

KAERI/RR-1902/98

최종보고서

621.4832

73732

GOVP 19917283

연구로 이용기술 개발
Development of Utilization Technology
for Research Reactor

노내시험시설 설계건조
Design, Fabrication and Installation of
Irradiation Facilities

연구기관
한국원자력연구소

과학기술부

제 출 문

과 학 기 술 부 장 관 귀 하

본 보고서를 “연구로 이용기술 개발” 과제 (세부과제 “노내시험시설 설계 건조”)의 최종보고서로 제출합니다.

1999. 3.

주관연구기관명	:	한국원자력연구소	
주관연구책임자	:	심 봉 식	
연 구 원	:	김 용 성	이 정 영 김 준 연
"	:	지 대 영	김 석 훈 함 창 식
"	:	안 성 호	김 진 경 정 철 환
"	:	김 승 전	이 성 호 이 현 철
"	:	곽 김 구	조 성 원 권 기 춘
"	:	조 장 형	김 영 만 송 순 자
"	:	송 인 택	유 철 희 오 인 석
"	:	박 종 순	권 성 중 김 인 중
"	:	양 성 흥	양 승 영 조 민 식
"	:	김 관 현	이 종 태 박 근 옥
"	:	김 학 노	김 현 일 임 인 철
"	:	박 철	서 철 교 채 희 택
"	:	이 병 철	이 기 흥

여 백

요 약 문

I. 제 목

노내시험시설 설계 건조

II. 연구개발의 목적 및 중요성

1995년부터 가동하고 있는 하나로에 정상상태용 핵연료 조사시험 설비(Fuel Test Loop)를 설치하여 본격적인 핵연료의 조사시험을 통하여 핵연료의 개발, 개선 등에 필요한 자료를 얻고, 설계 결과에 대한 실험적인 입증으로 국가적인 목표인 신형핵연료의 설계, 제작 기술 자립에 기여할 수 있도록 하는 데 본 연구의 목적이 있다. 노내조사 실험은 원전기술 개발과 기술 자립에 필수적이므로 연구로를 이용한 핵연료 조사시험 설비의 설계 제작은 매우 중요하며 또한 이는 하나로의 활용성 증대에도 크게 기여할 것이다.

III. 연구개발의 내용 및 범위

본 연구의 주요내용은 원자력 기술개발을 위해 하나로에 설치될 정상상태용 핵연료 조사시험 설비의 설계 건조 활동과 이들 설비 건조에 대한 기술 검토보완 활동으로 구분할 수 있다. 본 사업은 당초 1단계로 1999년도에 완료되는 것으로서 1997년도에는 정상상태용 핵연료 조사시험 설비의 주요기기 구매발주 및 제작, 인허가심사에 따른 질의 응답 등이 수행되었으며, 1998년도에는 기술적 평가내용으로 이용자그룹의 시험요건에

따른 시설 적합성 평가, 설비 운전조건 분석평가, 설계 수정방안 도출 등이 수행되었다. 이와 더불어 본 설비들이 하나로에 설치되는 관계로 안전성 확보 방안, 한국원자력 안전기술원(KINS)와의 인허가 협의 및 하나로와의 간섭사항 검토 등에 관한 업무도 수행하였다.

IV. 연구개발결과

노내시험시설 설계 건조 과제는 수년에 걸쳐 설계, 제작, 설치 완료되는 과제로서 정상상태용 핵연료 조사시험 설비에 대하여 1998년도까지 수행한 노외시험부 구매제작, 노내시험부 제작, 인허가를 위한 3차에 걸친 질의응답내용 및 설비에 대한 기술검토 등을 수행하였다. 노외시험부 구매제작에는 일부 잔여 기계 배관류에 대한 제작 및 설치공사가 포함되어 있었으나 기 발주분에 대한 구매 제작만 수행하였으며 설치부분은 보류 연기되었다. 또한 FTL Room#1에 대한 HVAC 수정공사와 Penetration 토목 및 sealing 공사도 공사시방서를 작성하여 공사를 수행할 계획이었으나 공사부분은 보류 연기되었다. 노내시험부 제작과 관련하여 압력관용 원자재 및 일부 원자재 구매를 수행하였으며 용접 및 기계가공 등은 실제 제작단계에서 중단되었다. 한편 핵연료조사시험설비의 인허가를 위하여 원자력안전기술원으로부터 3차에 걸친 질의를 받았으며 이에 대한 답변을 완료한 상태이다. FTL설비의 기술적 영향평가 및 분석을 위하여 FTL 이용자의 요구조건 정립, Multi-pin에 대한 중성자속 및 선출력 검토, Multi-pin용 노내시험부 설계 가능성 검토, 비상냉각계통의 비안전등급 활용가능성 검토, 노외시험부의 Heat balance 검토 및 하나로와의 간섭사항에 대한 검토 등을 수행하였다.

V. 연구개발결과의 활용계획

핵연료조사시험설비가 완료되면 원자력연구개발사업의 연구과제로 수행중인 CANFLEX, DUPIC, 미래형 핵연료, 신형핵연료 과제 등에서 개발된 핵연료의 연소도 측정, 건전성 평가 등 조사시험에 적극 활용되어 핵연료 노내 실증자료를 생산함으로써 핵연료 개발분야의 기술확립에 크게 기여하게 될 것이다. 현 단계에서 확보된 정상상태에서의 핵연료조사시험설비의 설계기술과 인허가기술을 원자력 관련 유사 시험설비에의 적용이 가능하고 기술검토 결과는 핵연료조사시험설비의 규모조정 등 설계보완수정을 수행하여 소요예산을 최소화하는 한편 기입고 기자재의 활용성을 제고하고 하나로의 추가보완설비를 최소화하기 위한 방안 수립에 유용하게 쓰일 수 있다. 핵연료조사시험설비의 주요기기, 배관 등 일부 기자재가 입고된 상태에서 과제가 연기되어 입고기자재를 소기의 목적대로는 활용할 수 없는 현황이므로 조속한 시일 내에 재평가 활동이 이루어져 이 평가 결과에 따라 핵연료개발연구에 본 설비가 하나로에서 유용하게 활용되기를 기대한다.

S U M M A R Y

I . Project Title

Design, Fabrication and Installation of Irradiation Facilities

II . Objective and Importance of the Project

The localization of the technologies for the design and fabrication of the advanced nuclear fuel is a national objective. It is necessary that HANARO will be equipped with the steady state fuel test loop to obtain the prerequisite information for the improvement and betterment of advanced fuels.

The irradiation test of the fuel is necessary for the development and localization of the nuclear technologies , the design/ fabrication/ installation of the fuel test loop for irradiation tests are very important and will contribute to increase the utilization of HANARO.

III . Contents and Scope of the Project

The principal contents of this project are to fabricate, install the steady-state fuel test loop in HANARO for nuclear technology development and to review, evaluate this facility technically. Because the first stage of this project will be completed in 1999 according to the original program so the procurement and fabrication of the main equipment for fuel test loop have been performed and also response to the questionnaire for the license been

carried out during 1997.

In the area of technical review, the adaptability evaluation of the FTL to the test requirements of the user's group and the evaluation of the operational parameter and the review of the design modification plan have been accomplished during 1998.

As besides, as these irradiation facilities will be installed in HANARO, review of safety concern, discussion with KINS for licensing and review of HANARO interface have been performed respectively.

IV. Results of the Project

In the area of fuel test loop, the procurement and fabrication of the OPS, IPS manufacture, the response through three times to the questionnaire for the licensing and the technical review of the facility have been performed till 1998 because it takes a number of years to design, manufacture and install the steady state fuel test loop.

In the area of the OPS, procurement and fabrication of the main equipment have been implemented continuously in 1997 but installation of the equipment has been postponed. All of the modification work of the HVAC for the FTL Room#1 and penetration work and sealing work also have been postponed except preparation of these works such as preparation of the technical specification for these works.

In the area of the IPS, raw material for the pressure tubes and some other parts of the IPS has been procured but actual manufacturing work such as welding and machining has been stopped at an early stage of manufacture.

Also the safety analysis report has been submitted to KINS to get a license for the installation of the fuel test loop and we have replied three times to questions from KINS.

In the area of the technical review and evaluation, establishment of the user's requirement, review of the neutron flux and linear heat rate for the multi-pin, possibility of the IPS design for the multi-pin, possibility of the non safety class emergency cooling system, evaluation of the OPS heat balance and review of the interface with HANARO have been carried out during 1998.

V. Plan for Application

On completion of installation of the fuel test loop in 1999, the fuel test loop will be utilized for irradiation test including burnup test and integrity test etc. in the area of fuel development such as CANFLEX, DUPIC , advanced PWR fuel and new fuel which are carrying out as research project of nuclear research and development project.

At present stage, the established technology of the design and license for the steady state fuel test loop will make it possible to adapt this technology to similar test facility in the nuclear field.

And the result from technical review is able to be used not only that the fund to be needed to the facility is minimized by doing modification of the design such as capacity control of the facility but also that utilization of the procured equipment is considered and additional facility needed to HANARO is minimized.

It is impossible to utilize the procured equipment such as main equipment and piping as desired purpose under the existing conditions that the FTL project is postponed, so we hope that the FTL facility is made best use for research on nuclear fuel development according to the result of the evaluation by performing the re-evaluation of the FTL project in the near future.

CONTENTS

Chapter 1. Introduction	1
Chapter 2. State of the Art	5
Chapter 3. Contents and Results of the Project	11
Section 1. Procurement, Fabrication and Installation	13
1. Out Pile System(OPS) Equipment and Piping	13
2. In Pile Section(IPS)	31
Section 2. Licensing	47
1. The Drive Strategy for Licensing	47
2. The Judgement and Status of the Safety Analysis Report	50
3. The Main Discussion Items and Response about the SAR	52
Section 3. Technical Review and Evaluation of the FTL	58
1. Introduction	58
2. Technical Review and Evaluation	69
3. Results	202
Chapter 4. Achievement of the Project and Contribution to External	229
Chapter 5. Application of the Project Results	233
Chapter 6. References	237

Appendix : REPLY DOCUMENTS FOR QUESTIONARY FROM KINS

목 차

제 1 장 서 론	1
제 2 장 국내외 기술개발 현황	5
제 3 장 연구개발 수행 내용 및 결과	11
제 1 절 구매, 제작 및 설치	13
1. 노외공정계통 기기 및 배관	13
2. 노내시험부	31
제 2 절 인 허가	47
1. 인허가 추진 전략	47
2. 안전성 분석보고서 심사경위 및 현황	50
3. SAR 심사 주요쟁점사항 및 대처내용	52
제 3 절 FTL 기술적 영향 평가 및 분석	58
1. 서 론	58
2. 기술적 검토 및 평가 분석	69
3. 결 론	202
제 4 장 연구개발목표 달성도 및 대외 기여도	229
제 5 장 연구개발결과의 활용계획	233
제 6 장 참 고 문 헌	237
첨 부 : KINS질의에 대한 답변서 1차, 2차 및 2차보완 (하나로 핵연료시험 설비(FTL) 안전성분석 보고서)	

표 목 차

표 1.1.1	노외공정계통 기자재 구매발주 현황	22
표 1.1.2	Vessel 및 Tank류 공급목록	27
표 1.1.3	Pump류 공급 목록	27
표 1.1.4	자동밸브류 공급목록	28
표 1.1.5	Pipe 및 Fitting류 공급목록	29
표 1.1.6	형강류 공급목록	30
표 1.2.1	IPS용 원자재 공급목록	46
표 2.1.1	FTL SAR 심사경위	51
표 2.1.2	FTL SAR 심사현황	52
표 3.1.1	FTL 기술검토 수행일정	67
표 3.2.1	이용자요구 사항에 따른 FTL 설계자료와의 비교표	71
표 3.2.2	Fuel 및 Flow Tube, Pressure Tube 제원	72
표 3.2.3	농축도에 따른 UO ₂ Fuel의 각 핵종의 무게구성비	73
표 3.2.4	FTL에서 PWR 시험다발 조사시 중성자속 및 선출력	73
표 3.2.5	FTL에서 CANDU 다발조사시 중성자속 및 선출력	80
표 3.2.6	CANFLEX 연료봉의 제원	88
표 3.2.7	FTL에서 CNFLEX 다발 조사시 중성자속 및 선출력	90
표 3.2.8	조사분석에 사용된 DUPIC 연료봉조성	97
표 3.2.9	DUPIC 핵연료 다발 조사시 선출력	102
표 3.2.10	농축도에 따른 선출력 및 중성자속의 최대값 및 평균값 ..	103
표 3.2.11	농축도에 따른 선출력 및 중성자속의 최대값 및 평균값 ..	107
표 3.2.12	전력계통 구성 안의 요약	148
표 3.2.13	FTL 계통의 2차냉각수 유량변경	149
표 3.2.14	압축공기 공급관 설치현황	151
표 3.2.15	사용시기별 예상공기 소요량	152
표 3.2.16	FTL 압축공기 예상소요량	153
표 3.2.17	FTL Operation Parameter 비교표	177

표 3.2.18	FTL 7 Pin에 대한 Axial Power Profile	183
표 3.2.19	FTL 7 pin에 대한 사용자요구 선출력 및 출력	184
표 3.2.20	FTL 7 pin의 사용자요구 선출력조건에 대한 IPS 운전 조건	186
표 3.2.21	FTL 7 Pin의 사용자요구 선출력조건에 대한 MCW 계통의 운전 조건	187
표 3.3.1	사용자 요건	206
표 3.3.2	7-Pin IPS 제원	213

그림 목 차

그림 3.1.1 FTL 기술검토팀 조직표	66
그림 3.2.1 LH에서의 PWR 24봉 시험다발에 대한 MCNP 계산모델 평면도	74
그림 3.2.2 LH에서의 PWR 24봉 시험다발에 대한 MCNP 계산모델 입면도	74
그림 3.2.3 PWR 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 (농축도가 2.5%일 때)	75
그림 3.2.4 PWR 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 (농축도가 5.0%일 때)	75
그림 3.2.5 PWR 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 (농축도가 7.5%일 때)	76
그림 3.2.6 PWR 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 (농축도가 10.0%일 때)	76
그림 3.2.7 PWR 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 (농축도가 11.0%일 때)	77
그림 3.2.8 PWR 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 2.5%일 때)	77
그림 3.2.9 PWR 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 5.0%일 때)	78
그림 3.2.10 PWR 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 7.5%일 때)	78
그림 3.2.11 PWR 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 10.0%일 때)	79
그림 3.2.12 PWR 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 11.0%일 때)	79
그림 3.2.13 LH에서의 CANDU 시험다발에 대한 MCNP 계산모델 평면도	81

그림 3.2.14	LH에서의 CANDU 시험다발에 대한 MCNP 계산모델 입면도	81
그림 3.2.15	CANDU 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 (농축도가 0.711%일 때)	82
그림 3.2.16	CANDU 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 (농축도가 2.5%일 때)	82
그림 3.2.17	CANDU 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 (농축도가 5.0%일 때)	83
그림 3.2.18	CANDU 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 (농축도가 7.5%일 때)	83
그림 3.2.19	CANDU 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 (농축도가 10.0%일 때)	84
그림 3.2.20	CANDU 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 (농축도가 12.0%일 때)	84
그림 3.2.21	CANDU 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 0.711%일 때)	85
그림 3.2.22	CANDU 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 2.5%일 때)	85
그림 3.2.23	CANDU 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 5.0%일 때)	86
그림 3.2.24	CANDU 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 7.5%일 때)	86
그림 3.2.25	CANDU 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 10.0%일 때)	87
그림 3.2.26	CANDU 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 12.0%일 때)	87
그림 3.2.27	LH에서의 CANFLEX 다발에 대한 MCNP 계산모델 평면도	89
그림 3.2.28	LH에서의 CANFLEX 다발에 대한 MCNP 계산모델 입면도	89

그림 3.2.29	CANFLEX 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력분포 (농축도가 0.711%일 때)	91
그림 3.2.30	CANFLEX 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력분포 (농축도가 2.5%일 때)	91
그림 3.2.31	CANFLEX 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력분포 (농축도가 5.0%일 때)	92
그림 3.2.32	CANFLEX 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력분포 (농축도가 7.5%일 때)	92
그림 3.2.33	CANFLEX 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력분포 (농축도가 10.0%일 때)	93
그림 3.2.34	CANFLEX 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력분포 (농축도가 12.0%일 때)	93
그림 3.2.35	CANFLEX 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 0.711%일 때)	94
그림 3.2.36	CANFLEX 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 2.5%일 때)	94
그림 3.2.37	CANFLEX 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 5.0%일 때)	95
그림 3.2.38	CANFLEX 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 7.5%일 때)	95
그림 3.2.39	CANFLEX 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 10.0%일 때)	96
그림 3.2.40	CANFLEX 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 12.0%일 때)	96
그림 3.2.41	43개의 연료봉중 DUPIC 연료봉 3개가 최외각 ring 에서 노심과 가장 가까운 곳에 위치한 경우에 대한 연료봉 배치도	99
그림 3.2.42	43개의 연료봉중 DUPIC 연료봉 3개가 최외각 ring 에서 같은 간격으로 떨어져 위치한 경우에 대한	

	연료봉 배치도	99
그림 3.2.43	43개의 연료봉중 최외각 ring에 모두 DUPIC 연료봉 이 위치한 경우에 대한 연료봉 배치도	100
그림 3.2.44	43개의 연료봉 중 가운데는 void로 된 dummy element이고, 최외각 ring에모두 DUPIC 연료봉이 위치한 경우에 대한 연료봉 배치도	100
그림 3.2.45	43개의 연료봉이 모두 DUPIC 연료봉인 경우에 대한 연료봉 배치도	101
그림 3.2.46	43개의 연료봉 중 가운데는 void로 된 dummy element이고, 나머지 모든 연료봉은 모두 DUPIC 연료봉인 경우에 대한 연료봉 배치도	101
그림 3.2.47	PWR형 multi-pin의 분석을 위한 MCNP 계산모델 평면도	104
그림 3.2.48	PWR형 multi-pin의 분석을 위한 MCNP 계산모델 입면도	104
그림 3.2.49	PWR 7pin 조사시 농축도에 따른 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포	105
그림 3.2.50	PWR 7pin 조사시 농축도 변화에 따른 flow tube 내에서의 축방향 열중성자속 분포	105
그림 3.2.51	PWR 7pin 조사시 농축도 변화에 따른 flow tube 내에서의 축방향 고속중성자속 분포	106
그림 3.2.52	CANDU형 multi-pin의 분석을 위한 MCNP 계산모델 평면도	108
그림 3.2.53	CANDU형 multi-pin의 분석을 위한 MCNP 계산모델 입면도	108
그림 3.2.54	CANDU 7pin 조사시 농축도 변화에 따른 각 연료봉 에서의 축방향 선출력 분포	109
그림 3.2.55	CANDU 7pin 조사시 농축도 변화에 따른 flow tube 내에서의 축방향 열중성자속 분포	109
그림 3.2.56	CANDU 7pin 조사시 농축도 변화에 따른 flow tube	

	내에서의 축방향 고속중성자속 분포	110
그림 3.2.57	DUPIC 7pin 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 (Inner pressure tube내 물질이 H ₂ O일때와 D ₂ O로 바꾸었을 때)	111
그림 3.2.58	DUPIC 7pin 조사시 축방향 중성자속 분포	111
그림 3.2.59	DUPIC 7pin 조사시 축방향 중성자속 분포 (Inner pressure tube내 물질을 D ₂ O로 바꾸었을때)	112
그림 3.2.60	PWR 7-pin의 연소에 따른 선출력변화	113
그림 3.2.61	CANDU 7-pin의 연소에 따른 선출력변화	113
그림 3.2.62	FTL 전력계통 단선도 (현설계)	126
그림 3.2.63	안전등급 기기 분류 및 설계절차	130
그림 3.2.64	FTL 전력계통 단선도 (개선 1안)	134
그림 3.2.65	FTL 전력계통 단선도 (개선 2안)	138
그림 3.2.66	FTL 전력계통 단선도 (개선 3안)	140
그림 3.2.67	하나로 RX Room 121, 122 수정안 (개선 2안)	142
그림 3.2.68	FTL 전기실 신축안 1층 (개선 2안)	143
그림 3.2.69	FTL 전기실 신축안 2층 (개선 2안)	144
그림 3.2.70	FTL 노외공정계통	164
그림 3.2.71	수조내 자연대류 분석을 위한 모델링	171
그림 3.2.72	시험핵연료의 Decay Power Fraction에 대한 Mass Flow	172
그림 3.2.73	시험핵연료의 Decay Power Fraction에 대한 핵연료 표면온도	172
그림 3.2.74	시험핵연료의 Decay Power Fraction에 대한 Heat Transfer Mode	173
그림 3.2.75	시험핵연료의 Decay Power Fraction에 대한 Fuel Coolant Temperature Difference	173
그림 3.2.76	Nodal Diagram for Multi-Pin Accident Analysis ...	188
그림 3.2.77	PWR Mode의 IPS 질량유량	190
그림 3.2.78	CANDU Mode의 IPS 질량유량	190

그림 3.2.79	PWR Mode의 피복재 온도	191
그림 3.2.80	CANDU Mode의 피복재 온도	191
그림 3.2.81	SBLOCA 시의 IPS 질량유량	193
그림 3.2.82	SBLOCA 시의 피복재 온도	193
그림 3.2.83	PWR SBLOCA 시의 Accumulator 압력 및 냉각수 체적	195
그림 3.2.84	PWR SBLOCA 시의 피복관 온도의 상승	195
그림 3.2.85	SRV 개방 사고 시의 자연대류에 의한 IPS 질량 유량	196
그림 3.2.86	SRV 개방 사고 시의 자연대류에 의한 피복재 온도	196
그림 3.3.1	핵연료개발 사용자그룹의 시험항목 및 계획	204
그림 3.3.2	핵연료개발 과제별 연소시험 일정	205
그림 3.3.3	농축도별 출력	207
그림 3.3.4	DUPIC 다발출력	208
그림 3.3.5	다발평균 및 최대 선출력	209
그림 3.3.6	출력이 가장 높은 봉 선출력	209
그림 3.3.7	출력이 가장 높은 DUPIC 연료봉의 선출력	211
그림 3.3.8	7봉 조사 시 선출력	214
그림 3.3.9	냉각수 두께 감소에 따른 선출력 변화	216
그림 3.3.10	AOO 사건 시 PWR 형의 피복재 온도	218
그림 3.3.11	AOO 사건 시 CANDU 형의 피복재 온도	218
그림 3.3.12	Small break LOCA 시 핵연료 피복재 온도	218
그림 3.3.13	연소도에 따른 선출력 변화(PWR)	219
그림 3.3.14	연소도에 따른 선출력 변화(CANDU)	220
그림 3.3.15	중수로 핵연료봉의 연소중 파손시작	220

제 1 장 서 론

여 백

제 1 장 서 론

핵분열이나 핵융합에 의하여 원자력 에너지를 안전하게 추출해서 효율적으로 이용목적에 사용하기 위해서는 먼저 원자력 에너지를 추출하는 시스템을 구성하고 이에 해당하는 각 주요기술을 실증하여야 한다. 특히 원자력 발전소에 있어서 주요기술 중 핵연료나 노재료와 같이 원자력 개발의 핵심적인 기술은 신뢰성의 보증이 제일 먼저 요구되며 원자로 개발 초기 단계부터 연구로를 이용한 실증시험이 이루어진 것은 세계적인 추세이다. 일찍이 원자력을 이용한 발전이나 이용을 실현시킨 이면에는 핵연료 및 재료 등에 대한 노내조사 시험을 무수히 수행하여 설계결과와 비교하고 이를 다시 설계/제작 자료로 활용함으로써 기술의 신뢰성을 입증하고 안전성을 향상시켜 기술의 고도화를 꾸준히 이루어 왔다.

우리나라에서는 핵연료 및 재료를 효율적으로 조사시험하여 핵심적인 기술을 개발할 수 있는 적정 규모의 연구용 원자로가 없었기 때문에 이제까지는 사실상 핵연료개발분야의 노내실험 실증분야는 부진한 상태를 탈피하지 못하였다. 그러나 1995년 초 한국원자력연구소에 30MW급 다목적 연구용 원자로인 하나로가 준공되어 이 연구로를 이용한 여러시험이 가능하게 되어 핵연료의 실증적 자료가 생산 활용 가능하게 될 것이며 하나로를 활용한 핵연료의 조사시험을 위하여 핵연료 조사시험 설비(Fuel Test Loop)의 설치가 필요하다.

핵연료 조사시험 설비(Fuel Test Loop)는 원자력 발전소의 노심 운전 조건과 동일한 상황에서 핵연료를 조사시켜 핵연료 개발에 필요한 자료를 생산할 수 있고 설계결과를 입증시켜 안전성을 제고시킬 수 있다.

본 보고서에는 하나로에 설치될 핵연료 조사시험 설비의 구매 제작 및 설치를 위하여 1997년도와 1998년도에 수행한 노외시험부 구매제작, 노내시험부 제작, 인허가를 위한 3차에 걸친 질의응답내용 및 설비에 대

한 기술검토내용 등을 수록하였다. 노외시험부 구매제작에는 일부 잔여 기계 배관류에 대한 제작 및 설치공사가 포함되어 있었으나 기 발주분에 대한 구매 제작만 수행하였으며 설치부분은 보류 연기되었다. 또한 FTL Room#1에 대한 HVAC 수정공사와 Penetration 토목 및 sealing 공사도 공사시방서를 작성하여 공사를 수행할 계획이었으나 공사부분은 보류 연기되었다. 노내시험부 제작에는 압력관용 원자재 및 일부 원자재 구매를 수행하였으며 용접 및 기계가공 등 실제 제작단계에서 중단되었다. 한편 핵연료조사시험설비의 인허가를 위하여 원자력안전기술원으로부터 3차에 걸친 질의를 받았으며 이에 대한 답변을 완료한 상태이다. FTL설비의 기술적 영향평가 및 분석을 위하여 FTL 이용자의 요구조건 정립, Multi-pin에 대한 중성자속 및 선출력 검토, Multi-pin용 노내시험부 설계 가능성 검토, 비상냉각계통의 비안전등급 활용가능성 검토, 노외시험부의 Heat balance 검토 및 하나로와의 간섭사항에 대한 검토 내용 등을 수록하였다.

제 2 장 국내외 기술개발 현황

여 백

제 2 장 국내외 기술개발 현황

핵분열이나 핵융합에 의해 발생하는 에너지를 효율적으로 안전하게 이용하고, 이용 목적에 적합한 계통을 구성하기 위하여 먼저 구성계통에 대한 주요 기술을 실증할 필요가 있다. 특히 원자력발전소에 있어 노심 기술, 핵연료, 구조재료 등은 각 노형에 따라 신뢰성의 보증이 우선 요구되며 원자로 성능 및 안전성 향상을 위하여 연구로를 이용한 핵연료와 구조재료의 연구개발과 실증시험이 수행되고 있다. 세계 각국의 조사시험 연구동향은 다음과 같다.

가. 경수로 핵연료

원자로의 이용을 및 신뢰성을 향상시키기 위하여 세계 각국에서는, 핵연료의 재질개선을 위한 Uranium-Silicide가 개발되고 있고, 핵연료의 성능 및 건전성을 위하여 고연소도와 내부식성이 큰 피복관 재료 연구와 출력급증시 피복관 파손 및 PCI(Pellet-Clad Interaction)에 대한 거동이 연구되고 있다. 또한 핵연료 주기에 대한 연구로서 MOX 핵연료와 재처리된 우라늄의 활용이 있으며 BAF(Burnable Absorber Fuel)로 고연소도를 갖는 핵연료를 개발중에 있다.

나. 중수로 핵연료

연구로를 이용한 중수로형 핵연료의 조사시험은 핵연료개발 및 원자로 안전성연구 등의 분야에서 주로 수행되고 있다. 핵연료개발 연구분야에서는 CANDU 원자로의 운전조건과 거의 같은 상황에서 전체적인 성능을 파악하기 위하여 조사시험이 수행되고 있으며 원자로 냉각재, 노물리, 재료특성, 열전달, 제작변수 등의 상호작용을 분석하는 내용 등이 포함되어 있다. 원자로 안전성연구 분야에서는 극한상황에서 핵연료의 성능과 거동한계를 확보하는 내용이 포함되어 있으며 냉각재상실 및 냉각재 유동상실과 같은 천이상태에 대한 조사시험이 특수 루프를 이용하여 수행되고

있다. 현재 CANDU 원자로를 보유하고 있는 세계 각국에서는 경수로형 핵연료로부터 회수된 우라늄(RU: Recovered Uranium)을 CANDU 원자로에 이용하는 분야와 SEU(Slightly Enriched Uranium) 핵연료 개발분야, MOX형 중수로핵연료 개발분야, 신형로 개념의 CANDU-3 원자로 개발분야에서 연구로를 이용한 핵연료에 대한 조사시험이 앞으로 활발히 수행될 것으로 보인다.

다. 고속로 핵연료

고속중식로는 기존 경수로에 비하여 주어진 천연우라늄에서 최소한 50배 이상의 에너지를 이용할 수 있어 장기적인 에너지공급 측면에서 우라늄 자원의 효율성 증대 및 에너지 자원의 한계성을 극복하기 위해서, 세계 각국에서는 고속중식로를 주요 개발대상으로 하고 있다. 연구로를 이용한 고속로용 핵연료의 조사시험은 지금까지 일반적 형태의 연료인 MOX연료와 스테인레스강 피복관을 이용한 연료핀 및 집합체에 관하여 정상운전하의 거동이나 과도시의 연료 건전성 시험이 주로 수행되어 왔다. 세계 주요 고속중식로 개발국가들의 핵연료개발에 대한 경향은 연료의 안전성을 위한 연료피복관의 성능개발 및 연료의 고연소화와 장수명화로 인한 경제성 향상에 개발목표로 두고 있으며, 이를 위해 금후 세계의 고속로 핵연료 및 재료의 개발동향으로는 연소도를 높이기 위한 노심연료 체적비 증가 및 고연소도에 견디는 노심재료 개발 및 연료의 안전성 향상을 위해 과도출력시의 연료의 거동을 파악하기 위한 발전소의 이상현상을 모의한 조사시험이 수행되고 있다.

라. 국내현황

국내에서는 미국 GA사로 부터 TRIGA MARK II 및 III 를 도입하여 원자로물리 특성시험, 동위원소생산, 그리고 중성자 조사에 의한 방사화분석 연구 등을 수행하여 왔다. 그러나 핵연료 및 재료에 대한 기초적인 연구를 수행하여 왔으나 국내에서는 핵연료의 노내조사시험은 본격적으로

수행되지 않았다. 1995년 하나로의 준공과 더불어 핵연료의 노내조사시험을 위하여 정상상태용 핵연료 조사시험설비 설계를 1996년에 완료하여 현재 일부 주요기자재가 확보되어 있는 상태이며 3단계(2003-2006)중에 완공 목표로 기술검토를 수행하고 있다.

여 백

제 3 장 연구개발 수행 내용 및 결과

여 백

제 3 장 연구개발 수행내용 및 결과

제 1 절 구매, 제작 및 설치

1. 노외공정계통 기기 및 배관

가. 노외공정계통 설비개요

하나로의 핵연료 조사시험설비(Fuel Test Loop:FTL)는 정상운전상태에서 PWR 및 CANDU 핵연료를 시험 할 수 있도록 설계하였다. 핵연료 조사 시험설비는 크게 노내시험부(In-Pile Test Section:IPS)와 노외공정설비(Out-Pile System:OPS)으로 구성되어 있다.

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

- 주냉각수계통(MCW)
- 비상냉각수계통(ECW)
- 기기냉각수계통(CCW)
- 취출, 보충, 정화계통(LMP)
- 폐기물저장 및 이송계통(WST)
- 시료채취계통(TLS)
- 중간냉각수계통(ICL)
- 방사선감시계통(RMS)
- HELB(High Energy Line Break)완화계통
- 전력계통
- 계측 및 제어계통
- 환기계통(HVAC)
- 기타보조계통

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 확보 함과 동시에 사고해석을 수행하여 분석결과 본 설비가 인허가 요건을 만족하였다.

노외공정계통의 설계는 완료 상태이며 일부 기기의 제작이 완료되어 현장에 입고되었다.

(1) 주냉각수계통(MCW)

주냉각수계통은 노내시험부에서 핵연료조사시험중 발생하는 반응열을 제거하기 위한 계통으로서 제1기기실의 장소적인 제한으로 redundancy 없이 1대의 주냉각수 펌프로 운전되며, 이에 따라 각종 사고시에는 상온관(cold leg)과 고온관(hot leg)에 설치된 이중차단 밸브의 차단기능으로 isolation되어 계통으로부터 차단된다. 그러므로 주냉각수계통은 이중차단밸브 바깥쪽은 비안전등급으로 구분하였다. 주요기기는 주냉각수 펌프, 가압기, 주냉각기, 주가열기 등으로 구성되어 있다.

주냉각계통에는 핵연료조사시험을 위하여 실제 원자로발전소의 운전조건과 유사하게 유지할 수 있도록 각종 부대계통이 연결되어 있다. 이들 보조계통은 비상냉각계통, 감압취출 정화계통, 폐기물 이송계통, 기기냉각수계통, 중간냉각수계통 등이 있다.

주냉각수계통은 노내시험부로부터 수조를 지나 pipe gallery를 거쳐 제1기기실로 관련 배관이 설치되어 있으며 gallery piping은 설치 여건상 break-exclusion area로 지정하여 설계 및 설치 완료하였다.

주냉각수 회로에는 PWR 및 CANDU 핵연료조사시험을 모사 할 수 있도록 유량을 적절하게 조절 할 수 있는 bypass 회로가 설치되어있으며 또한 주냉각수회로에는 redundancy 개념의 pressure relieving device가 설치되어 있어 계통의 과압보호기능을 수행토록 하였으며, 또한 사고시의 경우 노내조사시험부의 유량을 확보할 수 있도록 하였다.

주냉각수 관로가 지나가는 원자로 수조 관통부 및 제1기기실 관통부에는 벽체 concrete 보호를 위해 jacket 형태의 관통부를 설계 및 설치하였

다. 특히 제1기기실 관통부에는 사고시의 방사성 물질의 외부 유출을 최대한 억제할 수 있도록 관통부를 설계 및 설치하였다.

주냉각수 계통은 운전조건 모사를 dnk하여 유지되어야 할 유량, 온도 및 압력을 triple redundancy로 계기들을 설치하여 2 out of 3 voting logic에 의한 3 channel로 구성함으로써 계통의 안정적인 운전 및 사고시에 대한 대비를 하였다. 주냉각수 회로 상에 설치된 2중 차단밸브들은 각종사고 및 비정상시 사고수습을 위하여 비안전등급의 설비들을 차단시킬 수 있도록 논리가 구성되었으며, 노내시험부의 안전한 정지를 위하여 2-4초 사이에 완전히 닫히도록 설계, 제작하였다. 또한 사고시 비상냉각수 계통의 원활한 기능을 위하여 sream vent line이 설치되어 사고시 steam을 하나로 수조로 보내도록 되어있다.

(2) 비상냉각수 계통(ECW)

비상냉각수 계통은 주냉각수 계통의 차단시 노내시험부의 냉각기능을 갖고 있으며 사고해석에 따른 각종 안전기능을 수행하기 위하여 안전등급 2로 지정되어 redundancy 개념의 2 train으로 구성되어있다. 계통의 주요기기는 비상냉각수 펌프 2대, 비상냉각수 cooler 2대, Accumulator 2대로 구성되어있다. 비상냉각수 펌프는 사고시 이중 차단밸브가 닫히는 동안 노내시험부의 냉각을 위하여 정상운전 동안에도 연속적으로 운전되며 이때 비상냉각수 펌프는 recirculation 회로가 구성되어 유량 대부분이 자체 순환된다.

비상냉각수 계통은 사고유형에 따라 계통내에 설치되어 있는 solenoid 밸브의 재정열에 따라 냉각회로를 구성하게 된다. 이러한 재배열 동안 안정적인 냉각수 공급을 위해 Accumulator에 nitrogengas에 의하여 고압으로 저장되어 있던 냉각수가 solnoid 밸브가 개방되어 상온관 또는 고온관으로 30분간 방출되며 그 후로는 비상냉각수 펌프에 의한 장기 냉각을 수행하게 된다. 정상운전 및 사고시의 냉각을 수행하기 위해 비상냉각수 펌프의 전단에 비상냉각수 cooler 2대를 설치하였다. 비상냉각수 계통은 초기의 사고 진압 후 계통내의 압력 강하에 따라 냉각수원을 원자로 수조로 변경하여 장기 냉각을 수행하게 된다.

(3) 기기냉각계통(CCW)

기기냉각수 계통은 안전등급의 기기 및 원자로 수조와 제1 기기실 관통부를 냉각하기 위한 설비로 사고시에도 안정적인 계통운전을 위해 안전등급 3으로 설계되었다.

기기냉각수는 원자로 수조수를 원자로 관통부 흡입 측으로부터 취수하여 기기를 냉각시킨 후 다시 원자로 수조내로 회수하게 된다. 계통의 주요기기는 비상냉각수 펌프 2대 및 관련배관으로 구성되어 있다. 기기냉각수 계통에 의해 냉각되는 설비들은 비상냉각수 펌프 및 비상냉각수 coolerri 있다. 기기냉각수 계통은 핵연료 조사시험설비의 정상운전 중에도 연속적으로 가동하게 된다.

(4) 취출, 보충, 정화계통(LMP)

취출, 보충, 정화계통은 핵연료 조사시험설비 운전 중에 발생하는 계통수의 팽창 및 수축에 따른 계통수의 적정한 inventory 유지를 위하여 계통수를 감압시켜 외부로 방출하거나 외부로부터 필요한 계통수를 보충해주는 기능을 한다. 이 계통은 핵연료 조사시험설비의 안전을 위한 기능 또는 사고시 안전기능을 요구하지 않아 비안전등급으로 설계되었다.

또한 이 계통은 운전중 적정요구 수질유지를 위하여 계통내에 설치된 filter 및 ion exchanger로 오염물질을 걸러내 다시 공정으로 되돌려 보내며, 계통수에 과도하게 용존되어 있는 산소를 탈기기에서 수소가스에 의해서 탈기를 한 후 계통으로 되돌려 보낸다. 이 계통의 주요기기는 purification interchanger, purification filter, pre/post filter, ion exchanger, degasifier, purification return pump, makeup water pump, chemical addition pump, chemical addition tank 등으로 구성되어 있다.

