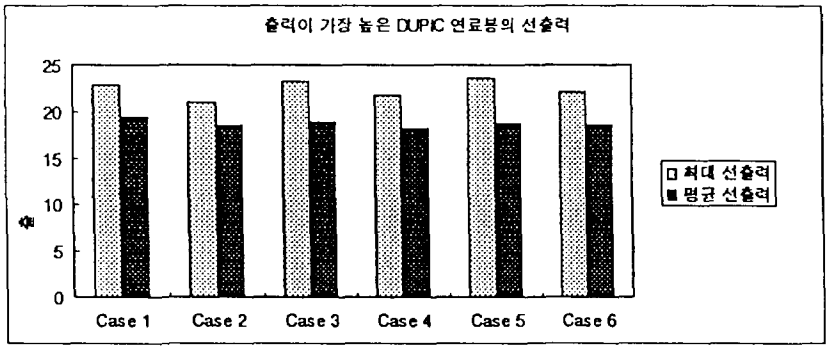


그림 3.1.1.7 출력이 가장 높은 DUPIC 연료봉의 선출력

어느 경우에서나 DUPIC 연료 봉의 선출력은 약 19 kW/m로 사용자 요구조건인 60 kW/m에 비하여 너무 적다. 따라서 반사체탱크 내에 위치한 LH 수직공에서는 선출력을 증가시킬 수 없으므로 중성자 속이 높은 노심내의 CT 혹은 IR 조사공에서나 요구 선출력을 얻을 수 있다. 이 경우 조사공의 내경이 작기 때문에 다발시험은 역시 불가능하고 봉 시험만이 가능하다.

다. 결론

CANDU, CANFLEX, DUPIC 핵연료의 다발 조사시험은 인허가 요구 출력인 935 kW (여유를 고려하여 1030 kW)를 낼 수 없으며 시험요건이 peaking factor 의 관점에서 너무 무리하여 반사체 탱크내의 LH 조사공에서는 수행 하기 어렵다. CANFLEX와 DUPIC 핵연료 개발팀에서는 이러한 어려운 점을 이해하고 다발시험 보다는 봉 시험을 수행하기로 하였다. 따라서 사용자의 주요한 핵적 변수는 선출력이 되었으며 7-pin으로 구성된 시험 핵연료를 장착할 수 있는 IPS에 대한 개념을 도출하였다.

3.1.1.4 7-Pin 조사시험 가능성 평가

상술한 바와 같이 다발 조사시험이 출력과 peaking factor 때문에 어려워 짐에 따라 연료봉 조사시험 가능성을 평가하였다. PWR 핵연료 개발팀에서는 2 - 6 개로 구성된 형상을 제안하였으며 CANFLEX 핵연료개발팀에서는 1 - 2 개 정도도 수용 가능하다고 하였다. 또한 시험 핵연료의 농축도를 5% 이하로 유지하는 것이 바람직하다는 제안을 하였다. 상기한 사용자 요구사항을 반영하고 설계경험과 외국의 시험사례를 토대로 시험 핵연료의 개수를 7 개로 결정하였다. 7 봉 시험 핵연료는 CANDU 핵연료의 inner ring에 속한 핵연료의 형상을 유지하도록 하였으며 PWR 봉의 경우 직경이 작기 때문에 봉간 간격을 조정하였으며 유동관도 PWR형 및 CANDU형 공통으로 사용 가능하도록 하였다.

가. IPS 개념설계

1) 설계요건

- 7 봉 내장 가능.
- 온도, 압력은 상용 원자로 운전조건 유지.
- 유량은 시험 핵연료에서 상용 원자로와 같은 유속 유지.
- 출력에 대한 제한치는 없음.
- 선출력은 사용자 요구사항을 만족하도록 함.

- 시험 핵연료의 운전상태를 알고 특성자료를 획득하기 위한 측정기기 설치가능.

2) 형상

IPS 중앙에 시험 핵연료가 장착되며 냉각수는 유동관과 내부 압력관 사이의 annulus를 따라 내려와 IPS 하부에서 방향을 바꾸어 위로 올라가면서 핵연료에서 발생한 열을 제거한다. 내부 압력관과 외부 압력관 사이는 질소가스가 충전되어 있으며 압력의 증가에 의해 내부 압력관이 파손되더라도 외부 압력관에 의해 IPS의 구조적인 건전성을 유지토록 하였다. 외부 압력 관과 Al로 만들어진 튜브 사이에는 공기를 채워 중성자 속의 감소를 줄이도록 하였으며 Large Hole 과 Al 튜브 사이는 수조 수가 흘러 구조물에서 발생하는 열을 제거토록 하였다.

구조물의 재료로는 SS와 Zr를 고려하였으나 SS 인 경우 선출력이 약 1/3 정도 감소하므로 흡수 단면적이 작은 Zr를 채택하였다. 또한 시험 핵연료의 개수가 줄어 듬에 따라 IPS의 직경도 줄어 들며 LH와 IPS 사이의 남는 공간에 수조 수가 차게 된다. 따라서 다발 조사시험의 경우에 계산한 최대 선출력을 얻기 위해 IPS 외부 압력관 외부에 알미늄 튜브를 덮고 그 안에 공기를 주입하여 물에 의한 중성자 속 감소를 줄였다.

3) IPS 제원

표 3.1.1.2. 7-Pin IPS 제원

구 분	PWR 형	CANDU 형
UO2 Pellet O.D.	8.198	12.154
Fuel Sheath Thickness	0.572	0.419
Fuel O.D.	9.507	13.081
Flow Tube I.D.	53.0	53.0
Flow Tube Thickness	2.0	2.0
Flow Tube O.D.	57.0	57.0
Inner Pressure Tube I.D.	69.0	69.0
Inner Pressure Tube Wall	6.0	6.0
Inner Pressure Tube O.D.	81.0	81.0
Insulation Gas Gap	3.0	3.0
Outer Pressure Tube I.D.	87.0	87.0
Outer Pressure Tube Wall	7.5	7.5
Outer Pressure Tube O.D.	102.0	102.0
Al I.D.	139.0	139.0
Al O.D.	145.0	145.0

나. 선출력 평가

7 봉으로 구성된 시험 핵연료의 농축도 변화에 따른 선출

력은 그림 3.1.1.8 과 같다. (7 개의 봉 중 선출력이 가장 높은 봉의 선출력 값임)

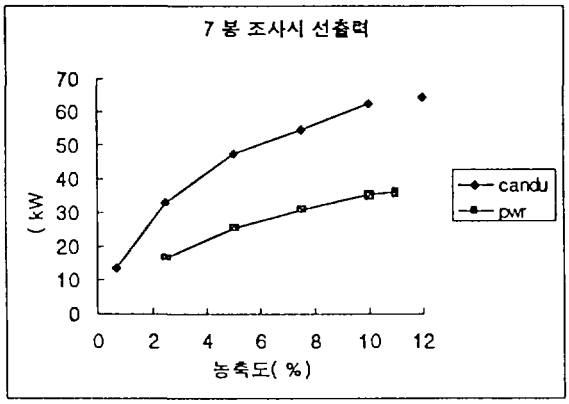


그림 3.1.1.8 7봉 조사 시 선출력

1) PWR 형

7 봉으로 구성되고 5% 농축도를 갖는 PWR 시험 핵연료의 경우 평균 선출력은 22.06 kW/m 이며 출력이 가장 높은 봉에서의 선출력은 25.29 kW/m 이다. 그리고 이 봉에서의 peaking factor 는 다음과 같다.

local peaking factor = 1.15
axial peaking factor = 1.23
total peaking factor = 1.42

중심에 위치한 봉의 평균 선출력은 18.69 kW/m이며 외각의 나머지 6 봉의 선출력은 모두 20 kW/m 이상 되므로 사용자 요구조건을 충족한다. 다만 더 높은 선출력이 필요 할 경우에는 농축도를 5% 이상 올려야 한다.

2) CANDU 형

7 봉으로 구성되고 5% 농축도를 갖는 CANDU 시험 핵연료의 경우 평균 선출력은 39.31 kW/m 이며, 출력이 가장 높은 봉에서의 선출력은 47.21 kW/m 이다. 그리고 이 봉에서의 peaking factor 값은 다음과 같다.

local peaking factor =1.2
axial peaking factor =1.16
total peaking factor =1.39

중심에 위치한 봉의 평균 선출력 28.87 kW/m로 낮으나 노심에 가까운 3개 봉의 평균 선출력은 모두 40 kW/m를 넘는다. CANFLEX 개발팀에서 요구하고 있는 최대치인 61 kW/m (인허가 출력인935 kW에 대응하는 최대 선출력)보다는 낮으나 평균 선출력 50.5 kW/m에는 근접한 값이다. 따라서

61 kW/m 이상의 평균 선출력이 요구되는 시험이 필요 할 경우 농축도를 약 10% 정도 높여야만 한다. CANFLEX 개발팀에서는 농축도가 높은 핵연료를 사용 하기가 어려우므로 5% 농축도에서 선출력이 50 kW/m 이상이면 시험 가능하다고 하였다. 현재의 계산에 의거하면 평균 선출력이 47.21 kW/m 임으로 약 10 % 증가가 필요하다.

3) DUPIC 핵연료

DUPIC 핵연료의 농축도가 약 1.5%일 경우의 선출력을 계산하였다. 7-pin 시험 핵연료의 평균 선출력은 21.96 kW/m 이고 출력이 가장 높은 봉의 선출력은 25.71 kW/m 이다. 그리고 이 봉에서의 peaking factor 값은 다음과 같다.

local peaking factor = 1.17
axial peaking factor = 1.16
total peaking factor = 1.35

중심에 위치한 봉의 선출력이 가장 낮으며 바깥 6개 봉의 선출력은 약 20 kW/m 밖에 되지 않아 Large Hole 조사에서는 사용자 요구 조건인 60 kW/m를 맞추기 어렵다. 따라서 DUPIC 핵연료 조사시험은 시험 핵연료 개수를 1 - 3 개로 축소하여 중성자 속이 높은 노심내의 CT, IR, OR등의 수직 조사공에서 수행하는 것이 바람직하다. 참고로 냉각수를 중수로 바꾸었을 때 선출력은 약 40 % 정도 증가하였으나 출력이 가

장 높은 봉의 선출력은 35.7 kW/m 밖에 안되었다.