핵연료 조사시험설비로의 계통수 보충 또는 초기 충수는 기존 하나로의 순수공급설비로부터 공급받도록 되어 있으며 또한 비상 공급설비로 원자로 수조수를 공급받을 수 있도록 구성되었다. 취출된 계통수는 폐기물 저장 탱크에 보관된다. 계통수의 수질관리는 계통상에 설치된 in-line instrument 및 analyzer로 구성된 계측설비에 의하여 이루어진다.

(5) 폐기물저장 및 이송계통(WST)

폐기물저장 및 이송계통은 핵연료 조사시험설비 내에서 발생하는 각종 액체 폐기물을 저장하고 연구소 내에 있는 폐기물 처리계통으로 이송하기 전에 하나로 폐기물 수집탱크로 이송하는 기능을 담당한다. 이 계통의 주요기기는 waste disposal tank, disposal pump, moisture separator로 구성되어 있다. 이 계통은 방사능 오염물질을 저장하는 waste disposal tank는 안전등급 3으로 나머지는 비안전등급으로 설계되었다.

폐기물저장 탱크로 이송되는 폐기물의 발생은 가압기, 주냉각계통(관로 내 팽창수 및 과압시 방출되는 계통수), 취출 정화계통(과잉계통수 및 취출수, 탈기기에서 배출되는 기체폐기물), accumulator(과압배출수), 중간 냉각수계통(과잉계통수 및 과압시 방출수), drains(main loop, purification), 시료채취계통 등이다.

폐기물저장 탱크에는 내부에 ring type sparger가 설치되어 있어 공정으로부터 방출되는 각종 방출수를 순간적으로 quenching함으로써 안정적으로 계통의 방출수를 수용할 수 있으며, 이 탱크에 설치되어 있는 수위 측정기에 의하여 수위를 조절하게 된다. 또한 폐기물저장 탱크에는 상부에 rupture disk가 설치되어 있어서 순간적인 방출수의 기화에 의한 과압으로부터 기기를 보호할 수 있다. 폐기물저장 탱크에 과도하게 액체 폐기물이 모일 경우 탱크에 설치되어 있는 수위조절설비에 의한 신호에 의하여 disposal pump가 작동하여 액체 폐기물을 하나로 저장소로 이송하도록 되어있다.

(6) 중간냉각수계통(ICL)

하나로 핵연료 조사시험설비에는 최종 열제거 목적으로 중간냉각수 계통을 설치하였다. 이는 현재 하나로에서 사용하고 있는 2차 냉각수를 직접 사용하지 않고 2차 냉각수 계통과 주냉각계통 사이에 완충하는 기능을 하는 폐회로의 냉각수 계통을 설치한 것으로서 만일의 경우 발생할 수 있는 2차 냉각수의 오염, 배출사고를 방지하기 위한 것이다. 중간냉각계통의 주요기기는 중간 냉각수 펌프, ICL heat exchanger, expansion tank 등으로 구성되어 있다.

중간냉각수 계통은 밀폐회로로서 주냉각펌프, 주냉각기, LMP cooler, RMS 등의 열원을 제거한다. 이 계통은 제2기기실에 설치된 ICL 펌프에 의하여 각종 발열되는 기기로 냉각수가 공급되도록 되어있으며 기기를 냉각한 후 회수되는 line에는 밸브를 설치하여 시운전중 water balancing을 이루도록 구성하였다. 계통을 냉각하고 돌아온 냉각수는 하나로의 2차 냉각수에 의하여 냉각된 후 다시 공정으로 공급된다. 이 계통은 밀폐회로로 구성되어 있어 내부 계통수의 팽창 수축에 의한 체적 변화량을 수용하기 위한 팽창탱크가 설치되어 있으며, 과도한 팽창 또는 이상압력으로 운전 될 때의 과압보호를 위해 pressure relieving device가 설치되어 있다.

(7) 방사선 감시계통(RMS)

방사선 감시계통은 핵연료 조사시험설비와 설치되는 장소에 대한 구역, 공기중 및 공정에 대한 방사선 감시기 들로 구성되며 이 감시기들은 마이크로 프로세서, 계기, 판독기 및 경보기 등으로 이루어져 있다.

방사선 감시계통은 정상운전시 보조설비로 다음과 같은 비안전성 관련 기능을 수행한다.

- 공정내 방사선 준위 측정 : 과도한누설평가 및 계통의 성능감시
- 주냉각수 압력경계에서 누설되는 방사선 측정
- 구역의 공기중 방사능 농도의 지속적 감시 및 측정
- 감마 방사선 준위에 대한 지속적인 정보제공

핵연료 조사시험설비에 방사선 감시계통이 설치되는 장소는 다음과 같다.

- 공정감시기 : 주냉각수 비방사능 감시기
중간냉각수 감시기
- 공기중 감시기 : 주냉각수 압력경계 누설 감시기
제어실 공기중 감시기
제2기기실 감시기
- 구역감시기 : 제어실 구역감시기
제2기기실 구역감시기

(8) HELB 완화계통

핵연료 조사시험설비가 설치되어 있는 제1기기실은 하나로 건물내 공간으로서 고에너지관 파단사고시 방출되는 계통수에 의해 압력이 상승하게 되며 이때의 압력을 기존 하나로 건물에서 견딜 수 없어 방사성 물질이 하나로 건물 밖으로 배출되는 경우가 발생되어 하나로 건물의 건전성 유지를 위한 HELB 계통을 설치하게 되었다.

주냉각수 계통의 파단 사고시에는 순간적으로 거의 대부분의 계통수가 제1기기실로 배출되며, 이로 인하여 가압이 되면 제1기기실을 거쳐 제2기기실에 설치된 rupture disk의 파열로 제1기기실 내부에 생성된 증기와 물의 혼합물이 직경 750mm의 HELB 배기관을 통해 환경으로 배출되도록 구성하였다. HELB배기관은 30초 후에 자동적으로 폐쇄되도록 모터구동 밸브가 설치되어 압력 배출 후 환경으로 오염물질이 배출되는 것을 방지하였다.

(9) 전력계통

핵연료 조사시험설비 전력계통은 하나로 전기실의 6.6kV 모선으로부터 수전하여 별도의 독립된 전력계통으로 구성하여 핵연료 조사시험설비의 전부하에 전력을 공급하도록 하였다. 전력계통의 구성은 근본적으로 하나로 계통에서와 동일하며, 다음과 같이 분류된다.

- Class I Power : 직류 무정전 전원
- Class II Power : 교류 무정전 전원
- Class III Power : 교류 비상 전원
- Class IV Power : 교류 상용 전원

또한 핵연료 조사시험설비는 계통의 특성상 2개의 소외전력을 필요로 하는바, 이는 하나로 설비에서 갖출 수 없어 자체적으로 보완하는 방법을 취하였다. 즉 핵연료 조사시험설비로의 전력공급계통을 완전히 독립된 2개의 모선으로 분리하여 어떤 경우에도 전원이 상실되는 것을 방지하도록 계통을 구성하였다. 아울러 소외 전력 계통의 redundancy를 확보하고자 2대의 Class 1E 비상발전기와 1대의 non-class 1E 비상발전기를 계통에 추가하였다.

(10) 계측 및 제어계통

핵연료 조사시험설비는 근본적으로 하나로 운전에 종속적이므로 모든 비상 상태 또는 사고시에는 하나로를 정지시키는 것으로 되어있다. 이를 위하여 FTL protection panel은 하나로 RPS에 연동되어 있다.

핵연료 조사시험설비는 하나로와의 연계운전을 위하여 운전상태를 하나로 주제어실에서 운전하도록 제어계측설비를 구성하였다.

FTL의 control은 다음과 같이 크게 2가지로 나뉘어 진다.

• Nuclear Safety Related System Control:

FTL Class 1E Control Panel

FTL Remote Shutdown Panel

FTL Protection Panel

Shutdown Transfer Relay Panel

• Non-Nuclear Safety Related System Control: DCS

안전등급의 설비를 감시 제어하는 계통은 일반 동시 논리회로에 의한 2/3 logic으로 하여 3 channel로 구성하여 안전성을 확보하였다.

핵연료 조사시험설비에는 별도로 운전상태를 기록 유지 할 수 있는 독자적인 Data Logger 및 Sequence Event Recorder가 설치되어 있다.

(11) 환기계통(HVAC)

하나로 핵연료 조사시험설비는 그 운전을 위하여 하나로의 환기설비를 활용하는 것으로 구성하였다. 그러나 제1기기실에서의 HELB 사고와 같은 경우 환기 Duct를 별도로 설치하여 감압설비를 갖추고 있으며 정상운전시에는 하나로 환기계통과 차단되어 normal close 형태로 운전되게 된다.

이 경우 제1기기실은 운전여건상 밀폐된 공간으로서 운전중에 발생하는 열을 외부로 방출시키고자 제1기기실내에 하나로 2차냉각수에 의한 열원 제거하는 AHU를 설치하였다. FTL 운전정지시 제1기기실 내에 보수 및 점검을 위해 들어가야 하는 경우에는 기존 하나로 환기계통에 연결된 Air Purge 밸브를 이용하여 제1기기실 내의 환기를 시킨 후 들어갈 수 있다.

(12) 기타보조계통

이상의 계통외에 FTL 운전을 위해서는 다음과 같은 보조설비 계통이 구비 되어 있다.

- 수소 공급 계통
- 질소 퍼지 계통
- 작업 및 계기용 공기 공급(하나로 설비 이용)
- 이차냉각계통(하나로 설비 이용)
- 계통수 공급(하나로 설비 이용)

나. 노외공정계통 기자재 제작, 설치

노외공정계통의 기자재는 기계, 배관, 전기 및 계장 품목으로 구성되어 지며 이들 기자재의 적기 수급을 위해 효과적인 구매관리 업무가 필요하게 되었고, 이를 위해 연구소에서 직접 구매하여야 하는 품목과 건설업체에서 일괄 제작, 설치하는 대상 기자재를 적절히 분류하여 이에 맞는 구매 수행절차에 따라 수행하였다.

당초 계획은 현장 반입된 기자재 및 건설업체에서 공급된 기자재가 하나로 운전정지기간 동안 현장에 설치하도록 추진중에 있었으나 현장설치 유보에 따라 현재 반입된 기자재는 창고에 보관중이다.

(1) 노외공정계통 기자재 구매 현황

노외공정계통 기자재중 연구소에서 직접 구매하는 품목은 국외 제작 품목으로 장기간의 제작기간 소요 및 안전, 품질등급을 요구하는 품목으로 일부는 현장에 입고 완료하였으며 나머지는 현재 제작 중에 있다.

안전등급 펌프류는 Main Cooling Pump(1set), Emergency Cooling Water Pump(2set), Component Cooling Pump(2set)를 미국의 Hayward Tyler 사에 제작 발주하였으며 MCW 펌프는 비안전등급으로 현재 제작 완료하여 선적

대기 중에 있고 ECW 및 CCW 펌프는 안전등급으로 2차에 걸친 Environmental test를 수행중에 있다. 특히 ECW 및 CCW 펌프는 안전등급 2 및 3에 해당하는 것으로 제작되며 원자력 등급의 "N" stamp를 취득하여 납품될 것이다. 상기 펌프류는 99년 7월 선적계획으로 현재 제작완료하여 시험단계에 있다.

방사선 감시기는 공정감시기 2대(주냉각수 비방사능 감시기 및 중간냉각수 감시기), 공기중 감시기 3대(주냉각수 압력경계 누설 감시기, 제어실 공기중 감시기, 제2기기실 감시기), 구역감시기 2대(제어실 구역감시기, 제2기기실 구역감시기)를 미국의 Victoreen 사에서 제작 납품하였다.

특히 FTL의 방사선 감시기는 하나로의 기존 설비와 호환성 및 운전성을 갖추어야하므로 하나로와 동일 제품으로 구매 발주하였다. 본 방사능 감시기는 미국 공장에서 제작검사에 연구소 직원이 참여하여 성능을 확인하였다. 또한 현재 설치 대기 중에 있으나 설치 시 미국 제작사의 전문가가 설치 중 및 후에 현장성능 보증을 할 수 있도록 되어있다. 본 방사능 감시기 7set는 현재 납품이 완료되어 하나로 창고에 보관 중에 있다.

현재까지 구매 발주된 기자재의 구매 현황은 표1.1.1과 같습니다.

표 1.1.1 노외공정계통 기자재 구매발주 현황

품 목 명	기기 번호	기기명	제작업체
1. 안전등급 펌프	FL-210-M-P002	MCW Pump	Hayward Tyler
	FL-220-M-P002A/B	ECW Pump	"
	FL-230-M-P002A/B	CCW Pump	"
2. Radiation Monitoring System	FL-678-J-RE-001	MCW/Letdown Monitor	Victoreen
	FL-678-J-RE-002	SCW Monitor	"
	FL-678-J-RE-003	MCW Leak Monitor	"
	FL-678-J-RE-004	Control Room Air borne Monitor	"
	FL-678-J-RE-005	Control Room Area Monitor	"
	FL-678-J-RE-006	FTL Room 1 Area Monitor	"
	FL-678-J-RE-007	FTL Room 2 Airborne Monitor	"

상기 품목 외에 FTL 설비를 갖추기 위한 연구소에서 직접구매 발주하여야 할 품목은 노내시험부(In-Pile Test Section: IPS), FTL 전기, 계장설비(Class 1E Panel 등 44 품목)으로 계획하고 있으나 현재 과제추진계획이 확정 되고있지 않아 대기 중에 있다.

(2) 제작. 설치 공사 발주 현황

노외공정설비 기자재중 건설업체에 일괄 제작. 설치하는 품목은 증장기 과제의 계획에 맞추어 발주 추진하고 있으며 3회에 걸쳐 수행 예정이었다. 발주 추진 계획에 의하면 1차 발주는 기계 제작 및 설치 공사, 2차는 HELB관련 설비제작 및 설치공사, 3차는 전기 및 계장공사 순으로 되어있었다. 1차 및 2차 공사 발주는 과제 추진기간 중에 추진되었으며 3차공사 발주는 대기 중이었다. 다음은 1차 및 2차 발주 공사업무에 대한 요약이다.

● 1차 공사발주 내역

- 공사명 : 하나로 원자로 시설내 노내실증시험설비(FTL) System 제작 및 설치
- 공사업체 : 삼성물산(주)
- 공사기간 : 1995. 11 - 1998. 7
- 공사범위 : ① FTL 기기 제작 공급
 - Tank 및 Vessel 류
 - Pump 류
 - 자동밸브류 (Control Valve/Solenoid Valve)
 - 배관류 (Support/Fitting/Pipe 등)
- ② FTL 기기 현장설치
 - FTL 공급기자재 설치 (사급자재 포함)

- 배관 제작 및 설치
- 배관 및 기기 보온공사
- Penetration Sealing 공사
- 시운전 지원

● 2차 공사발주 내역

- 공사명 : 하나로 원자로 시설내 노내실증시험설비용 고에너지 방출설비(HELB) System 구매 및 설치
- 공사업체 : 삼성물산(주)
- 공사기간 : 1997.9 - 1998. 7
- 공사범위 : ① HELB 기기 제작 공급
 - HELB용 기계기자재 (MOV, AHU, Sampling Panel등)
 - HELB용 계기류 (Orifice, Flow Nozzle 등)
 - 방사능 차폐체 (Room#2 Biological Shield, Shielding Door)
- ② HELB 기기 및 HELB설비 현장설치
 - HELB Duct 제작 및 설치공사
 - Room#1 HVAC modification 공사
 - Room#2 Door 제작 및 설치공사
 - Room#1,2 Penetration Sealing 공사
 - 원자로 Wall Penetration 공사 (750 ϕ mm)
 - MCW/ECW/CCW pump support 제작, 설치
 - Room#2 Biological Lead Shielding 제작 설치공사

(3) 제작. 설치 공사 추진현황

핵연료 조사시험설비 노외공정계통의 기자재 제작 및 설치공사는 (2)항

의 발주 내역에 따라 수행 중이었으나 과제 수행기간 중 국내경제여건 변화 및 하나로를 이용한 등위원소 생산의 연속성 유지필요 등으로 기제작 중에 있는 기자재 제작만 수행하고 현장 설치 부분은 보류 연기되었다. 이에 따라 기제작된 기자재는 현장에 입고, 보관되었으며 설치공사 수행을 위해 설치된 공사업체의 현장사무소 철수 및 계약 중간 정산하였다. 다음은 1,2차 공사의 업무추진 내역이다.

(가) 현장 설치업무 수행을 위한 준비업무

상기 1, 2차 공사업무 추진을 위한 준비업무로 수행한 내역은 아래와 같다.

-업무수행조직 및 현장사무소 개설

- 본사운영 조직편성 : 기자재 구매 및 총괄업무
- 현장사무소 개설 : 현장공사업무 수행

-업무수행절차서 작성 및 승인

- 하나로 FTL 품질보증계획서
- 사업수행절차서
- 사업수행계획서

-현장작업 절차서 작성 및 승인

- 기계설치 작업절차서
- 도장 작업절차서
- 배관제작 및 설치 작업절차서
- 배관지지대 제작 및 설치절차서
- 배관 및 기기 세척절차서
- 배관 압력 시험절차서
- 배관 및 기기 보온 작업절차서
- 현장(벽 및 바닥) 관통부위 공사절차서

- 현장 청결 유지절차서
- 일반용접절차서
- 용접절차 검정절차서
- 용접사 자격부여 절차서
- 용접봉 관리절차서
- 용접 보수절차서

-공사하도급 업체선정

-계약종결방안 협의 및 정산처리

(나) 기자재 제작 공급업무 내용

공사업체인 삼성물산(주)는 1,2차 공사 기자재공급은 제작업체에 구매 발주하여 납품하였다. 기자재제작 공급을 위해 수행한 업무내용은 구매 절차 수립, 구매사양서 작성, 구매 계약체결 등이다. 다음은 공사별 제작 공급한 기자재목록이며 현재 현장에 납품 완료되어 창고에 설치 시까지 보관 중에 있다.

① 1차 공사 기자재 공급목록

1차 공사관련 기자재 제작 공급목록은 아래 표1.1.2에서 표1.1.5와 같다. 기자재공급 범위 중에 제외된 기자재는 준공정산 방안 협의 시까지 제작에 착수되지 않아 공급범위에서 제외하여 정산 처리하였다.

표 1.1.2 VESSEL 및 TANK류 공급목록

No.	Mark No.	기자재명	제작업체명
1	FL-210-M-J-003	Main Heter	Watlow Process Sys
2	FL-210-M-J-005	Pressurizer Heater	Joseph Oat Corp.
3	FL-210-M-T-004	Pressurizer	Joseph Oat Corp.
4	FL-210-M-X-001	Main Loop Cooler	Joseph Oat Corp.
5	FL-220-M-T-004A	Accumulator A	Joseph Oat Corp.
6	FL-220-M-T-004B	Accumulator B	Joseph Oat Corp.
7	FL-231-M-T-0010	ICL Expansion Tanks	Amtrol. Inc.
8	FL-231-M-X-0001	ICL Cooler Tank	Joseph Oat Corp.
9	FL-240-M-G-003A	Purification Filter A	정우상기
10	FL-240-M-G-003B	Purification Filter B	정우상기
11	FL-240-M-G-005	ION Exchanger Filter	정우상기
12	FL-240-M-H-004A	ION Exchanger A	정우상기
13	FL-240-M-H-004B	ION Exchanger B	정우상기
14	FL-240-M-T-006	Degasifier	Joseph Oat Corp.
15	FL-240-M-T-008	Chemical Additin Tank	Joseph Oat Corp.
16	FL-250-M-T-001	Disposal Tank	Joseph Oat Corp.

표 1.1.3 Pump류 공급목록

No.	Mark No.	기자재명	제작업체명
1	FL-231-M-P-001	ICL Pump	Ingersoll Dresser
2	FL-240-M-P-009	Chem. Add. Metering Pump	Union Pump Co.
3	FL-240-M-P-010	Purification Return Pump	Union Pump Co.
4	FL-240-M-P-011	Water Make Up Pump	Ingersoll Dresser
5	FL-250-M-P-002	Disposal Pump	Ingersoll Dresser
6	FL-240-M-PD-022	Puri. Return Pump Damper	Union Pump Co.

표 1.1.4 자동밸브류 공급목록

No.	Mark No.	Size	Rate / Type	제작업체명
1	FL-210-J-AOV-0048A	4"	B.W/120S	BW/IP Intern. Inc.,
2	FL-210-J-AOV-0048B	4"	B.W/120S	BW/IP Intern. Inc.,
3	FL-210-J-AOV-0060A	4"	B.W/120S	BW/IP Intern. Inc.,
4	FL-210-J-AOV-0060B	4"	B.W/120S	BW/IP Intern. Inc.,
5	FL-210-J-FV-0025	2"	S.W/3000#/80S	BW/IP Intern. Inc.,
6	FL-210-J-FV-0029	2"	S.W/3000#/80S	BW/IP Intern. Inc.,
7	FL-231-J-TV-0001	4"	B.W/40S	BW/IP Intern. Inc.,
8	FL-240-J-FV-0003	1"	S.W/3000#/80S	BW/IP Intern. Inc.,
9	FL-240-J-FV-0020	1"	S.W/3000#/80S	BW/IP Intern. Inc.,
10	FL-240-J-FV-0021	1"	S.W/3000#/80S	BW/IP Intern. Inc.,
11	FL-240-J-FV-0040	3/4"	S.W/3000#/80S	BW/IP Intern. Inc.,
12	FL-240-J-PCV-0037	1"	S.W/3000#/80S	BW/IP Intern. Inc.,
13	FL-240-J-PCV-0038	1"	S.W/3000#/80S	BW/IP Intern. Inc.,
14	FL-220-J-SOV-0062	3/4"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
15	FL-220-J-SOV-0001A	1"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
16	FL-220-J-SOV-0001B	1"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
17	FL-220-J-SOV-0002A	1"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
18	FL-220-J-SOV-0002B	1"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
19	FL-220-J-SOV-0005A	1"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
20	FL-220-J-SOV-0005B	1"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
21	FL-220-J-SOV-0010A	1"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
22	FL-220-J-SOV-0010B	1"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
23	FL-220-J-SOV-0022A	3/4"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
24	FL-220-J-SOV-0022B	3/4"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
25	FL-220-J-SOV-0023A	3/4"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
26	FL-220-J-SOV-0023B	3/4"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
27	FL-220-J-SOV-0027A	3/4"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
28	FL-220-J-SOV-0027B	3/4"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
29	FL-220-J-SOV-0028A	3/4"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
30	FL-220-J-SOV-0028B	3/4"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
31	FL-220-J-SOV-0029A	3/4"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
32	FL-220-J-SOV-0029B	3/4"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.

No.	Mark No.	Size	Rate / Type	제작업체명
33	FL-220-J-SOV-0030A	3/4"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
34	FL-220-J-SOV-0030B	3/4"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
35	FL-220-J-SOV-0034	3/4"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
36	FL-220-J-SOV-0038A	1"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
37	FL-220-J-SOV-0038B	1"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
38	FL-220-J-SOV-0039A	1"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
39	FL-220-J-SOV-0039B	1"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
40	FL-240-J-SOV-0026	1"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
41	FL-240-J-SOV-0027A	1"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
42	FL-240-J-SOV-0027B	3/4"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
43	FL-240-J-SOV-0041	3/4"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
44	FL-250-J-SOV-0007	3/4"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
45	FL-250-J-SOV-0015	1 1/2"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
46	FL-250-J-SOV-0017	3/4"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
47	FL-250-J-SOV-0018	3/4"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
48	FL-250-J-SOV-0019	1 1/2"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
49	FL-250-J-SOV-0020	1 1/2"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.
50	FL-678-J-SOV-0003	3/4"	S.W/3000#/80S	Target Rock Corp.

표 1.1.5 Pipe 및 Fitting류 공급목록

No.	품 목	QTY	제작업체명
1	Fitting 류	1식	성광밴드
2	Flange 류	1식	한국프랜지
3	Support 류	1식	성화산업
4	형강류	1식	Consolidated Power Supply

② 2차공사 기자재 공급목록

2차 공사관련 기자재 제작 공급목록은 아래 표1.1.6와 같다. 기자재공급 범위 중에 제외된 기자재는 준공정산 방안 협의 시까지 제작에 착수되지 않아 공급범위에서 제외하여 정산 처리하였다. 특히, 2차 공사 공급 기자재는 대부분 제작 발주가 나가지 않은 상태이므로 공급하지 않는 것으로 준공정산 되었다. 2차 공사분 기자재중 1차 공사기자재와 같이 발주한 형강류만 공급되었다.

표 1.1.6 형강류 공급목록

No.	품 목	QTY	제작업체명
1	형강류	1식	Consolidated Power Supply

③ 기자재 제작완료 보고서

1,2차 공사 기자재는 설치되지 않고 현장에 입고 보관되었으며, 각 제작업체로부터 제작완료 보고서(End of Manufacturing Report : EMR)을 받았으며 주 계약자인 삼성물산으로부터도 공사완료 보고서를 접수하여 추후 설치 공사 재개시 연속성이 유지 될 수 있도록 준비되었다.

2. 노내시험부

가. 설비 개요

하나로는 경수에 의한 냉각과 경수/중수로 감속하는 개방수조형 원자로이다. 중수에 의한 중성자감속은 원자로를 둘러싸고 있는 원환형 지르칼로이 반사체용기에서 이루어진다. 핵연료는 0.7m의 긴 봉속에 우라늄-실리콘-알루미늄을 채운 것으로 U-235가 약 20% 정도 농축되어 있다. 핵연료봉은 18봉 다발과 36봉 다발의 두 종류의 핵연료다발 형태로 배열되어 있다. 원자로는 35일 주기(운전 28일, 재장전 및 운전정지 7일)로 운전된다..

하나로의 핵연료시험설비 (FTL)는 정상운전상태에서 PWR 및 CANDU 핵연료를 시험할 수 있도록 설계하였다. 핵연료시험설비의 노내시험부 (IPS)는 시험핵연료를 장전하는 용기부와 그 지지물로 구성된다. 노내시험부 용기는 하나로의 중수 반사체탱크에 있는 대실험공(LH 실험공) 속에 잘 삽입되도록 설계하였다. 용기는 알루미늄 침니의 상판에 부착된 장치를 통해 상단부를 지탱한다. 용기 하단부는 반사체탱크 하부에 있는 리셉터클에 의해 원자로 수조내에서 고정이 된다.

노내시험부 용기는 스플피스, 압력관, 유동관, 연료다발헤드, 마개헤드 등 5개의 주요부분으로 구성되어 있다. 스플피스는 노내시험부 용기를 형성하기 위한 중심집합체로서 압력관, 유동관, 연료다발헤드 및 마개헤드를 고정시킨다. 압력관은 두 종류의 서로 다른 압력유지를 가능케 하는 격리구조물로서 불활성기체로 채워진 환형공간이 있는 이중원통관으로 되어 있다. 이들 구조물은 내압만 지탱하면 충분하나 ASME 코드의 취지를 만족하도록 설계하였다. 유동관은 유입되는 주냉각수(MCW)가 하방향으로 흐르도록 그 유로를 제공하며 주냉각수를 포함하여 시험핵연료다발을 에워싸고 있다. 연료다발 헤드는 운전중 시험핵연료다발을 정위치

에 지탱하기 위한 장치이며 부가적으로 스펴피스내에 조립되어 있는 유동관과 연료다발 헤드를 고정하기 위한 제거가능한 잠금장치를 제공한다. 마개헤드는 노내시험부의 압력유지에 사용되는 장치로서 씨일이 닫힘상태가 되도록 압력을 유지해 줄뿐만 아니라 압력하중 전부가 스펴피스로 전달되도록 한다.

핵연료시험설비 냉각수는 노내시험부의 입구노즐로 들어가서 압력관의 내표면과 유동관사이의 환형공간을 통해 아래로 흘러 간 다음 시험핵연료다발을 통과하여 위로 흐르면서 핵연료봉으로부터 열을 제거한다. 냉각수는 노내시험부 출구노즐을 빠져나가 열교환기를 통과해서 펌프로 흐른다. 펌프에서 냉각수는 노내시험부 입구로 되돌아오게 된다.

핵연료시험설비에 장전되는 시험핵연료는 저농축핵연료이며(20% 미만) 정확한 농축도 및 핵연료의 기계적 설계는 조사시험시 시험자가 결정하게 된다.

노내시험부는 시험핵연료다발을 지지하고 위치를 잡아주며 정상, 이상, 비상 및 사고상태동안 정하중 및 동하중을 안전하게 흡수할 수 있도록 설계되어 있다. 노내시험부는 온도 및 압력의 변동, 취급, 지진가속 등으로 인한 응력을 견딜 수 있도록 설계하였으며 사고로 인한 하중의 영향은 설계해석에 포함되어 있다.

나. 기기구성

(1) Spoolpiece

Spoolpiece는 모든 IPS Vessel Component의 Closure Assembly이다. 이것은 Pressure Tube, Flow Tube, Fuel Bundle Head, Closure Head를 고정시키는 역할을 한다. 단일 Spoolpiece 설계는 PWR Pressure Tube/Flow Tube Assembly 뿐만 아니라 CANDU의 Pressure Tube/Flow Tube Assembly에도 맞게 설계되었다. Spoolpiece에서 IPS의 In, Outlet

Nozzle이 Interface하게 된다.

Spoolpiece는 “quick disconnect”로 Inlet과 Outlet Nozzle을 원격 해체/조립 가능하도록 되어 있다. Spoolpiece는 MCW의 Inlet, Outlet을 분리하고 Inlet, Outlet 어느 쪽으로 부터의 누출을 최소화하여 IPS에서 KMRR 수조로의 누출을 최소화한다. 위쪽과 아래쪽의 Pressure Seal은 Spoolpiece Wall에 위치한다. 아래쪽의 Pressure Seal은 Pressure Tube와 Spoolpiece 사이에 있고, 반면에 위쪽의 Pressure Seal은 Fuel Bundle Head와 Spoolpiece의 사이에 있다. Component는 필요에 따라 원격 조립/해체될 수 있다.

Spoolpiece는 ASME B&PV Code Section III Class 1 Pressure Vessel에 요구에 맞게 설계되었다. Spoolpiece의 설계 압력은 17.2 MPa이고 설계 온도는 350℃이다. Spoolpiece는 Stainless Steel 316L로 만들어졌다. Spoolpiece는 고정된 지지대에 의해 지지되지만, 전체가 IPS의 삽입 및 인출이 가능하도록 되어 있다.

(2) Pressure Tube(압력관)

두개의 다른 Pressure Vessel이 설계, 제작된다. 하나의 Vessel은 PWR Pressure Vessel로써 PWR의 시험연료를 시험하는데 사용된다. 두번째 것은 CANDU Pressure Vessel로써 CANDU 시험연료를 시험하는데 사용된다. 단지 하나의 Pressure Tube (PWR용 또는 CANDU용)만이 한 시험에 상용된다. 두 Pressure Vessels의 외부 체적은 동일하다. 그러나 PWR과 CANDU Test는 시험연료 설계와 운전온도, 압력의 요구가 다르기 때문에 내부의 체적은 다르다.

Pressure Vessel의 바깥쪽 반지름은 147.3mm로 LH Tube Wall과의 적절한 Clearance을 둔다. Pressure Vessel은 Inner Pressure Vessel과 Flow Tube사이에 충분한 유도 면적을 확보하여 적절한 냉각재 유속을 유지하도록 한다.

Pressure Vessel에는 제거 가능한 Flow Tube 고정 장치가 있다. Pressure Vessel은 이중 압력벽(Inner Pressure Tube/Outer Pressure Tub) 구조로 되어 있으며 이들 사이에 불활성 Gas가 채워지는 Annulus 공간이 있다. 각 압력벽은 ASME Code 요건을 만족하도록 설계되었으며 내부의 압력을 견딘다.

불활성 Annulus Gas는 단열재로 쓰여진다. 그러나 만일 안쪽의 압력벽이 파손된다면 바깥쪽의 내압벽이 전 계통압력에 견딜 수 있을 것이다. Two Type of Pressure Vessel의 설계압력은 PWR 17.2 MPa, CANDU 11.0 MPa이다. Pressure Vessel의 끝부분은 Inner, Outer Vessel 사이에 Gas Gap이 설치되도록 Hemi-spherical Closure로 되어 있다. Cap의 끝에는 하나로 Reflector Vessel LH에 연결될 수 있도록 Fuel Element Type의 Support가 있다. LH에 연결되는 Support는 측면 방향에서 IPS Vessel을 지지하지만 Vessel이 상하의 열팽창하는 동안의 자유롭게 움직이는 것을 허용한다.

Pressure Vessel 설계수명은 35일 주기의 운전가정시 최소 2년이 될 것이다. 모든 Pressure Vessel은 ASME B&PV Code Section III, Division 1, Class 1에 준하여 설계되었으며 Pressure Vessel 재질은 Zr-2.5% Nb.이다.

(3) Flow Tube

PWR용과 CANDU용의 2개의 다른 Flow Tube가 설계되었으며 Flow Tube는 Pressure Tube와 동일한 설계 압력을 갖고 있다.

2개의 Flow Tube는 같은 기능을 하는데, IPS로 유입되는 MCW를 유도를 만들어 주고, 시험 연료를 감싸고 있다. Flow Tube는 시험 연료에 맞는 크기이고, 재질은 Zircaloy이다.

Flow Tube는 상부 끝에서 Pressure Vessel과 Fuel Bundle Head에 부착되어 있다. 2개의 Piston Rings이 Flow Tube와 Spoolpiece 사이에

있어 MCW의 Leakage를 최소로 한다. 제거 가능한 고정 장치가 Spoolpiece 안에 있어 Flow Tube와 Fuel Bundle을 고정하게 설치되었다. Instrument 선이 들어갈 수 있는 통로도 Flow Tube 에 있다.

(4) Fuel Bundle Head

Fuel Bundle Head는 실험을 하는 동안 시험연료를 잡아 위치시키는 것이다. 더욱이 이것에는 Flow Tube와 Fuel Bundle Head를 Spoolpiece안에 고정시키는 고정 장치도 있다.

Fuel Bundle Head는 시험연료의 Instrumentation을 위한 22개의 Lead Pathway가 있고, Flow Tube Outlet의 온도/압력 측정 및 Gas Gap 압력 측정을 위한 Line을 포함하여 Total 22개의 측정 Line을 수용할 수 있다. Fuel Bundle Head는 ASME Code Section III, Class 1, 압력경계 기기에 맞게 설계되었다. 이것은 316L Stainless로 제작된다. Fuel Bundle Head의 Pressure는 350℃에서 17.2MPa이다.

(5) Closure Head

Closure Head는 Seal로 IPS Vessel을 밀봉하여 압력을 유지하고 Spoolpiece로 압력 부하를 전달하여 IPS의 압력을 유지한다.

이것은 원격으로 압력유지 Seal을 재빨리 밀봉시킨다. 더욱이 Closure Head에는 원격 취급 공구가 부착되는 곳이 있고, IPS 압력 밀봉재의 삽입과 밀봉이 가능하도록 설계되었다. 이것은 Fuel Bundle Head의 Instrumentation Lead와 잘 맞도록 되어 있다. Closure Head는 ASME Code Section III Class I의 요구에 맞게 설계/제작된다. Head의 재질은 Stainless 316L이다. Closure Head의 압력은 350℃에서 17.2MPa이다.

(6) Pressure Retaining Seal

FTL의 IPS의 Pressure을 유지하는데 2개의 금속 Seal이 사용된다. 아래쪽의 Seal은 Spoolpiece와 Pressure Vessel 사이에 위치하며 위쪽의 Seal은 Spoolpiece와 Fuel Bundle Head사이에 위치한다. Seal은 MCW가 수조내로 누출되는 것을 방지한다. 아래쪽의 Seal은 Pressure Vessel Flow Tube, Fuel Bundle Head를 통하여 Closure Head에 가해지는 힘에 의해 밀봉된다. 위쪽 Seal은 Fuel Bundle Head를 통하여 Closure Head에 가해지는 힘에 의해 밀봉된다.

(7) IPS Insulation

IPS는 KMRR 수조 Water로 부터 단열되어 있다. Insulation은 IPS의 외부를 둘러싸고 있어, IPS로부터 Pool Water로의 열 전달을 줄여 준다. Insulation은 Insulation 표면의 Bulk Boiling을 막게 설계되어졌다. Insulation은 Stainless Steel Tube 속에 Ceramic Fiber를 넣은 것으로, 수조의 오염을 방지한다.

다. 노내시험부 제작

(1) 개 요

노내시험부의 압력관 재료는 ASTM B350-80 GradeR60901의 Zr-2.5% Nb 이며 solution annealed된 단조물로 ASME Sec.III Class1에 따라제작된다. 노내시험부 압력관은 이중압력관으로서 내부 압력관은 외부 압력관에 비하여 두껍게 제작된다. 각각의 압력관은 다섯부분으로 나누어 단조물로부터 기계가공 및 용접을 통하여 제작되는데 내부 압력관, 외부 압력관, 밀봉부분이 있는 상부구조물, 두개의 반구형 end cap으로 구성된다.

내부 압력관과 외부 압력관 사이에는 불활성 기체인 Argon 가스로 초기에 충전되고 압력관의 누설시험과 압력시험이 수행되며 Argon 가스를

충진한 후에 용접으로 밀봉한다. 모재와 용접부의 결합 가능성에 대비하여 모재와 관형의 용접 가공 부분에 대하여 육안검사, 액체침투 탐상 검사, 초음파 검사 및 방사선 투과시험등 비파괴 검사를 수행한다. 모재와 용접부의 금속학적 및 조직상의 결합은 기계적, 화학적, 현미경 조직사진을 통하여 검사하고 관형의 용접시편은 제작시와 동일한 조건하에서 동시에 제작된다. 또한 냉각수와 접촉되는 압력관의 표면은 산화막 처리를 위하여 Autoclaving을 수행한다.

(2) 제 작

(가) 일반사항

Zr 합금을 구조물에 사용하는 경우에는 Al, Hg, Sn, Bi, Zn, Cd, Pb, Cu, B, Hf, S 등의 오염을 방지하여야 하며 felt-tip 형태의 marker pen으로 표시하거나 접착 테이프등을 사용해서는 안된다. 또한 가공중에 사용되는 각종 공구들로 부터 오염을 방지하기 위하여 상기에 서술한 이물질 제거한 상태를 유지하여야 하며 가공후에도 모든 제작품들은 폴리에틸렌 봉투로 밀봉하거나 폴리에틸렌 가방안에 보관하여야 한다. 이외에도 제작전에 용접봉을 포함한 모든 사용재료의 재료 검사성적서를 작성하여 승인을 받아야 한다.

(나) Zr-2.5%Nb 용접 요구조건

모든 용접작업은 Argon 가스가 채워진 글로브 박스안에서 수행되며 용접시 산소, 수소, 질소 등의 오염을 방지하여야 하고 다음의 요구조건을 만족시켜야 한다.

① 용접 챔버에 연결된 모든 Argon 가스 공급관은 챔버를 비우기 전에 미리 Argon 가스로 충전 가압하여 용접 분위기의 오염을 방지한다.

② 용접 챔버는 10^{-3} torr 보다 낮게 진공을 시키고 시간당 36밀리 torr 보다 크지 않게 서서히 가압하도록 하며 별도의 압력상승 시험으로 입증하여야 한다. 이 진공상태는 진공펌프를 사용하여 계통을 청결하게 유지시킬 수 있도록 최소한 30분 이상을 유지하도록 한다.

③ 용접 챔버의 진공상태가 유지되면 99.995% 이상의 고순도 Argon 가스로 대기압 상태까지 충전하도록 한다. 용접 챔버에서 펌프를 시간과 Argon 가스의 충전 사이의 시간차는 되도록 최소화 시키며 Argon 가스통의 압력이 0.14 MPa 이하로 낮아지면 사용치 않도록 한다.

④ 산소 계기를 용접 챔버에 부착하여 용접챔버 내에 산소가 없음을 보여야 한다.

⑤ 압력경계 관련 부분의 용접은 ASME Sec. III 요구조건에 따라 관리, 검사, 시험 등이 수행되어야 한다.

⑥ 모든 용접은 ASME Sec. VIII Div. 1 의 Zr Grade60705 (UNF-56 (d) 1992)의 요구조건에 따라 응력을 제거시켜야 한다. 즉 용접후 14일 이내에 용접부는 불활성기체나 진공상태에서 최소 1시간 이상 538℃ - 593℃로 응력을 제거하여야 한다.

⑦ 모든 용접봉은 Zr-2.5%Nb 봉재로 부터 가공하여 사용할 수 있다.

(다) Zr-2.5%Nb 단조재

① 재료 형태

초기 사용재료는 ASTM B350-80 Grade60901로 만들며 이 재료로부터 단조봉을 ASTM B351-92에 따라 solution annealed 상태(677°C-788°C에서 annealing)로 제작하게 되나 재료의 특수성으로 다음과 같은 요구조건을 만족시키도록 하였다.

② 일반 요구조건

- ASTM E8에 따라 각각의 lot 에 대하여 상온에서 2개의 인장시험을 수행하며 billet의 상부와 하부끝단에서 인장시편을 길이 방향으로 채취하여 ASTM B351을 만족시켜야 한다.

- Ingot 의 화학분석을 ASTM B350에 따라 수행하며 최종 제품의 Nb, H₂, O₂, 및 N₂ 분석은 ASTM B351에 따라 수행하여 이들 요건을 만족시켜야 하며 재시험도 ASTM B351을 만족시켜야 한다.

③ 추가 요구조건

- 2개의 횡단면 인장시험이 상온에서 요구되며 billet의 상부와 하부 끝단에서 시편을 채취하고 길이 방향의 경우와 마찬가지로 ASTM B351을 만족시켜야 한다.

- 각각의 lot 에서 ASTM E21에 따라 350°C에서 4개의 인장 시험이 요구되며 2개는 길이방향 2개는 횡단면 방향으로 시편을 billet의 상하부 끝단에서 채취하여야 한다.

- 각각의 lot에서 2개의 부식시험이 ASTM G2의 시험방법에 따라 요

구되며 billet의 상하부 끝단에서 시편을 채취하고 ASTM B351을 만족시켜야 한다.

- 완성된 billet의 전후면에 대한 3개의 경도시험이 요구된다.

- 시험후 Zr-2.5Nb 잔재는 압력관 제작자가 보관한다.

- 각각의 lot에 대하여 2곳의 초기 grain 크기 측정을 하여야 한다.

- 각각의 lot에 대하여 압력관 제작자는 4개의 파괴인성 시험 시편을 billet의 상하부 끝단에서 채취하여 제작하여야 하며 압력관의 내부 표면에서의 축방향 결함을 고려한 pre-fatigued 크랙이 존재하는 compact tension 시편이어야 한다.

④ 비파괴검사

Billet은 원통형의 바깥 표면으로부터 100% 초음파 탐상 검사를 ASME Sec.V에 따라 수행하며 결함의 수정은 허용하지 않는다. 외부표면은 100액체 침투 탐상 시험을 ASME Sec.V에 따라 수행한다.

(라) 압력관 제작

① 제작방법

압력관 튜브는 Zr-2.5Nb 단조물을 deep hole boring으로 외부표면을 초기 가공한 후 최종 기계가공과 내부 연마를 수행한다. 이 단계에서 내부 압력관의 외부 표면은 최종적으로 가공된다. 가공중 응력 제거 열처리가 가능하도록 제작 단계에서 고려하여야 한다. 반구형의 end cap은 단조봉으로부터 기계가공하게되며 CANDU형 유동 damper도 단조봉으로부터

기계가공되며 내부 압력관의 end cap 최종 검사 후 압력관에 end cap이 용접되기 전에 부착된다.

② 검사

압력관과 end cap은 ASME Sec.V에 따라 원통형 또는 구형의 표면으로부터 100% 초음파 탐상 검사를 수행하여야 한다. 기타 외부 표면은 가능한 100% 액체 침투 탐상 검사를 수행하며 접근이 불가능한 내부 표면은 육안검사로 표면결함을 검사하게 된다.

③ 감시시편 제작

제작에 사용된 압력관 재료에 대하여 다음과 같은 감시시편이 제작된다.

- 횡방향 조사인장시편 4개
- 축방향 notch가 있는 SENB(3point notch) 시편 4개
- 횡방향 조사인장시편 추가분 2개
- 축방향 notch가 있는 SENB(3point notch) 시편 추가분 4개

(마) 용접절차

용접절차는 ASME Sec.IX에 따라 검증되어야 하며 6mm 두께의 재료에 대한 원주방향의 맞대기 용접검증은 3mm-12mm 두께 범위의 PWR 및 CANDU 재료에 대하여 용접을 검증하게 된다. 용접절차 검증은 용접절차 검증시 용접을 수행한 용접사에 대한 자격검증도 자동적으로 수행하게 되며 추가로 필요한 용접사의 자격검증은 ASME Sec.IX의 요구조건에 따라 검증되어야 한다. 용접절차와 관련하여 추가로 요구되는 조건은 다음과 같다.

용접전 용접되는 모재의 표면은 AECP20 Procedure 5H4에 따라 표면의 기름을 제거하여 깨끗하게 유지하여야 한다. 기계가공된 압력관의 끝단에

서 2개의 원통형 시편을 채취하여 용접면 가공을 수행한다. 용접작업은 (나)항의 용접 요구조건에 따라 수행되어야 하며 용접후 응력을 제거시켜야 한다. 이 작업이 완료된 후 ASME Sec. III의 요구조건에 따라 방사선 투과 검사와 액체 침투 탐상 검사를 수행한다. 모든 검사와 시험이 요구조건을 만족시키면 다음과 같은 시험 시편을 제작하여 시험을 수행한다.

- 축방향 용접부 인장시험 2개 (상온) : 최소인장강도>모재 인장강도
- 축방향 용접부 인장시험 2개(350℃) : 최소인장강도>모재 인장강도
- Root bend 시험 2개 : ASME Sec. IX
- Face bend 시험 2개 : ASME Sec. IX
- 용착금속의 화학분석 (H₂, N₂, O₂) : ASTM B351
- 용접부 macrograph(Hardness scan 포함) 2개
- 용접부 micrograph(Grain size 포함) 2개
- 용접부 부식시험 2개 : ASTM Test Method G2, ASTM B351
- Axial single edge notch bend (SENB) 4개 : 용접부 및 열영향부 파괴인성 시험

(바) 압력관 용접

① 내부압력관의 반구형 End Cap과 상부 용접

- 내부압력관은 1차용접이 완료된 후 최종길이로 기계가공한다
- 이와 동시에 압력관 용접절차와 동일한 방법으로 용접준비를 한다. (용접 챔버는 반드시 용접기간중 밀봉하여야 한다)
- 용접후 응력을 제거시키고 방사선 투과시험과 액체 침투 탐상 시험을 요구조건에 따라 수행한다
- 용접 시험시편은 검사완료후 다음과 같이 사용된다.
 - 축방향 용접 인장시험 2개(상온)

- . 축방향 용접 인장시험 2개(350℃)
- . Face bend 시험 2개
- . Root bend 시험 2개
- . Macrographic/micrographic 시험
- . 경도시험

용접부 시험 시편에 대한 시험 및 허용기준은 (마)항에서 서술한 내용에 따른다

용접 시험 시편중 잔여분은 감시시편 제작용으로 사용되며 감시시편은 다음과 같이 제작한다.

- . 축방향 용접부 인장 조사시험 시편 4개
- . SENB 용접부 조사시험 시편 4개
- . 축방향 용접부 인장 조사시험 시편 추가분 2개
- . SENB 용접부 조사시험 시편 추가분 4개

내부압력관의 외부표면은 AEC20 Procedure 5H.1.2(C)에 따라 기름을 제거하고 깨끗하게 유지하여야 한다

응력제거를 여러차례에 걸쳐 수행할 경우를 대비하여 여분의 인장시험시편 2개를 제작하여 중복 응력 제거가 재료강도에 미치는 영향을 평가하여야 하며 이 시편들은 350℃에서의 모재의 인장강도와 비교하기 위하여 시험하게 된다.

② 외부압력관 용접

- 외부압력관은 내부 압력관의 sub-assembly에 상부 용접을 수행하게 된다.
- 각각의 외부압력관을 반구형의 end cap에 용접하는 동안 용접 절차에 따라 용접관리를 수행한다. 내외부 용접비드는 깨끗이 다듬은 다음 외부 표면은 액체 침투 탐상 검사와 육안 검사를

수행한 후 용접부는 방사선 투과 검사를 수행한다.

- 용접부에 대한 모든 검사와 시험이 허용기준을 만족하면 내부 압력관의 경우와 마찬가지로 용접부에 대한 시험시편을 제작하며 이의 시험 및 허용기준은 (마)항에서 서술한 내용에 따른다.
- 용접부 시험시편중 잔여분은 감시시편 제작용으로 사용되며 그 내용은 내부압력관의 경우와 동일하다

(사) 용접된 압력관의 기계가공

압력관의 외부표면과 상부 끝단부를 도면에 따라 최종 기계가공을 수행한다.

(아) 표면처리

압력관 표면의 습기를 제거하고 이 표면의 autoclaving은 표면의 손상을 최소화 하기 위하여 내외부 압력관 사이의 argon 가스 충전용 연결관 설치전에 수행한다. 외부표면의 autoclaving전에 표면은 AEC20 Procedure 5H4에 따라 표면처리를 하여야 하며 세척용 화학제가 압력관 interspace 내에 흘러 들어가지 않도록 주의 하여야 한다. 압력관 외부 표면은 $400^{\circ}\text{C} \pm 7.5^{\circ}\text{C}$ 의 온도에서 최소한 72시간 동안 순수 증기 상태로 10.3MPa의 압력으로 autoclaving 작업을 수행하여야 한다. 외부 압력관의 용접 표면과 내부 압력관의 내부 용접 표면의 autoclaving 후 용접결함을 육안검사로 변색여부를 감지하여 수행한다.

(자) Interspace 가스 연결관

Interspace의 argon 가스 충전 및 시험을 위한 연결관은 내외부 압력관의 상부에 용접되며 연결관의 용접부는 액체 침투 탐상 검사를 수행한다.

(차) 압력 및 누설시험

각각의 압력관은 유동관과 핵연료 bundle head 에 조립되고 여러종류의 밀봉 부품과 함께 spool piece에 설치된다. 상부 뚜껑이 조립되고 유압 덮개용 공구를 사용하여 Bellevill spring을 압축시킨 후 상부 뚜껑의 clamping 볼트를 체결시킨다. 압력경계의 과압시험은 설계압력의 1.25배로 최소 30분간 유지시켜 ASME Sec. III의 요구조건에 따라 수행되어진다. 내부 압력관과 핵연료 bundle head 가 설계압력의 1.25배로 시험됨과 함께 외부 압력관은 interspace의 가스 연결관을 사용하여 압력시험을 수행하게 된다. spool piece의 내부구조물은 압력시험 후 spool piece에서 분리하고 압력관은 별도로 다른 구조물로부터 분리하여 He 가스를 내부에 채운 후 interspace를 진공으로 유지하여 누설시험을 수행하게 되며 최대 누설 허용량은 10^{-7} mbar litre/s이다. 누설시험이 완료된 후 압력관의 interspace는 고순도의 argon가스로 요구 압력에 맞추어 충전한 후 가스 연결관은 용접으로 밀봉한다.

라. 원자재 구매

IPS 제작을 위하여는 압력관 재료로 사용되는 Zr-2.5%Nb재료와 유동관 재료로 사용되는 지르칼로이 재료를 제작 전에 확보하여야 한다. 그러나 상기 재료들은 구매에 상당한 시일이 소요되므로 영국의 AEA사와 1996년 12월 IPS 제작 계약직후 AEA에서 바로 구매를 하였다. 그러나 1997년말 국내 경제사정의 악화로 영국의 AEA사와 1998년에 계약을 중도 해지하게

되어 제작도면작성, 기계가공, 용접 등 '다'항에서 기술한 실제 제작업무는 수행하지 못하였으며 기 구매 발주된 원자재만 들여오게 되었다. 이들 원자재의 종류는 압력관용재료인 Zr-2.5Nb 재료(Solid Bar 및 Hollow Bar)와 유동관재료인 Zircaloy-4 재료(Sheet), Dummy Spoolpiece용 재료인 S.S 304L(Hollow Bar), Seal Insert재료인 Inconel718 재료(Solid Bar)이며 기입고된 원자재목록은 표 1.2.1과 같다.

표 1.2.1 IPS용 원자재 공급목록

Item	Material	Form	O.D (mm)	I.D (mm)	Width (mm)	Length (mm)	No. of Piece	Weight (kg)	Cast Number
1	Zr-2.5Nb	Solid Bar	145			400	1	43.8	239805
2	Zr-2.5Nb	Solid Bar	145			1200	1	131	239805
3-4	Zr-2.5Nb	Hollow Bar	165	100		470	2	84.8	239805
5-6	Zr-2.5Nb	Hollow Bar	165	100		1450	2	261	239805
7	Zr-2.5Nb	Hollow Bar	145	100		1370	1	78.9	239805
8	Zr-2.5Nb	Hollow Bar	145	95		1370	1	86.2	239805
9	Zr-2.5Nb	Solid Bar	165			150	1	21.5	239805
10	Zr-2.5Nb	Hollow Bar	165	100		150	1	13.5	239805
11	Zr-2.5Nb	Hollow Bar	145	100		150	1	8.9	239805
12	Zr-2.5Nb	Hollow Bar	165	80		1400	1	159	239805
13	Zr-2.5Nb	Hollow Bar	165	80		450	2	99.8	239805
14-15	Zr-2.5Nb	Hollow Bar	165	80		400	1	44.2	239805
16	Zr-2.5Nb	Solid Bar	165			450	1	64.2	233074
17-20	Zircaloy4	Sheet(2mm)			350	1700	4	31.3	268298
21	S.S 304L	Hollow Bar	190	140		1500	1	155	438476
22	S.S 304L	Hollow Bar	170	106		1800	1	200	440205
23	Inconel718	Solid Bar	139.7			9.5	1	1.2	JJ25
24	Inconel718	Solid Bar	177.8			19	1	3.9	JK36

제 2 절 인허가

1. 인허가 추진 전략

가. 추진전략

하나로에 설치하고자 하는 핵연료시험설비는 세계적으로 현재 그 세부적인 인허가기준이 정립되어 있지 않은 원자력설비이다. 그 이유는 설비의 기능이 새로운 핵연료를 개발하는 과정에서 필요한 시험을 수행하는데 있고, 핵연료의 설계자체가 이 시험설비와의 상호 피드백을 통해 검증·보완·개선되므로 설비의 설치 시점에서는 안전성입증의 핵심인 확정된 핵연료설계가 존재하지 않기 때문이다.

즉, 초기 개발단계에서 제시될 수 있는 다양한 형태의 시험핵연료를 수용하기 위해서는 특정 핵연료를 대상으로 하는 상업용원자로의 안전성분석과 같은 엄밀하고 광범위한 분석이 불가능하기 때문에 이와 같은 설비 자체의 한계성을 감안하여 모든 원자력국가는 기본적인 안전기능의 확보에 대해서만 개략적인 인허가기준을 마련해 두고 있으며, 실제 설치과정에서는 규제당국과 설치자간에 긴밀한 협조관계를 유지하면서 상호협약에 사업을 진행시켜 나가고 있다.

물론 시험하고자 하는 핵연료의 설계를 개발해 놓고 이에 맞추어 핵연료시험설비를 설계하는 경우도 있기는 하나 이 경우라 하더라도 시험과정에서의 다양한 설계변경 가능성을 수용해야 하기 때문에 엄격한 실증시험 데이터의 제시와 이에 근거한 안전성분석을 요구하는 상업로와 대등한 수준의 안전성분석이 수행될 수는 없다.

하나로 핵연료시험설비는 크게 노내시험부와 노외공정설비로 구분되는데 시험 핵연료가 결정되지 않은 현상태에서 노외공정설비의 설계 기준은 추후 가능한 한 모든 시험핵연료를 수용할 수 있도록 참조용 시험핵연료를 가상으로 설정하여 이를 토대로 PWR 및 CANDU 운전조건을 모사 할 수 있도록 구성하였으며, 노내시험부는 기존 하나로의 수직공(LH)에 맞추어 최대

한 PWR 핵연료의 경우 24pins을 CANDU 핵연료의 경우 1Bundle을 시험 할 수 있도록 하였으며 시험 핵연료가 결정되면 이 범위 내에서 수용 할 수 있도록 설계 제작 할 예정이다.

나. 인허가 신청범위 및 인허가 접근방법

(1) 인허가 신청범위

금번 제출한 하나로 핵연료시험설비 인허가신청의 범위는 시험대상 핵연료의 설계가 아직 개발되지 않은 점을 감안하여 다음을 그 범위로 한다.

- 핵연료시험설비의 설치
- 핵분열성물질을 장전하지 않은 시험설비의 성능시험 및 시운전

(2) 인허가 접근방법

상기와 같이 FTL의 인허가범위가 시험핵연료를 장전한 설비운전은 제외되어 있고, 향후 시험핵연료의 실제 사양은 표준시험핵연료와 상당 부분 상이할 것이 예상되므로 금번 인허가에서는 안전기능의 충분한 확보와 이의 검증을 중점적으로 강구하였다.

차후 시험핵연료의 설계가 확정되고 실제 시험을 수행하고자 할 때에는 시험별로 하나로 시험허가 신청 절차 또는 KINS가 제시하는 별도의 절차에 따라 필요한 조치를 취한 후 시험을 수행토록하며, 이때 다음사항에 대해 안전성평가를 추가로 수행 할 계획이다.

- 시험 대상 핵연료의 안전성평가
- 시험 대상 핵연료를 기준으로 한 계통운전 조건 수립
- 시험 대상 핵연료에 따른 노내시험부의 건전성평가

다. 설비의 안전설계 원칙 및 설계구현방법

핵연료시험설비는 비록 장전되는 시험핵연료의 량이 소량이라 하더라도 핵분열반응을 일으키는 설비이므로 이를 외부로부터(하나로 제어장치) 제어되는 유사 원자로시설로 간주하고 그 설계, 제작, 설치 및 운전에 여타 원자로시설에 적용된 안전원칙을 동등하게 적용토록 하였으며, 구체적으로는 다음과 같다.

안전원칙 1

핵분열생성물이 환경으로 유출 및 사고발생 가능성을 최소화하기 위한 심층방어 개념을 구현하기 위해 R.G.1.26 및 ANSI/ANS 51.1을 적용하여 다음의 핵안전기능을 수행하는 안전설비를 확보한다. 이들 설비는 안전계통으로 분류하고 단일고장기준을 적용하여 다중성 및 다양성을 확보토록 한다.

- 이상상태 발생시 시험설비를 안전하게 정지시키고 핵연료의 붕괴열을 지속적으로 제거함으로써 사고를 방지할 수 있는 기능
- 사고가 발생하였을 경우 이를 조기에 진압하고 사고의 확대를 방지할 수 있는 기능
- 발생가능성이 극히 낮은 사고에 대해서도 그 결과를 최소화할 수 있는 기능

안전원칙 2

핵연료시험설비의 추가로 인해 기존의 하나로 안전성이 저하되지 않도록 한다.

안전원칙 3

10CFR100의 최대가상사고(Maximum Credible Accident)를 가정하여 사고시 소외선량 규제기준을 만족할 수 있도록 공학적 안전설비를 둔다.

안전원칙 4

하나로의 안전성에 영향을 주지 않는 범위내에서 하나로의 기존설비를 활용하되 시험설비자체적으로 필요한 안전설비는 별도로 확보하고, 이 추가되는 안전설비는 하나로의 안전성을 증진시키는데에도 기여할 수 있도록 한다.

안전원칙 5

시험설비의 특성상 객관적 검증이 어려운 사항이 발생할 수 있으나 이 경우 유경험 선진국의 자료와 기술을 최대한 활용하여 안전성이 보완 될 수 있도록 한다.

2. 핵연료조사시험설비 안전성분석보고서 심사경위 및 현황

가. 핵연료조사시험설비 안전성분석보고서 심사경위

FTL의 설치 및 운영 인허가 취득을 위해 기존 하나로 SAR 11.2.1.6항 “핵연료 시험을 위한 조사장치와 냉각보조장치등에 대한 안전성 평가는 상세설계가 완료된 후 별도의 안전성 분석보고서로 제출될 것이다”에 따라 FTL의 상세설계가 완료된 시점에서 안전성분석보고서를 작성 제출키로 하고 SAR 작성 및 심사지침을 아래와 같이 과기처 원자력안전과와 협의하였다.

- FTL SAR은 하나로 SAR에 따라 상세설계 후 별도의 안전성분석보고서를 과기처에 제출한다.
- KINS는 과기처에 제출한 안전성분석보고서를 심사하고 FTL의 운전은 안전성분석보고서 심사가 완료된 후 착수한다.
- FTL의 공사 및 기자재구매는 하나로 건설.운영허가 사항으로 간주하

고 FTL SAR 심사와 별도로 추진할 수 있다.

상기 협의 내용에 따라 '96.7월에 FTL SAR을 작성 과기처와 KINS에 제출하였다. FTL SAR 심사를 위해 KINS는 3차에 걸친 심사질의서를 연구소에 보내왔으며, 연구소는 3차에 걸친 답변을 제출하여 현재 심사 마무리 단계에 있다. 표 2.1.1은 FTL SAR 심사경위를 날짜별로 나열하였다.

표 2.1.1. FTL SAR 심사경위

일 자	경 위	비 고
1995.2.23	FTL 인허가 방안협의	과기처/KINS/KAERI
1995.3.28	FTL 설계 설명회	KINS
1996.7.8	FTL 안전성분석보고서 제출	과기처/KINS
1996.12.3	FTL SAR 1차 심사질의서 접수	84개 문항 질의
1997.5.21/23/26	1차질의 답변서에 대한 사전 협의	KINS/KAERI
1997.6.19	FTL SAR 1차 심사답변서 제출	84개 문항 답변
1997.8.28	FTL SAR 2차 심사질의서 접수	118개 문항 질의
1997.10.14	2차질의 답변서에 대한 사전 협의	KINS/KAERI
1997.11.27	FTL SAR 2차 심사답변서 제출	116개 문항 답변
1997.12.23	FTL SAR 2차 심사답변서 추가제출	2개 문항 답변
1998.3.19	FTL SAR 2차보완 심사질의서 접수	42개 문항 질의
1998.4.30/5.22	2차보완질의 답변서에 대한 사전 협의	KINS/KAERI
1998.6.9	FTL SAR 2차보완 심사답변서 제출	39개 문항 답변

나. 핵연료조사시험설비 안전성분석보고서 심사현황

FTL SAR에 대한 심사는 상기의 핵연료조사시험설비 안전성분석보고서 심사경위에서 기술하였듯이 KINS로부터 3차에 걸친 심사질의서를 접수하여 이에 대한 답변을 제출하였으며 현재 KINS에서 마무리 중에 있다.

지금까지 3차에 걸친 질의는 총 244개 문항이 제시되었으며, 이에 241개 문항에 대한 답변을 완료한 상태이다. 답변이 되지 않은 질의 내용은 소외전력계통의 신뢰성분석과 FTL 운전 및 비상운전절차서 작성지침에 대

한 것을 현재 연구소 내에서 답변작성은 완료한 상태이나, 제3절에서 제시하는 핵연료 조사시험설비의 설계변경이 있을 시 기존 제출한 FTL SAR의 변경이 불가피하며 이에 따른 추가심사가 불가피하므로 현 상태에서 설계변경 후 이에 따른 FTL SAR 변경하여 추가심사 받는 것으로 추진 중에 있다. 표 2.1.2는 현재까지 심사한 현황을 요약한 것이다. 자세한 심사질의 답변서는 부록(FTL 인허가 심사질의 답변서)과 같다.

표 2.1.2 FTL SAR 심사현황

구 분	질의문항	답변문항	답변 잔여 내용
1차 심사	84 문항	84 문항	없음
2차 심사	118 문항	118 문항	없음
2차 보완심사	42 문항	39 문항	<ul style="list-style-type: none"> • 2-11.5.9.4-1 : 소외전력계통 • 2-11.5.14.9-3: FTL운전 및 비상 • 2-11.5.14.9-4 운전절차 지침

3. FTL SAR 심사 주요쟁점사항 및 대처내용

하나로 핵연료시험설비는 핵연료의 개발 및 개선에 필요한 기초자료를 얻고, 실험을 통한 개념 및 설계의 검증을 위해 하나로에 설치되는 여러 조사시설 중의 하나이다. 본 시설은 현재 가동중인 상업용 원자로에 사용되거나 향후 새로이 개발, 사용하게 될 핵연료가 시험의 주대상이기 때문에 PWR과 CANDU의 노심 환경을 모사할 수 있는 능력을 갖추도록 하였으며, 이러한 시험조건하에서 안전하게 핵연료 조사시험을 수행할 수 있도록 설계를 진행중이다.

그러나 본 시험시설은 상업용 및 연구용 원자로와 같이 설비의 설계와 동시에 장전할 핵연료가 결정되는 것이 아니라, 핵연료시험이라는 활용목적상 먼저 시설을 설치하고 운전허가를 받은 후 필요에 따라 시험핵연료를 설계하고 그 설계를 바탕으로 시험을 수행하게 된다. 현재 이러한 연

구시설의 경우 인허가기준에 대한 명확한 법규가 제시되어 있지 않는 상황이므로 본 사업자는 안전성을 최대한 고려하기 위하여 하나로 인허가에 서와 마찬가지로 상업용 원자로에 대한 법규 및 요건을 준용하고 있다.

그렇다하더라도 다양한 미지의 형태를 갖게 될 핵연료를 대상으로 실험을 수행해야 할 본 설비에 단일 핵연료를 장전하여 운전하는 상업용 원자로의 기준을 그대로 적용하는 데에는 한계가 있을 수밖에 없으며, 안전성 분석의 도구 및 그 적용방법, 각종 수식의 적용 타당성 및 정확도면에서 상업용 원자로와 버금가는 수준을 요구하기에는 어려움이 있다. 즉, 아무런 기준이 없는 상황에서 인허가를 취득하는 데에는 어려움이 있으며 이러한 연유로 부득이하게 상업용 원자로의 적용법규 및 요건을 원용하였다 하더라도 이는 안전성확보를 위한 접근개념이라든지 기준의 설정방법, 안전기준 설정시에 고려되어야 할 요소들을 보다 객관성 있게 결정함으로써 원천적인 문제에 대한 논란의 소지를 최소화하고자 함이 주된 목적이며, 개별 요건의 실제 적용에 있어서는 적용의 심도를 사안별로 달리 해야 할 것이다.

또한, 본 실험시설은 상업용 원자로와 비교할 때 그 출력이 매우 낮으며(800kw 이하), 핵연료의 출력이 하나로에 의해 제어되고, 보호계통을 통해 설비에 약간의 이상이라도 있으면 운전을 중지하며, 방사선원(Source Term) 또한 크지 않다는 차이가 있습니다. 따라서, 인허가에 대한 규제 원칙도 이러한 시설 및 운전 개념의 차이와 이에 따른 안전성의 중요문제 또한 상업용 원자로와는 차이가 있을 수밖에 없음을 고려해서 정해야한다.

이러한 측면에서 인허가관점은 시험설비의 시험능력에 대한 사항이 되어야 하며, 시험능력을 입증하기 위해 가정한 표본시험핵연료의 구체적인 안전성입증은 아니라고 본다. 핵연료의 건전성을 포함한 상세한 안전성분석은 추후 시험핵연료(개발 대상 핵연료)의 개발단계에서 추가로 입증하게 될 것이다.

위와 같은 설비의 특성 때문에 본 사업자는 FTL 설계의 기본원칙을 다음과 같이 정하고 그 동안 설계를 수행하여 왔다.

첫째, 핵연료시험설비를 대상으로 하는 명시적인 안전기준이 없다하더라도 현재 원자력관련설비중 가장 체계화가 되어 있는 원자력발전소에 적용하는 안전기준의 기본정신을 최대한 준용토록 한다. 이의 준용방식은 핵연료시험설비와 유사한 상황에서 선행 건설된 하나로 방식의 방식을 참조토록 한다. 즉, 안전기준을 설정함에 있어 상업용 원자로의 안전기준중 정성적으로 채택할 수 있는 기준은 그대로 따르되 정량적 기준은 사안별로 설정한다.

둘째, 따라서 설비의 안전원칙은 상업용 원자로 및 연구용 원자로에서와 같이 심층방어 개념에 입각한다.

셋째, 심층방어 개념에 입각하여 사고방지, 사고완화 및 가상사고에 대한 대비책을 기능적으로 확보하며, 이를 위해 공학적 안전설비를 추가하고 단일고장기준, 다양성 및 다중성의 확보, 그리고 안전등급 및 품질등급 기준 등을 채택한다.

넷째, 상용 원자로에 비해 출력이 극히 낮지만 10CFR100의 최대가상사고 기준을 적용하여 시험핵연료의 100% 용융을 가정, 이 때의 방사선원에 기준하여 소외선량 규제치를 만족토록 필요한 설비를 보강한다.

다섯째, 설비의 설계사양 결정을 위해 포괄적수용개념(Enveloping Concept) 하에서 시험핵연료의 최대출력 및 이에 근거한 방사선원을 결정하고 가상의 표본시험핵연료를 설정한다. 가상의 표본시험핵연료를 대상으로 한 사고해석 결과에 따라 설비를 구성하는 개별 기기의 설계사양을 확정하고 이들 개별 기기의 설계사양이 궁극적으로 설비의 포괄적 수용용량이 되도록 한다. 즉, 추후 실제 수행하게 될 핵연료시험은 본 단계에서 결정된 설비 사양이 수용하는 범위 내에서 수행하게 될 것이며, 포괄적수용범위 내에 수용되는지 여부는 시험핵연료의 사양이 확정되는 시점에서 개별적으로 평가를 하게 될 것이다.

이처럼 FTL의 안전성분석에 사용한 표본 시험핵연료의 개념은 어디까지나 설비의 포괄적수용 경계를 설정하기 위한 방법일 뿐이므로, FTL 인허가심사에서는 안전성해석의 정량적 정확도에 심사의 초점을 맞출 것이 아니라 FTL이 안전기능을 기본적으로 확보하고 있는지, 포괄적 수용경계의 설정 방법이 타당한지에 그 주안점을 두어야 할 것이다.

그 동안 1차, 2차 및 2차 보완질의의 과정에서 제기된 문제 중 아직 해결되지 못하고 있는 문제들의 공통점은 이들 문제가 모두 위에 기술한 사항들에 대한 관점 차이 때문에 제기되었다는 것입니다. 이들 문제의 상당수가 질의에서도 다시 제기되었는바, 현 단계에서 해결이 어려운 주요 쟁점들과 각 쟁점에 대한 본 사업자의 의견을 개별 질의에 대한 답변에 앞서 요약·설명하면 다음과 같다.

첫째, 사고해석에 사용한 컴퓨터코드, 입력데이터, 모델링 등의 불확실도에 관한 문제이다. 질의의 주된 내용은 상업용 원자로에 준하는 정확도를 제시하라는 것으로서 이는 현재와 같은 표본 시험핵연료의 개념 하에서는 불가능할 것으로 판단된다. 예를 들어 표본 시험핵연료로는 실험을 통해 결정되는 CHF 상관식을 사용하는 상업용 원자로 핵연료 수준의 해석을 할 수 없을 뿐 아니라 이러한 실험을 수행할 목적으로 설치하고자 하는 시험설비에 역으로 상업용 핵연료와 동일한 기준을 적용하는 데에는 어려움이 있음.

둘째, FTL은 경제성을 추구하는 상업용 원자로와는 그 성격이 다르므로 운전양상 또한 달라질 수밖에 없다. 예를 들어 정상운전중 일정 수준의 핵연료 파손을 허용하는 상업용 원자로와 달리 FTL은 시험도중 핵연료파손이 감지되면 즉시 실험을 중지하고 원인규명에 착수할 수 있다. 즉, 주냉각수내의 방사능농도를 상업용 원자로보다 훨씬 낮은 수준으로 규정할 수가 있다. 그러므로 정상운전중이나 예상운전과도 상태에서의 방사능위험이란 무시할 수 있는 수준으로 운전이 가능하다. 다만 현재의 안전성분석에서는 보다 보수적인 해석과 설계를 위해 정상운전중 부지경계에서의 흡수선량에 대한 규제치와 대등한 방사능농도를 설정하였을 뿐임.

셋째, 계측제어분야의 각종 운전 설정치에 대한 정확도 문제이다. 위에서 설명한 바와 같이 표본 시험핵연료의 고유 불확실도 때문에 현 단계에서 설정치의 정확도를 논의한다는 것은 무리라고 판단된다. 계측제어 기기 들은 설정치의 조정이 가능하도록 구매사양서에 명기하게 될 것이므로 현 단계에서는 포괄적수용 경계를 이들 계측제어 기기 들의 사양이 포함하고 있는지와 계측제어상 요구되는 기능이 확보되어 있는지를 판단하는데 중점을 두어야 할 것이다.

넷째, 현 단계의 FTL 설계는 결정론적 방법에 의존할 수밖에 없다고 판단된다. 상업용 원자로에 적용되고 있는 확률론적 방법에 근거한 요건들을 FTL에 적용한다는 것은 유사설비에 대한 경험자료의 축적이 없는 상태에서는 무의미할 것으로 사료되기 때문이다. 구체적으로 말해 발생빈도에 근거한 발전소상태 분류방식을 그대로 사고해석에 도입한다는 것은 초기 사건의 발생빈도 계산을 수행해야 함을 의미하는데 참조설계가 없는 설비에 이 방법을 적용하는 것은 재고할 필요가 있는 것으로 판단됨.

위와 같은 사유로 질의에서 제기된 정량적인 사항들은 차후 구체적인 시험핵연료의 설계사양이 확정되면 그 사양에 근거하여 실제값으로 재설정하게 될 것인바, 이에 해당되는 사항들을 열거하면 다음과 같다.

- 시험핵연료의 정량적 안전기준
- 사고해석
- 계측제어계통의 운전 설정치
- 핵연료의 방사능 선원 및 운전조건별 방사능 영향평가

다. 핵연료조사시험설비 인허가 향후계획

핵연료 조사시험설비 인허가의 향후계획은 제3절의 FTL 기술적 영향평가 및 분석에 따라 FTL 설비의 설계변경 및 사고해석 재수행으로 안전성

을 확인한 후 FTL 안전성분석보고서의 수정 및 추가심사가 이루어져야한다. 기 제출 심의된 안전성분석보고서의 수정 및 추가심사는 관련기관과 협의를 거쳐 수정부분에 대한 심사방법 및 절차 등을 수립하여 추진할 예정이다.

제3절 FTL 기술적 영향평가 및 분석

1. 서론

가. Task Force Team 설립배경

(1) 과제추진배경

핵연료조사시험설비(Fuel Test Loop)를 설치하기 위해 하나로센터 하나로 이용기술개발팀에서는 중장기 과제로 “노내시험시설 설계. 건조” 사업을 추진하고 있다. 제 1단계 1차년도(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 결과주요 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 타분야 증장기 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

(2) 기술적배경

핵연료조사시험설비는 크게 노내시험부(In-Pile Test Section : IPS)와 노외공정계통(Out Pile System : OPS)으로 구성되어 있다. 기술검토 착수 시점인 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 인도 될 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.

(가) 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.

(나) 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 확보 함과 동시에 사고해석을 수행하여 분석결과 본 설비가 인허가 요건을 만족하였다.

노외공정계통의 설계는 완료 상태이며 일부 기기의 제작이 진행 중이며 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.

(다) 하나로와의 간섭사항

본설비와 하나로와의 간섭은

- 노내시험부가 위치할 하나로 반사체 탱크내 Large Hole(LH), 노내시험부를 지지하기 위한 수조내 지지물과 노외공정계통으로 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 핵연료조사

시험설비 트립시 즉시 하나로를 트립하도록 하였다. 기타 노외공정계통의 기능 유지를 위해 필요한 하나로의 관련 계통은 충분한 여유 용량을 확보하고 있어 운전상 문제점은 없다.

(라) 반입 기자재의 성능보장 문제

현재 반입된 기자재는 노외공정계통의 일부기기 및 방사선측정장비(RMS)이며 1999년 3월 안전등급 펌프류가 현장에 입고될 예정이다. 설치와 시운전이 현지점에서 볼 때 지연이 예상되며 기기 구매시 체결한 계약서에 의하면 현장 입고 후 1년 혹은 2년의 성능보증기 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.

나. Task Force Team 구성

(1) 목표

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

(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.