다. IPS 형상변화에 따른 선출력 변화

다발시험용 IPS 형상과 7 봉 시험용 IPS 형상을 비교하면 노심에 가까운 핵연료와 Large Hole 사이에 있는 냉각수의 두께가 다르다. 냉각수는 흡수 단면적이 Al 및 Zr 보다 크므로 냉각수의 두께 변화에 따른 선출력 변화 추이를 알고자 sensitivity study를 수행하였다. 상기한 IPS 재원에 의하면 노심과 가장 가까운 연료봉과 Large Hole 사이의 냉각수 두께는 CANDU 형의 경우 13.575 mm이고 PWR 형의 경우 17.647 mm이다. 그림 3.1.1.9은 PWR 및 CANDU 형에 대한 계산결과이고 냉각수 두께를 1mm 씩 Zr로 바꾸어 가면서 선출력을 계산하였다. 그림 3.1.1.9의 결과에서와 같이 냉각수의 두께가 감소 함에 따라 선출력이 증가 함을 알 수 있다. 약 3 mm 감소 시 선출력은 10 % 정도 증가하였다. 핵 계산 결과가 약 5%의 표준편차를 가지고 있는 것을 고려하면 상당한 증가량이나 기계구조 및 열수력의 관점에서 최적의 형상이 결정되어야 한다.

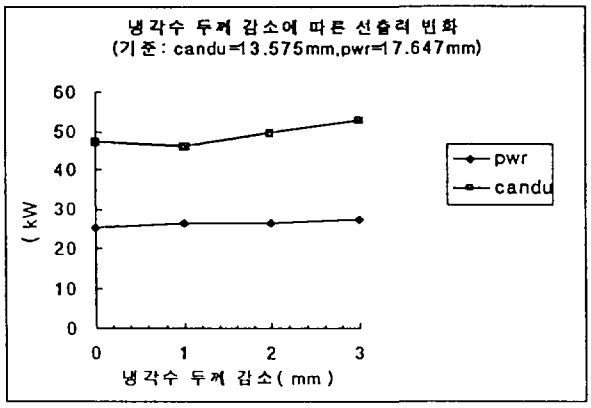


그림 3.1.1.9 냉각수 두께 감소에 따른 선출력 변화

3.1.1.5 허용 선출력 결정

상술한 선출력은 핵 계산 결과 시험 핵연료에서 낼 수 있는 선출력이며 과도상태 및 사고 시 작동되는 계통의 구성 및 냉각능력에 따라 FTL의 시험설비에서 수용 가능한 선출력은 제한을 받는다. 사고해석 결과 안전기준을 위배하지 않는 범위에서 허용 선출력을 결정한다. FTL 안전기준은 다음과 같다.

- AOO 사건 시 DNBR은 1.3 이상
- 핵연료 피복관 최대 온도= 1311 K

여기서 DNBR은 핵연료 시험목적에 따라 변화가 예상된다. 현 설계에 의하면 32-pin PWR형의 경우 허용 선출력은 35.2 kW/m , 37-pin CANDU 다발의 경우 52.5 kW/m 이었다. 이 값은 다발 내의 가장 출력이 높은hot spot에서의 선출력으로 axial peaking으로 약 1.2를 가정하고 봉의 출력을 계산하면 각각 29.3 kW/m, 43.75 kW/m가 된다. 7-pin 시험 핵연료의 경우 최대출력을 내는 봉의 선출력은 PWR 형의 경우 25.29 kW/m, CANDU 형의 경우 47.21 kW/m 이다. 비상냉각 계통의 작동 없이 accumulator에만 의존 할 경우의 사고해석 결과에 의하면 시험 핵연료의 온도 증가는 크지 않았다. 그림 3.1.1.10, 3.1.1.11, 3.1.1.12에 AOO 및 small break LOCA 시 피복재 온도변화가 나타나 있다.

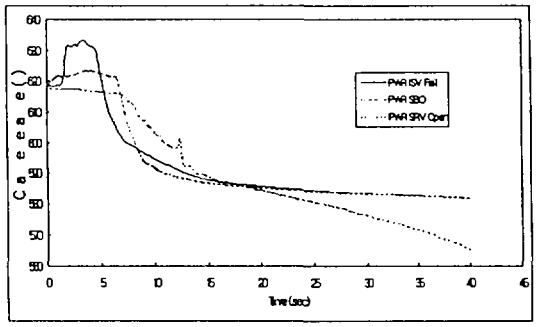


그림 3.1.1.10 AOO 사건 시 PWR 형의 피복재 온도

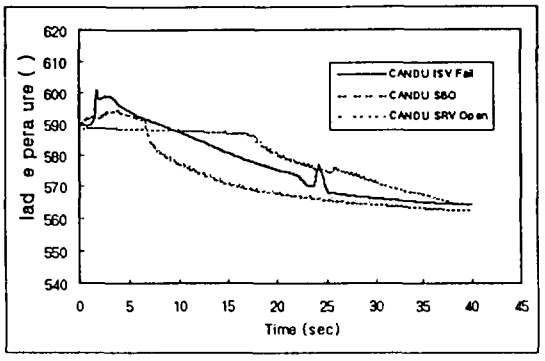


그림 3.1.1.11 AOO 사건 시 CANDU 형의 피복재 온도

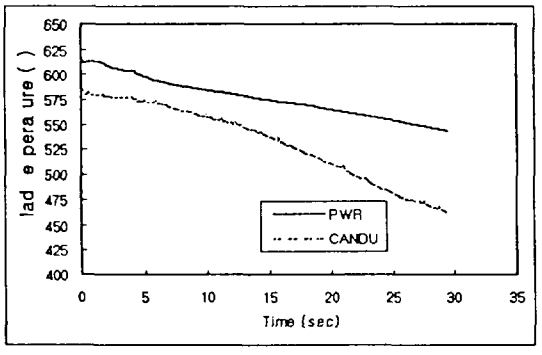


그림 3.1.1.12 Small break LOCA 시 핵연료 피복재 온도

이상의 계산결과로부터 냉각계통이 7-pin 시험 핵연료의 경우 핵 계산에서 얻은 선출력을 충분히 수용함을 알 수 있다. 따라서 사용자가 요구한 최대 선출력의 경우를 수용가능 여부를 알아보기 위하여 PWR 경우 40 kW/m, CANDU 경우 60 kW/m에 대하여 계산하였으며 PWR 및 CANDU 형 모두 시험 핵연료는 안전기준을 만족하였다.

3.1.1.6 연소에 따른 선출력 변화

연소가 진행됨에 따라 U-235의 감소, Pu의 생성 및 핵분열 물질의 생성에 의해 시험 핵연료에서의 선출력이 변화할 것이다. 연소에 따른 선출력 변화를 농축도 별로 계산하였으며 PWR 경우 그림 3.1.1.13, CANDU 경우 그림 3.1.1.14와 같다. 연소초기에 Xe의 생성에 의해 선출력이 감소하며 이후는 거의 선형적으로 감소함을 볼 수 있다. 10000 MWD/TU 당 약 10%의 선출력 감소가 되었으며 CANFLEX 개발팀에서 제시한 파손시작 선출력(defect threshold)과 5% 농축 시험핵연료의 계산결과를 비교한 것은 그림 3.1.1.15와 같다. 따라서 5% 농축 시험핵연료로 연소 시험을 할 수 있으며 핵연료의 성능 자료를 얻을 수 있다.

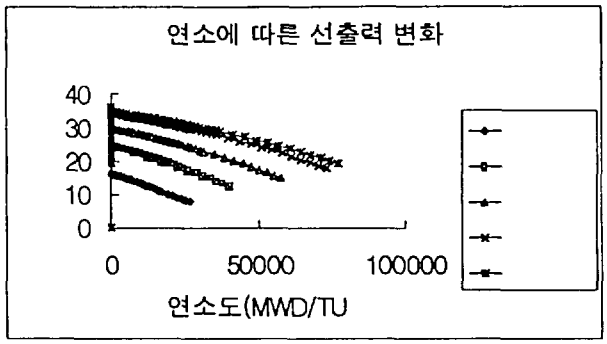


그림 3.1.1.13 연소도에 따른 선출력 변화(PWR)

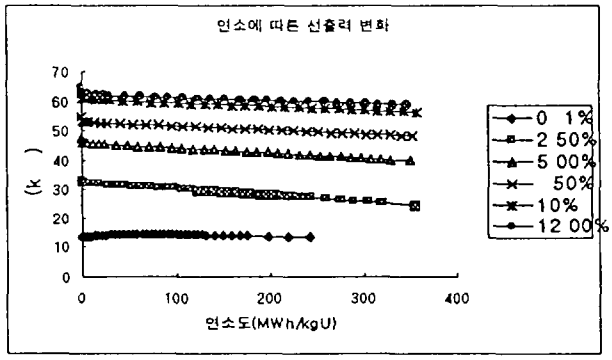


그림 3.1.1.14 연소도에 따른 선출력 변화(CANDU)

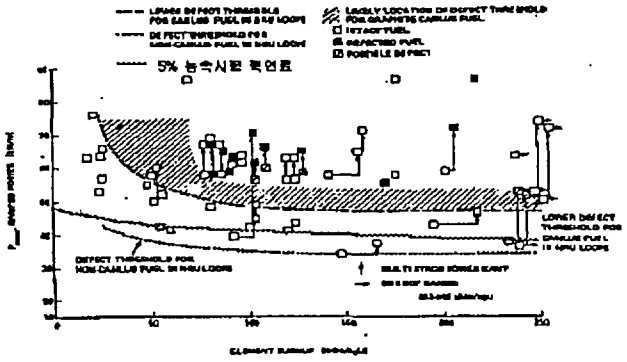


그림 3.1.1.15 중수로 핵연료봉의 연소중 파손시작

3.1.2 계통 설계검토

핵연료 조사시험 시설은 크게 노내시험부(IPS)와 노외시험부(OPS)로 나눌 수 있다. 설계검토는 문제점이 야기된 사항과 기기도입이 안된 계통에 중점을 두었으며 반입 기자재를 최대한 활용토록 하였다. 또한 사용자 요건변경에 대한 설계변경 사항을 최소화하도록 하였다.