(3) 추진방안

- 단 기간내에 기술적 검토를 효율적으로 진행하기 위해 노내 시험시설 설계, 건조 과제 참여자는 기술검토 전담반의 요구 시 설계요건 및 내용을 제시한다.
- 기술 검토 전담반은 사용자 요건을 도출하고 본 시설과 하나의 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 실현 가능한 설계 대안을 확정토록 하고 이를 토대로 향후 업무 수행을 위한 적정 소요예산 및 인력을 산정하여 노내시험시설설계, 건조 과제의 향후추진방안 및 계획을 수립하도록 한다.

(4) 수행업무

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

(가) FTL 시설검토 및 기술 총괄분야

- FTL 설계 적정성 및 기기·설비의 기능파악
- FTL 설계(안) 도출시 이에 대한 기기·계통의 적정성, 안전성, 견전성, 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

(나) FTL 성능 검토 분야

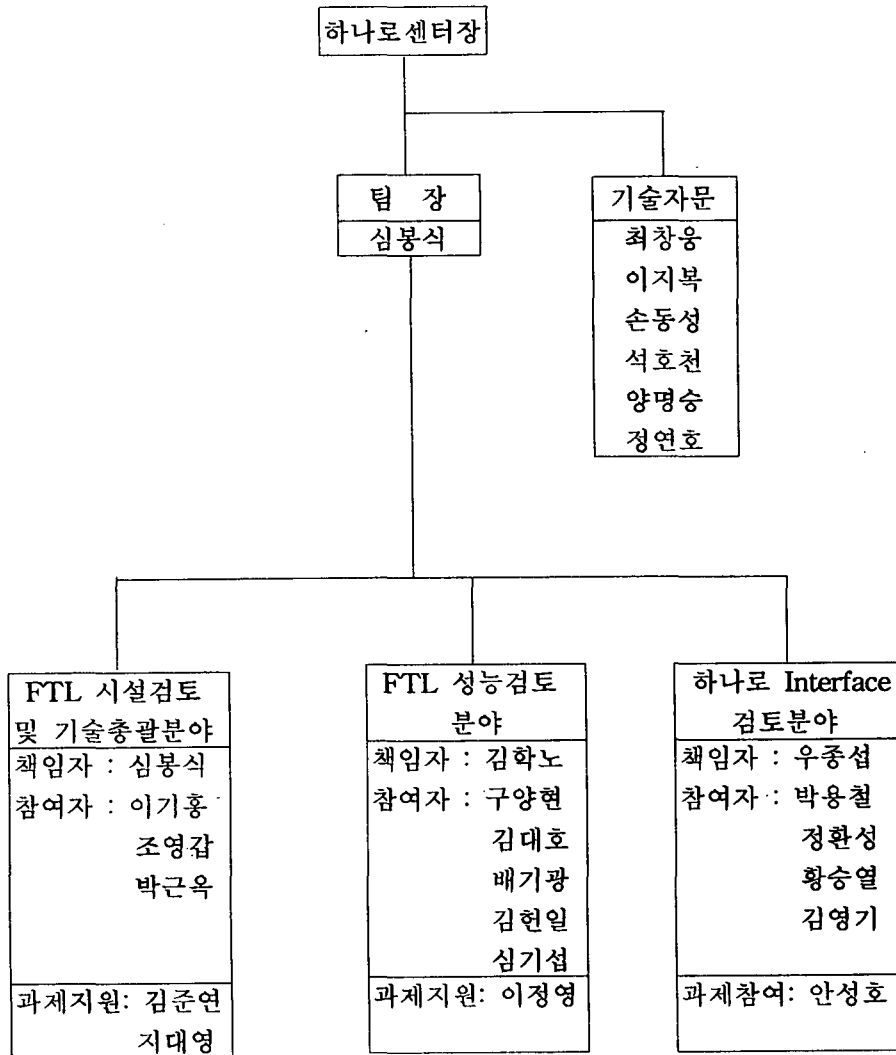
- 사용자 요건 도출
- 기존 FTL 설계의 만족성 평가
- 사용자 요건 변경시 이에 대한 성능 및 간섭사항 평가
- 사용자 요건 변경시 설계변경 요건 사항 제안 및 영향평가
(불 만족시 대안제시)
- FTL 성능 및 시험범위 / 요건 확정

(다) 하나로 Interface 검토 분야

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

(5) 기술 검토 전담반 구성

그림 3.1.1 FTL 기술검토팀 조직표



다. Task Force Team 운영

(1) Task Force Team 운영일정

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

(나) 세부 수행 일정

표 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						

(2) Tsak Force Team 운영

(가) 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 보고

- 서 및 총괄보고서를 작성한다.
- 본 Task Force Team의 기간은 필요시 연장할 수 있다.
- 하나로센터장, 신형동력로개발단장 등 관련 연구단장은 중간 및 최종결과 검토에 참여한다.

(나) 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

2. 기술적 검토 및 평가분석

가. 분야별 업무수행내용

(1) FTL 성능검토분야

(가) 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, 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.

(나) 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 3.2.1에 정리하였다. 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.

(다) 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 “노내조사 시험시설 설계/설치 과제”에서는 대표적인 조사시험 다발로서 PWR의 경우에는 24개의 붕으로 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 설계변경과 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
- 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.

표 3.2.1 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/RU)	1.4
	시험봉 갯수	24	2 ~ 6	2 ~ 6	37	37/43	37
	시험봉길이(cm)	70	50 ~ 100	50 ~ 100	50	50	50
	시험봉 기준	17x17 KOFA	17x17	17x17	CANDU6	CANDU6	CANDU6
냉각수	입구온도(℃)	316	270 ~ 290	270 ~ 290	281	281	281
	출구온도(℃)	328	-	-	290	290	290
	수질조건	경수	경수	경수	경수	경수	경수
	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		○				

① PWR 24-pin 다발

그림 3.2.1~3.2.2에 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 3.2.2에는 FTL의 제원을, 표 3.2.3에는 농축도에 따른 각 핵종의 구성비를 정리하였다.

표 3.2.4에 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 3.2.3~3.2.7 및 3.2.8~3.2.12에 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 3.2.2 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 3.2.3 농축도에 따른 UO₂ 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 3.2.4 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 ^a	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

^a Read as 4.4721x10¹³

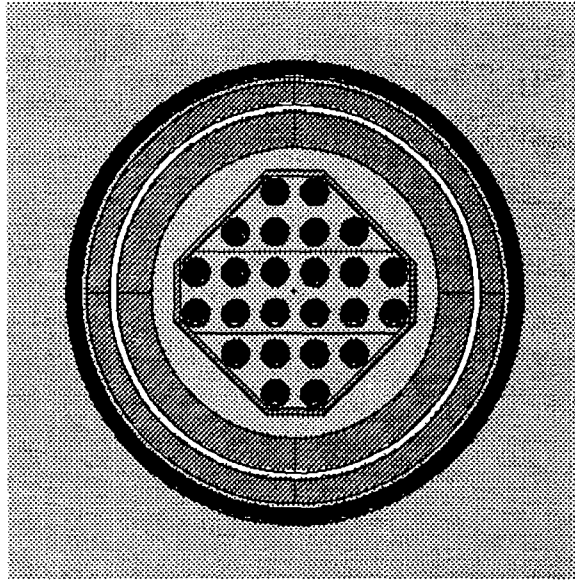


그림 3.2.1 LH에서의 PWR 24봉 시험다발에 대한 MCNP 계산모델 평면도

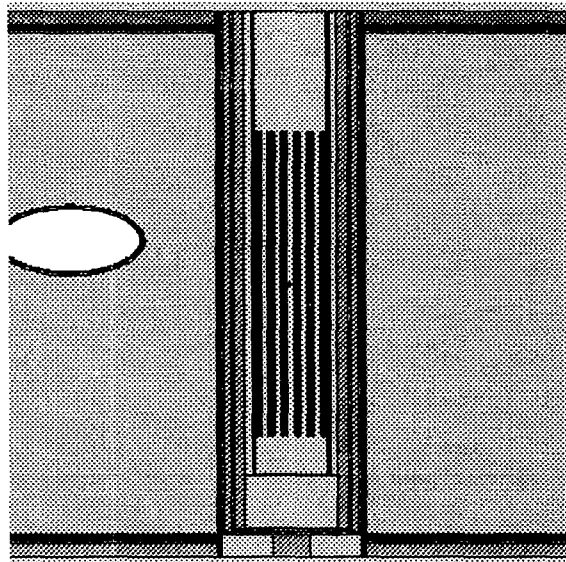


그림 3.2.2 LH에서의 PWR 24봉 시험다발에 대한 MCNP 계산모델 입면도

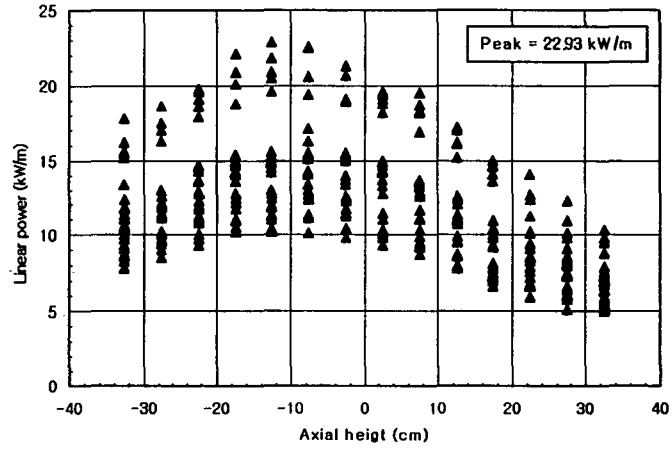


그림 3.2.3 PWR 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포
(농축도가 2.5%일 때)

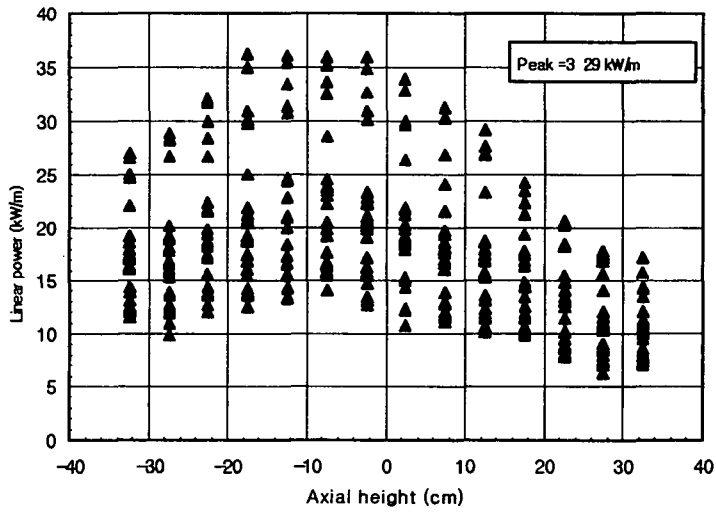


그림 3.2.4 PWR 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포
(농축도가 5.0%일 때)

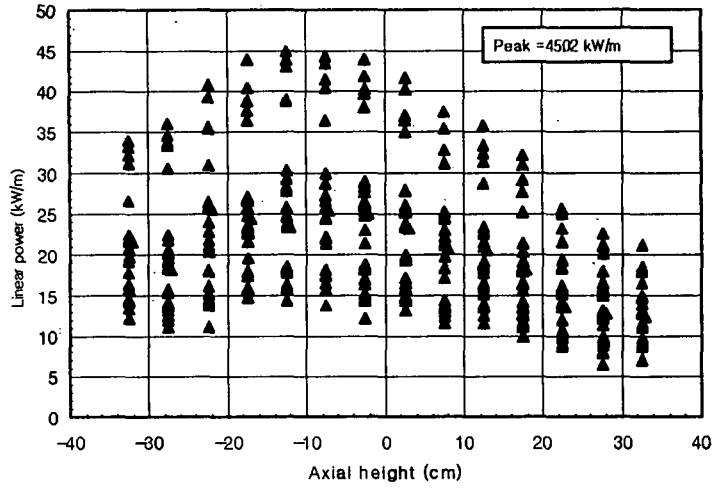


그림 3.2.5 PWR 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 (농축도가 7.5%일 때)

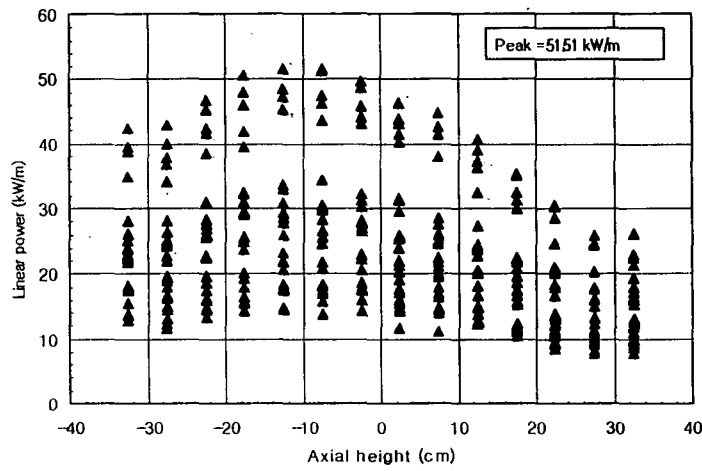


그림 3.2.6 PWR 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 (농축도가 10.0%일 때)

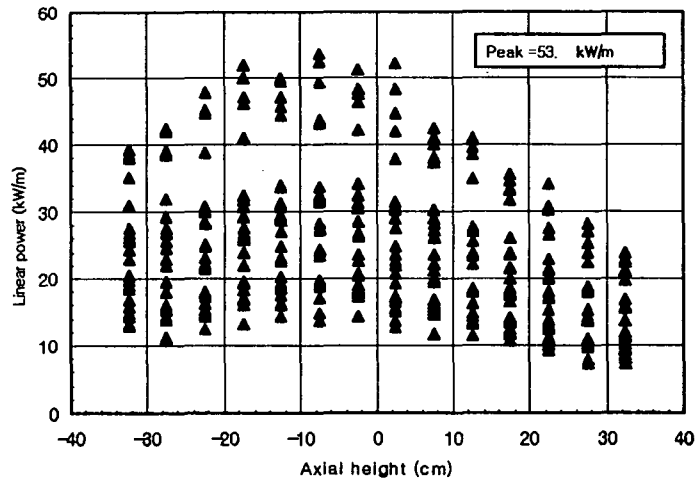


그림 3.2.7 PWR 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포
(농축도가 11.0%일 때)

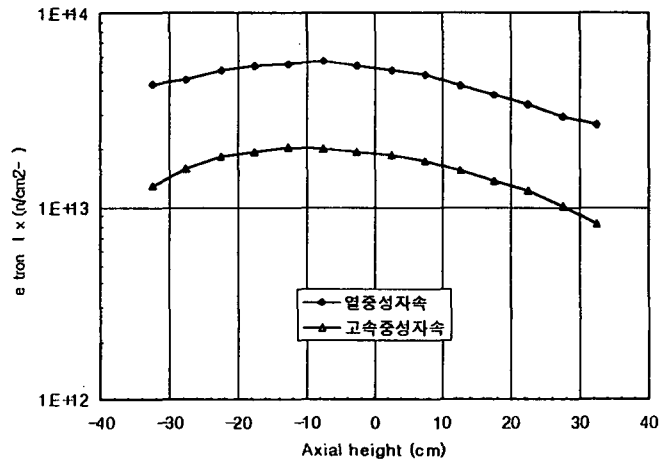


그림 3.2.8 PWR 다발 조사시 축방향 중성자속 분포
(농축도가 2.5%일 때)

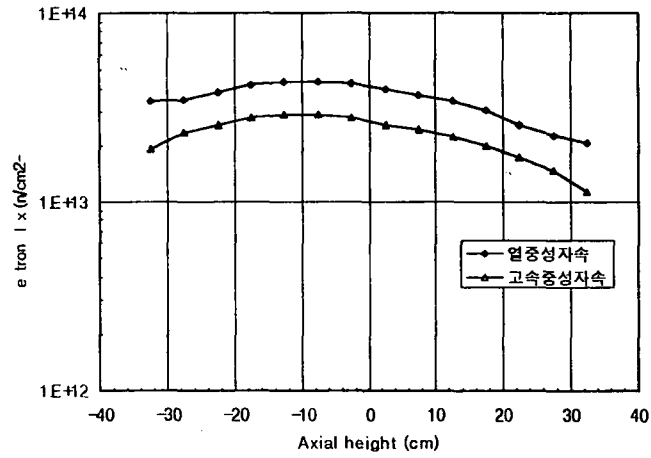


그림 3.2.9 PWR 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 5.0%일 때)

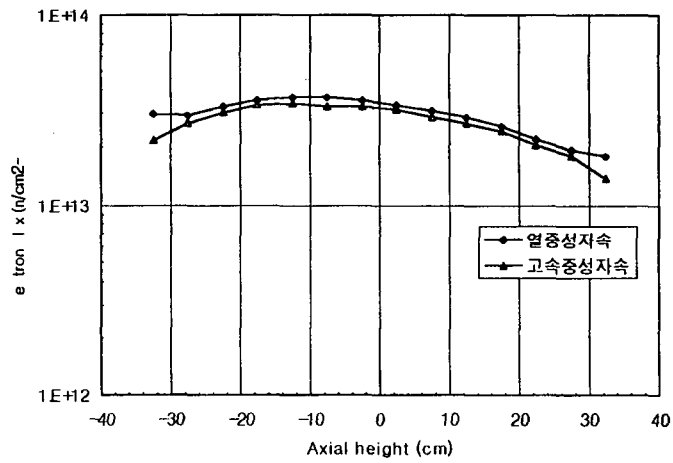


그림 3.2.10 PWR 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 7.5%일 때)

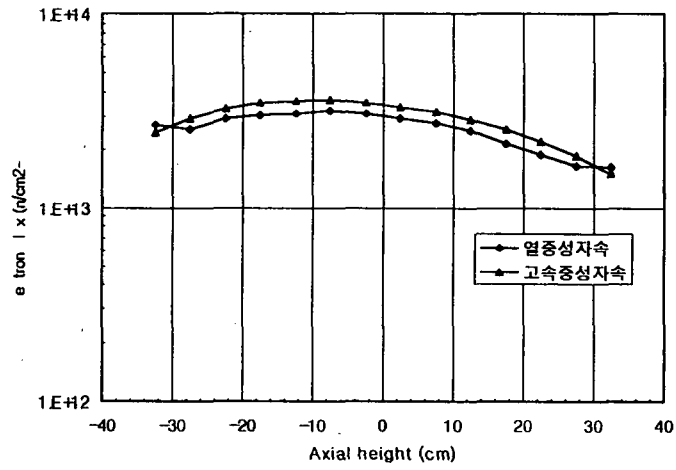


그림 3.2.11 PWR 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 10.0%일 때)

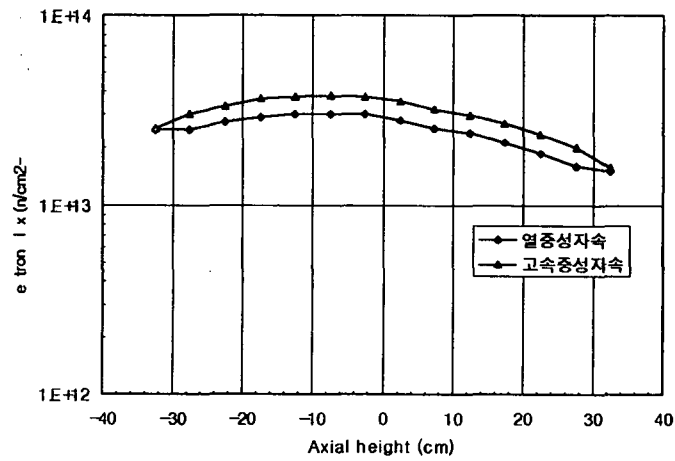


그림 3.2.12 PWR 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 11.0%일 때)

② CANDU 37봉 다발

그림 3.2.13 ~ 3.2.14에 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 3.2.5에는 핵연료 농축도에 따른 중성자속 및 선출력의 축방향 평균값 및 최대값을 정리하였다. 최대선출력은 농축도가 12%인 CANDU 시험다발의 경우에 82.59 kW/m로 예상되었다. 그림 3.2.15~3.2.20 및 3.2.21~3.2.26에 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 분포를 정리하였는데 그림에서 보는바와 같이 농축도가 증가함에 따라 핵연료봉 아래, 위쪽에서 물에 의한 영향으로 큰 값을 보였으며 핵연료봉 지역에서는 급격히 감소하여 비슷한 값을 보여주고 있다.

표 3.2.5 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 4.9911x10¹³

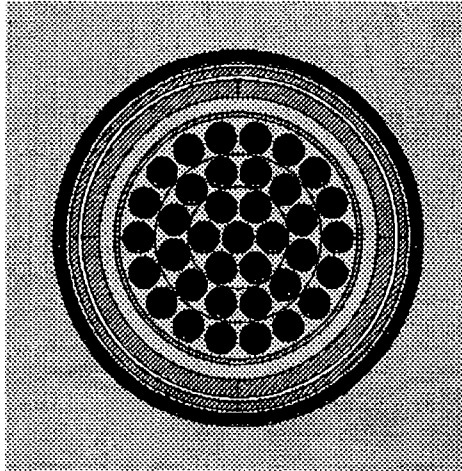


그림 3.2.13 LH에서의 CANDU 시험다발에 대한 MCNP 계산모델 평면도

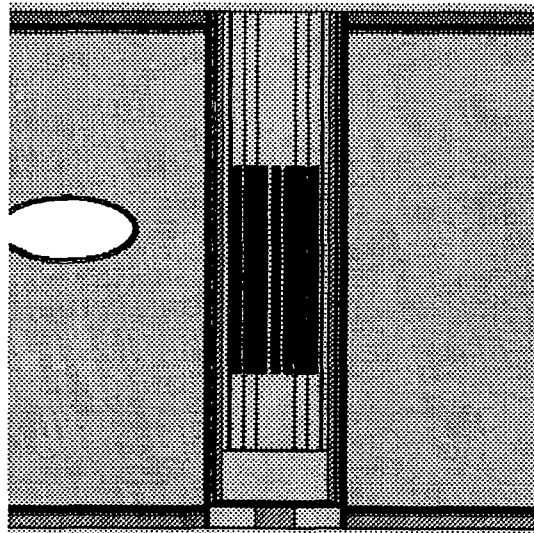


그림 3.2.14 LH에서의 CANDU 시험다발에 대한 MCNP 계산모델 입면도

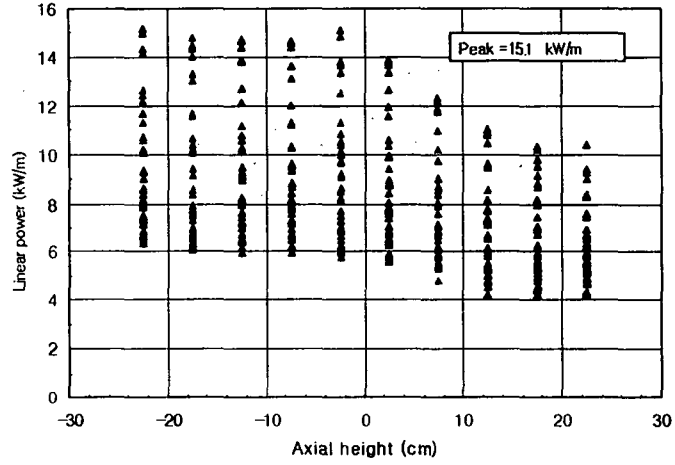


그림 3.2.15 CANDU 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포
(농축도가 0.711%일 때)

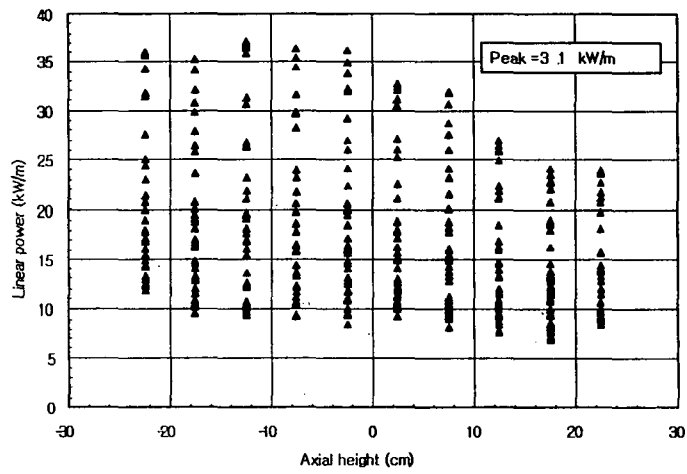


그림 3.2.16 CANDU 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포
(농축도가 2.5%일 때)

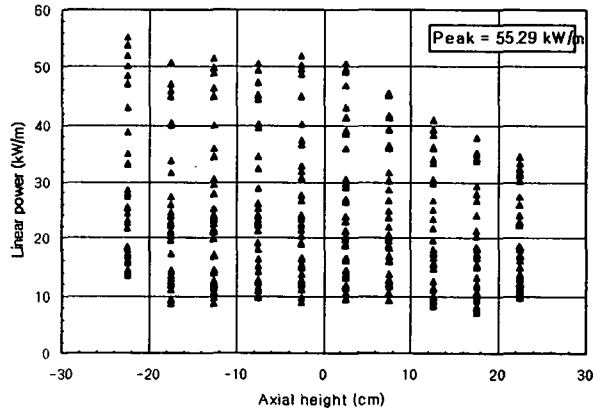


그림 3.2.17 CANDU 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포
(농축도가 5.0%일 때)

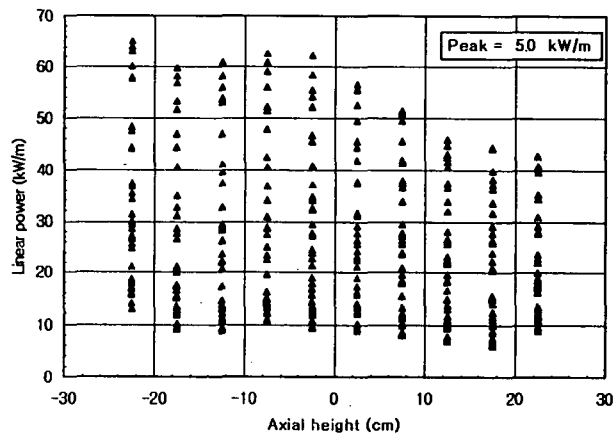


그림 3.2.18 CANDU 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포
(농축도가 7.5%일 때)

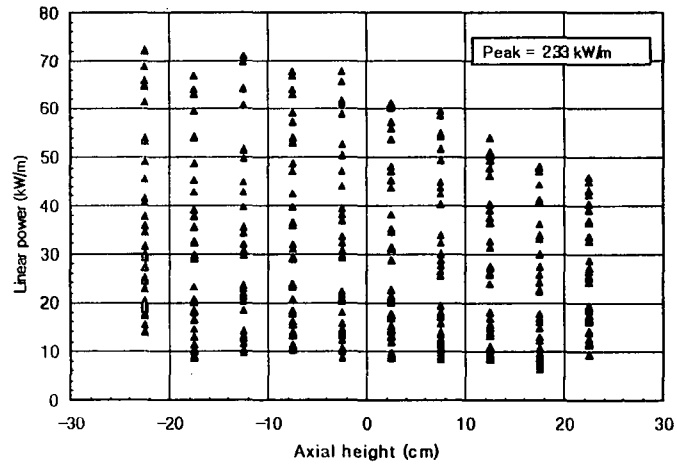


그림 3.2.19 CANDU 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포
(농축도가 10.0%일 때)

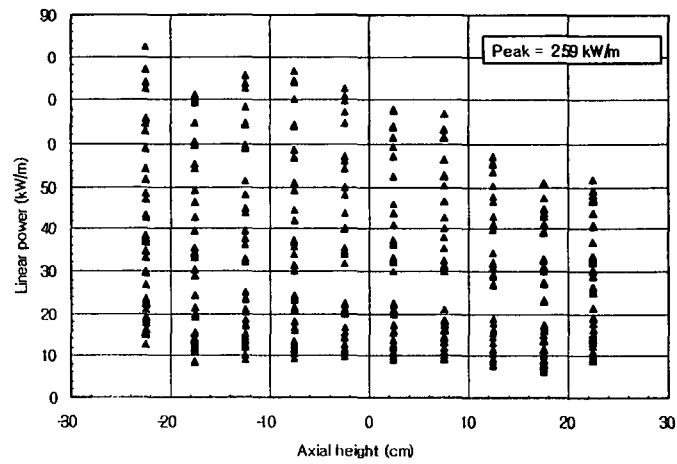


그림 3.2.20 CANDU 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포
(농축도가 12.0%일 때)

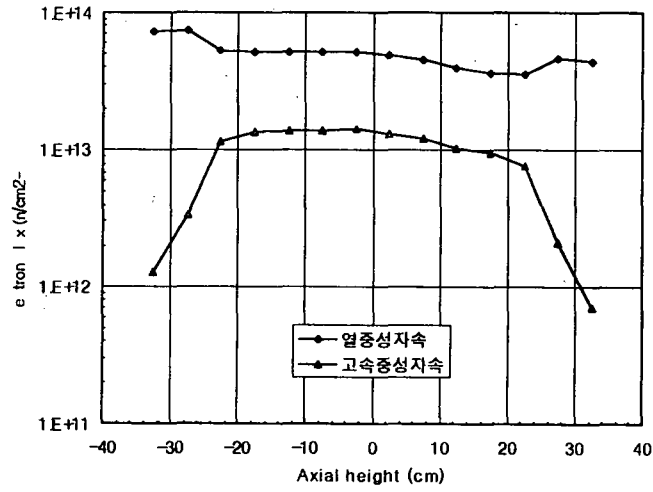


그림 3.2.21 CANDU 다발 조사시 축방향 중성자속 분포
(농축도가 0.711%일 때)

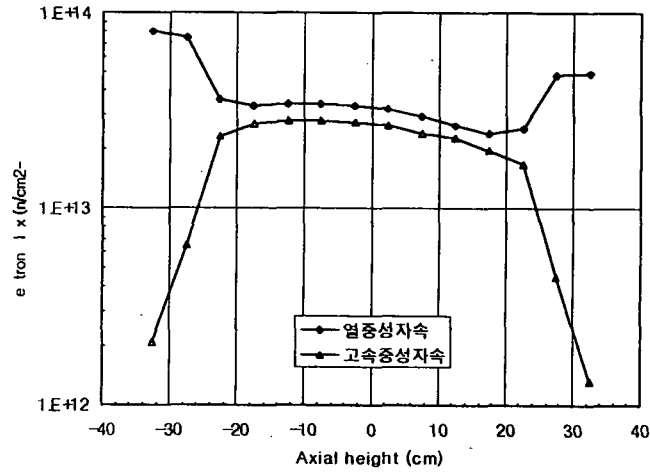


그림 3.2.22 CANDU 다발 조사시 축방향 중성자속 분포
(농축도가 2.5%일 때)

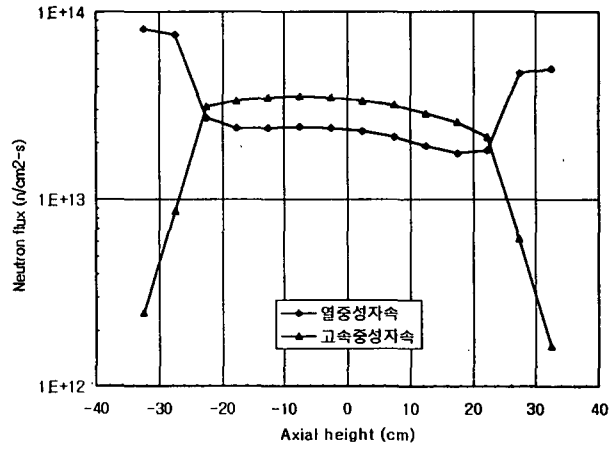


그림 3.2.23 CANDU 다발 조사시 축방향 중성자속 분포
(농축도가 5.0%일 때)

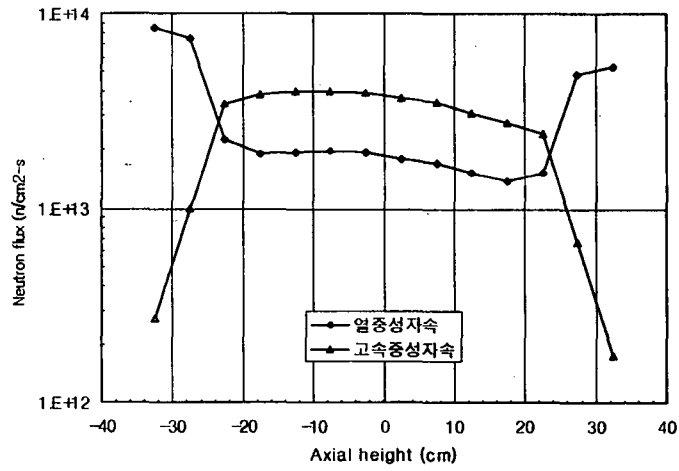


그림 3.2.24 CANDU 다발 조사시 축방향 중성자속 분포
(농축도가 7.5%일 때)

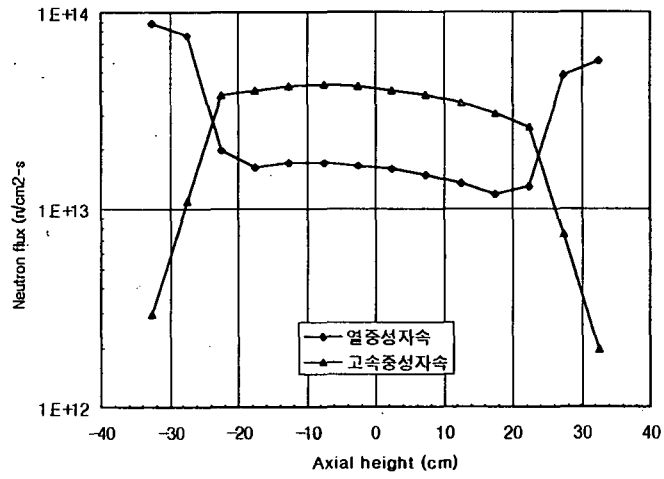


그림 3.2.25 CANDU 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 10.0%일 때)

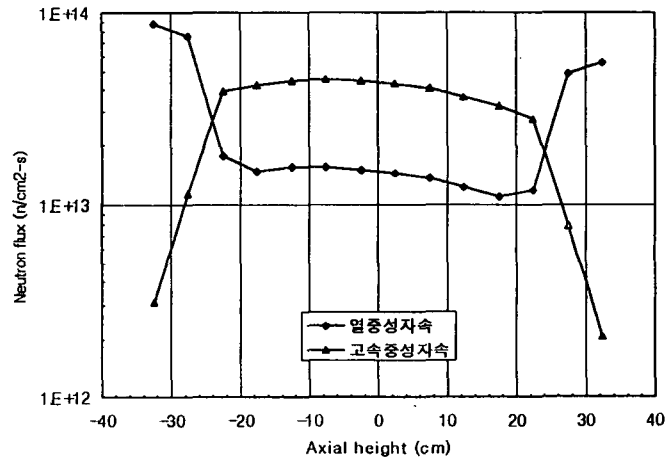


그림 3.2.26 CANDU 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 12.0%일 때)

③ CANFLEX 43봉 분석

LH hole의 FTL에서 CANFLEX 다발을 조사시킬 때 선출력분포를 계산하기 위한 MCNP 모델은 그림 3.2.27 과 3.2.28같다. 핵연료봉 길이는 50cm이고, 반경은 43봉중 안쪽 8개는 0.633cm이고 나머지 바깥쪽에 있는 35개는 0.5355cm이다. 표 3.2.6에 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 3.2.6 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

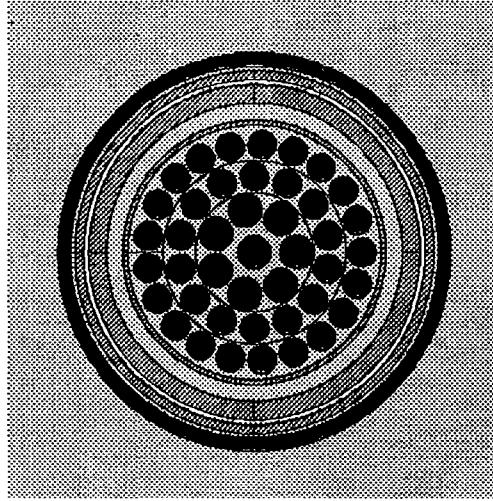


그림 3.2.27 LH에서의 CANFLEX 다발에 대한 MCNP 계산모델 평면도

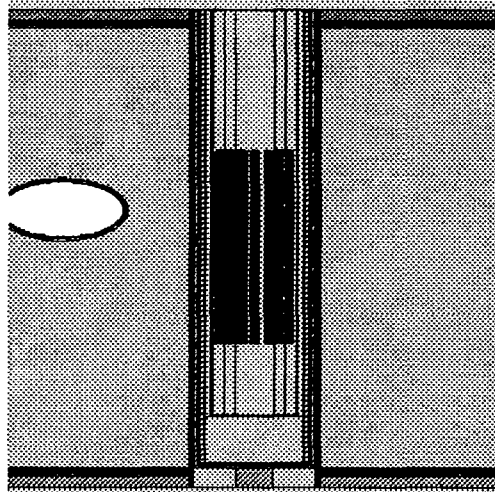


그림 3.2.28 LH에서의 CANFLEX 다발에 대한 MCNP 계산모델 입면도

표 3.2.7은 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 3.2.29~3.2.34 및 3.2.35~3.2.40에 정리하였다.

표 3.2.7 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 ^a	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

^a Read as 4.9771x10¹³

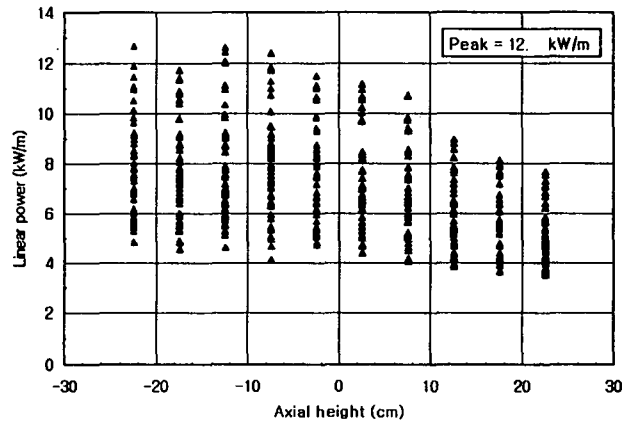


그림 3.2.29 CANFLEX 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포
(농축도가 0.711%일 때)

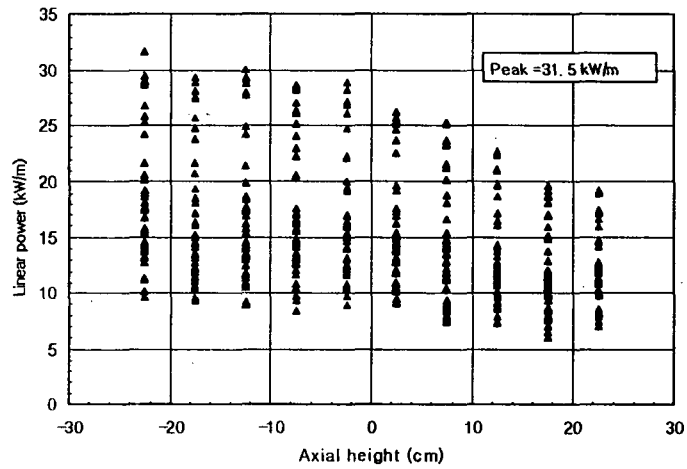


그림 3.2.30 CANFLEX 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포
(농축도가 2.5%일 때)

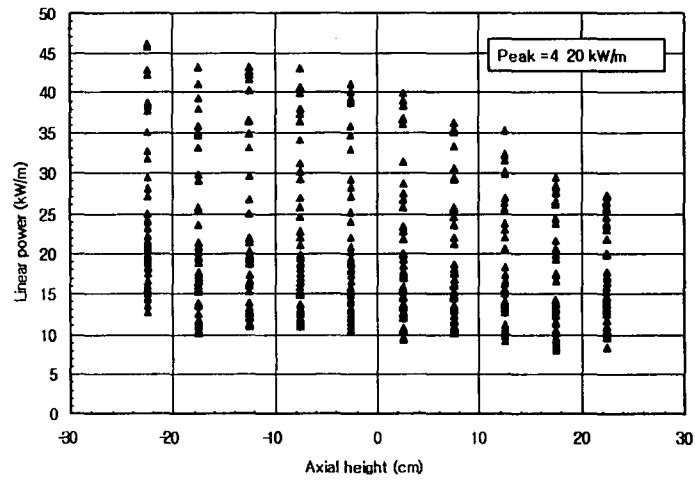


그림 3.2.31 CANFLEX 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포
(농축도가 5.0%일 때)

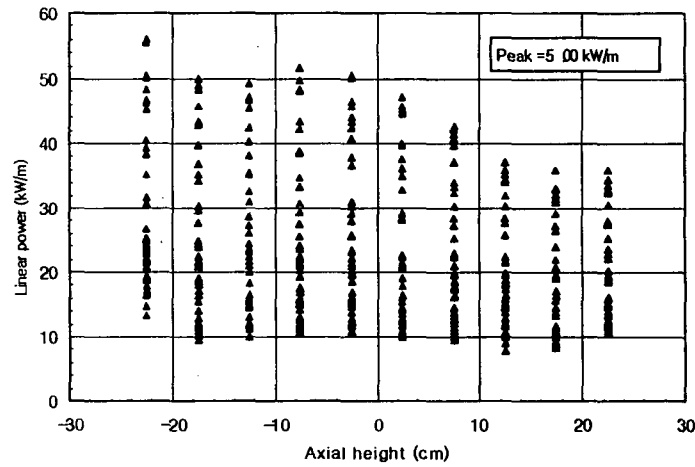


그림 3.2.32 CANFLEX 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포
(농축도가 7.5%일 때)

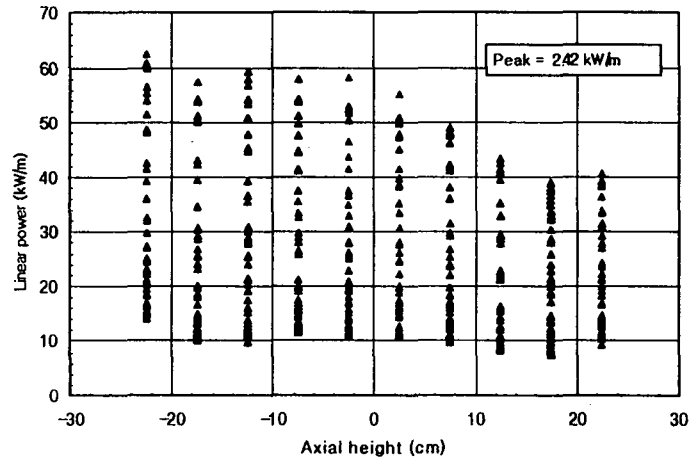


그림 3.2.33 CANFLEX 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포
(농축도가 10.0%일 때)

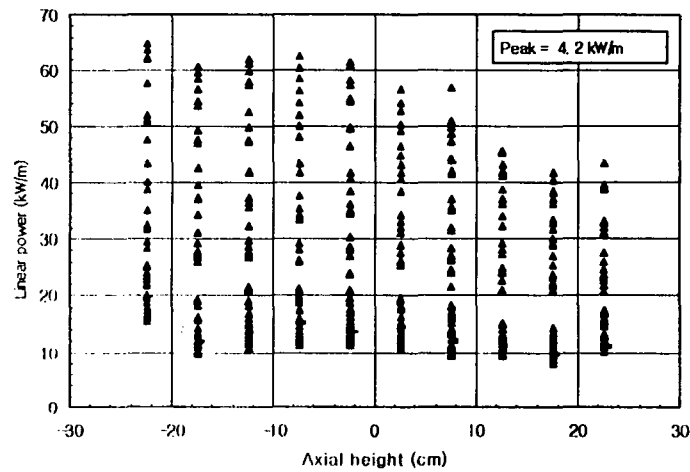


그림 3.2.34 CANFLEX 다발 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포
(농축도가 12.0%일 때)

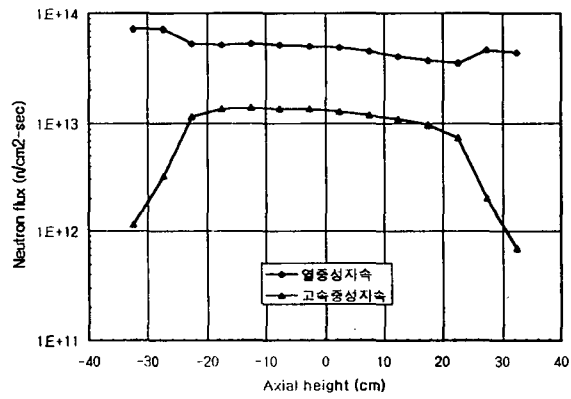


그림 3.2.35 CANFLEX 다발 조사시 축방향 중성자속 분포
(농축도가 0.711%일 때)

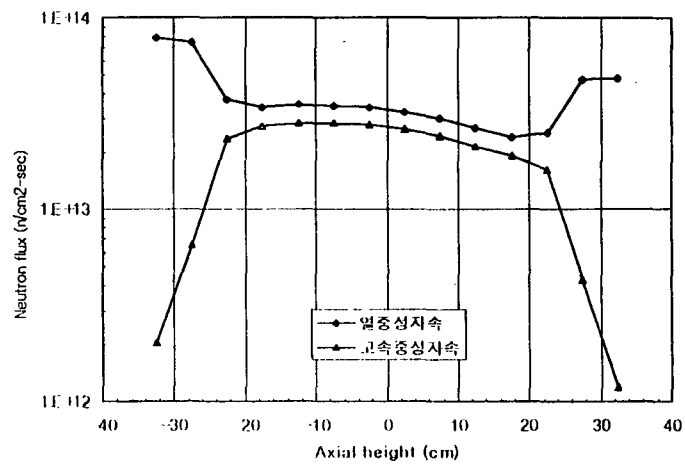


그림 3.2.36 CANFLEX 다발 조사시 축방향 중성자속 분포
(농축도가 2.5%일 때)

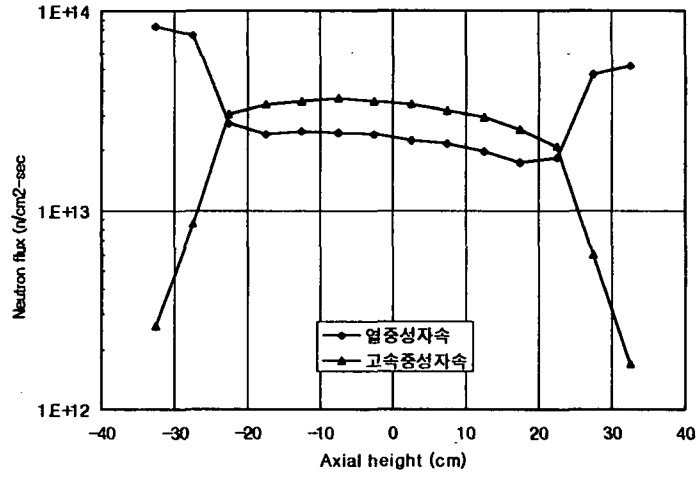


그림 3.2.37 CANFLEX 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 5.0%일 때)

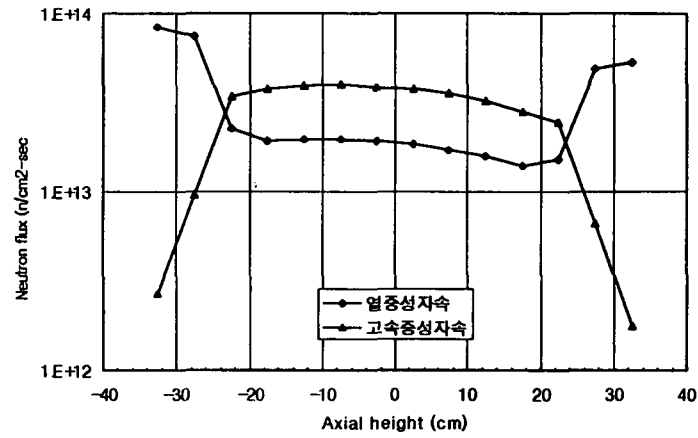


그림 3.2.38 CANFLEX 다발 조사시 축방향 중성자속 분포 (농축도가 7.5%일 때)

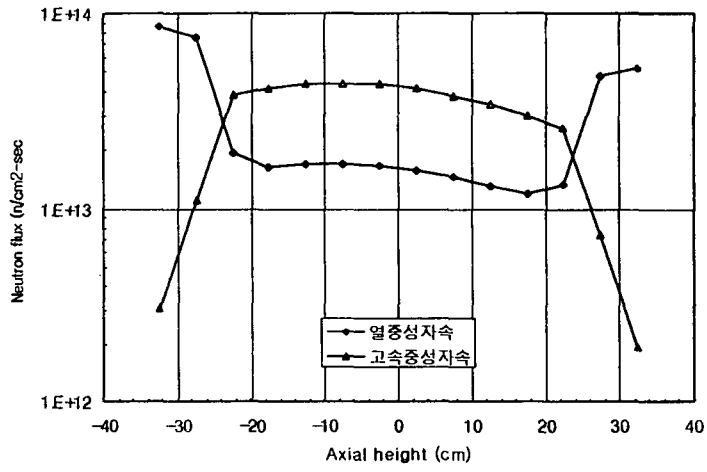


그림 3.2.39 CANFLEX 다발 조사시 축방향 중성자속 분포
(농축도가 10.0%일 때)

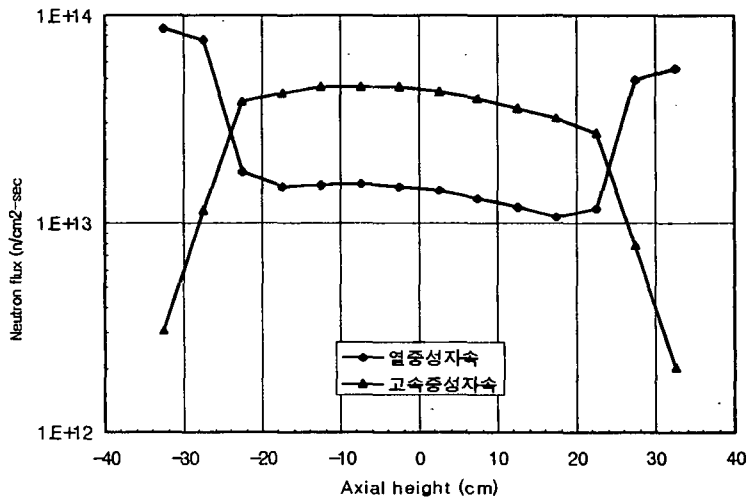


그림 3.2.40 CANFLEX 다발 조사시 축방향 중성자속 분포
(농축도가 12.0%일 때)

④ DUPIC 43봉 분석

FTL에서 CANFLEX 다발과 같은 43개의 핵연료봉종에서 일부 또는 전부가 DUPIC 핵연료로 되어있을 때 선출력 분포를 계산하였다. 분석에 사용된 DUPIC 핵연료의 조성은 표 3.2.8과 같다.

표 3.2.8 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 3.2.41~3.2.46과 같다. 여기서 DUPIC 핵 연료봉 이외는 모두 농축도가 5%인 SEU이다.

- 1) DUPIC 연료봉 3개가 최외각 ring에서 노심과 가장 가까운 곳에 위치 (그림 3.2.41)
- 2) DUPIC 연료봉 3개가 최외각 ring에서 같은 간격으로 떨어져 위치 (그림 3.2.42)
- 3) 최외각 ring에 모두 DUPIC 연료봉이 위치 (그림 3.2.43)
- 4) 가운데는 void로 된 dummy element이고, 최외각 ring에 모두 DUPIC 연료봉이 위치 (그림 3.2.44)
- 5) 모든 연료봉이 모두 DUPIC 연료봉 (그림 3.2.45)
- 6) 가운데는 void로 된 dummy element이고, 나머지 모든 연료봉은 모두 DUPIC 연료봉 (그림 3.2.46)

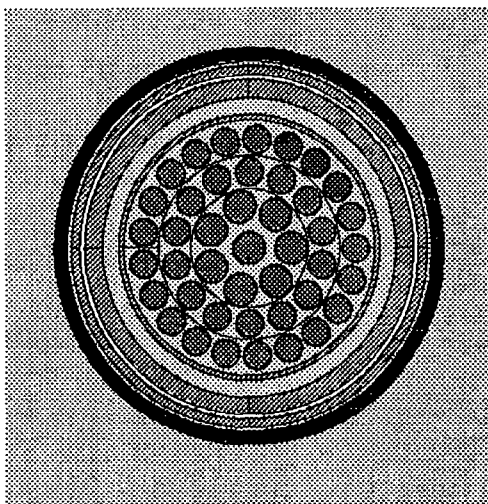


그림 3.2.41 43개의 연료봉중 DUPIC 연료봉 3개가 최외각 ring에서
노심과 가장 가까운 곳에 위치한 경우에 대한 연료봉 배치도

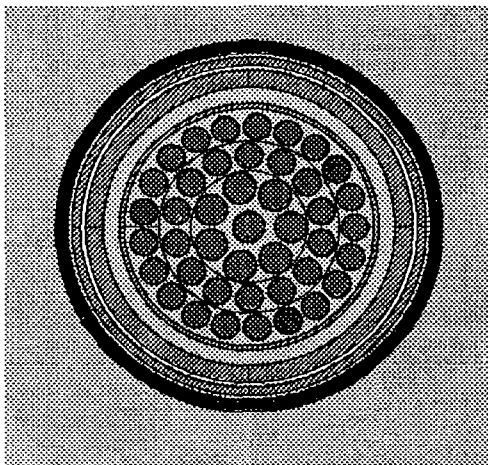


그림 3.2.42 43개의 연료봉중 DUPIC 연료봉 3개가 최외각 ring에서
같은 간격으로 떨어져 위치한 경우에 대한 연료봉 배치도

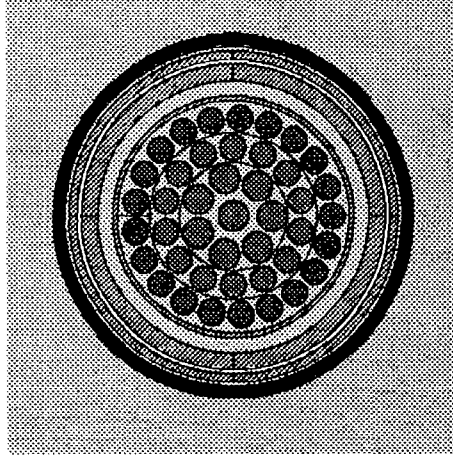


그림 3.2.43 43개의 연료봉중 최외각 ring에 모두 DUPIC 연료봉이
 위치한 경우에 대한 연료봉 배치도

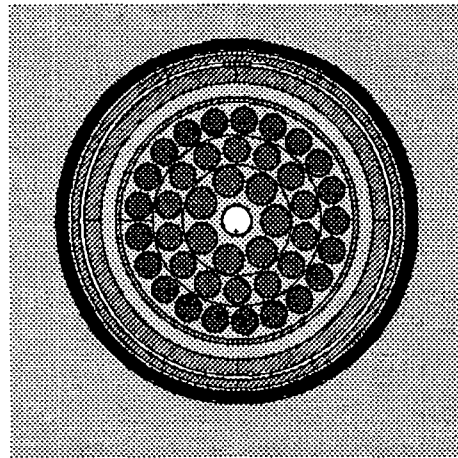


그림 3.2.44 43개의 연료봉중 가운데는 void로 된 dummy element이고,
 최외각 ring에 모두 DUPIC 연료봉이 위치한 경우에 대한 연료봉 배치도

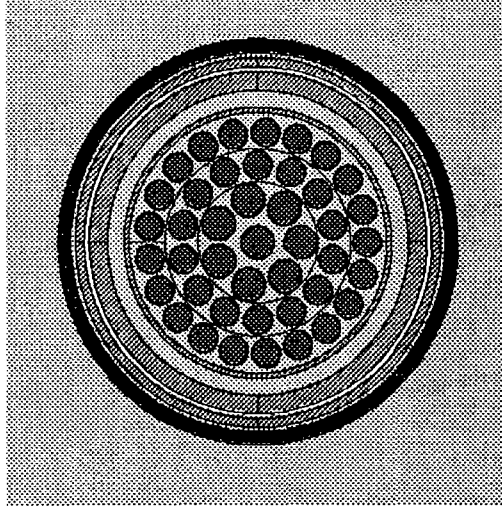


그림 3.2.45 43개의 연료봉이 모두 DUPIC 연료봉인 경우에 대한 연료봉 배치도

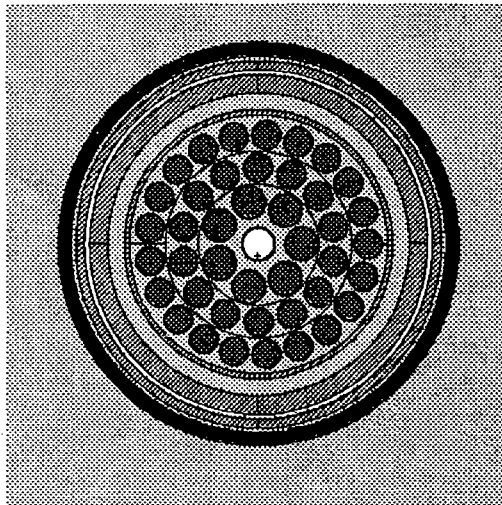


그림 3.2.46 43개의 연료봉중 가운데는 void로 된 dummy element이고, 나머지 모든 연료봉은 모두 DUPIC 연료봉인 경우에 대한 연료봉 배치도

연료봉에서의 선출력 분포를 표 3.2.9에 정리하였다. 각 경우에 대하여 DUPIC 연료봉에서의 최대 선출력은 다음과 같다.

표 3.2.9 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

(라) Multi-pin형 IPS에 대한 분석

① PWR 7-pin

그림 3.2.47~3.2.48은 PWR형 multi-pin의 분석을 위해 조사핵연료가 하나로 LH공에 장전되었을때를 가정한 LH공 MCNP 모델이다. 그림 3.2.49~3.2.50은 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 3.2.10

과 같다.

표 3.2.10에서 보는 바와 같이 PWR 핵연료의 경우 평균선출력은 농축도가 11%일 때 최대 선출력이 일어나는 연료봉에서 36.09 kW/m로 나타났다. 그림 3.2.50에서 보는 바와 같이 연료봉 부분만 보면 열중성자속이 농축도 증가에 따라 감소하고 있는 것을 볼 수 있다. MCNP로 계산된 출력값의 통계오차는 3~4%였다.

표 3.2.10 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 8.04x10¹³

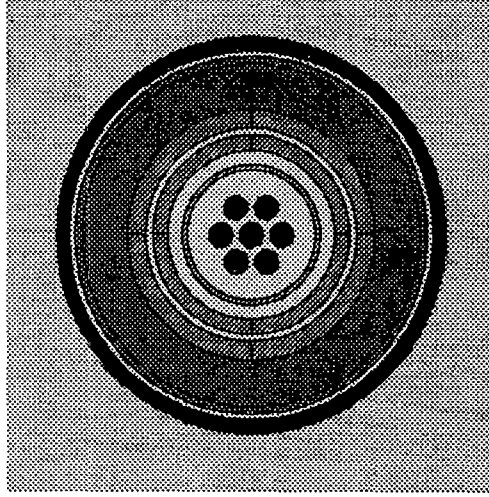


그림 3.2.47 PWR형 multi-pin의 분석을 위한 MCNP 계산모델 평면도

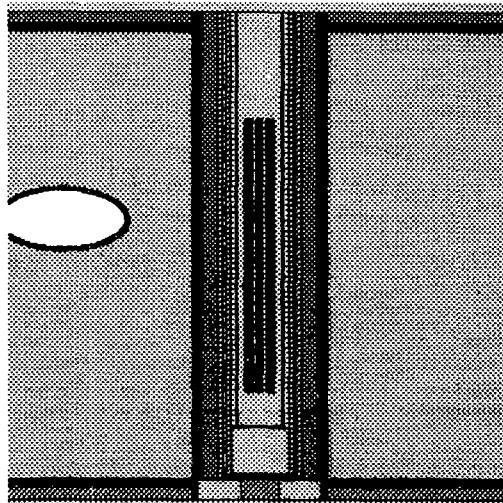


그림 3.2.48 PWR형 multi-pin의 분석을 위한 MCNP 계산모델 입면도

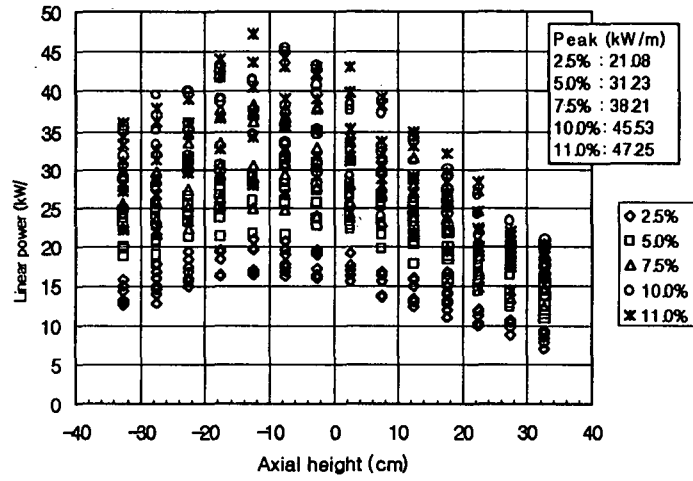


그림 3.2.49 PWR 7pin 조사시 농축도에 따른 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포

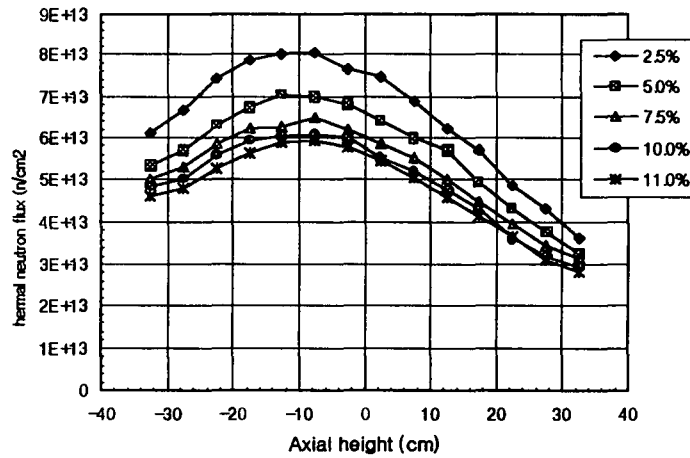


그림 3.2.50 PWR 7pin 조사시 농축도 변화에 따른 flow tube내에서의 축방향 열중성자속 분포

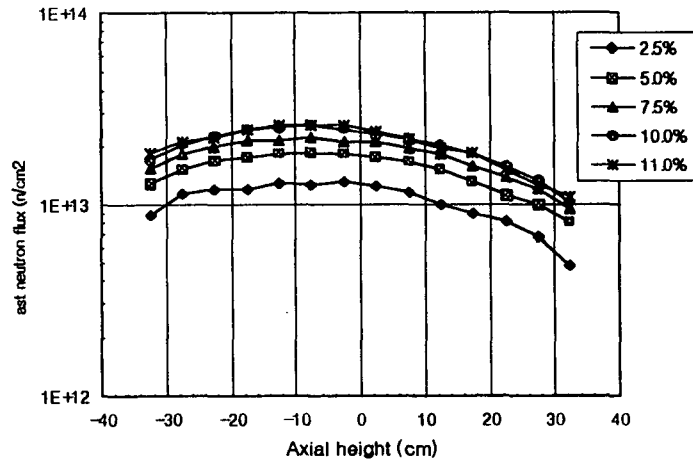


그림 3.2.51 PWR 7pin 조사시 농축도 변화에 따른 flow tube내에서의 축방향 고속중성자속 분포

② CANDU형 7-pin

그림 3.2.52~3.2.53은 CANDU형 7-pin 에 대한 MCNP 모델을 보여주고 있다. 그림 3.2.54~3.2.56은 농축도에 따른 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 및 flow tube내에서의 축방향 열 및 고속중성자속 분포이다. 농축도에 따른 선출력 및 중성자속의 최대값 및 평균값은 표 3.2.11과 같다.

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

표 3.2.11 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 8.56x10¹³

표 3.2.11에서 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 3.2.55에서 보는바와같이 연료봉 부분만 보면 열중성자속이 PWR의 경우와 같이 농축도 증가에 따라 감소하고 있는 것을 볼 수 있다.

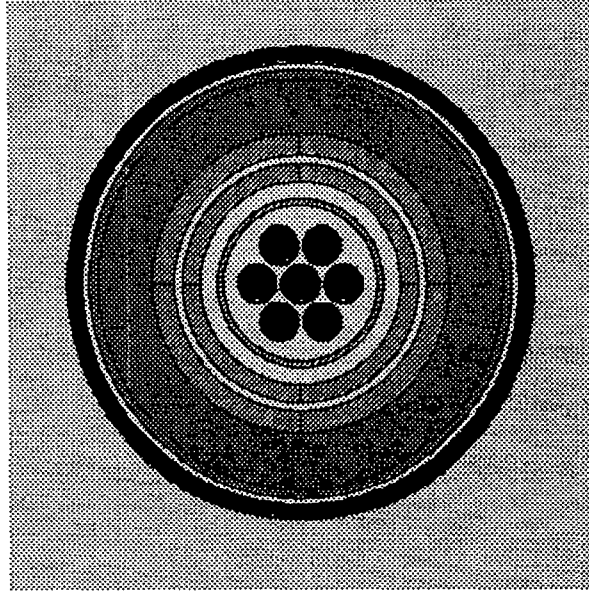


그림 3.252 CANDU형 multi-pin의 분석을 위한 MCNP 계산모델 평면도

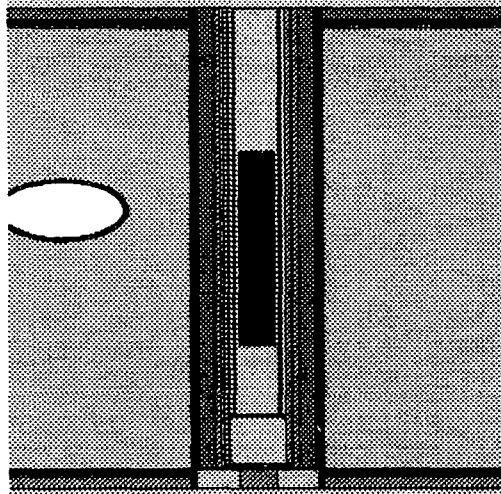


그림 3.253 CANDU형 multi-pin의 분석을 위한 MCNP 계산모델 입면도

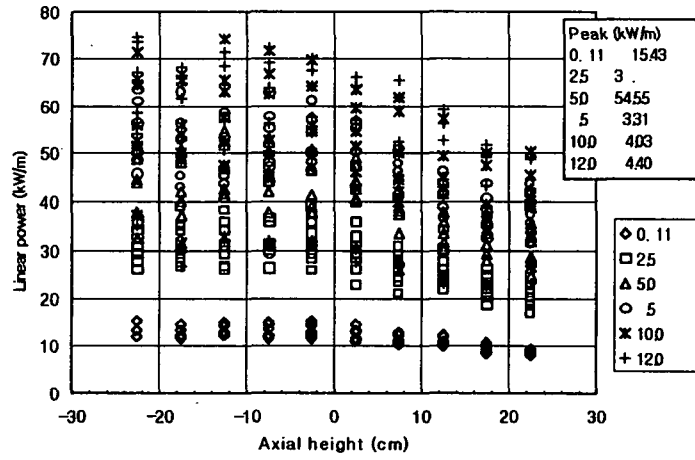


그림 3.254 CANDU 7pin 조사시 농축도 변화에 따른 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포

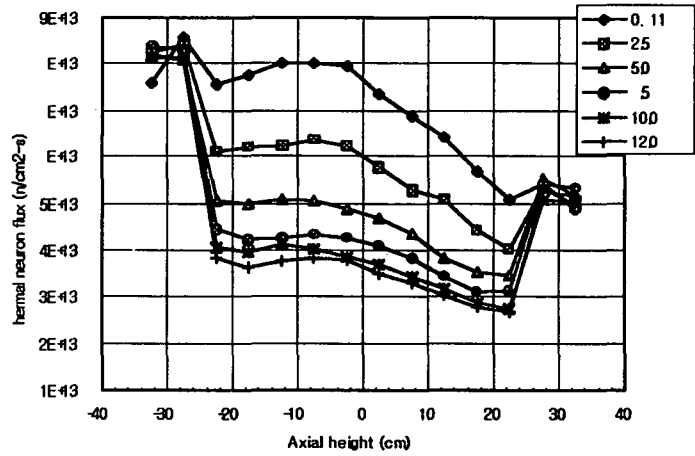


그림 3.255 CANDU 7pin 조사시 농축도 변화에 따른 flow tube내에서의 축방향 열중성자속 분포

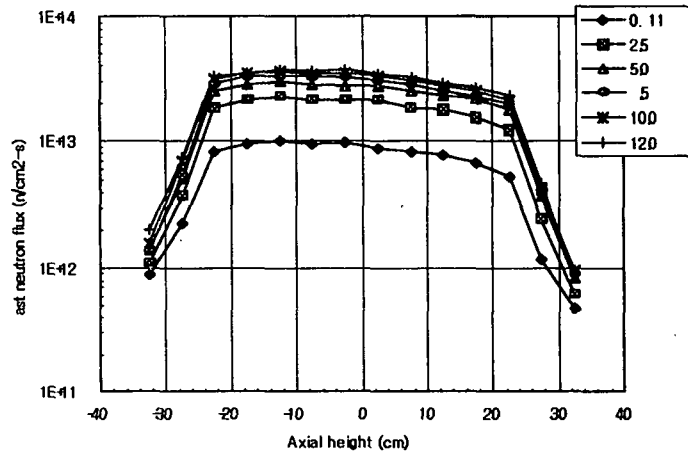


그림 3.2.56 CANDU 7pin 조사시 농축도 변화에 따른 flow tube내에서의 축방향 고속중성자속 분포

③ 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_2O 를 D_2O 로 바꾸었을 때 선출력이 얼마나 상승하는지도 알아보았다.

각 연료봉에서의 선출력 및 flow tube내에서의 중성자속분포를 그림 3.2.57 및 3.2.58에 정리하였다. 최대 선출력은 29.75kW/m 로 예상되었으며, 최대 선출력이 일어나는 연료봉에서의 축방향 평균 선출력은 25.71kW/m 로 계산되었다. 또한 DUPIC 연료봉의 전체 평균 선출력은 21.96kW/m 로 계산되었다.

한편 LH hole의 inner pressure tube내부의 H_2O 를 D_2O 로 바꾸었을 때 선출력이 얼마나 올라가는지 알아보았으며 그림 3.2.57에 같이 그 결과를 정리하였다. 그림에서 보는 바와 같이 최대 선출력은 40.99kW/m 로 H_2O 일 때보다 약 38% 상승하였으며 축방향 평균 선출력도 35.71kW/m 로 H_2O 일 때

보다 약 39% 상승하였다. DUPIC 연료봉의 전체 평균 선출력은 30.99kW/m로 41% 증가하였다. Flow tube내에서의 중성자속 분포는 그림 3.2.59에 정리하였다.

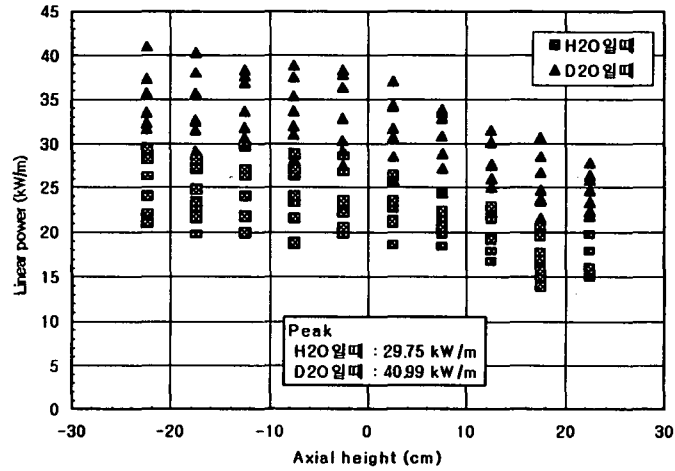


그림 3.2.57 · DUPIC 7pin 조사시 각 연료봉에서의 축방향 선출력 분포 (Inner pressure tube내, 물질이 H₂O일때와 D₂O로 바꾸었을 때)

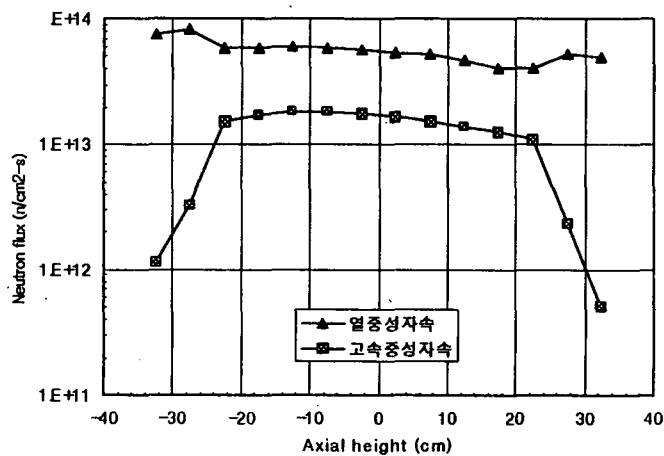


그림 3.2.58 DUPIC 7pin 조사시 축방향 중성자속 분포

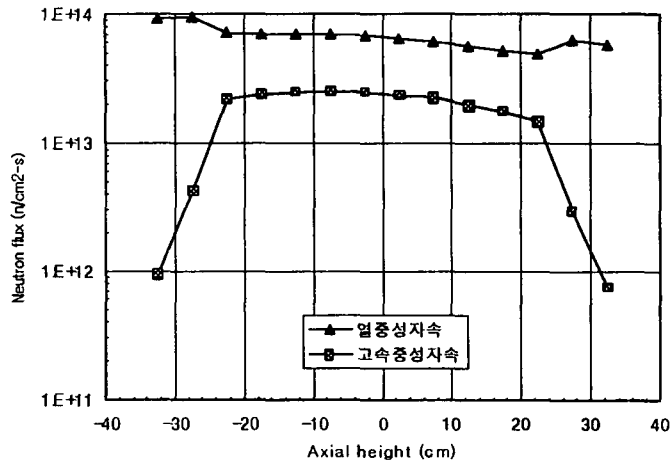


그림 3.2.59 DUPIC 7pin 조사시 축방향 중성자속 분포
(Inner pressure tube내 물질을 D₂O로 바꾸었을 때)

④ 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 3.2.60과 3.2.61에 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.

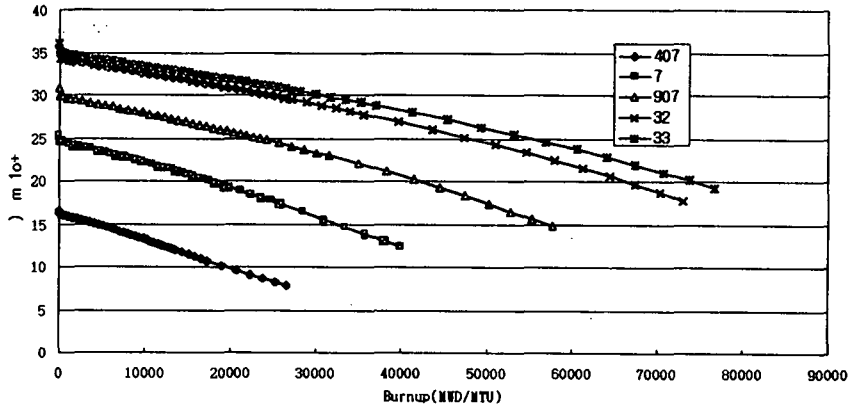


그림 3.2.60 PWR 7-pin의 연소에 따른 선출력변화

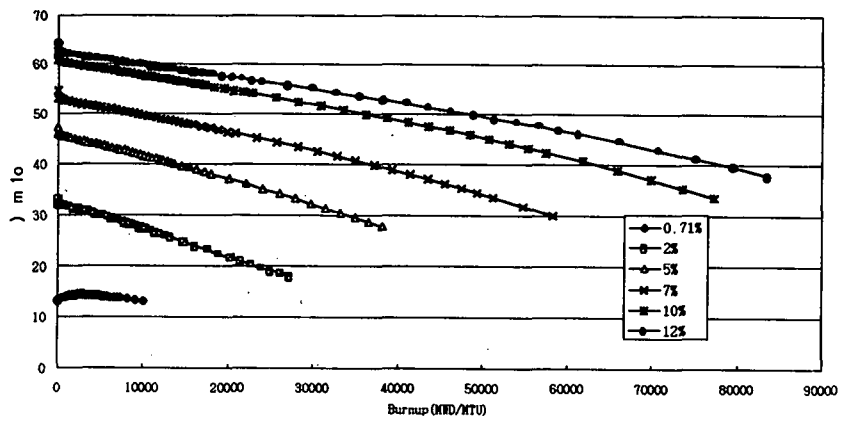


그림 3.2.61 CANDU 7-pin의 연소에 따른 선출력변화

⑤ 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.