3.1.2.1 노내시험부

노내시험부의 설계검토에서는 seal의 누설과 외부 압력관의 냉각이 주된 문제점이었다.

가. 외부 압력관 냉각

시험 핵연료에서 발생한 열이 전도와 복사에 의해 외부 압력관의 온도상승을 초래하므로 이를 막기 위해 내부 및 외부 압력관 사이에 단열층을 두었다. Gamma heating에 의한 온도상승이 예상되나 IPS의 온도분포 계산결과 단열층의 두께가 주된 영향 인자 였다. 단열층의 두께가 3 mm 이상 되면 강제 냉각이 필요하지 않으나 다발을 수용하기 위해서는 단열층의 두께를 2 mm 이상 늘리는 것이 어려웠으며, 외부 압력관과 Large Hole 간의 수조 수 간격도 1.1 mm 정도밖에 되지 않아 기포가 형성되고 외부 압력관의 온도가 상승하게 되므로 이를 막기 위해 강제냉각이 필요하다. 7-봉 시험일 경우 시험 핵연료의 크기가 작게 되어 단열 층의 두께와 수조수의 간격을 충분히 확보할 수 있게 되어 강제냉각이 필요 없게 된다.

나. Seal 누설

IPS의 압력경계에 사용되는 Seal은 Gamah seal로서 제한된 단면적 때문에 상용 seal을 사용하기 어려운 밸브 및 배관

이음부에 이용되고 있다. Gamah seal은 양쪽의 단면이 경사를 이루고 있으며 각 면과 대응하는 seal insert도 같은 경사면을 갖는다. Gamah seal은 양쪽의 seal insert의 경사진 면에 의해 압축될 때 seal에 변형이 일어나면서 seal의 모서리가 압력경계를 이루는 본체와 접촉하므로써 누설을 방지한다. IPS에는 spool piece 하부와 외부 압력관 사이에 있는 lower seal과 spool piece 상부와 fuel bundle head 사이에 있는 upper seal로 구성되어 있으며 IPS 상부의 스프링에 의해 압축되어 압력경계를 유지토록 하였다. IPS 설계는 미국의 Battelle에서 수행 되었으며 Gamah seal의 성능을 확인하기 위해 상온과 고온 고압 하에서 시험을 하였으나 고온 고압 시험 시에 upper seal에서 누설이 발생하였다. 누설을 방지하기 위한 방안은 다음과 같다.

1) 현재의 IPS 형상을 유지할 경우(CANDU 1 bundle 및 PWR 24 봉) :

Upper seal의 장착방향을 반대로 한다면 lower seal과 마찬가지로 IPS 내부 압력에 의해 누설을 방지할 수 있다. 다만 Gamah seal은 매 시험 시에 교체하여야 하므로 헤체 때마다 spool piece 및 fuel bundle head에 흠집이 나게 될 뿐 아니라 분리 헤체에도 어려움이 예상된다.

또 다른 방법은 upper seal을 Viton과 같은 일반 elastomer seal로 교체하면 누설을 방지할 수 있다. 다만

elastomer seal을 사용 할 경우 방사선 조사를 줄일 수 있도록 upper seal이 노심으로부터 멀리 떨어져야 한다. 이에 따라 IPS의 spool piece 및 fuel bundle head의 설계변경이 필요하다.

2) IPS의 직경을 줄일 경우(7-pin 시험 핵연료) :

7-pin 시험 핵연료용 IPS의 외경은 약 105 mm 정도가 되며, 하나로 chimney와의 간격은 플랜지형 seal을 수용할 수 있다. 이 경우 상 하 seal을 모두 상용의 이중 metal seal 을 사용하여 누설발생을 방지할 수 있다.

3.1.2.2 노외시험부

노외시험부는 아래의 sub-system으로 구성되어 있고 그림 2.1.3.1와 같다.

- 주냉각수 계통
- 비상냉각수 계통
- 기기냉각수 계통
- 정화계통
- 폐기물 저장 및 이송계통
- 이차 냉각수 완충계통
- 비상환기 계통
- 전력계통

- 계측제어 계통
- 기타 공정계통

각 계통에 대한 설계가 완료되었으며 기기의 구매도 상당히 진행되었기 때문에 상세설계가 미진한 전력계통과 계측제어계통에 대한 설계검토에 중점을 두었다. 또한 전기실은 안전등급의 기기가 설치되므로 내진건물의 신축이 불가피하였으며 예산증가의 큰 원인이었다. 따라서 전기실의 내진등급 요건을 완화할 수 있는 방법도 기술검토의 주된 항목으로 선정하였다.

전력계통의 single line diagram(그림 2.1.2.1 참조)을 보면 Class 1E 등급의 460V 교류전원은 2 train으로 설계되어 있고, 120V 교류전원은 3 channel으로 설계되어 있다. 120V 교류전원은 안전정지 및 계측기에 필요한 전원이므로 검토 대상에서 제외하였다. Class 1E 460V 교류전원은 비상환기계통, 비상냉각계통, 기기냉각계통의 펌프를 구동하도록 설계가 되어 있고 전원 상실에 대비하여 Class 1E비상 diesel generator가 2대 설치되어 있다. 따라서 class 1E 460V 교류전원의 축소 가능성을 검토의 시발점으로 하여 사고 시의 냉각개념과 방사선 영향평가를 수행하였다.

가. 사고 시 냉각방법

현 설계는 사고 시 하나로는 트립 됨과 동시에 주냉각 계통의 격리밸브를 닫아 안전등급의 설비와 비안전등급 설비를 격리하며, AOO 사건의 경우 비상냉각 펌프가 시험 핵연료의 잔열을 제거하도록 하였으며, Accident의 경우 사건 초기 30분간은 accumulator의 냉각수가 노내시험부로 주입되고 30분 이후에는 비상냉각 펌프에 의해 잔열을 제거하도록 하였다. 즉 배관의 건전성이 유지되는 AOO 사건의 경우(격리밸브 폐쇄 및 전원상실) 시험 핵연료의 냉각은 비상냉각 계통에 의존하고 있다.

비상냉각 계통을 비안전등급으로 변경하기 위하여 accumulator의 냉각수가 시험 핵연료를 식힌 후 고온관에 설치된 증기 배출관을 통해 수조로 배출될 경우 안전기준(피복재 온도제한 및 DNBR) 요건을 사고개시 초기단계에 만족하는가를 검토하였다.

PWR 32 봉 및 CANDU 다발의 경우 격리밸브 폐쇄시점을 조정하면 안전기준을 만족하였으며 7봉의 시험 핵연료의 경우 출력이 낮고 충분한 유량 확보가 가능하여 모든 사건에 대해 핵연료의 온도증가는 미미하였다. 따라서 사건개시 30분간은 비상냉각 계통의 작동 없이 accumulator에 의한 시험 핵연료 냉각이 가능하였다.

문제는 accumulator에 저장된 냉각수량이 설계상 30분간을 지탱하므로 장기냉각에 대한 대처 방안으로 다음 방법을

고려하였다.

1) 2대의 accumulator가 설치되어 있으나 실질적인 핵연료냉 1대에 의해 이루어지므로 사고의 원인에 따라 핵연료 냉각에 기여가 없는 accumulator의 방출밸브를 잠갔다가 30분 후에 냉각수를 공급하는 방법.

2) Accumulator의 냉각수가 고갈된 후 하나로의 비상보충 탱크로부터 냉각수를 accumulator에 계속 공급하는 방법.

3) 자연순환에 의한 냉각방법.

1)의 방법은 사고의 원인을 초기에 자동으로 알아낼 수 있도록 계측기의 추가 설치가 필요하며 냉각기간을 1시간으로 연장하더라도 잔열제거의 문제점이 상존하여 추가 분석을 수행하지 않았다.

2)의 방법은 비상보충 탱크의 용량이 커서 장기냉각에 유리하나 냉각수를 accumulator로 보내기 위해서는 accumulator 내에 가압된 질소가스를 배출 해야만 하며 비상보충 탱크가 비안전등급이고 냉각수를 계속 수조로 배출할 경우 수조수의 level이 높아져 하나로 제어봉 dry well로 냉각수가 유입될 우려가 있어 추가 분석을 수행하지 않았다.

3)의 방법은 시험 핵연료가 loop 형태를 이루고 heat sink

도 없어 자연순환이 형성될 수 없었다. 따라서 수조를 통한 자연순환이 일어나도록 노외시험부에서 노내시험부로 연결되는 inlet 및 outlet pipe에 밸브를 설치하여 accumulator의 수위가 낮아지면 밸브를 열어 자연순환이 일어나도록 하였다. 사고 후 30분에 밸브를 열었을 경우 냉각수에 boiling이 일어나지 않으면서 자연순환에 의해 냉각이 가능한 가를 평가하기 위해 2 kW에서 10 kW 까지 핵연료에서 잔열이 발생한다고 가정하고 온도변화를 계산하였다. 7-pin을 장착한 노내시험부의 온도계산 결과에 의하면 PWR 형의 경우 약 9 kW, CANDU 형의 경우 11.2 kW 까지는 subcooled boiling이 일어나지 않고 단상유동에 의해 냉각이 이루어 짐을 알았다. 7-pin 핵연료의 경우 30 분 후 decay power는 약 2 - 3 kW 이므로 3)의 방법이 장기냉각에 적합하다.

이상의 분석결과로부터 7-pin 시험 핵연료의 경우 비상냉각 및 기기냉각 계통은 안전등급 SC-2로부터 비 안전등급으로 전환이 가능하다.

나. 방사선 환경영향 평가

현 설계는 비상환기 계통이 작동하고 수조 내 및 기기실의 배관파단 시 방출되는 방사선원을 기준으로 환경영향 평가를 수행하였다. 하나로의 방사선 환경영향 평가와 다른 가정

사항은 원자로 홀에서의 혼합율과 사고 후 시간대별 원자로 건물의 누설율 적용이었다. 비상환기 계통의 송풍기 및 전열기에 공급되는 Class 1E 460 V 전력의 비 안전등급 전환 가능성을 평가하기 위하여 아래의 가정사항 하에서 다음 2가지의 경우에 대해 평가하였다.

가정사항

- 핵연료 내의 방사선원은 하나로의 방사선원의 약 20 %이다.
- 원자로 홀에서의 혼합율은 하나로와 같이 100 %이다.
- 원자로 건물로부터의 누출율은 사고 후 1일까지는 600 m^3/hr이며 1일 이후는 50 m^3/hr 이다.
- 비상환기 계통이 작동하지 않기 때문에 지표면 방출만을 고려한다.

기타 가정사항은 하나로의 환경영향 평가와 같으며 기상데이터와 계산에 필요한 입력데이터 모두 하나로의 환경영향 평가에 사용한 값을 이용하였다.

1) 수조를 통한 방사선 누출

이 경우 방사선원이 하나로의 20% 밖에 되지 않으므로 하나로에서 계산한 값의 20 % 정도를 예상한다. 800 m에서 4일간 지표면 방출에 의한 갑상선 피폭선량은 약 1.4 rem이며

(하나로: 6.87 rem) 규제치인 10 rem 이하이다.

2) 제 1 기기실을 통한 방사선 누출

이 경우 핵연료 내의 방사선원은 주냉각 계통의 유로를 따라 제1기기실에 있는 폐기물 저장탱크로 이송된다. 폐기물 저장탱크에 연결된 밸브 및 유동관을 통해 제1기기실과 원자로 홀로 누출된 방사선원을 계산하였으며 800 m에서 4일간 지표면 방출에 의한 갑상선 피폭선량은 0.8 rem 이었다. 피폭선량이 낮은 원인은 폐기물 저장탱크의 leak constant가 작기 때문이었다.

800m 4일간 피폭량을 만족하면 EAB, LPZ도 만족되는 것으로 판단하여 전신피폭량 및 EAB(200m), LPZ(300m)에서의 피폭량은 계산하지 않았다. 이상의 평가결과로부터 비상환기 계통을 비안전등급으로 전환 가능하다.

3.1.3 설계변경에 대한 영향 평가

시험 핵연료의 개수가 7-pin이 됨으로 첫째로 출력이 감소하였으며, 둘째로 잔열도 동시에 줄었고, 마지막으로 방사선원도 따라서 줄었다. 이러한 변화는 각 계통의 설계에 영향을

주며 어떠한 설계변경이 필요한가를 파악하였다.

노내시험부는 7-pin 시험 핵연료를 장전하기 때문에 직경의 감소가 필요하며, 동시에 상 하부의 Gamah seal을 상용 seal을 사용한 flange 형태로 바꾸어 누설문제를 해결하도록 한다. 상용 seal은 방사선 조사에 의해 변형이 일어날 가능성이 있으므로 IPS 의 길이를 늘려 영향을 최소화하도록 한다. 상기의 설계변경으로 기존 설계의 외부 압력관과 누설문제를 해결할 수 있다.

3.1.3.1 출력감소

노내시험부의 형상이 변경됨에 따라 주냉각 계통의 유량이 감소하여야 하며 시험 핵연료의 출력이 감소하여 열 평형에 대한 검토가 필요하였다.

유량은 PWR의 경우 10.25 kg/sec에서 5.5 kg/sec, CANDU의 경우 17.21 kg/sec에서 6.7 kg/sec로 변경이 되어야 하나 주냉각 펌프의 용량이 420 gpm으로 고정되어 있어 필요 유량이외는 bypass 해야 한다. Bypass유량을 증가하기 위해 기존의 2" bypass line과 제어밸브를 4" 로 바꾸어야 한다. 또한 주냉각 루프에 설치된 제어밸브도 낮은 유량에서 작동하도록 사양변경이 필요하며 아울러 유량계기의 측정범위 사양변경이 필요하다.

시험 핵연료의 출력이 낮아짐에 따라 노내시험부에서 온

도차가 적어 주냉각 계통의 main cooler와 중간냉각 계통(ICL)의 cooler 성능확인이 필요하며, ICL의 유량변경을 위한 제어밸브 설치 및 bypass line과 제어밸브 추가가 필요하다. 위와 같은 설계변경에 의해 열평형을 이루지 못하면 히터를 주냉각 배관에 설치하여 열평형을 달성토록 한다.

3.1.3.2 잔열 감소

시험 핵연료의 개수가 줄어들어 출력이 감소하였을 뿐 아니라 잔열도 따라서 줄었다. 사고해석 결과 사건발생이후 30분 동안 accumulator에 의해 핵연료는 충분히 냉각되며 30분 이후에는 수조 내 배관에 설치될 밸브를 통해 자연순환에 의한 냉각이 가능하였다. 따라서 비상냉각 및 기기냉각 펌프는 비안전등급으로 전환하고 운전관점에서 보조 냉각기능을 담당하도록 한다. 수조 내 배관에는 안전밸브를 추가로 설치하여 장기 냉각기능을 갖도록 하며 accumulator의 level과 연동하여 밸브를 여는 논리가 추가되어야 한다.

3.1.3.4 방사선원 감소

시험 핵연료 개수가 줄어들어 핵연료 내의 방사선원도 감소하였다. 이에 따라 비상냉각 계통을 비안전등급으로 바꾸거

나 설치를 보류할 수 있다. 기기가 입고되어 있어 추후 활용에 대한 재고가 필요하다.

상기한 사항을 고려하여 전력공급계통의 그림 2.1.2.1의 single line diagram은 그림 2.1.1.4와 같이 수정 가능하다. Class 1E급 전원 설치를 위해서는 120 VAC 전원계통을 수용할 수 있는 공간을 산정하면 되므로 대략 10m(L) x 10m(W) 크기의 공간을 원자로 건물 내에서 이용 가능할 경우 내지진 전기실을 신축하는 대신 일반 건물을 신축해도 되므로 건설비를 절감할 수 있다.(그림 2.1.2.6, 2.1.2.7, 2.1.2.8 참조) 또한 비상냉각 및 기기냉각 계통 등이 비안전등급으로 변경 가능하므로 계측제어계통의 안전등급 제어반의 개수도 7개에서 4개로 축소 가능하다. 즉 shutdown transfer relay panel 2개와 remote shutdown panel 1개의 기능을 통합하여 FTL protection panel 3개에 추가하는 것이 가능하다. 계측제어계통의 논리와 제어 algorithm을 검토한 결과 고가의 DCS 대신 상용의 PLC로 기능 달성에 문제가 없으므로 PLC를 사용하기로 하였으며 이에 따라 예산의 절감이 가능하다.

3.2 향후추진계획(안)

핵연료 조사시험시설 설치를 위한 노내시험시설 설계.건조과제 향후추진계획 수립을 위해 사용자 요건 정립 및 계통설계 검토 결과에 따라 추진 가능한 3개안을 도출하여 장단점을 비교검토 하였으며 검토기준은 FTL 시설규모 축소에 따른 설계변경 시 기 구입 기자재의 사용방안 수립 및 영향최소화 와 일부 기자재의 제작사양 변경 및 국산화 추진으로 설비비용의 최소화를 고려하였다.
또한 설계변경에 따른 안전성분석 및 사고해석을 예비로 수행하여 영향이 없음도 확인하였다.

3.2.1 FTL 기술검토 내용(안)

기술검토내용(안)은 표 3.2.1.1과 같이 3개안으로 검토되었다. 1안은 기존설계대로 추진하는 것이며, 2안은 기존설계 개념은 유지하되 IPS를 Multi-Pin용으로 변경하고 전기.계장 중복 Item 및 전기실 규모를 축소 시켜 시설규모를 최소화하는 방안임. 3 안은 FTL ECW/CCW 계통을 비안전 등급으로 변경시키는 안으로 IPS는 2안과 마찬가지로 Multi-Pin용으로 변경하고 안전등급 전력공급 설비를 축소 시켜 투자규모를 최소화하였다. 3안으로 추진 시에는 FTL 설계 Concept 변경에 따른 재 설계 및 안전성분석 재 수행과 인허가 재추진이 요구된다.

3.2.2 FTL 기술검토 내용별 비교분석

상기 3.2.1항에서 제시한 3개안에 대한 실험범위, 설계영향, 인허가 추진계획, 기 구입기자재의 활용성 및 잔여추가 투자규모에 대한 비교를 하였으며 표 3.2.2.1과 같다.