(마) 결론

기존의 IPS 및 참고 핵연료에 대한 재분석을 통하여 이용자에게 핵연료 시험 loop에서 시험할 수 있는 범위를 재확인 시킴으로써, 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 시험핵연료일 특성분석을 수행하였고 하나로에 설치 예정인 핵연료시험loop의 이용범위 및 한계성을 이용자에게 제시함으로써 보다 공개적이고 활성화된 설치작업이 추진될 수 있을 것으로 판단된다.

(2) 하나로 Interface 검토분야

(가) 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 변경 안에 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)

① 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

③ 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 기기별 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.

㉑ 2안의 경우

1안의 경우와 같다.

㉒ 3안의 경우

3안의 경우는 FTL을 강제냉각하지 않는 경우이므로 ESP 기능이 필요치 않으므로 하나로 외곽에 ESP를 설치할 필요가 없다. 따라서 1안에서 검토한 것과 같은 방법과 같이 아래와 같은 필수기능의 Push Button을 FPP에 설치함으로써 ESP를 삭제 가능하다고 판단되고, (나)전력계통 설계 검토, ①, 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

㉠ 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.

㉡ 2안의 경우

2안의 경우, 안전등급 전원에 의해 강제냉각이 수행되고 ESP의 기능을 Trip Parameter 감시와 필수 Push Button을 갖추는 정도로 축소할 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.

㉢ 3안의 경우

3안의 경우는 안전등급 전원에 의해 강제냉각이 수행되지 않고 ESP의 기능을 필수 Push Button을 갖추는 정도로 축소할 경우로 본다. 이 경

우도 2안에서와 같은 정도의 Panels 통합이 가능하다고 본다. 그러나 이 경우는 2안과 달리 안전등급 Panels를 (나)전력계통 설계 검토, ①, 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 튜는 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 튜는 비안전 등급으로 설계를 변경하는 것이 경제적이라고 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.

② 비안전 관련 계측제어계통

1) ECP(Electric Control Panel) 삭제 가능성 검토

가) 검토사항

현 설계에서는 FTL 제어실로 같이 사용하는 하나로 제어실에 비안전등급 Panel인 ECP를 두어 하나로 바깥에 위치하는 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.

(나) 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.

① 현 설계 요건

1) 소외 전원 계통

최소한 두 개의 소외 전력 공급 회로가 필요하고, 이들의 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 전력 설비가 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 별

도의 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 설계 특성을 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"에서 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(Static 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 제어 기능 이전을 방해하지 않도록 해야 한다.

타) Non-1E급 전기기기는 핵연료시험설비의 정상운전, 사고 시 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 기기를 1E급 기기와 동일한 환경, 내진 검정기준에 의거 검증하여 간섭영향이 없음을 입증해야 한다.

② 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 1개의 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 전원 장치에서 전력을 공급하도록 설계하였다.

핵연료 시험 설비의 주 냉각 펌프는 장기 정전 시 전원이 없어 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 3.2.62는 현재 설계된 FTL 전력 계통의 단선도이다.

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

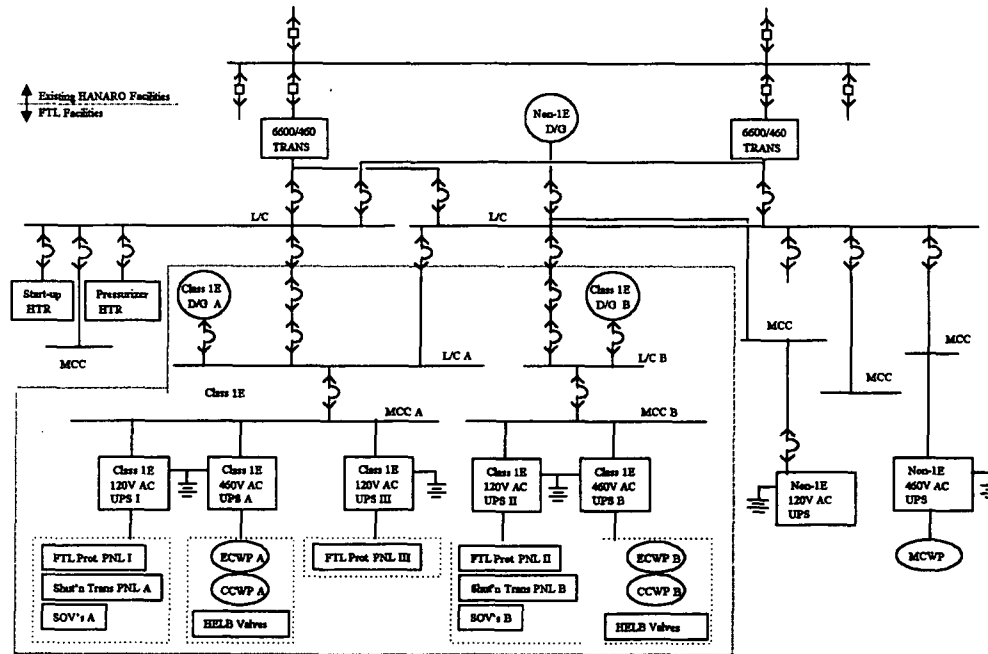


그림 3.2.62 FTL 전력계통 단선도 (현 설계)

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

③ 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

④ 검토 결과

1) 안전 등급 1E 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 3.2.63과 같으며 이에 준하여 검토한 결과는 다음과 같다.

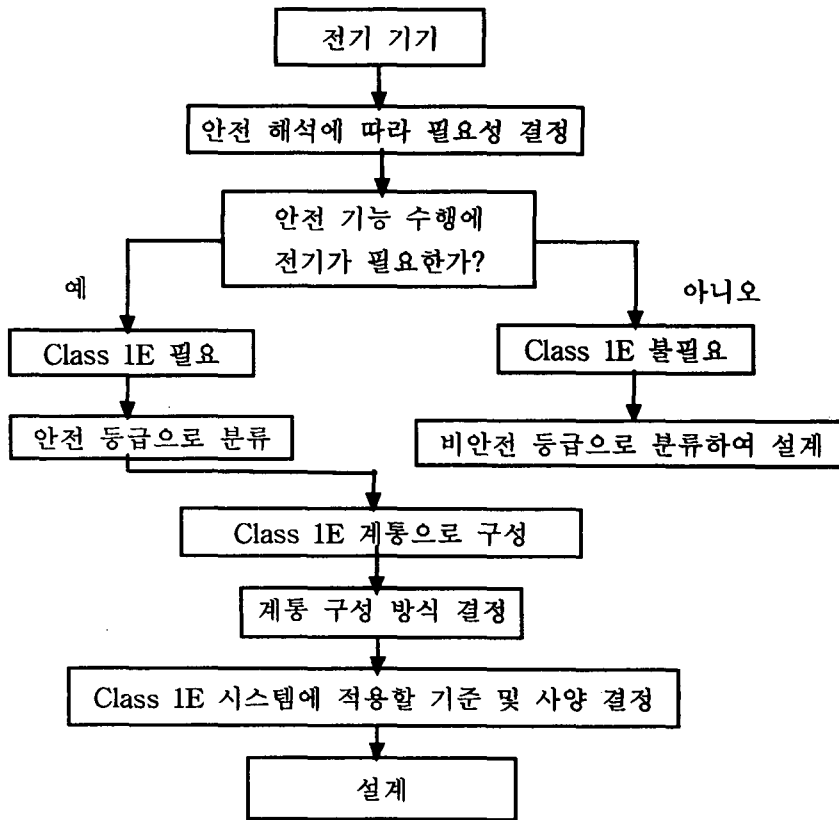


그림 3.2.63 안전등급 기기 분류 및 설계절차

㉔ 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 고장 보다 덜 심각하다.
(비안전 전원 상실시 초래된다, 비상 냉각 펌프 정상)
- 유량 감소 : 가장 심각한 고장 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

㉕ 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 등이 들어 있다. 밸브와 비상냉각 펌프는 전기를 필요로 하고, 계측 기기도 전기를 필요로 한다. 따라서 이러한 기기 들에는 안전등급 전력이 공급되어야 한다.

㉔ 안전 계통

- 비상 냉각 수 계통
- FTL 보호 계통

㉕ 안전 등급 전원이 필요한 기기

- 비상 냉각 펌프
- 비상 냉각 계통 밸브
- 기기 냉각 펌프
- 보호계통 제어반

㉖ 안전등급 전원의 범위 축소 방안

안전등급 전원의 범위를 축소하기 위해서는 안전해석에서 해당 기기의 필요성을 먼저 결정하여야 한다. 우선적으로 안전등급 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 존재하는 경우
- 개선 2안 : 현재의 안전 동력 부하가 삭제되는 경우
- 개선 3안 : 안전 동력 부하가 없으며 비상부하도 적은 경우

가) 개선 1안

개선 1안의 경우에 FTL 전력계통의 구성은 그림 3.2.64와 같다.

㉠ 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 안전부하가 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.

㉞ 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 MCC 와 통합하고 없애는 것이 효율적이다. (인입선이 2개이고 부하가 1개인 판넬이다.)

㉟ MCC

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

㊱ 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 비상 조치에 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 안전등급D/G 에 연결하는 것이 좋다. 따라서 발전소 규정에 의하여 설계된 AAC (비안전 등급 DG)는 제거가 가능하다.

㊲ 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 안

전성측면에서는 없어도 되나 이용측면의 필요로 설계되었다. 핵연료 시험 루프는 정상운전 시 고온 고압이다. 만약 주 냉각 펌프가 정지하면 냉각 기능을 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 순간 정전에는 대비를 하기 위하여 UPS를 설치하였다. 그러나 하나로에 발생하는 예고 없는 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.

① 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 때문이다. 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 3.2.65와 같다.

㉑ 소외 전력 계통

개선 1안과 같다.

㉒ 부하반

개선 1안과 같다.

㉓ 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.

㉔ 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.

㉕ 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 주입계통 작동 방지하기 위한 것이기 때문이다.

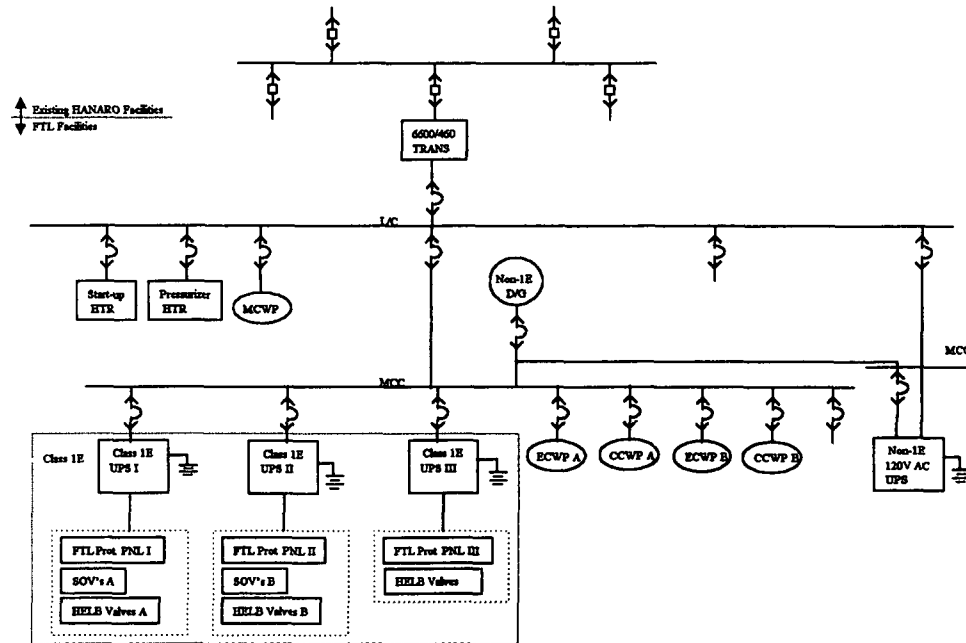


그림 3.2.65 FTL 전력계통 단선도 (개선 2안)

① 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. 또한 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 3.2.66과 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 전기기기과 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.

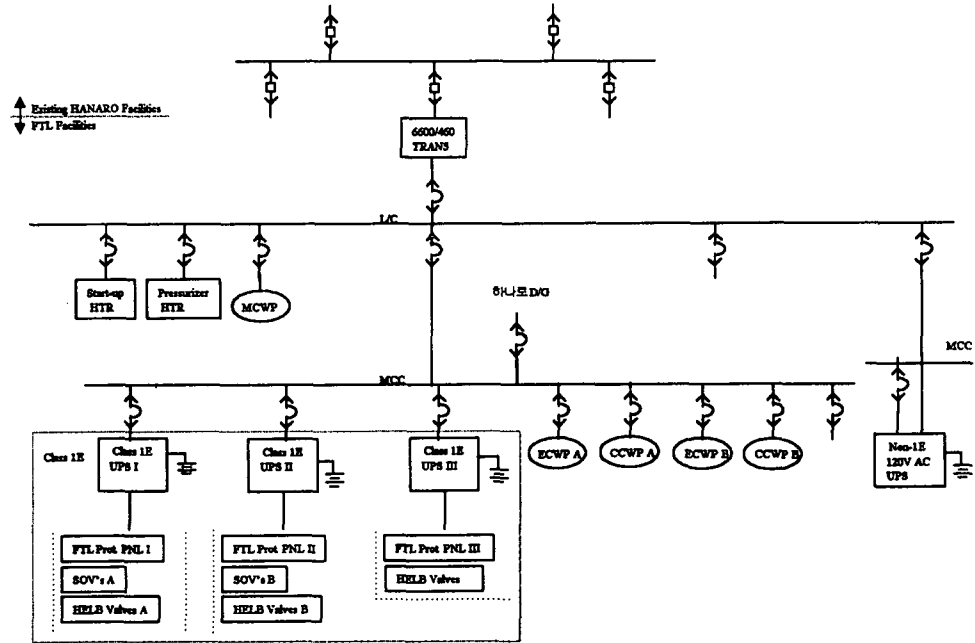


그림 3.2.66 FTL 전력계통 단선도 (개선 3안)

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 필요하다. 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 전기 및 계장기기 설치를 위한 하나로 RX Room 121, 122의 수정안은 그림 3.2.67에 나타나 있고 비안전등급 전기기기 설치를 위한 신축건물의 개략도는 그림 3.2.68과 3.2.69에 나타나 있다.

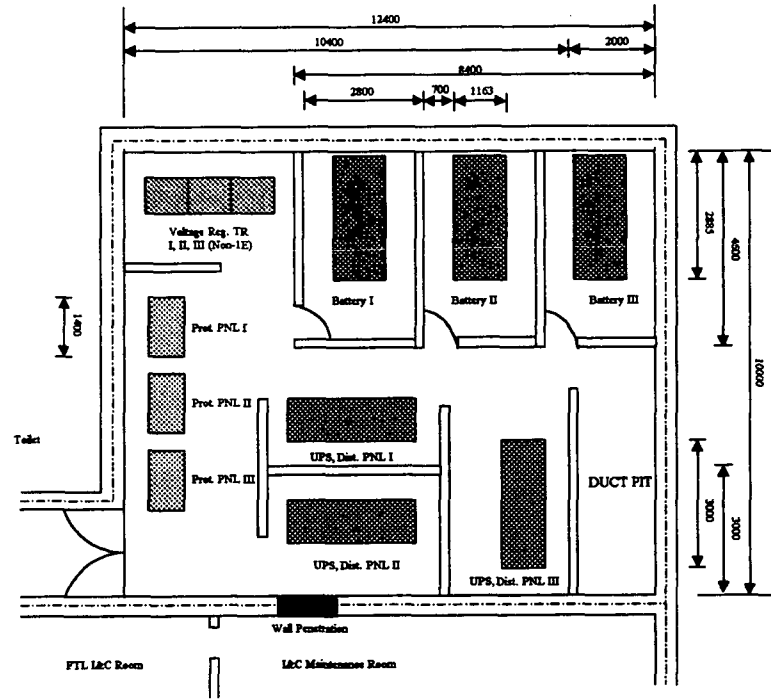


그림 3.2.67 하나로 RX Room 121, 122수정안 (개선 2안)

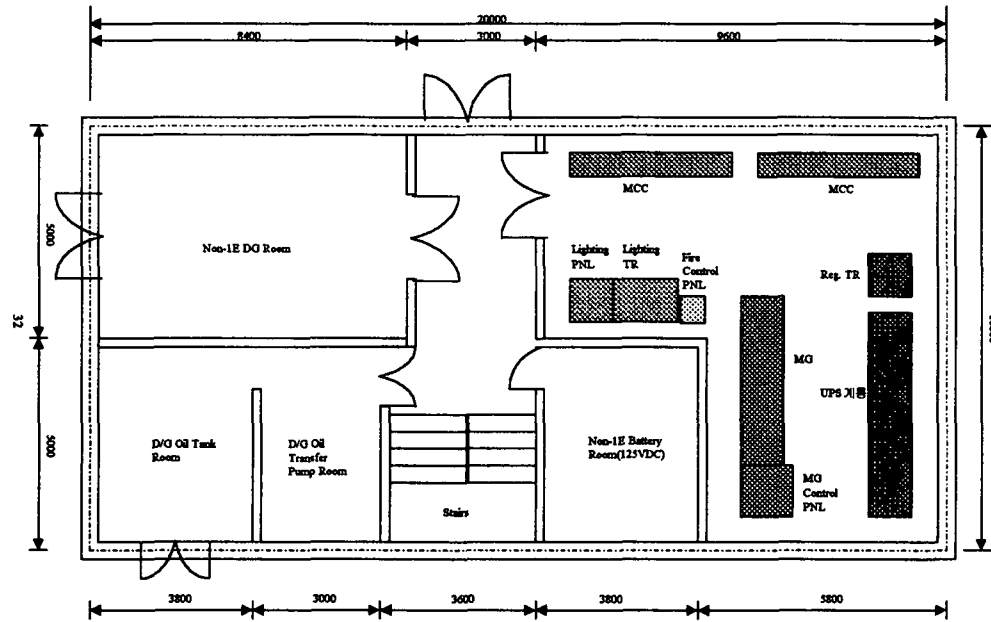


그림 3.2.68 FTL 전기실 신축 안(1층)(개선 2안)

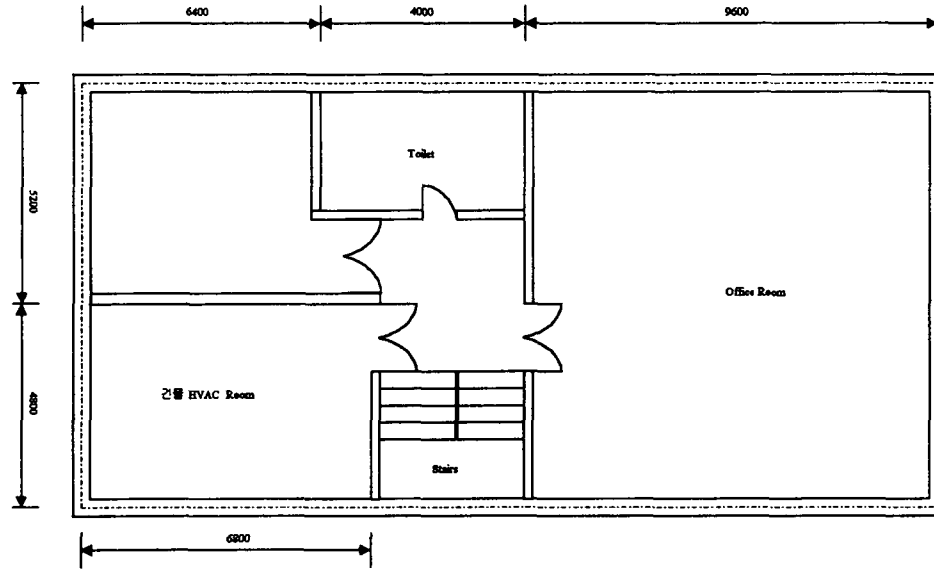


그림 3.2.69 FTL 전기실 신축 안(2층)(개선 2안)

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 간섭사항이 없다.

마) 조명 계통

하나로 건물 내에 있는 FTL Room 들에는 이미 조명이 설치되어 있으

므로 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 등기구가 추가로 신설되는 것으로 설계되어있다. 그러나 구체적인 전선 설치경로가 도면에 명시되지 않아 노출 배관 설치 시에 관통부를 적절히 선택하여야 한다.

FTL ROOM #2 기존 등기구에서 추가로 등기구를 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.

⑤ 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 앞에서 고려한 개선 1안이 타당하다고 사료된다.

그리고 실험범위를 축소하고, 안전등급을 축소하는 3안의 경우를 가정하여 개선 2안이 타당하다고 사료된다. 그리고 개선 3안은 3안에서 비안전등급의 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 예산중액의 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 표 3.2.12와 같다.

표 3.2.12 전력계통 구성 안 요약

구분	1안	2안	3안		영향
	(기존유지)	(기존유지, 중복축소)	(Multi-pin 실험, 안전등급 축소)		
변경 항목	기존설계 (변경없음)	개선 1안 (중복축소)	개선 2안 (안전등급 축소)	개선 3안 (필수부하 축소)	
인입	2개 선로	1개 선로			개선 1,2,3안으로 변경시 - 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	

(다) 공정계통 설계 검토

① 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 3.2.13과 같다. 당초 설계는 FTL 계통의 2차 냉각수는 main cooler용으로 $21.48\text{m}^3/\text{h}$ 와 purification 열 교환기용으로 $10.8\text{m}^3/\text{h}$ 를 공급하기 위하여 주 공급관 4인치에서 분기하여 3인치와 1-1/2인치의 입출관을 각각 설치하였다. 현재 FTL 계통에 필요한 유량은 $175.3\text{m}^3/\text{h}$ 이며 main cooler용 3인치 입출관과 주 공급관 4인치의 일부를 6인치로 각각 변경하고자 한다.

표 3.2.13 FTL 계통의 2차 냉각수 유량 변경

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

3) 2차 냉각수 유량검토

가) 2차 냉각계통의 설계유량

2차 냉각계통의 총 요구유량은 FTL용 32.28 m³/h를 포함하여 3382 m³/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. 펌프 구매 시에는 장기간 사용 시 관로 손실상승과 펌프의 성능저하를 고려하여 요구유량과 양정에 약 5%의 여유를 고려하였다. 정격 유량과 양정은 1800 m³/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 m³/h와 38.6 mAq (55.65 psi)이며 FTL 계통에 예상유량보다 약 10 m³/h 증가한 185 m³/h를 공급할 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 m³/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.

② 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 발생하는 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 3.2.14와 같이 3/4"와 1"의 배관이 각각 1개소씩 설치되어 있다.

표 3.2.14 압축공기 공급관 설치 현황

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

3) FTL관련 압축공기 예상 소요량

FTL관련 공기구동밸브의 제작자 data sheet에 의하여 압축공기 예상 소요량은 표 3.2.16과 같다. 공기구동밸브는 diaphragm 또는 piston 방식으로 개폐되며 최대요구 압력은 620 kPag (90 psig)이다. 개소 당 소요량

은 diaphragm 방식인 경우 0.75 scfm, piston 방식인 경우 3 scfm을 각각 적용하였다. 운전방식에 따라 정상운전과 비상운전을 구분하여 예상공기 소요량을 정리하면 표 3.2.15와 같다. 압축공기 사용방식은 필요에 따라 개폐되므로 간헐적(intermittent)인 방식이며 최대 사용량은 비상운전 시 12 scfm이다.

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

표 3.2.15 사용시기별 예상공기 소요량

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

표 3.2.16 FTL 압축공기 예상소요량

밸브번호	수량 및 크기	구동방법 (요구압력)	사용 공기량 (scfm)		용도
			정상운전	비상운전	
FL-210-J*A OV0048A/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*A OV0060A/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-T V0001	4"	diaphragm (42psig)	0.75		-위치: Intermediate Cooling Water System -용도: MCWS 실험온도 유지용 유량조절 -Status : Normal Open, Fail Open
FL-210-J-F V0025	4"	piston (70 psig)	3		-위치: MCWS의 Cold Leg -용도: MCWS 실험요구유량 유지 -Status: Normal Open, Fail Open
FL-210-J-F V0029	2"	diaphragm (65psig)	0.75		-위치: MCWS의 Bypass Line -용도: MCWS의 IPS 실험용 우회유량 유지 -Status : Normal Open, Fail Close
FL-240-J-F V0003	1"	diaphragm (60psig)	0.75		-위치: Purification System의 입구 -용도: 정상운전시 정화계통의 요구유량 유지 -Status: Normal Open, Fail Close
FL-240-J-F V0020	1"	diaphragm (65psig)	0.75		-위치: Purification System의 출구 -용도: 정상운전시 정화계통의 요구유량 유지 -Status: Normal Open, Fail Close
FL-240-J-F V0021	1"	diaphragm (65psig)	0.75		-위치: Purification System의 출구 -용도: 정상운전시 정화계통의 요구유량 유지 -Status: Normal Open, Fail Close
FL-210-J-P CV0032	3/4"	diaphragm (65psig)	0.75		-위치: MCWS 내 Pressurizer의 Spray Valve -용도: Pressurizer내의 압력유지용 냉각수분사 -Status: Normal Close, Fail Open
FL-240-J-P CV0037	1/4"	diaphragm (60psig)	0.75		-위치: Purification System의 Degasifier -용도: Degasifier내에 N2 gas의 initial charge -Status: Normal Close, Fail Open
FL-240-J-P CV0038	1/4"	"	0.75		-위치: Purification System의 Degasifier -용도: Degasifier내에 H2 gas의 주입 -Status: Normal Open, Fail Open
FL-240-J-F V0040	1/4"	"	0.75		-위치: Purification System의 Degasifier -용도: Degasifier내에 H2 gas의 추출 -Status: Normal Open, Fail Open
계	-	-	10.75	12	

③ 폐기물처리계통

1) 목적

FTL 계통에서 발생하는 액체폐기물로 인하여 원자로 폐기물 관리시설과의 간섭사항을 검토하였다.

2) 원자로 폐기물 관리시설과의 간섭사항

FTL 설계지침서에 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 연결구를 설계하여 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 폐기물계통에서 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.

④ 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

FTL 노내시험부는 시험 핵연료를 장전하는 용기 부분과 지지물로 구성된다. 하나로 중수 반사체 탱크에 있는 실험 공에 삽입되어 용기 하단부는 반사체 탱크 하부에 있는 리셉터클에 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”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.

④ 원자로 수조의 적정수위

수조 수위가 높을수록 작업자의 피폭은 적겠지만 설치작업이 어려워지고, 반대로 낮을수록 작업자의 방사선 피폭은 증가하고, 상대적으로 작업은 용이해진다. 따라서 작업자의 방사선 피폭을 최소화하고 작업성을 좋게 하기 위해서는 적절한 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. 수조수

위를 더 낮게 낮추고자 하는 경우에는 이를 참고하여 현장에서 수조수 상부 방사능 준위를 측정해 가면서 작업시간에 적합한 적정수위를 조절하는 것이 추천된다.

㉞ 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.

㉟ 설치작업성

노내시험부를 반사체 탱크에 장착하였을 때 노내시험부의 최상부 수위는 EL 76이며 수위를 EL80.4만큼 조정하였을 때에는 약 4m 깊이이다. 노내시험부 상부에 2개의 연장 붐을 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.

⑤ 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 누설을 요건의 충족 여부를 검토하였다.

2) 간섭사항

핵연료 시험설비의 비상 안전 환기계통의 작동요건은 제 1 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 태기 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 실시하면 하나로 안전성 분석보고서 비정상 환기계통의 설계기준인 격납 건물 내부압력 요건 25 mmWG의 부압과 격납 건물 누설을 600 m³/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 누설을 600 m³/hr의 요건은 만족할 수 없게 된다.

(3) FTL 시설검토 및 기술총괄분야

(가) 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.

① 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 IPS의 내부와 외부사이의 압력경계를 유지하게 된다. IPS에 사용된 seal은 Inconel계열의 재료를 사용하

였다.

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 seal에서는 누설이 없었으나 상부 Gamah seal에서는 누설이 발생하여 그 원인을 분석하였으며 Battelle사 자체적으로는 설계상의 하자가 없는 것으로 주장하였으며 설계비의 부족 등을 이유로 추가적인 시험은 수행하지 않았다.

다) 대책 및 방안

㉔ 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.

⑤ IPS의 직경을 줄일 경우(시험핵연료의 pin 수를 줄임) :

조사시험 핵연료의 pin 수를 줄여 IPS의 직경을 줄이게 되면(외경 ϕ 146mm \Rightarrow ϕ 105mm정도(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.

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 정밀가공 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 기술자 문이나 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.

㉠ Stainless 강을 사용할 경우

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

㉡ 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 상

당한 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.

② 노외공정계통

노외공정계통은 다음의 주요계통으로 구성되어 있다. 그림 3.2.70은 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

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.

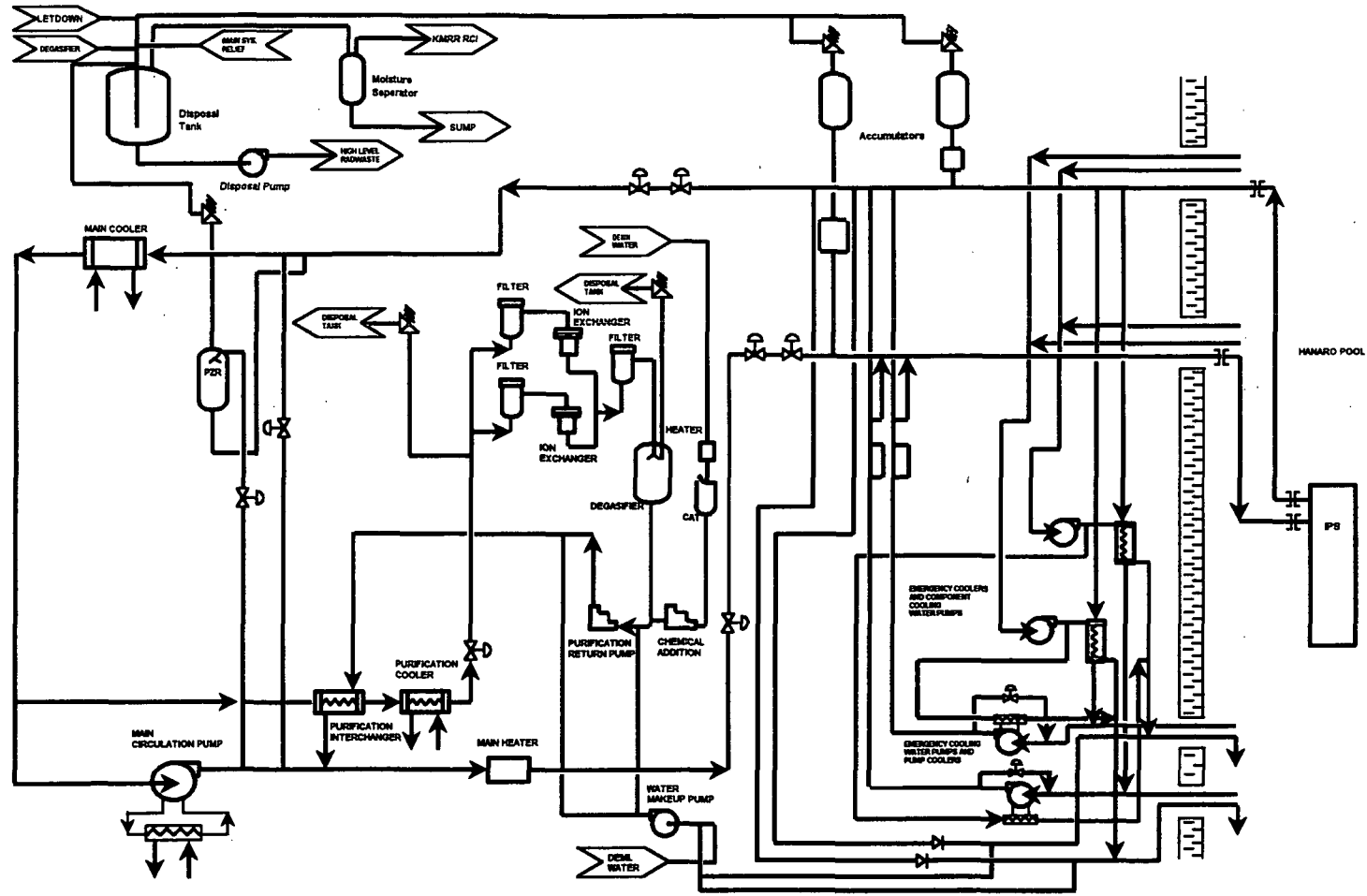


그림 3.2.70 FTL 노외공정계통

기존설계의 전력계통 Single Line Diagram (그림 3.2.62 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 건전성이 유지되는 AOO 사고의 경우(격리밸브 패쇄, 안전밸브 개방 및 전원상실) 시험핵연료의 냉각 및 잔열제거는 비상냉각수펌프에 의존하고 있다.

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

PWR 32봉 및 CANDU 다발의 경우 격리밸브 패쇄 시점을 조정하면 안전

기준을 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 잠갔다 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 질소 가스를 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 일어나도

록 노외공정계통에서 노내시험부로 연결되는 수조내 Inlet 및 Outlet 태관에 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 A00시 Accumulator의 냉각수를 사고초기 사용방안

가) 하나로 Pool로 Dump 하는 경우

FTL A00시 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.

③ 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)

㉞ Vent 되는 고압의 물에 의한 Flashing 효과에 의한 수조고온층 파괴 및 방사선 누출 효과

- A00시 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.

㉟ 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 충전되어 있음)

- FTL 수질조건

PH : 3.3 ~ 10.5

TSS : <2.0 ppm

TDS : <4000 ppm

Chlorides : <100 ppb

Oxygen : <50 ppb

Boron : <2000 ppm

㉔ 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 모두 Disposal Tank에서 수용 할 수 있음.

- Accumulator (2대) Volume : 2.64 m³
- Waste Disposal Tank Volume : 3.38 m³

다) 검토결과

FTL A00시 Accumulator에 의한 초기 30분의 시험핵연료 냉각을 위해서는 FTL의 수질에 의한 하나로 Pool 수의 수질조건을 변화시킬 수 있는

가능성 및 수조고온층 파괴로 인한 방사선 준위증가 등의 우려 사항을 고려 할 때 Accumulator의 물은 FTL Waste Disposal Tank로 Dump하는 것이 바람직하나, 30분 이후의 지속적인 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 보여주었다. 즉, 주어진 붕괴출력(2%-11%FP)에서 Bulk Boiling은 나타나지 않고, CANDU 핵연료의 경우 8%FP, PWR 핵연료의 경우 9%FP 이상의 출력에 도달해야 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 3.2.71은 7-Pin 시험핵연료의 수조내 자연대류 분석을 위한 모델링이고, 그림 3.2.72, 3.2.73, 3.2.74, 3.2.75는 시험핵연료의 Decay Power Fraction에 대한 Mass Flow, 핵연료 표면온도, Heat Transfer Mode 및 Fuel Coolant Temperature Difference를 나타낸다.