표 3.2.1.1 FTL 기술검토 내용(안)

안	1 안	2 안	3 안
구 분	현 설계대로 추진	설계개념 유지 (시설규모 최소화)	설계개념 변경 (안전등급 축소)
설계 변경 사항	● 없음	● IPS 설계.제작 변경 (Multi-Pin 용) ● 전기.계장 중복 item 축소 ● 전기실 규모 축소 -전기실 신축비용 최소화	● IPS 설계.제작 변경 (Multi-Pin 용) ● ECW/CCW 계통 비안전 등급 적용 -In-Pool내 Passive Cooling System 추가 -안전등급 전기.계장 설비 축소 또는 삭제 -전기실 신축규모 축소
영향 검토		● FTL 시설 규모 최소화를 위한 설계수정	● FTL 설계 Concept 변경에 따른 재설계 ● FTL 안전성분석 재수행 및 인허가 변경

표 3.2.2.1 FTL 기술검토 내용별(안) 비교

구 분	1 안	2 안	3 안
	현 설계대로 추진	설계개념유지 (시설규모 최소화)	설계개념변경 (안전등급 축소)
● 실험범위	• 핵연료 CANDU 1Bundle/PWR 24Pin 까지 실증실험가능	• 핵연료 CANDU/PWR 7Pin 까지 실증실험가능	• 핵연료 CANDU/PWR 7Pin 까지 실증실험가능
● 설계영향	• 기존설계 영향 없음	• IPS 설계변경 및 시설규모 최소화를 위한 기술사양 변경	• 설계개념 변경에 따른 기본 및 상세설계 전면수정 및 재설계
● 인허가	• 인허가 완료 단계임	• 인허가 변경사항 미미함	• 설계 및 안전등급 변경에 따른 사고해석 및 안전성분석 보고서의 재작성과 재심사
● 기구입 기자재 활용성	• 전량사용	• 전량사용	• 전량사용 (단, Flow 및 Temp. 조정을 위한 자동 밸브류 등 일부 사양 변경)
● 투자규모 (잔여추가 투자액비교)	• 169 억원	• 153 억원 (1안 대비 91%)	• 99 억원 (1안 대비 59%)

3.2.3 노내시험시설 설계.건조과제 예산평가

3.2.3.1 예산집행현황

노내시험시설 설계.건조 과제는 1993년에 중장기 연구개발과제로 착수하여 1998년 11월 현재까지 총 162억원(시설비 : 106억원, 인적경비 등 : 56억원)이 투자되어 실집행 기준으로 볼 때 약 34억원의 집행잔액이 발생되었으며, 기관고유 사업비에서는 총 53억원이 투자되어 11억원의 실집행으로 약 42억원의 집행잔액이 발생되고 있어, 현재 중장기 과제비 및 기관고유 사업비의 총 잔여액은 약 76억원으로 계상된다.

노내시험시설 설계.건조 과제 관련 예산 집행현황은 표 3.2.3.1과 같다.

3.2.3.2 추가소요액

노내시험시설 설계.건조를 위해 3.2.1항의 기술검토 내용별로 추가소요액을 산정하여 본 결과 1안은 집행잔액을 제외하고 171억원의 추가소요액이 필요하고, 2안으로 추진 시에는 156억원, 그리고 3안으로 추진 시에는 99억원의 추가비용이 소요되는 것으로 계상되었음.

이에 추가소요액 기준으로 볼 때 3안이 가장 경제적임을 알 수 있다. 각 안별 추가소요예산 내역은 표 3.2.3.2와 같다.

3.2.3.3 총예산 분석

노내시험시설 설계.건조과제의 총소요 예산 중 시설비의 내용을 분석하여 보면 FTL시설비와 안전등급 전력공급설비, 전기실 신축 및 안전등급 환기계통설비의 부대설비 비용으로 크게 분류되며 이에 대한 비용 분석은 표 3.2.3.3과 같다.

표 3.2.3.1 FTL 과제예산 집행현황

(단위 : 백만원)

구 분		예 산 (A)	집 행 현 황		집행잔액 (A-C)	비 고
			원인행위액 (B)	실집행액 (C)		
중장기	시 설 비	10,603	10,603	7,181	3,422	* 원인행위 미지급액: - Pump : 686 - RMS : 146
	인적경비 등	5,590	-	5,590	0	
	소 계	16,193	10,603	12,771	3,422	
기관고유	시 설 비	5,288	1,668	1,058	4,230	
계		21,481	12,271	13,829	7,652	

표 3.2.3.2 FTL 투자규모 비교 (잔여 추가액)

(단위 : 백만원)

구 분		1 안	2 안	3 안
		현 설계대로 추진	설계개념유지(시설규모최소화)	설계개념변경 (안전등급축소)
시 설 비	설 계	450	450	800
	기자재 구매	10,782	10,123	7,241
	기자재 제작.설치	10,324	9,832	6,150
	인허가/시운전	400	400	600
	소 계	21,956	20,805	14,791
인적경비 등	'99 - 2002 경비	2,800	2,800	2,800
계 (A)		24,756	23,205	17,591
FTL 집행잔액 (B)		7,652	7,652	7,652
추가 소요액 (A-B)		17,104	15,553	9,939

표 3.2.3.3 FTL 총소요예산 분석

(단위 : 백만원)

구 분		1 안	2 안	3 안	비 고
시설비	중 장 기	24,907	23,356	17,742	
	기관고유	5,288	5,288	5,288	
	소 계	30,195	28,644	23,030	
인 적 경 비 등		8,390	8,390	8,390	'93 - 2003
계		38,590	37,034	31,420	
시설비 분석	FTL 설비	19,324	18,767	19,046	
	부대설비	10,871	9,877	3,984	* 전기실 신축 IE 전기설비 EVS 제작.설치

3.2.4 향후추진계획

3.2.4.1 설계변경 기술업무

가. 설계

1) Safety Classification 변경에 따른 기존설계 Document 전면수정 특히 ASME SEC. III에 의거 생산된 Document는 RPE Sign 필요

2) FTL System의 Operation Condition 변경에 따른 System 재설계 (기존 구매기자재 활용고려)

3) Multi-Pin(7 pins)용 IPS(재질 : Zr-alloy, Seal Concept : Flange Type으로 변경) 및 In-Pool Piping 재설계

나. 사고해석

1) ECW Pump 없이 Accumulator Injection 30분후 In-Pool Passive Cooling에 의한 Long Term Cooling 가능성분석

2) Off-Site 방사선량 규제치 만족입증

다. 인허가

1) 기 제출 SAR의 전면수정
   기 제출된 SAR은 System 변경에 따른 적용항목의 전면수정 필요
   - 설계 및 기기사양 변경에 따른 재작성
   - 안전등급 분류 변경에 따른 재작성

- 사고해석 재수행

2) 기 제출 SAR에 대한 심사 중단
현재 KINS에서 FTL SAR에 대한 심사는 2년여에 걸쳐 현재 마무리 단계이나, 기 제출 SAR의 전면수정에 따라 현재 진행중인 심사는 중단 되어야 한다.

3) FTL 인허가 재심사 방안강구
FTL SAR은 하나로 SAR에 따라 별도 작성하여 과기부를 통해 심사 요청되었으며 현재 KINS에서 심사 중에 있음
기 심사중인 SAR에 대한 처리방안과 재작성되는 SAR에 대한 심사방법 및 절차 등이 협의되어야 한다. (과기부/KINS 협의사항)

3.2.4.2 과제추진계획

노내시험시설 설계.건조 과제의 향후추진계획은 과제 예산평가 결과에 따라 가장 경제성이 있는 3안을 기준으로 계획하였다. 향후 추진계획의 주요일정은 99년도에 설계변경 및 인허가 추진, 2000 및 2001년에는 잔여기자재 구매 및 현장 설치작업준비, 2002년에 현장설치 및 시운전 완료하는 추진계획을 수립하여 2003년 초부터는 FTL을 이용한 핵연료 노내조사시험을 수행할 수 있을 것이다. 그림 3.2.4.1은 기술검토 3안을 기준으로 한 과제 향후추진계획 이다.

또한 연차별 향후업무내용 및 연차별 소요예산 내용은 표 3.2.4.1와 같으며 연도별 중장기 요구예산은 노내시험시설 설계.건조 과제 잔여예산을 사용하는 경우로 작성하였다.

그림 3.2.4.1 HANARO FTL Project Schedule

(3안)