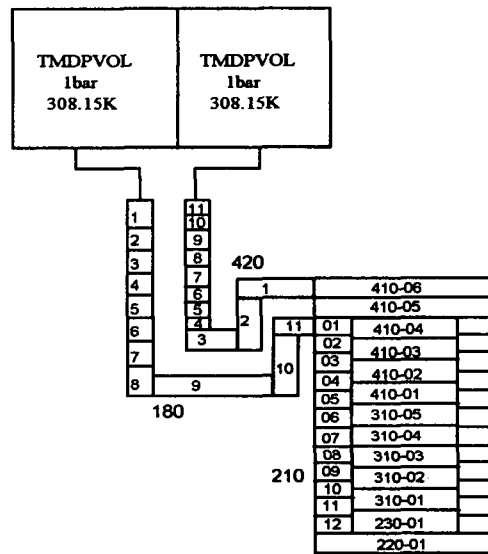


그림 3.2.71 수조내 자연대류 분석을 위한 모델링

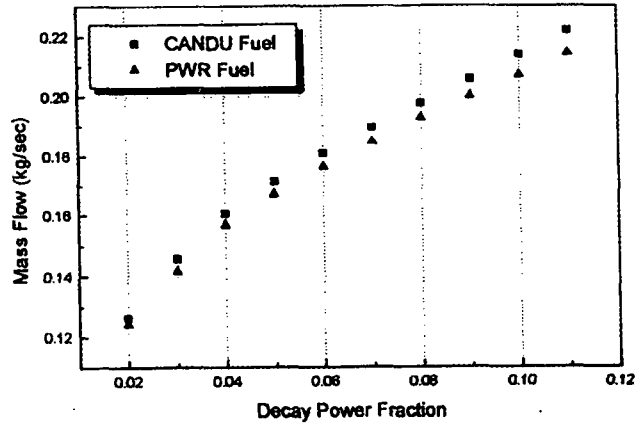


그림 3.2.72 시험핵연료의 Decay Power Fraction에 대한 Mass Flow

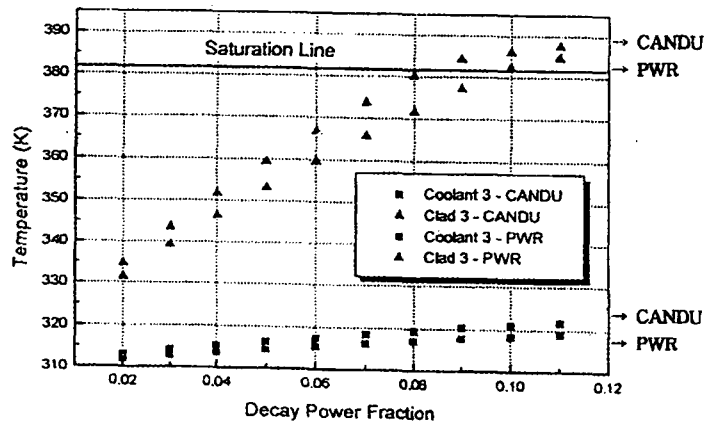


그림 3.2.73 시험핵연료의 Decay Power Fraction에 대한 핵연료 표면온도

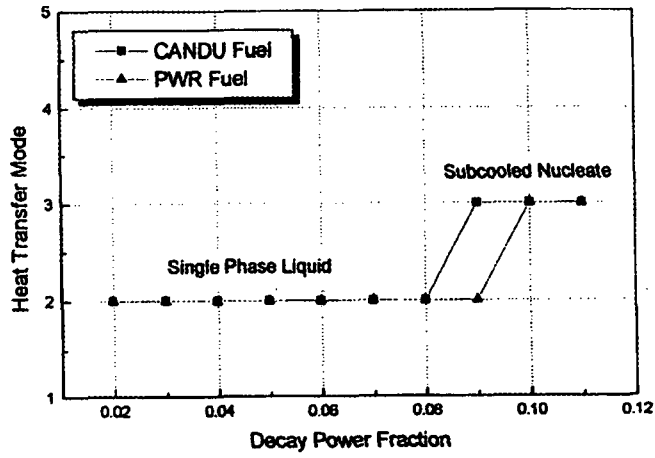


그림 3.2.74 시험핵연료의 Decay Power Fraction에 대한 Heat Transfer Mode

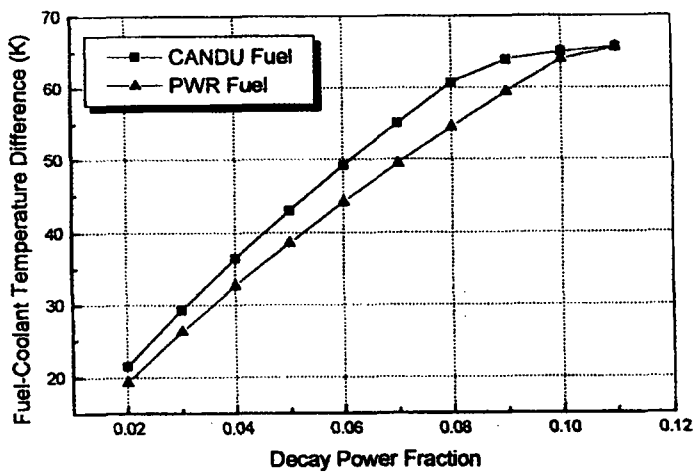


그림 3.2.75 시험핵연료의 Decay Power Fraction에 대한 Fuel Coolant Temperature Difference

4) 설계영향평가

가) 목적

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

나) 기존 System 변경사항

㉠ 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

㉡ 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

㉢ 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.

㉔ 사고해석 만족

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

㉕ 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 삭제함으로써 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

㉖ 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 3.2.17 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 3.2.17 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)

⑥ 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 제작 변경으로 공급 가능하다는 회신을 받았음.
- Solenoid Valve의 Inside의 온도가 350℃이므로 In-Pool 수와 접촉되는 외부에는 특수외 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)

㉔ 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 검토되어야 한다.

시설변경 :

- Steam Vent Line에서 Waste Disposal Tank 까지 유로 형성

신설배관 설치

Solenoid Valve (4개) 추가 설치

(나) 사고해석

① 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 항상 운전되도록 설계되어있다. 그러나 1-E Class전원을 위한 설치의 고비용으로 인하여 비상냉각수 펌프의 전원을 비안전등급으로 낮추는 방안이 모색되었다. 따라서 비상냉각수 펌프의 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% 농축핵연료에 대하여 최대선출력 및 평균선출력을 PWR 및 CANDU 경우에 대하여 계산되었다. 변경된 IPS geometry에 대하여 정상상태 운전조건의 요구유량은 재계산되어 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 방안이 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 수조수내의 냉각수를 이용하여 잔열을 제거시키는 자연대류냉각 방식이다.

② 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 표 3.2.18과 같다.

표 3.2.18 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 표 3.2.19와 같다.

표 3.2.19 FTL 7 pin에 대한 사용자요구 선출력 및 출력

출력	핵연료	PWR	CANDU	비고
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	

③ 정상운전시의 Mass & Heat Balance

사고해석 수행을 위한 FTL 정상상태 운전 조건은 사용자 요구조건의 선출력을 기준으로 결정되었으며 표 3.2.20은 IPS 정상상태에 대한 운전 범위이다. 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 발생하는 열량과 Main Cooler에서 제거되는 열량이 같도록 유지시키기 위하여 표 3.2.21과 같이 유량 및 온도 조건을 조정하였다. 사고해석을 위한 Nodal Diagram은 그림 3.2.76과 같다.

표 3.2.20 FTL 7 pin의 사용자요구 선출력조건에 대한 IPS 운전 조건

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

표 3.2.21 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. (°C)	308.5	287.1
		Outlet Temp. (°C)	306.9	285.2
		Mass Flow Rate (kg/s)	17.21	17.21
	Secondary Side	Removed Heat (kW)	171	177
		Inlet Temp. (°C)	49	49
		Outlet Temp. (°C)	51	51
		Mass Flow Rate (kg/s)	20.45	21.17
Main Pump	Mass Flow Rate (kg/s)		17.21	17.21
	Temperature (°C)		306.9	285.2
MCW Bypass Valve	Mass Flow Rate (kg/s)		11.71	10.51
	Temperature (°C)		306.9	285.2

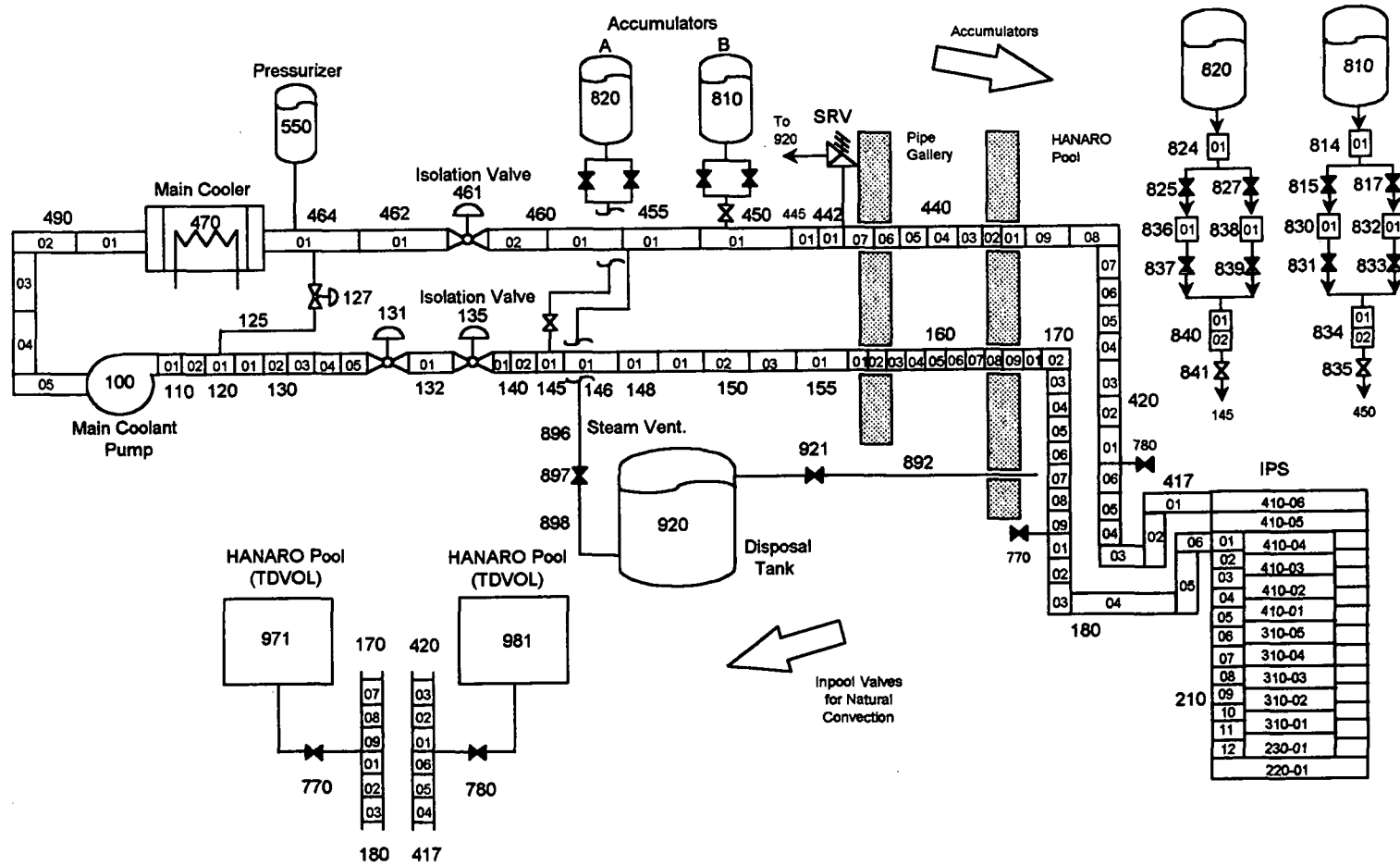


그림 3.2.76 Nodal Diagram for Multi-Pin Accident Analysis

④ 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

그림 3.2.77, 78은 각각 PWR, CANDU mode에 대한 IPS의 질량유량을 나타내며, 그림 3.2.79, 80은 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 핵 연료 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 parameter 인 DNB는 초과하지 않았으나 정확한 DNB analysis를 위해서는 별도의 1 channel에 대한 해석을 필요로 할 것이다.

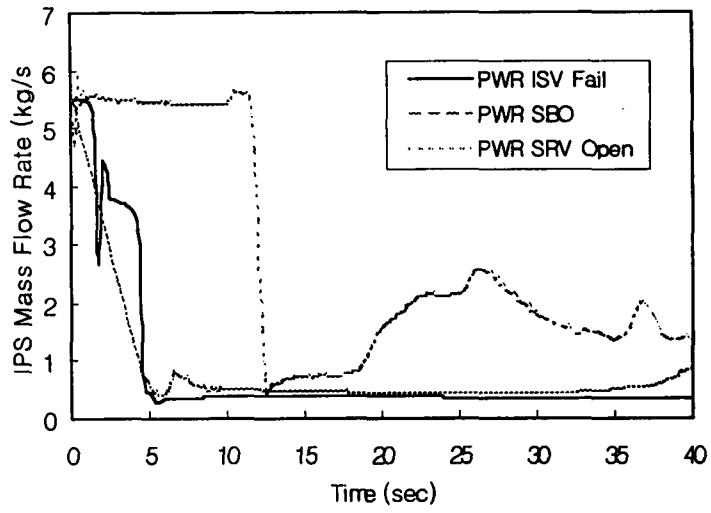


그림 3.2.77 PWR mode의 IPS 질량유량

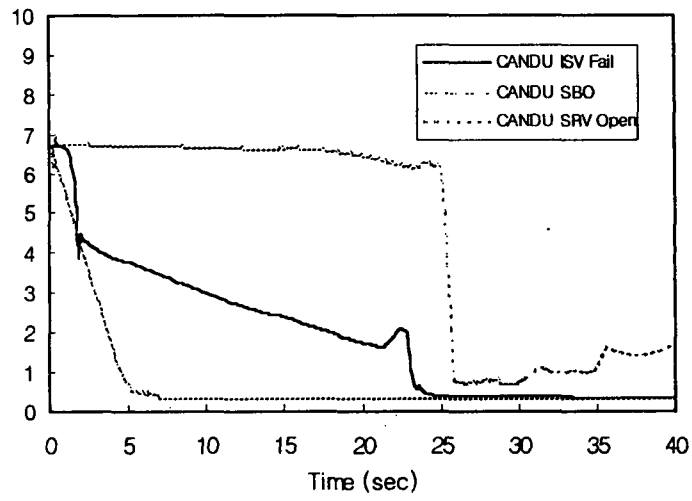


그림 3.2.78 CANDU mode의 IPS 질량유량

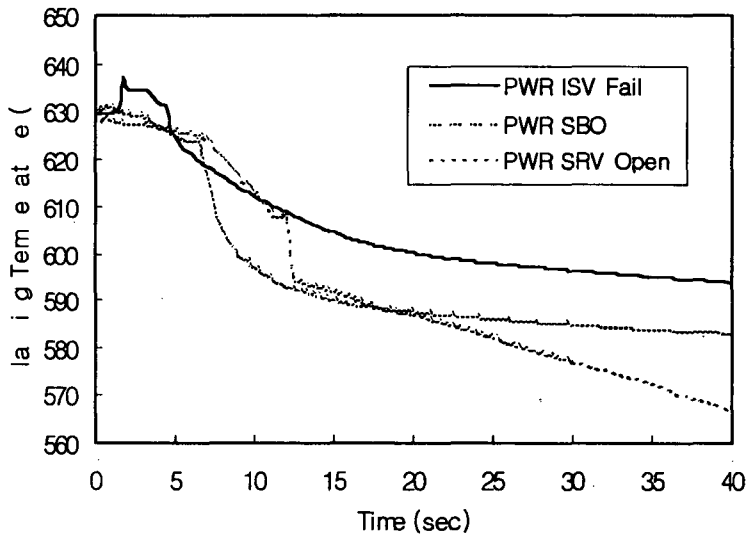


그림 3.2.79 PWR mode의 피복재온도

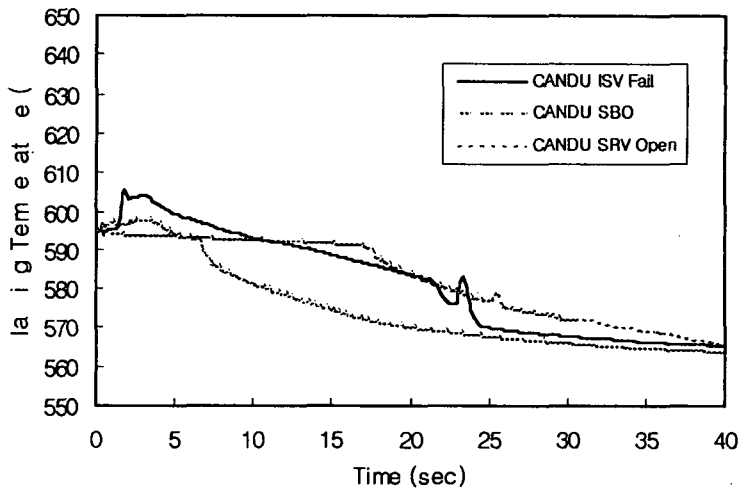


그림 3.2.80 CANDU mode의 피복재온도

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 hotleg에서 보다 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.

그림 3.2.81, 82는 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 미치지 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.

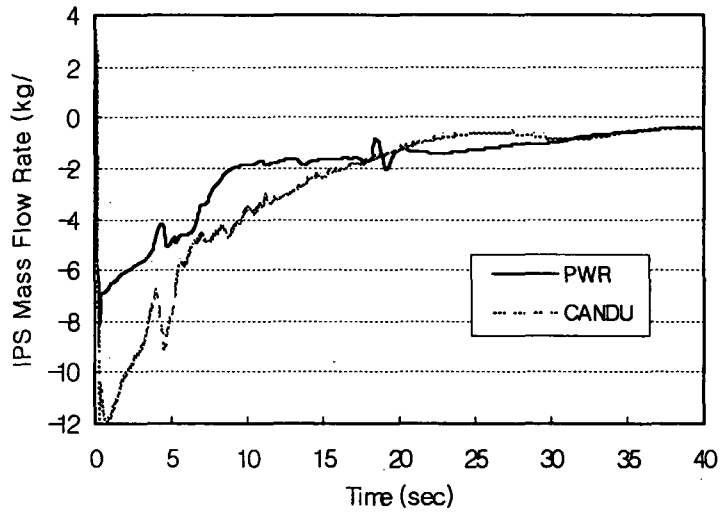


그림 3.2.81 SBLOCA시의 IPS 질량유량

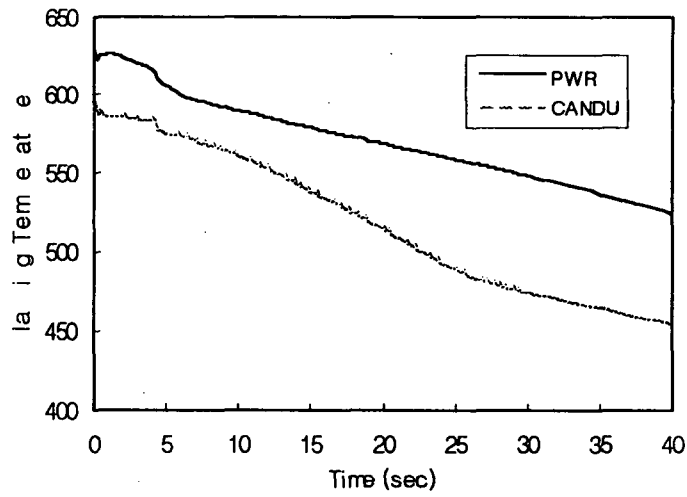


그림 3.2.82 SBLOCA시의 피복재온도

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.

그림 3.2.83은 accumulator의 압력 및 냉각수 체적을 나타내며, 그림 3.2.84는 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"입을 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.

그림 3.2.85, 86은 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.

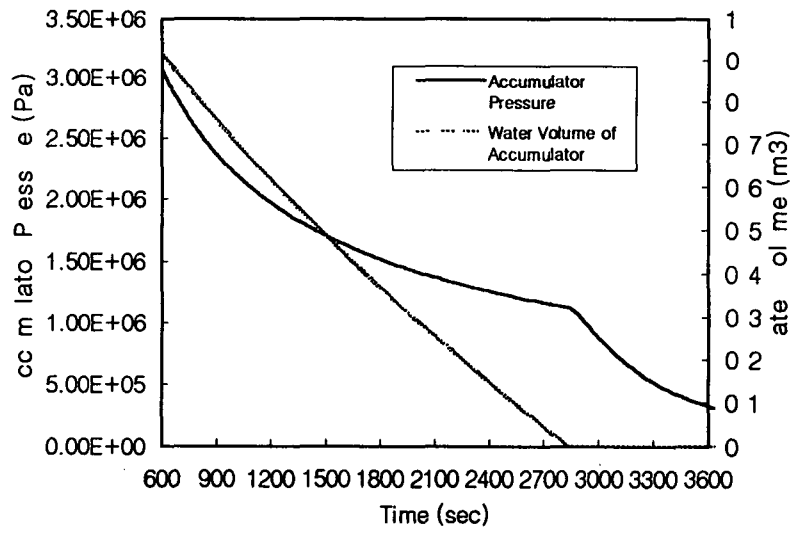


그림 3.2.83 PWR SBLOCA시의 Accumulator 압력 및 냉각수체적

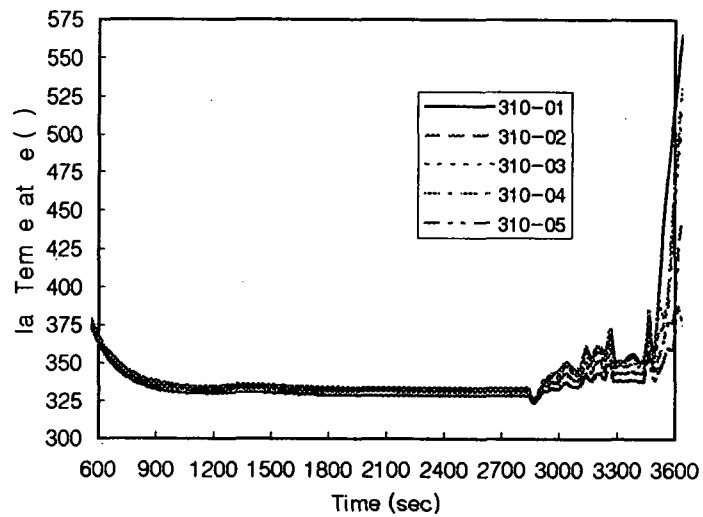


그림 3.2.84 PWR SBLOCA시의 피복관온도의 상승

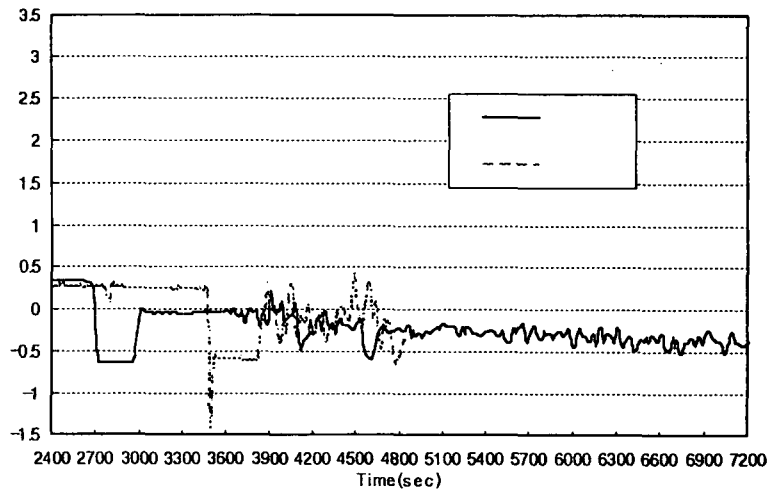


그림 3.2.85 SRV 개방 사고 시의 자연대류에 의한 IPS 질량유량

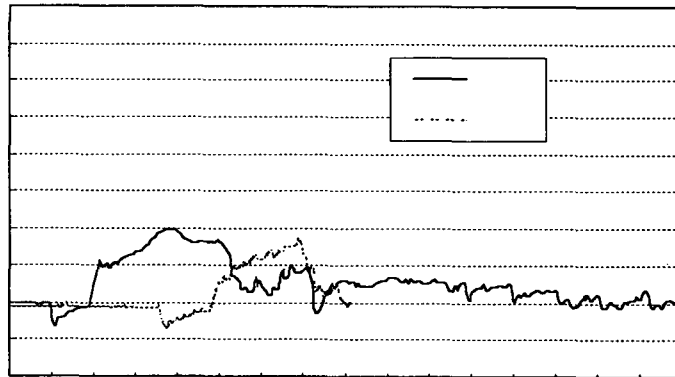


그림 3.2.86 SRV 개방 사고 시의 자연대류에 의한 피복재 온도

⑤ 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.

(다) 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 Accident)
 - 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

① 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 m³/hr이며, 1일 이후는 50 m³/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 340초 까지 일어나며 HELB Vent Valve가 닫히는 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.

(라) FTL 시설 및 기술총괄 검토결과

이상과 같이 핵연료개발 사용자그룹과의 협의에 의해 결정된 7-Pin용 노내시험부에 의한 시험요건 정립에 따라 FTL 설계 및 시설의 영향, 사고 해석, 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.

3. 결 론

가. 기술검토 결과요약

(1) 사용자 요건 정립

(가) 제한사항

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

(나) 사용자 요건 요약

다양한 핵연료 프로그램이 원자력증장기 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 시험조건과 부합되지 않아 고려하지 않았다.

FTL을 이용할 각 과제에서 요구한 시험항목과 시험일정은 그림 3.3.1 및 3.3.2와 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 냉각수

의 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 하려면 고도의 정밀 측정장치와 센서부착기술을 필요로 한다. FTL의 초기설계에서는 이들 측정하는 것을 제외하였으며 운전경험과 조사기술이 축척 됨에 따라 순차적으로 기술을확보 할 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 3.3.2의 시험일정은 2003년에 핵연료조사시험설비가 운영된다고 가정하였을 경우 각 항목별 잠정 시험 계획이다. 시험계획은 중장기과제의 유동성 및 미래에 대한 예측이어서 어느정도 불확실하나 각 핵연료 개발팀에서 본 시험설비를 적극적으로 이용하고자 하며 민일 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.

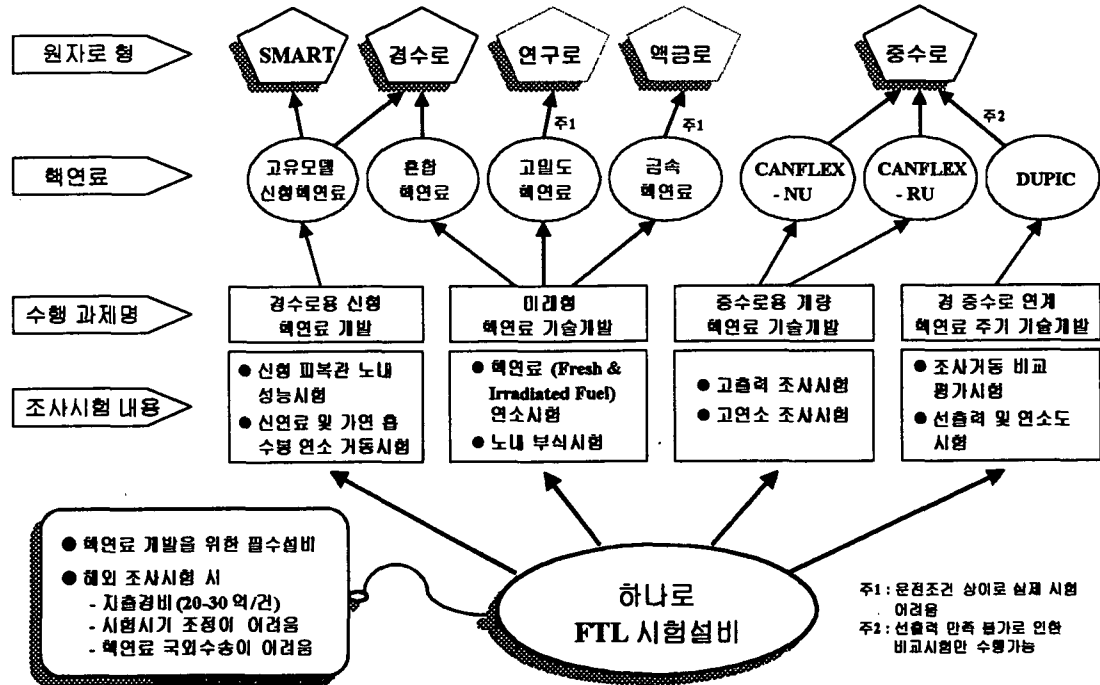


그림 3.3.1 핵연료 개발 사용자 그룹의 시험항목 및 계획

과 제 명	99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	10	11	12	13	14	15
경수로용 핵연료																	
경수로용 신행 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 <i>Fresh Fuel</i>																	
Integral Fuel Behavior and Fission Gas Release using <i>Irradiated Fuel</i>																	
Fission Gas Release at <i>Isothermal Conditions</i>																	
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 3.3.2 핵연료 개발 과제별 연소시험 일정

표 3.3.1 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.

(다) 다발 조사시험 가능성 평가

① 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 3.3.3은 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.

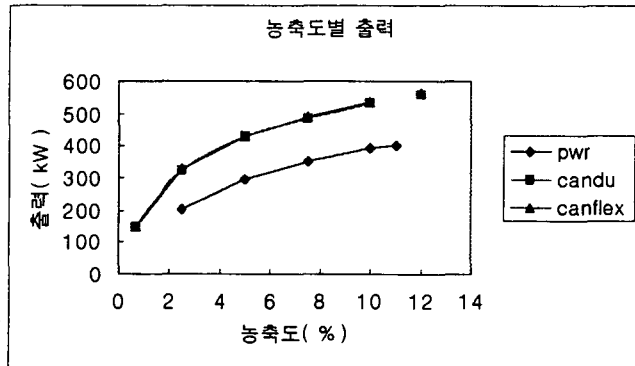


그림 3.3.3 농축도별 출력

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 3.3.4 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.

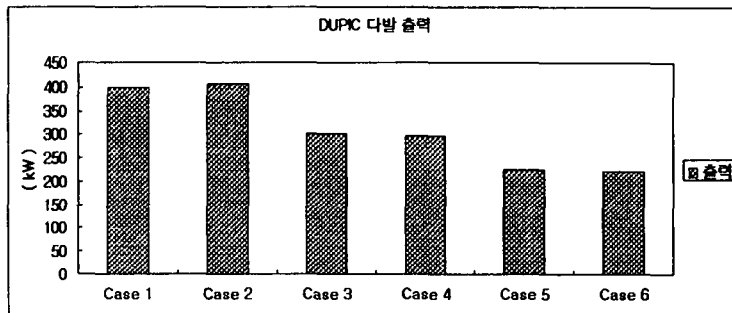


그림 3.3.4 DUPIC 다발출력

② 선출력 평가

PWR 및 CANDU 형의 다발에 대한 농축도 변화에 따른 선출력은 그림 3.3.5와 같으며 선출력이 가장 높은 봉의 선출력은 그림 3.3.6과 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.

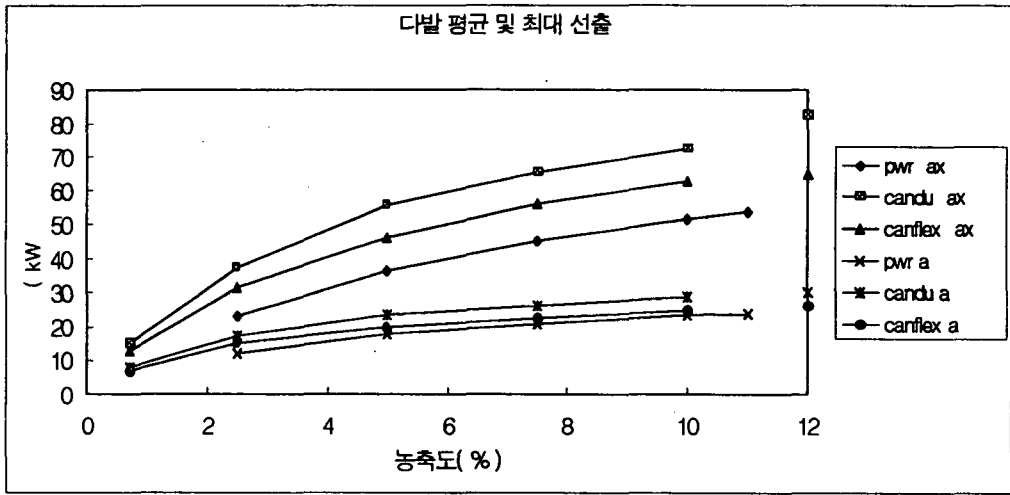


그림 3.3.5 다발평균 및 최대 선출력

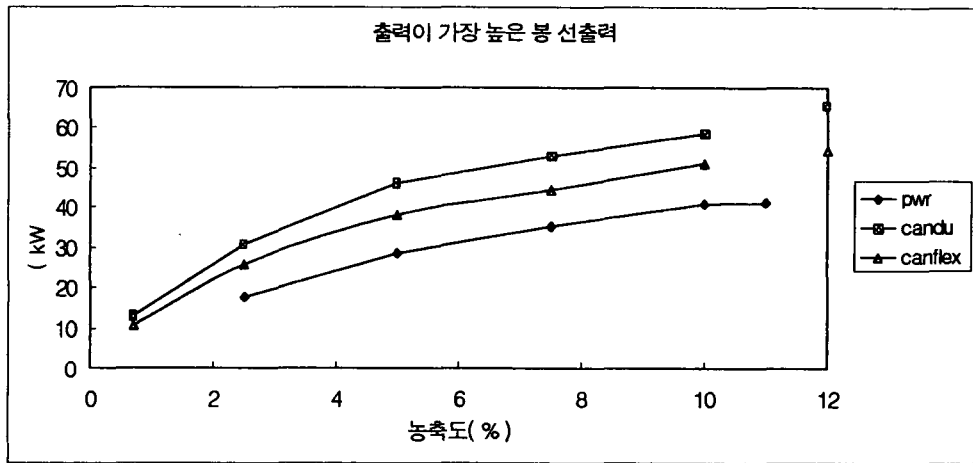


그림 3.3.6 출력이 가장 높은 봉 선출력

5% 농축도인 경우 24 번 봉에서의 국부 첨두계수(local peaking factor)는 1.62 이며 축 방향 첨두계수는(axial peaking factor) 1.27 로 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 이하여야만 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 반사체탱크 내의 수직공에서 total peaking factor를 1.45 정도 유지하기 위해서는 개별 시험 핵연료 봉의 농축도가 적절히 조절되어야 한다. 사용자가 요구하는 시험조건은 CANDU혹은 NRU 와 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 수행하

였다. 각 경우 DUPIC 핵연료 봉에서의 평균 및 최대 선출력은 그림 3.3.7과 같으며 선출력의 증가가 현저하지 않아 더 이상의 추가적인 계산을 수행하지 않았다.

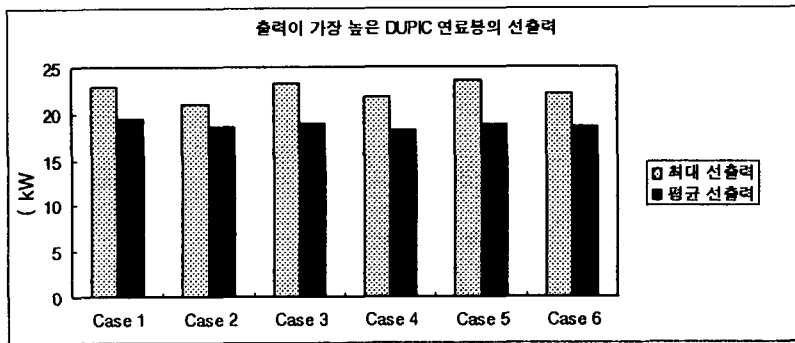


그림 3.3.7 출력이 가장 높은 DUPIC 연료봉의 선출력

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 증성자 속이 높은 노심 내의 CT 혹은 IR 조사공에서나 요구 선출력을 얻을 수 있다. 이 경우 조사공의 내경이 작기 때문에 다발시험은 역시 불가능하고 봉 시험만이 가능하다.

③ 결론

CANDU, CANFLEX, DUPIC 핵연료의 다발 조사시험은 인허가 요구 출력인 935kW (여유를 고려하여 1030kW)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.

(라) 7-Pin 조사시험 가능성 평가

상술한 바와 같이 다발 조사시험이 출력과 peaking factor 때문에 어려워짐에 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.

① 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 하였

다. 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 줄어들어 따라 IPS의 직경도 줄어들며 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 3.3.2 7-Pin IPS 제원

구 분	PWR 형	CANDU 형
UO ₂ 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

② 선출력 평가

7 봉으로 구성된 시험 핵연료의 농축도 변화에 따른 선출력은 그림 3.3.8 과 같다. (7 개의 봉 중 선출력이 가장 높은 봉의 선출력 값임)

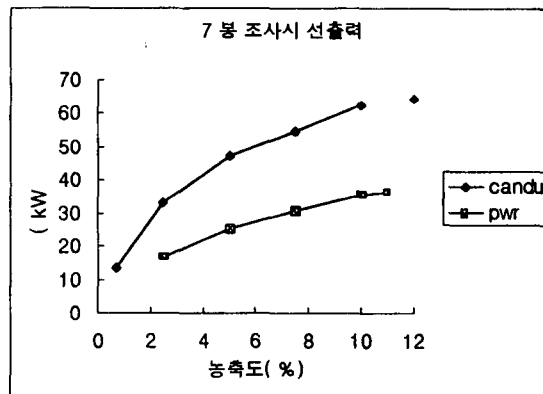


그림 3.3.8 7봉 조사 시 선출력

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.

$$\text{local peaking factor} = 1.2$$

$$\text{axial peaking factor} = 1.16$$

$$\text{total peaking factor} = 1.39$$

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 출력인 935 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 이상이 면 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.

$$\text{local peaking factor} = 1.17$$

$$\text{axial peaking factor} = 1.16$$

$$\text{total peaking factor} = 1.35$$

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 증수로 바꾸었을 때 선출력은 약 40 % 정도 증가하였으나 출력이 가장 높은 봉의 선출력은 35.7 kW/m 밖에 안되었다.

③ 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 3.3.9은 PWR 및 CANDU 형에 대한 계산결과이고 냉각수 두께를 1mm 씩 Zr로 바꾸어 가면서 선출력을 계산하였다. 그림 3.3.9의 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.

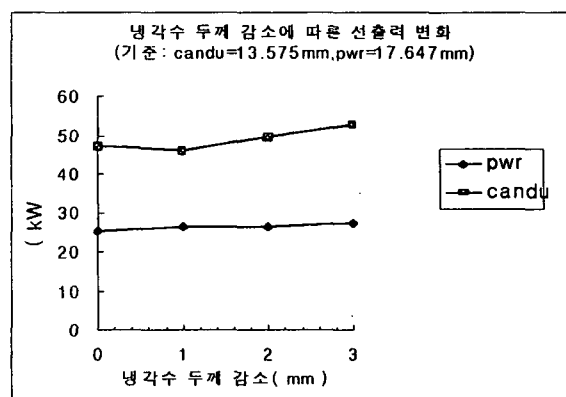


그림 3.3.9 냉각수 두께 감소에 따른 선출력 변화

(마) 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 안전 기준을 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 높은 hot 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 accumulator에 의존 할 경우의 사고해석 결과에 의하면 시험 핵연료의 온도 증가는 크지 않았다. 그림 3.3.10, 3.3.11, 3.3.12에 AOO 및 small break LOCA 시 피복재 온도변화가 나타나 있다.

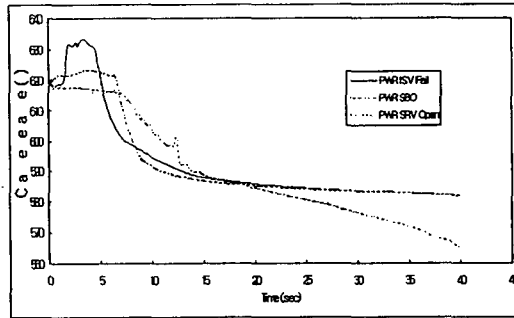


그림 3.3.10 AOO 사건 시 PWR 형의 피복재 온도

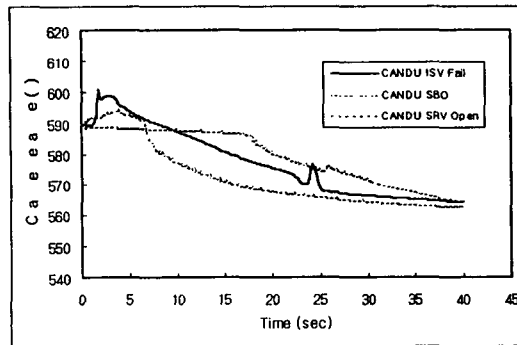


그림 3.3.11 AOO 사건 시 CANDU 형의 피복재 온도

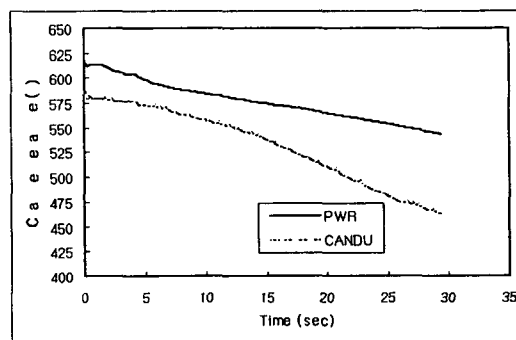


그림 3.3.12 Small break LOCA 시 핵연료 피복재 온도

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.