Rev. 6 / '98. 10. 20

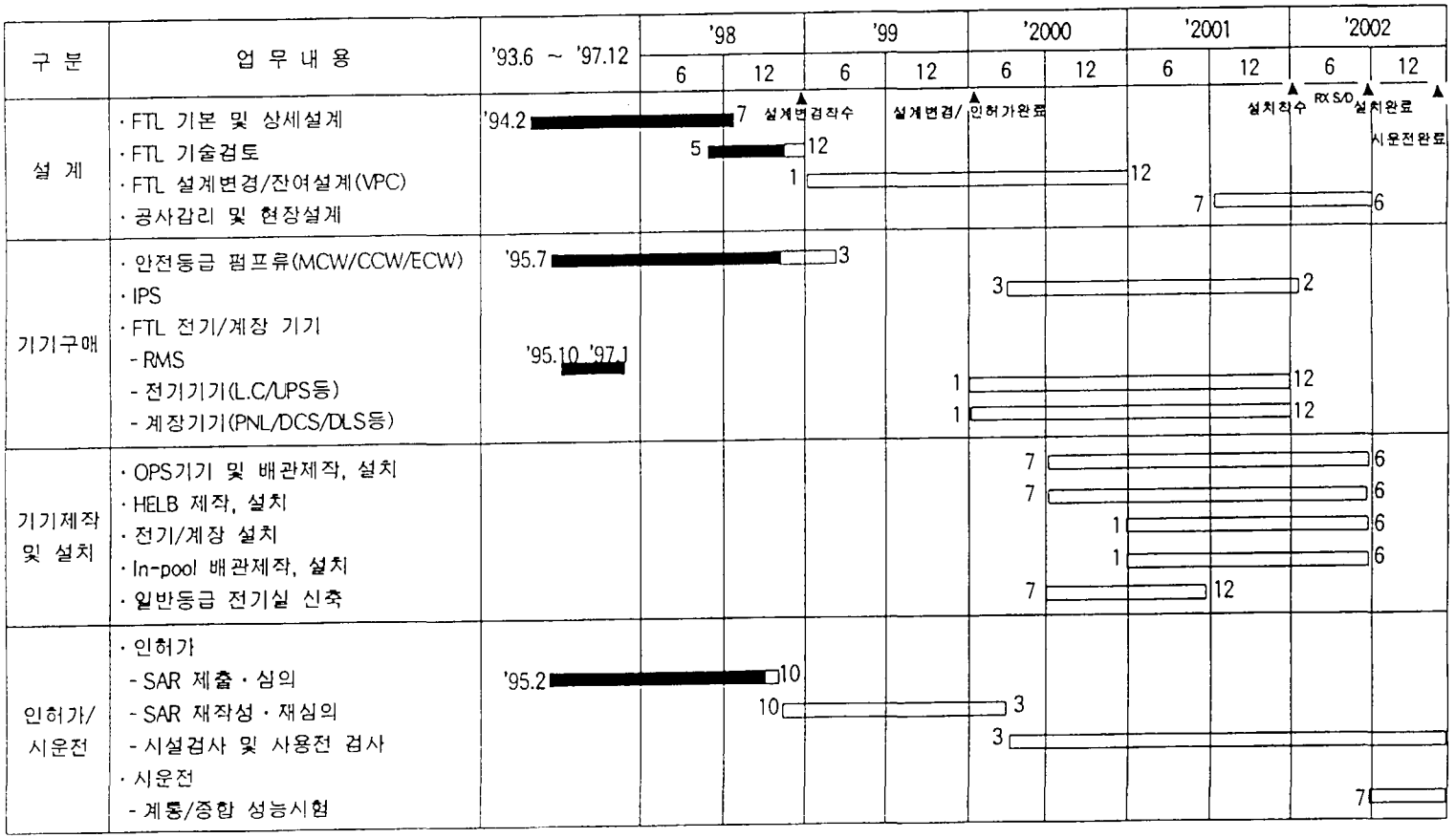


표 3.2.4.1 FTL 향후 업무내용 및 연차별 소요예산

업 무 내 용		'99	2000	2001	2002
• 설계		• 설계변경 • 안전성분석 및 사고해석	• 전기.계장 제작설계 검토 (VPC)	• 공사감리 및 현장설계 준비	• 공사감리 및 현장설계
• 기기구매		• 전기.계장기기 구매발주	• 전기.계장기기 제작 • IPS 설계.제작 발주	• 전기.계장기기 제작.입고 • IPS 제작	• IPS 현장입고
• 기기제작 및 설치			• OPS기기 및 배관 제작 설치 공사 발주 • 일반등급 전기실 발주	• OPS기기 및 배관 제작 • HELB 제작 • 전기.계장 배선제작 • In-Pool 배관제작 • 일반등급 전기실 신축	• OPS기기/배관 현장설치 • HELB 현장설치 • 전기.계장기기 현장설치 • IPS/In-Pool 배관 설치
• 인허가 및 시운전		• SAR 재작성 및 재심의	• SAR 심의 및 시설검사	• 시설검사	• 시설검사 및 사용전검사 • 시운전
소 요 인 력		6 MY	8 MY	8 MY	6 MY
소요예산	연차별예산	68 억원	63 억원	36 억원	10 억원
	잔액 사용	62 억원	16 억원	-	-
중장기 요구 예산		6 억원	47 억원	36 억원	10 억원

3.3 결론

중장기 연구.개발 과제로 수행중인 "노내시험시설 설계.건조"는 하나로 LH 수직공에 핵연료 조사시험설비(Fuel Test Loop)를 설치하여 핵연료봉 및 소결체의 노내 조사거동 시험을 할 수 있는 국내 유일의 시험설비로 FTL을 이용한 시험 및 설계요건 정립을 위한 Task Force Team을 운영하여 사용자 요건 도출, FTL 성능 및 시험범위와 요건 확정, 하나로와의 간섭사항 검토 및 설계변경에 따른 영향검토 등을 수행하였다.

핵연료 개발 그룹과의 여러 차례에 걸쳐 시험요건을 확정하였으며 이를 근거로 계통설계의 영향분석 및 설계변경 안을 도출하였다. 설계변경 안은 안전등급 전력공급 설비 규모 축소 및 사고해석을 통한 안전등급의 하향조정 등을 고려하여 설비비용의 최적화와 시험효과의 극대화를 달성하도록 하였다.

FTL 기술검토 결과에 근거하여 노내시험시설 설계건조과제의 향후추진계획을 수립하였다. 향후추진계획의 주요일정은 1999년에 설계변경 및 인허가 추진, 2000년 및 2001년에 잔여기자재 구매 및 현장설치 작업준비, 2002년에 현장설치 및 시운전을 완료하여 2003년 초부터는 노내조사시험을 수행할 수 있다.

본 FTL 시험 및 설계요건정립을 위한 Task Force Team에서 수립한 노내시험시설 설계.건조 과제의 향후추진계획을 성공적으로 수행하기 위해서는 기술검토에서 도출한 설계변경 및 인허가 획득과 아울러 적기에 소요예산의 투자가 필요하므로 이에 대한 대책이 요구된다.

첨부 1

FTL 과제 관련 계약 수행방향 설정을 위한 Task Force Team 구성(안)

1. 목적

- FTL 과제의 전반적인 사업평가를 위해 현재 수행중인 각종 계약 내용의 분석 평가 및 처리방안 수립

2. 수행업무

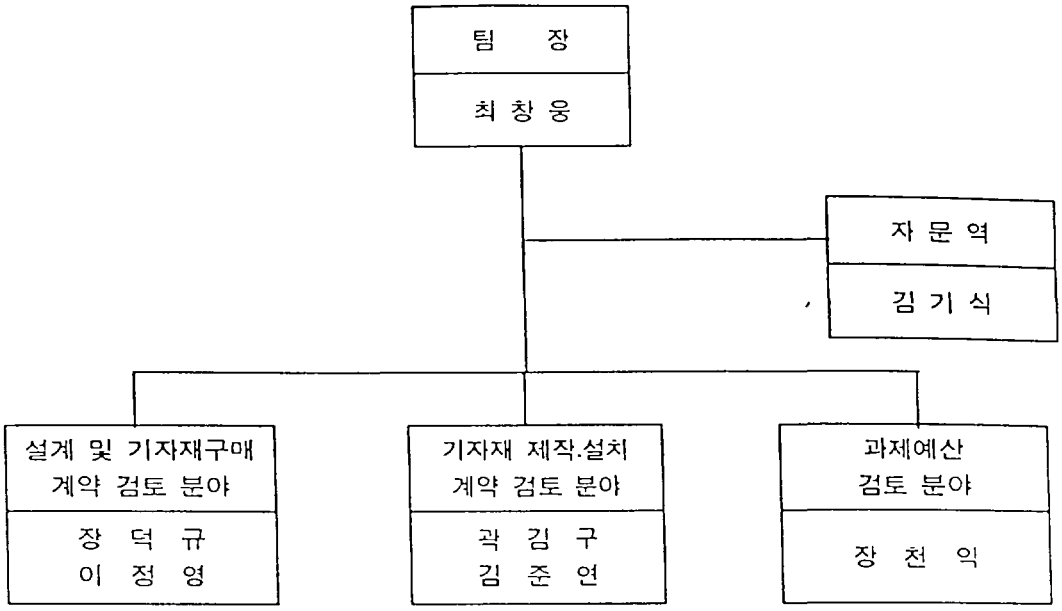
(1) 계약 현황분석
- 계약별 업무내용 및 기간 분석
- 계약별 업무진척 현황 및 기성지급 현황 분석

(2) 계약평가
- 계약별 실제 업무내용 평가
- 계약별 현상태에서 종결처리시 영향평가
- 계약별 잔여업무 필요성 및 처리방안 분석
- 계약별 완결을 위한 추가 소요업무 및 예산평가

(3) 과제 예산 검토
- 과제 예산 대비 계약 예산 평가
- 기집행 예산 및 잔여액 평가
- 잔여예산 집행계획 및 활용방안 검토
- 과제 완료를 위한 추가 소요예산 검토

(4) 계약 및 예산평가에 따른 향후 추진방향 설정
- 향후과제 추진 방안 및 영향평가
- 계약별 추진방향 및 처리방안 수립
- 기 수행업무 (설계성과물 및 구입 기자재)에 대한 향후 처리방안

3. TFT 구성



4. 추진 계획

- 기간 : '98. 1. 3. ~ '98. 1. 31
- 세부 추진 계획

수행 내용	'98. 1			
	10	17	24	31
1. 각 분야별 검토	———	——14		
2. 분야별 검토내용 취합 및 처리방안 논의		15——	——21	
3. 최종결과 작성 및 보고			22——	———

5. Task Force Team(TFT) 운영

- 예산
  - 노내시험시설설계건조 과제 예산을 활용하며, 필요시 하나로 이용기술개발팀의 지원을 받는다.

- TFT 운영
  - TFT 의 구성원은 팀장의 지시와 감독을 받는다.
  - TFT 구성원은 분야별로 업무를 추진하며, 주기적으로 팀장에게 진도보고를 한다.
  - 최종결과에 대한 협의 및 계약별 처리 방안 논의를 위해 팀장 주관하에 회의를 주관하고 필요시 구성원외 인원의 협조를 구한다.

첨부 2

FTL 과제 관련 계약수행 방향 설정을 위한 Task Force Team 보고서

'98. 1. 30.

보고자 : TFT 팀장 최창웅
팀원 김기식
곽김구
장덕규
장천익
이정영
김준연

목 차

1. Task Force Team 수행 업무

2. 계약 현황 및 종결방안 검토

3. 계약 종결 조치 및 대책

첨부 자료 : 1. FTL 계약별 추진현황 및 내용
2. FTL 계약별 종결방안 및 영향평가
3. FTL 과제 예산 현황
4. FTL 계약 종결 방안에 따른 예산 평가

1. Task Force Team 업무내용

가. 목적

- 노내 조사시험 시설 (FTL) 설계. 건조 과제의 전반적인 사업평가를 위한 1 단계 과정으로서 현재 수행중인 계약 내용의 분석 및 처리방안 수립

나. 수행 업무

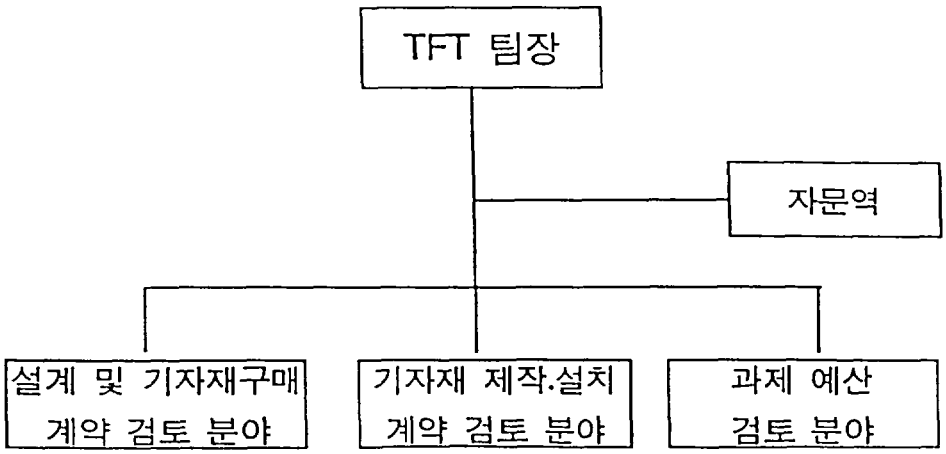
(1) 계약 현황 분석

(2) 계약별 종결방안 및 영향평가

(3) 과제 예산 현황 분석 및 잔여예산 정리

(4) 과제 향후 추진 방향 설정

다. 수행조직



2. 계약현황 및 종결방안 검토

가. 계약 추진 현황

- 설계 용역, 총 4건 : 2건 완료
  2건 진행중 (90% 진척도)
- 기자재 구매, 총 3건 : 1건 공급완료
  2건 제작중
- 기자재 제작 및 설치 총 4건 :
  1건 완료
  3건 제작중(설치업무 미착수)

구 분	계 약 명	업 체 명	사항(%)
설계 용역	1. 핵연료 조사시험 설계 용역	대우(엔)	진행중 (91%)
	2. IPS Safety Justification	AEA, UK	진행중 (90%)
	3. DUPIC IPS 설계	AEA, UK	완료 (100%)
	4. 안전등급 전기실 설계	KOPEC	완료 (100%)
기자재구매	5. RMS	Victoreen	완료 (100%)
	6. 안전등급 펌프류	Hayward Tyler	진행중(90%)
	7. FTL IPS 제작	AEA, UK	진행중(45%)
기자재 제작 및 설치	8. FTL Gallery 내 배관 공사	대우(엔)	완료 (100%)
	9. 하나로 노내실증 설비 제작 설치 (1차)	삼성물산	제작중 (77%)
	10. HELB 제작.설치 (2차)	삼성물산	제작발주 준비중 (2%)
	11. 하나로 Safety Ventilation System 제작. 설치	LG 전선	제작완료 (90%)

나. 계약종결 방안 검토

(1) 검토 기준

- 각 계약별 해지 가능여부 및 당소 영향 최소화
- 입고 및 제작중인 기자재는 납품 완료후 종료
  (단, FTL IPS는 제작자가 Raw Material만 구매하고 제작은 미착수 상태이므로 현상태에서 종료)
- FTL 설계 용역은 잔여업무중 필수업무만 수행하고 나머지 업무는 중단
- 현장 기자재 설치 업무는 계약해지

(2) 각 계약별 종결 방안

구 분	계 약 명	계약 종결 방안
설계 용역	1. 핵연료 조사시험 설계용역	- 잔여 업무중지 후 준공 정산처리
	2. IPS Safety Justificaton	- 계약대로 수행
	3. DUPIC IPS 설계	- 계약 업무 종료
	4. 안전등급 전기실 설계	- 계약 업무 종료
기자재 구매	5. RMS	- 계약대로 수행
	6. 안전등급 펌프류	- 계약대로 수행
	7. FTL IPS 제작	- 현상태에서 계약종료
기자재 제작 및 설치	8. FTL Gallery내 배관공사	- 계약 업무 종료
	9. 하나로 노내실증설비 제작.설치 (1차)	- 입고 및 제작중인 기자재만 납품후 종료
	10. HELB 제작. 설치 (2차)	- 입고 및 제작중인 기자재만 납품후 종료
	11. 하나로 Safety Ventilation System 제작.설치	- 제작완료 기자재 납품후 종료

(3) 계약 종결 방안에 대한 영향평가

- 설치 업무지연으로 제작 납품된 기자재는 성능 유지를 위한 관리 및 일부 특수기자재는 시운전시 제작 전문가의 기술 지원 필요
- 계약해지 업무에 대한 계약자와 합의 및 기수행 업무에 대한 정산처리 필요

3. 계약종결 조치 및 대책

가. 현재 수행중인 계약 중 잔여업무해지 및 대책

- 해지 업무 : - 설계 용역 : 대우(엔) 1건 (업무중지)
  - 기기 제작 및 설치 : 삼성물산 외 2건 (잔여업무해지)

- 대책 : 미수행 잔여 설계 및 기기 제작.설치는 FTL 기술적 평가 결과에 따라 보완후 재수행

나. 계약 업무 종결 및 해지에 따른 조치

- 계약자와 합의 및 기수행분은 정산토록 함

(단위:백만원)

구 분	정 산 분	해지에 따른 잔액
중 장 기	2,358	1,885
기관고유	432	4,441
계	2,790	6,326

- 현재 제작중인 기기는 납품후 보관 유지토록 함
  - 납품된 기기의 성능유지를 위한 관리 및 향후 설치, 시운전시 특수 기자재는 제작 전문가의 기술 지원을 받도록 함
  - 장기간의 기기 유지 보관을 위한 창고 준비 필요

다. 환차손 발생분 처리

- 제작중인 기자재의 납품에 따른 환차손은 중장기 과제 정산비용으로 정리토록 함

(단위:백만원)

구 분	환차손액	비 고
• RMS	56	• 중장기 정산분에 포함
• 안전등급 펌프류	312	
• IPS Safety Justification	50	• ₩1500/U$ 기준
계	418	

라. FTL 기술 검토 착수

- 기 간 : '98. 4 ~ '98. 10 (6개월)
- 검토자 : 국내외 전문가
- 검토내용 :
  - FTL 사업 필요성 재정립
    - 사용자 요구사항 재확정
  - FTL 설비의 기술적 적합성 및 활용성 조정
  - 향후 과제 방향 제시

마. FTL 과제 재추진 준비

- FTL 기술검토 내용에 따른 업무조정
- 과제 업무 재수행을 위한 계획 재수립

바. 과제 예산관리

- 과제관련 계약의 해지에 따른 잔여액(6,326백만원)은 과제 재수행시 소요되는 예산이므로 과제 기술검토 및 향후 방향 설정시 재사용토록 조치 요망.

<첨부 자료>

1. FTL 계약별 추진 현황 및 내용

2. FTL 계약별 종결방안 및 영향평가

3. FTL 과제 예산 현황

4. FTL 계약 종결 방안에 따른 예산 평가

FTL 계약별 추진현황 및 내용

(단위:백만원)

계약명	계약일반		업무내용		기성현황(%) (기성급/계약급)	비 고	
	계약자	계약기간	추진내용	잔여업무		실공정율	보증기간
1. 핵연료 조사시험 설계용역	대우(엔)	'94.1~ '98.7	- FTL 기본 및 상세설계	-V.P.C O&M Manual작성 인허가/공사지원	90% (3,192/3,560)	91%	2년(2000.7)
2. FTL Gallery내 배관공사	대우(엔)	'94.7~ '94.11	- Gallery 내 배관설치공사	-	100% (155/155)	100% (155/155)	2년 ('96.11)
3. RMS (7sets)	Victoreen	'95.12~ '97.2	- RMS 제작	- 설치	85% (516/616)	100%	2년 ('98.12)
4. 안전등급 Pump류 제작 (5sets)	Hayward Tyler	'95.7~ '97.4	- Pump 제작 완료	- 최종 입회검사 대기중	0% (0/U$ 455,650)	90%	납품후 2년 (2000.4)
5. FTL IPS 제작	AEA	'96.12~ '98.12	- 압력관자재 (Zr-Nb)구매	-기타기자재 구매 -IPS 기계가공 및 용접 -압력 시험 조사	50% (£417,000/ £834,000)	45%	납품후 2년 (2000.12)
6. IPS Safety Justification	AEA	'96.7~ '97.12	- 압력관 열해석 - 압력관 응력해석 - 압력관 Code계산 - 사용재료 파괴 인성분석 - DHC분석 - 이중압력관해석	- 사용전 사용후 검사 시방서 작성 - SAR 보완	0% (0/£80,000)	90%	-
7. DUPIC IPS 설계	AEA	'96.12~ '97.6	- DUPIC IPS 기본 설계		100% (£250,000/ £250,000)	100%	-

계약명	계약일반		업무내용		기성현황(%) (기성금/계약금)	비 고	
	계약자	계약기간	주진내용	잔여업무		실공정율	보증기간
8. 하나로 노내실증 설비 제작.설치 (1차)	삼성물산	'95.11~ '98.7	- 기기 배관 자재 구매 완료	- 현장설치	42% (1,460/3,332)	77%	설치 완료후 1년 ('99.7) * 단, 시운전 필요한 경우 시운전후 1년
9. HELB 제작 설치 (2차)	삼성물산	'97.9~ '98.7	- HELB 자재 발주 주진중	-기자재 구매 및 현장설치	15% (266/1,800)	2%	설치 완료후 1년 ('99.7) * 단, 시운전 필요한 경우 시운전후 1년
10. 하나로 Safety Ventilation System 제작.설치	LG전선	'96.9~ '98.12	- 제작 완료 - 성능시험 완료 - 설치 대기중	- 설치	30% (209/705)	90%	설치 완료후 1년 ('99.12) * 단, 시운전 필요한 경우 시운전후 1년
11. 안전등급 전기실 설계 용역	KOPEC	'96.6~ '97.3	- 상세설계 완료	-	100% (206/206)	100%	-

FTL 계약별 중결방안 및 영향평가

계 약 명	중결 방안	영 향 평가	비 고
1. 핵연료 조사시험 설계 용역	• 잔여업무 중지후 준공정산 처리	- FTL 전기/계장 상세설계 및 IPS Seal 설계 미완으로 재 추진시 별도 설계용역 필요 - 현재 제작중인 기기의 제작설계 검토 및 관련 도면 수정 - FTL 인허가 업무는 KAERI 자체 수행	
2. FTL Gallery 내 배관공사	• 기 완료	-	
3. RMS	• 기 현장 입고	- 설치 지연으로 인한 성능보증 기간소멸 및 기기 유지 관리 필요 - 15% 기성잔액 지급에 따른 환차손 발생	• 환차손 : 56백만원 (₩1500/US$ 기준)
4. 안전등급 펌프류	• 제작 완료후 납품	- 외자구매분이며 제작 완료되어 검사 대기중으로 해지 통보 - 기자재 대금 지불시 환차손 발생	• 환차손 : 312백만원 (₩1500/US 기준)
5. FTL IPS 제작	• 현상태에서 계약해지	- 계약 해지에 대한 합의 및 기수행 업무에 대한 정산처리 필요 - 제작자 Shop에 입고된 IPS 용 Raw Material의 납품 및 유지관리 필요	• 기지급 기성(50%)의 정산 필요

계 약 명	중결 방안	영 향 평가	비 고
6. IPS Safety Justification	• 계약대로 수행	- IPS 안전성 분석에 대한 보고서 접수 - 계약액 지불시 환차손 발생	• 환차손 : 50백만원 (₩1500/U$ 기준)
7. DUPIC IPS 설계	• 기 완료	-	
8. 하나로 노내 실증 설비 제작.설치 (1차)	• 입고 및 제작중인 기자재만 납품후 중료	- 미발주 기자재 및 설치 준비 업무에 대한 기수행 업무 정산 - 납품 기자재의 설치 지연에 따른 기기 성능보증과 하자보증 책임사항 소멸 - 납품 기자재 보관장소 및 유지관리 필요 - 잔여업무 (미발주 기자재 구매 및 설치) 재수행시 비용 및 기간증가 예상	• 1차공사 기자재중 공급 제외 품목 : - ECW Cooler 등 열교환기 4품목 - Manual Valve류 • 2차공사 기자재중 공급 품목 - Bulk 자재중 형강류
9. HELB 제작. 설치 (2차)			
10. 하나로 Safety Ventilation System 제작.설치	• 제작완료 기자재 납품후 중료	- 납품 기자재의 설치 지연에 따른 기기 성능보증과 하자보증 책임소멸 - 납품 기자재 보관장소 및 유지관리 필요 - 잔여업무 (설치) 재수행시 비용 증가 예상	
11. 안전등급 전기실 설계 용역	• 기 완료	-	

FTL 과제예산 현황 ('93 ~'97)

(단위:백만원)

구 분	예산내역	비 목	연도별 예산						비 고
			'93	'94	'95	'96	'97	계	
예 산	중 장 기	시 설 비	3,575	3,528	320	2,000	1,180	10,603	
		인적경비등	532	1,097	675	1,725	979	5,008	
		소 계	4,107	4,625	995	3,725	2,159	15,611	
	기관고유	시 설 비	-	-	-	2,321	2,210	4,531	
	합 계		4,107	4,625	995	6,046	4,369	20,142	
집 행	중 장 기	시 설 비	3,575	3,528	320	2,000	1,180	10,603	• 집행 : 원인행위액포함 • '93 시설비 집행 : 200백만원 반납 (캡슐장탈착 장치 개발비)
		인적경비등	532	1,097	675	1,725	979	5,008	
		소 계	4,107	4,625	995	3,725	2,159	15,611	
	기관고유	시 설 비	-	-	-	911	-	911	
	합 계		4,107	4,625	995	4,636	2,159	16,522	
잔 액	중 장 기	시설비/인적경비등	-	-	-	-	-	-	• 잔액 : 안전등급 전기실 신축비용
	기관고유	시 설 비	-	-	-	1,410	2,210	3,620	
	합 계		-	-	-	1,410	2,210	3,620	

FTL 계약종결 방안에 따른 예산평가

(단위:백만원)

예산구분	계 약 명	계 약 액	기성현황 ('97.12현재)		계약종결 방안에 따른 잔여 예상금액		비 고
			기 성	잔 액	정산지급 예상액	잔여 예상액	
중장기	1. 핵연료 조사시험 설계용역	3,560	3,192	368	77	291	
	2. FTL Gallery 내 배관공사	155	155	0	0	0	
	3. RMS 기자재	616	516	100	156	▲56	▲추가지급
	4. 안전등급 펌프류 제작	402 (U$ 445,650)	0	402	714	▲312	▲추가지급
	5. IPS 제작	432 (£ 834,000)	615	-183	▼41	▲142	▼정산반납
	6. IPS Safety Justification	*150 (£ 80,000)	0	150	200	▲50	* 150 : 국제공동협력비 ▲추가지급
	7. DUPIC IPS 설계	*375 (£250,000)	375	0	0	0	* 375 : 국제공동 협력비
	8. 하나로 노내실증 설비 제작.설치	3,332	1,460	1,872	1,481	391	
	9. HELB 제작.설치	1,800	266	1,534	▼229	1,763	▼ 정산반납
	10. 기타 - 캡슐장치개발비 /모델비 등	306	306	0	0	0	
	소 계	11,128	6,885	4,243	2,358	1,885	* 525 : 국제공동 협력비
기관고유	11. EVS	705	209	496	432	64	
	12. 안전등급 전기실 설계용역	206	206	0	0	0	
	13. 안전등급전기실 신축공사실	3,620 (미발주)	-	3,620	-	3,620	
	14. IPS 위약금	757 (미계상)	-	757	-	*757	* '98년도 예산
	소 계	5,288	415	4,873	432	4,441	
계		16,416	7,300	9,116	2,790	6,326	

서 지 정 보 양 식					
수행기관보고서번호		위탁기관보고서번호		표준보고서번호	INIS주제코드
KAERI/TR-1274/99					
제목 / 부제 : FTL 시험 및 설계요건정립을 위한 기술분석					
연구책임자 및 부서명 (TR,AR인경우 주저자)		심 봉 식		하나로 이용기술개발팀	
연구자 및 부서명		우종섭, 김학노, 김헌일, 박용철, 황승열, 김영기, 조영갑 이기홍, 이병철, 정환성 (하나로운영팀) 이정영, 김준언, 지대영, 안성호 (하나로이용기술개발팀) 구양현, 김대호, 심기섭 (핵연료설계기술개발팀) 배기광 (DUPIC 핵연료개발팀) 박근옥 (MMIS 팀)			
발 행 지	대 전	발행기관	한국원자력연구소	발행일	1999. 3
페 이 지	227p.	도표	유(0), 무( )	크 기	18×26Cm
참고사항					
비밀여부	공개(0) , 대외비( ), - - 급비밀			보고서종류	기술보고서
연구위탁기관				계약번호	

초록

중장기과제로 수행중인 하나로 핵연료 조사시험 설비의 시험 및 설계요건 정립을 위한 Task Force Team을 구성하였다. 본 Task Force Team에서는 FTL의 성능검토 및 사용자요건 도출, 하나로와의 간섭사항 검토, FTL 설계요건정립 및 설계변경에 따른 영향검토, 과제의 종합적인 적정성 평가를 통한 향후 추진방안제시 등을 수행하였다.

Task Force Team의 기술검토결과에 따라 7봉의 핵연료를 시험 할 수 있는 노내 시험부의 설계요건을 확정하였으며, 이에 따른 노외공정계통 의 설계 변경 안을 도출하였다. 또한 기존과제 수행실적을 수용하며 적정투자규모로 최대의 시험효과를 얻을 수 있는 추진방안을 수립하였다.

본 Task Force Team 기술검토결과는 기존 FTL 설계변경 및 향후추진 방안에 활용 될 것으로 기대된다.

주제명 키워드 : Steady State Fuel Test Loop, In-pile Test Section, Out-pile System, FTL user's group requirement

BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET

Performing Org. Report No.	Sponsoring org. Report No	Standard Report No.	INIS Subject Code
KAERI/TR-1274/99			

Title/Subtitle : Technical analysis for the establishment of the test and design requirement of FTL

Project Manager and Dept or Major Author	B.S.Sim	HANARO Technology Dept
Researcher and Dept.	J.S.WU, H.R.KIM, H.I.KIM, Y.C.PARK, S.Y.HWANG, Y.K.KIM, Y.G.CHO, K.H.LEE B.C.LEE, H.S.JUNG, C.Y.LEE, J.Y.KIM, D.Y.CHI, S.H.AHN, Y.H.KOO, D.H.KIM, K.S.SIM, K.K.BAE, G.O.PARK	

Pub.place	Taejon	Pub. Org	KAERI	Pub.Date	1999. 3
Page	227p.	Fig & Tab	Yes(0), No( )	Size	18×26Cm
Note					
Classified	Open(0) , Restricted( ), - - Class Document			Report Type	Tech. Report
Sponsoring Org.				Contract No.	

Abstract

A Task Force Team was made up to establish the design and test requirements of the Fuel Test Loop(FTL) which will be installed in HANARO. The activities of the Task Force Team include the review of the performance of the FTL, the establishment of user requirement, the review of interface between HANARO and FTL, the reevaluation of design concept and finally the provision of the viable design option through the impact analysis on design change.

Based on the review, the Task Force Team has finalized the design concept of the In-Pile Test Section(IPS) which accommodates a maximum number of 7 fuel pins. Following the modification of the IPS, we have identified the required design modification of the Out-Pile System(OPS) to reduce the investment cost FTL facility while maintaining the performance and not jeopardizing the safety of system.

The results of the analysis will be used for the design change of both IPS and OPS system of FTL and for the future works of the project.

Subject Keywords :
Steady State Fuel Test Loop, In-pile Test Section, Out-pile System
FTL user's group requirement