(바) 연소에 따른 선출력 변화

연소가 진행됨에 따라 U-235의 감소, Pu의 생성 및 핵분열물질의 생성에 의해 시험 핵연료에서의 선출력이 변화할 것이다. 연소에 따른 선출력 변화를 농축도 별로 계산하였으며 PWR 경우 그림 3.3.13, CANDU 경우 그림 3.3.14와 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 3.3.15와 같다. 따라서 5% 농축 시험핵연료로 연소 시험을 할 수 있으며 핵연료의 성능 자료를 얻을 수 있다.

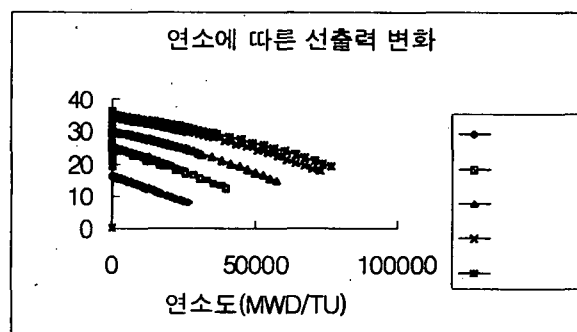


그림 3.3.13 연소도에 따른 선출력 변화(PWR)

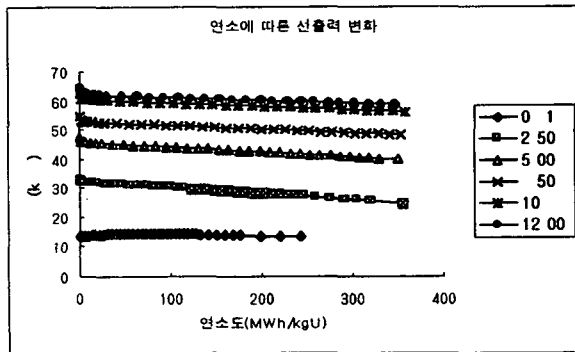


그림 3.3.14 연소도에 따른 선출력 변화(CANDU)

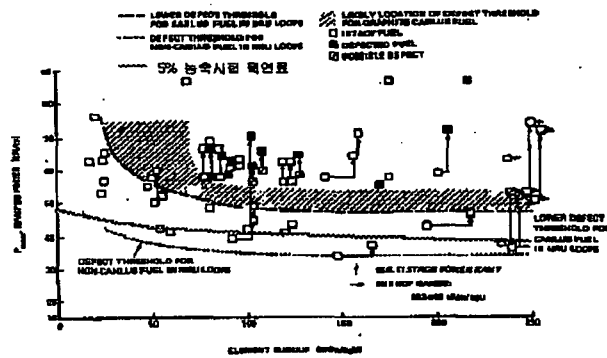


그림 3.3.15 중수로 핵연료봉의 연소중 파손시작

(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.

(가) 노내시험부

노내시험부의 설계검토에서는 seal의 누설과 외부 압력관의 냉각이 주된 문제점이었다.

① 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 인자였다. 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 단열층의 두께와 수조수의 간격을 충분히 확보할 수 있게 되어 강제냉각이 필요 없게 된다.

② Seal 누설

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

다. 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 시험시에 upper seal에서 누설이 발생하였다. 누설을 방지하기 위한 방안은 다음과 같다.

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

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

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

(나) 노외시험부

노외시험부는 아래의 sub-system으로 구성되어 있고 그림 3.2.70과 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 3.2.62 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.

① 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 30 분간은 비상냉각 계통의 작동 없이 accumulator에 의한 시험핵연료 냉각이 가능하였다.

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

- 1) 2대의 accumulator가 설치되어 있으나 실질적인 핵연료냉각은 accumulator 1대에 의해 이루어지므로 사고의 원인에 따라 핵연료 냉각에 기여가 없는 accumulator의 방출밸브를 잠갔다가 30분 후에 냉각수를 공급하는 방법.
- 2) Accumulator의 냉각수가 고갈된 후 하나로의 비상보충탱크로부터 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 배출해야만 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 sink도 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 kW까지는 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 기기 냉각 계통은 안전등급 SC-2로부터 비 안전등급으로 전환이 가능하다.

② 방사선 환경영향 평가

현 설계는 비상환기 계통이 작동하고 수조 내 및 기기실의 배관파단 시 방출되는 방사선원을 기준으로 환경영향 평가를 수행하였다. 하나로 의 방사선 환경영향 평가와 다른 가정사항은 원자로 홀에서의 혼합율과 사고 후 시간대별 원자로 건물의 누설을 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 $600\text{m}^3/\text{hr}$ 이며 1일 이후는 $50\text{m}^3/\text{hr}$ 이다.
- 비상환기계통이 작동하지 않기 때문에 지표면 방출만을 고려한다.

기타 가정사항은 하나로의 환경영향 평가와 같으며 기상 데이터와 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) 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 IPS의 길이를 늘려 영향을 최소화하도록 한다. 상기의 설계변경으로 기존 설계의 외부 압력관과 누설문제를 해결할 수 있다.

(가) 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 온도차가 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.

(나) 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.

(다) 방사선원 감소

시험 핵연료 개수가 줄어들어 핵연료 내의 방사선원도 감소하였다. 이에 따라 비상냉각 계통을 비안전등급으로 바꾸거나 설치를 보류할 수 있다. 기기가 입고되어 있어 추후 활용에 대한 재고가 필요하다.

상기한 사항을 고려하여 전력공급계통의 그림 3.2.62의 single line diagram은 그림 3.2.65와 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 3.2.67, 3.2.68, 3.2.69 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.

제 4 장 연구개발목표 달성도 및 대외 기여도

여 백

제 4 장 연구개발목표 달성도 및 대외기여도

하나로에 설치 될 정상상태 핵연료 조사시험 설비는 현재 국내 엔지니어링 업체와 국외 전문기관을 이용하여 CANDU형 핵연료 1다발과 경수로형 핵연료 sub-assembly를 조사시험 할 수 있도록 설계를 완료하고 제작 중에 일부 잔여 기자재의 구매제작과 설치부분이 1999년부터 보류 연기된 상태로 있다.

하나로의 설계, 건조를 통해 공학적인 조사시험 및 핵연료의 시험이 가능하게 되었으므로, 하나로에 노심을 이용한 핵연료조사시험시설의 설계 및 설치의 중요하다. 다양한 형태의 조사시험시설중에서 이용 실험공의 특성 및 사용자 용도에 맞는 핵연료조사시험시설을 설계, 제작하기 위해서는 많은 지식 및 경험의 축적이 필요하며, 지속적이며 조직적인 인력 투입 및 기술개발이 필요하다고 생각된다. 1996년도까지 수행된 설계업무와 1998년도 현재까지 수행된 핵연료조사시험설비의 구매제작, 인허가업무, 기술검토 등을 통하여 상용 원전의 정상상태(고온, 고압)에서의 핵연료 조사시험설비 설계기술 확보로 원자력과 관련한 유사 시험설비에 대한 설계기술 적용이 가능하며, 핵연료 조사시험설비의 인허가 기술 확보로 연구로 시험설비의 인허가에 토대를 마련한 계기가 되었다. 또한 원자력 설비의 설계, 제작부문에서 국내 엔지니어링 업체와 해외 전문업체의 공동수행으로 국내업체의 기술력 향상에 기여하였다. 더구나 본과제가 재착수되어 핵연료 조사시험설비가 설치되면 현재 원자력 중장기 연구과제로 수행중인 CANFLEX, DUPIC, 미래형 핵연료, 신형 핵연료개발 등을 위한 조사시험이 가능하게되어 핵연료 조사시험을 통하여 핵연료개발에 필수적인 조사실증 자료를 생산하게되며 또한 국외 기관과 협력하여 국제적인 조사시험도 하나로를 이용하여 수행할 수 있을 것으로 기대된다.

여 백

제 5 장 연구개발결과의 활용계획

여 백

제 5 장 연구개발결과의 활용계획

핵연료의 신뢰성을 확립하기 위하여 세계 각국에서는 연구로를 이용하여 노내조사시험을 수행하여 왔다. 그러나 국내에는 노내조사시험에 적합한 연구로가 없었기 때문에 국내에서 개발한 핵연료의 실증시험은 외국의 연구로에서 수행되어 왔다. 그러나 1995년 한국원자력연구소내에 열출력 30 MW급의 다목적연구로인 하나로가 준공됨에 따라 하나로를 이용한 핵연료의 조사시험이 계획되어, 이를 위한 설비의 설계, 제작, 설치업무를 원자력 중장기 연구개발 과제로 수행하여 왔다. 1997년 말에 국내 경제상황의 악화로 일부 1단계 수행계획이 수정되어 1997년도와 1998년도에 주요기자재의 구매제작과 인허가업무 그리고 FTL설비에 대한 기술검토 등이 수행되었다. 당초 계획대로 본 과제가 완료되어 핵연료조사시험설비가 하나로에 설치되면 핵연료시험설비를 활용하여 핵연료의 기초성질 시험, high burnup에서의 핵연료 거동시험, 핵연료의 qualification 시험 등을 수행할 수 있고, 또한 냉각재 화학시험 등을 수행할 수 있어 국내 핵연료 개발에 크게 기여할 수 있다. 그러나 현 상태에서의 연구 결과 활용계획으로는 이용자그룹의 요건을 재정립하고 기술검토 결과에서 제시된 시험규모의 축소에 따른 시설의 규모조정과 안전등급계통의 비안전등급화 등을 통한 설계보완 및 수정을 수행하여, 기입고 기자재의 활용성을 제고하며 하나로의 추가 보완설비를 축소하여 핵연료조사시험설비에 소요되는 예산을 최소화할 수 있는 토대를 마련하였다. 현재 핵연료조사시험설비의 일부기자재를 제외한 주요기자재가 입고된 상태에서 과제의 연기로 인하여 소기의 목적대로는 기입고 기자재의 활용가능성 여부가 불투명하므로 조속히 본 과제의 재평가 활동이 수행되어 이 평가 결과에 따라 하나로에 핵연료조사시험설비가 설치되고 국내 핵연료개발연구에 본 설비가 유용하게 활용되기를 기대한다.

여 백

제 6 장 참 고 문 헌

여 백

제 6 장 참고문헌

1. 한국원자력연구소, “하나로 핵연료 시험설비 안전성 분석보고서”, Rev.0, 1998.
2. 한국원자력연구소, “Tech. Spec. for FTL Protection Panels”, FL-684-DS-D001, Rev.2, 1998.
3. 한국원자력연구소, “Tech. Spec. for Class 1E Control Panel, Emergency Shutdown Panels, Shutdown Transfer Relay Panels”, FL-660-DS-D001, Rev.3, 1998.
4. 한국원자력연구소, “Tech. Spec. for FTL Distributed Control System”, FL-660-DT-S001, Rev.1, 1998.
5. 한국원자력연구소, “하나로 안전성 분석 보고서”, KAERI/TR-710/96, 1996.
6. AECL, “Design requirement for In-Core Fuel Test Loop System”, DR-KM-43000-001, Rev.0.
7. KAERI, “Intermediate Cooling Water System Sizing”, FL-231-DC-S001, Rev. 0
8. KOPEC, “Secondary Cooling System Head Calculation and System Head Curve”, KM-711-DC-P001, Rev.1.
9. KOPEC, “Compressed Air System Calculation (Demanded Air Load)”, KM-750-DC-P001, Rev.1, 1992. 1. 15.
10. KAERI, “Liquid Radwaste System P&ID”, KM-782-NC-P001, Rev. 8, 1993.11.10.
11. KAERI, “Liquid Radwaste System P&ID”, KM-782-NC-P003, Rev. 9, 1993. 11. 10.
12. 대우엔지니어링, “Design Manual for KMRR Fuel Test Loop”, FL-070-DM-D001, Rev. 0, 1983. 3. 24.
13. 조영갑, “작업결과 보고서 (이물질 제거작업 및 원자로 내부 검사)”, HAN-RO-CR-97-009, page 5, 1997. 2. 28.

14. KOPEC, "RCI Ventilation System Load Calculation",
KM-731-DC-P001, Rev.1, 1992. 10. 15.
15. KOPEC, "Rx Hall 내의 Infiltration Flow Rate Calculation",
KM-731-DC-P002, Rev.1.
16. FL-310-DT-B001(Rev. B), KMRR Fuel Test Loop Specification for
In-Pile Section Vessel, Apr. 11, 1995
17. Safe Operation of Research Reactors and Critical Assemblies,
1984 Edition, Code of Practice and Annexes, Safety Series No.
35, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1984
18. Standard Format and Content of Safety Analysis Reports For
Nuclear Power Plants LWR Edition, U.S.NRC Regulatory Guide
1.70, Office of Standards Development, U.S.Nuclear Regulatory
Commission, November 1978.
19. Standard Review Plan Rev. 1, NUREG 0800, U.S.Nuclear Regulatory
Commission, July 1981.
20. 심기섭, CANFLEX 분야, private communication, 1998.
21. 배기광, DUPIC 분야, private communication, 1998.
22. 구양현, 미래형 핵연료 분야, private communication, 1998.
23. 김대호, 개량 경수로 핵연료 분야, private communication, 1998.
24. 이병철, "LH hole의 FTL에서 CANDU 및 PWR 핵연료 조사시 선출력
분포", 내부통신문, HAN-RR-CR-98-049, 1998.7.7.
25. 이병철, "LH hole의 FTL에서 PWR 핵연료 조사시 선출력 자료 수정",
내부통신문, HAN-RR-CR-98-050, 1998.7.10.
26. 이병철, "LH hole의 FTL에서 CANFLEX 핵연료 조사시 선출력 분포",
내부통신문, HAN-RR-CR-98-053, 1998.8.4.
27. 이병철, "LH hole의 FTL에서 PWR 및 CANDU 핵연료 7 pin 조사시
출력", 내부통신문, HAN-RR-CR-98-058, 1998.9.1.
28. 이병철, "LH hole의 FTL에서 PWR 및 CANDU 핵연료 7 pin 조사시 출력
(SS316을 Zircaloy4로 바꾸었을 때)", 내부통신문, HAN-RR-CR-98-059,

1998. 9. 4.

29. 이병철, "LH hole의 FTL에서 DUPIC Fuel 조사시 선출력 분포", 내부통신문, HAN-RR- CR-98-060, 1998. 9. 4.
30. 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.
31. 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.
32. 이병철, "LH hole의 FTL에서 DUPIC 핵연료 7 pin 조사시 출력분포", 내부통신문, HAN-RR-CR-98-066, 1998. 10. 19.
33. 김헌일, 박철, "FTL 사고해석 방법론 검토", Speed Memo, FTL-성능-004, 1998. 10. 8
34. 김헌일, "FTL 자연대류 냉각", Speed Memo, FTL-성능-005, 1998. 10. 9
35. 하나로 설계 문서
 - KOPEC, "Main connection and Primary Power Distribution, KM-530-DM-P001, Rev. 0.
 - KOPEC, "Secondary Power Distribution", KM-540-DM-P001.
 - KOPEC, "Uninterruptible Power Supply", KM-550-DM-P001.
 - KOPEC, "Lighting, and Building Service", KM-560-DM-P001.
 - KOPEC, "Cable, Conduit, and Cable Tray", KM-570-DM-P001.
 - KOPEC, "Main Transformer Sizing", KM-501-DC-P001, Rev. 0.
 - KOPEC, "Emergency Diesel Generator Sizing", KM-501-DC-P021, Rev. 2.
36. 핵연료 시험설비 설계 문서
 - "Hazards Report", FL-400-RT-S001, Rev. 1.
 - "Evaluation 10CFR 50.59", FL-400-RT-S002.
 - "Characterization of Blow-Down Effects of FTL LOCA within the KMRR Pool", FL-440-RT-S001.
 - "Consumer List", FL-500-EQ-D001, Rev. 2.

Calculation for Power Cable Ampacity", FL-501-DC-D002, Rev.0
Calculation for Short Circuit Current", FL-501-DC-D003, Rev.1
Calculation for Load Flow and Voltage Drop", FL-501-DC-D004,
Rev.1.
Calculation for Emergency Diesel Generator Capacity (1E)",
FL-543-DC-D001, Rev.1.
Calculation for Emergency Diesel Generator Capacity (Non-1E)"
FL-543-DC-D002, Rev.1.
Calculation for UPS Capacity", FL-551-DC-D001, Rev.1.
Calculation for UPS Capacity (Non-1E)", FL-551-DC-D002, Rev.1
Calculation for Battery and Battery Charger Capacity",
FL-553-DC-D001, Rev.2.
Calculation for Battery and Battery Charger Capacity(Non-1E)"
FL-553-DC-D002, Rev.2.
Calculation for Battery and Battery Charger Capacity(Non-1E)"
FL-553-DC-D003, Rev.A.
Calculation for Illumination", FL-560-DC-D001, Rev.0.
Calculation for Transformer Capacity", FL-501-DC-D001, Rev.0.
Cable Schedule", FL-570-EG-D001, Rev.2.

부 록

하나로 핵연료시험설비(Fuel Test Loop)
안전성분석보고서
KINS 질의에 대한 답변서
(1차, 2차, 2차보완)

여 백

**하나로 핵연료시험설비(Fuel Test Loop)
안전성분석보고서
KINS 질의에 대한 답변서(1차)**

1997. 6

한국원자력연구소

여 백

11.5.3 계통 및 기기설계

[질의]11-11.5.3.2-1 계통 및 기기 안전등급 분류기준

안전성분석보고서 11.5.3.2절에 의하면 핵연료시험설비의 냉각재 압력경계 중 수조내에 있는 부분을 안전등급 3으로 분류하고 있으며, 이에 대한 근거로 10 CFR 50.55a의 원자로냉각재압력경계중 안전등급 1을 적용하지 않아도 되는 예외조항을 언급하고 있다. 그런데 예외조항의 원문에서는 예외적용 대상을 "Components which are connected to the reactor coolant system" 즉 원자로냉각재계통에 연결된 부품에 한해서 안전등급 1을 적용하지 않아도 되는 것으로 되어 있으나, 사업자는 원자로 냉각재계통에 연결된 부품이 아닌 원자로냉각재계통 자체의 일부분에 대해 이 예외조항을 적용하고 있어 사업자의 안전등급 설정방법이 잘못된 것으로 판단된다. 이에 대한 의견을 제시하시오.

[답변]

10CFR50.2에 의하면 원자로는 power reactor와 non-power reactor로 구분되며 non-power reactor는 다시 핵연료실험을 할 목적으로 노심을 통과하는 순환루프를 가지며 'Testing Facility(시험설비)'로 명명되는 열출력이 1MW 이상인 원자로로 정의하고 있습니다. 이러한 시험설비는 상업용원자로와 마찬가지로 10CFR100의 부지요건을 적용하게 됩니다.

원칙적으로 논하자면 이들 규정은 FTL 단독으로 적용할 것이 아니라 하나로 전체 차원에서 적용여부를 결정해야 합니다. 즉, 위 규정에 따르면 하나로가 곧 시험설비에 해당되고 FTL은 그 중 부계통중의 하나로 취급하면 되는 것입니다. 이는 FTL의 주냉각수계통을 원자로냉각수압력계통의 관점에서 다룰 것이 아니라 FTL의 사고시에 방사능영향이 어떻게 되느냐에 따라 필요한 안전기준을 설정하면 된다는 것입니다.

만약 FTL을 하나로의 부계통으로 보면 FTL 자체는 R.G. 1.26에 의해 안전등급 3 정도로 설정하면 됩니다.

R.G. 2.2, "Development of Technical Specifications for Experiments in Research Reactors."에 따르면 사고시 부지경계에서의 흡수선량이 전신 500mrem, 갑상선에 대해서는 1.5rem을 초과하지 않도록 규정하고 있습니다. 상업용발전로에 적용하는 R.G. 1.26에서는 전신선량이 500mrem을 초과하는 계통에 대해서만 ASME B&PV Code를 적용토록 규정하고 있는 점과 R.G. 2.2를 비교해 보면 원칙적으로 Research Reactor에는 상업용원자로의 규정을 적용하지 않아도 됨을 알 수 있습니다.

그러나 FTL의 경우 설계기준사고시 소외선량이 R.G. 2.2의 한도를 초과할 가능성이 있어 이를 10CFR50.2의 시험설비로 보고 동 규정을 준용키로 안전원칙을 정립하였습니다. 그렇다하더라도 설계상의 특성이 다른 점을 감안하여 상업용원자로에 적용하는 10CFR50을 엄격히 적용하지 않고 IAEA 35 S1, "Code on the Safety of Nuclear Research Reactors: Design."에서 권고한 바와 같이 이를 설비에 맞게 적절히 수정, 적용하였습니다. 한가지 주요한 점은 상업용원자로의 Reactor Coolant System에 해당되는 FTL의 주냉각수계통중 하나로 원자로수조내에 위치하는 부분은 항상 수조수 물 속에 잠겨 있는 특성이 있다는 점입니다.

상업용 원자로에 Reactor Coolant Pressure Boundary 개념을 설정한 근본 취지는 핵분열물질에 대한 주된 방벽을 이 경계로 하고 이 경계를 이루는 기기들을 엄격히 설계함으로써 방벽의 건전성을 확보하고자 함에 그 목적이 있습니다. 그러나 상업용원자로의 RCPB는 대기중에 노출되어 있어 FTL과는 다른 특성을 가집니다. 즉, FTL은 위에 말한 바와 같이 수조수와 같은 고유의 방벽을 기본적으로 하나 더 가지고 있습니다. 따라서 FTL은 RCPB 설정과 R.G. 1.26의 품질등급 및 ANSI/ANS 51.1의 안전등급 등에 대한 기본 정신은 따르되 다음과 같이 안전등급을 설정함으로써 지나치게 과잉설계가 되지 않도록 하였습니다.

즉, 시험핵연료를 냉각하는 냉각수 순환계통의 경계를 RCPB와 동일한 것으로 간주하고 이를 RG 1.26의 Quality Group A, ANSI/ANS 51.1의 Safety Class 1으로 분류하고 수조수내에 위치하는 부위는 Quality Group C, Safety Class 3로

분류하였습니다. 그리고 비상냉각수 계통은 Quality Group B, Safety Class 2로 규정한 발전소의 비상 노심냉각계통에 해당 하는것으로 간주하여 동등한 등급으로 분류하였습니다. 또한 안전등급 기기에 냉각수를 공급하는 기기 냉각계통도 발전소와 동일한 Quality Group C, Safety Class 3 로 분류 하였습니다. 이들 계통은 RG 1.26의 품질등급과 ANSI/ANS 51.1의 안전등급별 적용코드에 따라 계통 및 구성기기를 설계, 제작, 검사, 시공 운전토록 하였습니다.

현재 FTL의 주냉각수계통은 직렬로 배치된 2개의 격리밸브에 의해 상업용 PWR의 1차 냉각계통에 해당되는 안전등급 1 부분과 10CFR50.55a에서 예외조항으로 인정하는 1차 냉각계통에 연결된 비안전등급 부분의 두 부분으로 크게 나뉘어져 있습니다.

이는 10CFR50.2의 “direct cycle boiling water type reactor”에 대한 규정에서 원자로 냉각계통의 경계를 격납용기 격리밸브중 최외각 밸브까지로 정한 내용을 FTL에 적용한 것이며, 이 규정의 적용을 위해 두 개의 격리밸브를 설치하였기 때문입니다.

따라서 FTL에서의 RCPB에 해당되는 경계는 시험핵연료가 장전되는 노내시험부 기준으로 최외각 격리밸브까지가 됩니다.

BWR의 규정을 원용한데에 대해서 이의가 제기될 수 있겠으나 FTL 자체가 PWR 또는 BWR 어느 것에도 해당되지 않으므로 원자로 노심에 해당되는 노내 시험부의 사고시 격리가능성이라는 원칙적인 안전관점에서 이를 고찰한다면 규정의 원용에 문제가 없을 것으로 판단됩니다.

BWR의 경우를 보다 상세히 논해 보면 다음과 같습니다. 즉, 어떤 사고로 인해 원자로가 격리밸브에 의해 격리되고 나면 Condensor와 Feed Water Pump 모두가 격리밸브 바깥에 위치하므로 원자로 노심을 통과하는 냉각수의 강제순환냉각 능력은 상실되며, 이 경우는 바로 FTL의 격리상태와 동일하게 됩니다. 이 이후의

노심냉각은 비상노심냉각수에 의해 이루어지므로 FTL이 이와 같은 비상노심냉각 능력만 확보한다면 안전상의 문제는 없습니다.

질의에서 문제로 제기한 원자로수조내 배관의 안전등급 3 지정의 근거는 다음과 같습니다. 즉, 원자로수조내 배관은 항상 물속에 위치하기 때문에 상업용원자로의 경우 이미 비상노심냉각수가 주입되고 노심이 충수된 상태와 동일한 효과를 정상운전중에도 유지하고 있는 셈입니다. 원자로수조내 배관 파단의 경우 현재의 하나로 설계를 참고하면 하나로수조가 안전등급 3인 일종의 1차 confinement 역할을 수행하게 되며, 원자로건물이 2차 confinement 역할을 담당하는 것으로 됩니다. 따라서 이들 배관은 하나로수조와 동일한 등급인 안전등급 3으로 설정하였습니다. 다만 원자로 반사체탱크에 삽입되는 노내시험부만 안전등급 1로 지정하여 이 부위에서는 파열 발생을 최소화 하도록 하였습니다.

FTL의 RCPB를 현재와 같이 설정한 보다 상세한 근거는 별첨 1. S&W의 기술 보고서 Report No. FL-070-RT-N001을 참조하기 바랍니다.

[질의] 11-11.5.3.2-2 계통 및 기기 안전등급 분류기준

안전성분석보고서 11.5.3.2.3절에서 가압기를 비안전등급인 안전등급 4로 분류하고 있다. 가압기는 원자로 냉각재압력경계의 일부인데 이를 비안전등급으로 분류한 이유를 제시하시오.

[답변]

위 질의 I-11.5.3.2-1에 대한 답변의 내용을 근거로 주냉각계통 격리밸브 바깥부분은 비원자력안전등급으로 분류, 내진설계 II/I의 요건만을 적용하는 안전등급 5로 지정하였습니다. 다만 이들 부분을 구성하는 기기중 가압기가 함유하고 있는 수량이 큰 것을 감안하여 제1기기실 내에서의 LOCA는 분출량이 상대적으로 작은 배관에서의 파단에 의해서만 발생하도록 이들 배관보다 한 등급 높은 안전등급 4를 지정하였습니다. 안전등급 4는 R.G. 1.26의 품질등급 D에 해당됩니다.

[질의] 11-11.5.3.2-3 계통 및 기기 안전등급 분류기준
핵연료시험설비의 계통 및 기기에 대한 안전등급 및 내진등급이 상세히 표시된 배관계장도(P & ID)를 제시하시오

[답변]

기 제출한 안전성분석보고서에 수록되어 있는 P&ID 상에 안전등급 구분 경계 표시가 되어 있습니다. 각 기기의 안전등급은 이들이 속한 안전등급영역의 등급이 지정됩니다. 추가로 별첨 2와 같이 배관계장도(P&ID)를 첨부하오니 참고하시기 바랍니다.

[질의] 11-11.5.3.2-4 계통 및 기기 안전등급 분류기준
핵연료시험설비의 설치로 인해 기존 하나로 설비의 안전등급이 강화되어야 할 부분이 없는지 조사 분석한 내용을 제시하시오.

[답변]

FTL은 하나로 원자로제어계통 및 원자로보호계통에 의해 출력이 제어되며, 이들 두 계통을 제외하고는 안전성의 관점에서 완전히 독립된 설비가 될 수 있도록 설계됩니다. 하나로 원자로보호계통은 이미 그 안전성이 확보되어 있습니다. 기타 나머지 사항은 FTL의 추가설치로 인해 기존 하나로의 안전성이 저해되지 않도록 다음과 같은 추가 조치를 취하였으며 이에 따른 설계 및 추가 시설을 설치하였습니다.

1) 제1기기실 내에서의 LOCA시 기기실 가압에 대비한 조치

제1기기실 상부는 Removable Concrete Slab로 되어 있으며, LOCA 해석 결과 분출된 주냉각수의 증기화에 의한 기기실의 가압을 해소하지 않으면 이 Slab가 개방되고 원자로홀이 가압되어 안전기준을 벗어나게 되므로 별도의 HELB Vent System을 추가하였습니다. 이에 대한 세부 내용은 안전성분석보고서 11.5.7.4, “제1기기실 압력방출계통” 부분을 참조하기 바랍니다.

2) 하나로 Pipe Gallery 내에서의 배관파단사고에 대비한 조치

하나로 Pipe Gallery 내에는 하나로 1차냉각계통 배관 및 관련 설비가 설치되어 있습니다. 따라서 FTL 사고로 인해 이들 설비에 영향을 미치지 않도록 하기 위해 NUREG-0800 Sec.3.6.2, BTP/MEB 3.1, "Postulated Rupture Location in Fluid System Piping Inside and Outside Containment"를 적용하여 이 Gallery를 통과하는 FTL 주냉각계통 배관에 대해서는 그 설계를 보다 강화함으로써 배관파단이 다른 부위에서 발생토록 하여 사고발생가능성을 배제하였습니다.

3) 하나로 원자로수조 내에서의 LOCA 사고에 대비한 조치

하나로 원자로수조에는 원자로구조물을 비롯하여 원자로제어계통등 안전성관련 설비들이 위치해 있으므로 FTL 수조내 부위에서의 LOCA로 인해 이들의 안전성이 저해되지 않도록 해야 합니다. 이를 위해 수조내 배관들은 파단사고시 Pipe Whip 및 파단부위에서 Jet Impingement Effect를 분석하여 이에 대한 Restraint를 위한 구조물을 하나로 Pool내에 설치 하였습니다. FTL In-pool Pipe의 Pipe Whip 및 Jet Impingement Effect에 대한 해석은 첨부 26의 "Postulated Pipe Rupture : Evaluation of thrust forces, and jet impingement effects including validity of utilizing the leak before break methods" 와 Restraint 구조물에 대한 해석은 첨부 27의 "IPS Connection Pipe Design Calculation"을 참조하시기 바랍니다.

4) 안전등급의 비상안전환기계통 설치

FTL의 최대가상사고(시험핵연료의 100% melting 가정)에 대비하여 핵안전등급(Nuclear Safety Class)의 비상안전환기계통을 설치하였습니다. 즉, 상용로에 적용되는 10CFR100의 요건을 그대로 적용하여 소외선량요건을 만족할 수 있도록 하였습니다. 이 계통은 Confinement 개념으로 설계되어 비안전등급의 환기계통만 설치되어 있는 하나로 사고시에도 사용될 수 있으므로 결과적으로 기존 하나로

의 안전성을 보다 제고하는 부수적 효과도 있습니다. 즉, 하나로 입장에서 본다면 안전등급의 환기계통을 추가로 확보하는 셈이 됩니다.

5) Class 1E 비상디젤발전기 설치

FTL은 하나로와 달리 사고시에도 강제순환 방식에 의해 시험핵연료를 계속 냉각시켜야 하므로 이를 위한 공학적 안전설비에 공급되는 전력을 확보할 목적으로 Class 1E급의 비상디젤발전기를 설치하였습니다.

6) 기기냉각수계통의 설치

FTL은 시험핵연료의 냉각능력상실에 대비하여 상시 운전되는 안전등급의 비상냉각수계통이 설치되어 있습니다. 따라서 이 계통의 냉각기 및 비상냉각수펌프에 냉각수를 공급하기 위한 안전등급의 기기냉각수계통을 별도로 설치하였습니다. 기기냉각수계통은 위의 냉각기능 이외에도 고온의 주냉각계통 배관이 통과하는 원자로수조 관통부의 가열로 인해 하나로 원자로수조 구조물의 콘크리트가 열화되는 현상을 방지할 수 있도록 이 부위에 냉각수를 항시 순환시켜 온도를 일정하게 유지시키는 기능을 수행토록 하였습니다.

7) 기기실

FTL 기기들은 하나로와 달리 상용로의 NSSS를 모사한 설비이므로 고온·고압의 기기들이 많습니다. 따라서 이들 기기들의 파손으로 인해 하나로 설비들이 손상을 입지 않도록 별도의 격리된 기기실을 확보, 이들 기기실 내에 FTL 기기 대부분을 설치하였습니다. FTL은 하나로 원자로건물내의 4개 지역과 FTL 전기실건물에 설치됩니다. 즉, 노내시험부가 놓이는 원자로수조, 고온고압의 주냉각수계통 및 공학적안전설비들이 주로 설치되는 제1기기실, 상대적으로 저온, 저압인 정화계통기기 및 폐기물계통 기기들이 설치되는 제2기기실 그리고 노내시험부와 제1기기실 사이의 배관이 통과하는 Pipe Gallery가 있습니다. 이들 4개 지역은

모두 기존 하나로의 Reactor Concrete Island 내에 있으며 FTL 제어실 및 전력 공급계통 기기, 그리고 비상안전환기계통이 설치되는 전기실건물은 하나로 원자로건물 북쪽에 별도로 건설됩니다. 전기실건물에 대한 안전성분석보고서는 별첨 5의 자료를 참조하시기 바랍니다(안전성분석보고서 11.5.4.2항, 11.5.9.5.5항 및 11.5.8.3.1.12항 추가).

[질의]11-11.5.3.2-5 계통 및 기기 안전등급 분류기준

핵연료시험설비의 계통 및 기기에 대한 안전등급 및 내진등급이 실제로 적절히 설정되어 있는 지 안전기술원 심사자와 공동으로 확인할 수 있는 현장 walkdown program을 제시하시오.

[답변]

핵연료 시험설비의 계통 및 기기의 안전등급 및 내진등급의 설정기준은 첨부 4의 FTL 설계기준서를 참조하시기 바라며, FTL에 대한 사용전검사요청서 제출시 핵연료시험설비의 계통 및 기기에 대한 안전등급 및 내진등급이 적절히 설정되어 있는지 안전기술원 심사자와 공동으로 확인할 수 있는 프로그램을 제출토록 하겠습니다.

[질의]11-11.5.3.2-6 계통 및 기기 안전등급 분류기준

다음 자료를 제출하시오.

1. 품질등급설정 타당성 보고서(FL-200-RT-S001), (11-132 pp)
2. 설계기준서(FL-070-DR-S001), (11-132 pp)
3. FL-070-RT-N001. (11-141 pp)

[답변]

1. 품질등급설정 타당성보고서(FL-200-RT-N001): 별첨 1
2. 설계기준서(FL-070-DR-S001): 별첨 4
3. 과압보호보고서(FL-200-RT-S001): 별첨 3의 자료를 참조하시기 바랍니다.

[질의] 11.5.3.6-1 배관파열시의 동적현상에 대한 보호

“고에너지 배관계통의 가상압력경계파손에 관한 규정”을 SAR에 명시하십시오.

[답변]

NUREG-0800, Section 3.6.2, BTP/MEB 3.1, “Postulated Rupture Locations in Fluid System Piping Inside and Outside Containment.”를 안전성분석보고서 내용중에 추가할 것입니다.

[질의] 11.5.3.6-2 배관파열시의 동적현상에 대한 보호

중고에너지 배관과 관련된 계통의 목록과 그 계통을 P&ID에 구분표시하여 제출하고, 압력/온도기준으로는 고에너지배관에 해당되나 운전시간기준에 의하여 중에너지배관으로 취급되는 계통과 그 근거를 제시하십시오.

[답변]

분류기준별로 각 계통의 배관을 분류하면 다음과 같습니다.

1) 고에너지 배관계통

- 주냉각수계통
- 비상냉각수계통
- 취출, 보충 및 정화계통중 정화탈염기 유입구까지의 배관

2) 중에너지 배관계통

- 중간냉각수계통
- 기기냉각수계통
- 취출, 보충 및 정화계통중 정화탈염기 유출구 이후부터 나머지 배관

3) 고에너지배관이나 운전시간에 의해 중에너지배관으로 분류된 계통

- 주냉각수계통중 압력방출배관
- 방사성폐기물 저장 및 이송계통

위 3)항의 분류근거는 다음과 같습니다. 주냉각수계통중 압력방출배관은 계통 고압사고시 안전밸브가 열려 압력을 방출하는 경우에만 유량이 존재하는 배관으로 설비운전중 이러한 상황이 거의 발생하지 않을 것으로 예상되며, 방사성폐기

물 저장 및 이송계통 역시 정상운전중에는 실험완료시에만 한번씩 운전될 것으로 예상되기 때문에 중에너지배관계통으로 분류하였습니다.

고에너지배관에 해당되나 운전시간에 의해 중에너지배관으로 분류한 근거는 NUREG-0800, Standard Review Plan 3.6.2, "Determination of Rupture Location and Dynamic Effects Associated with the Postulated Rupture of Piping."의 BTP MEB 3-1, B.2.e, footnote 6를 참조하시기 바랍니다.

해당 배관의 분류는 별첨 2, P&ID를 참조하시기 바랍니다.

[질의] 11-11.5.3.6-3 배관파열시의 동적현상에 대한 보호

파열제외구역과 그이유를 설명하고 중, 고에너지배관의 파열위치와 응력해석내용을 밝히고, 인접한 안전관련계통기기와의 이격방법을 입체도면을 통하여 설명하시오.

[답변]

FTL에서의 파열제외구역은 하나로 Pipe Gallery 내를 통과하는 FTL 배관들과 제1기기실 안전장벽 안쪽에 설치되는 배관들입니다. 이들을 파열제외구역으로 설정한 근거는 별첨 1, S&W의 기술보고서 Report No. FL-200-RT-N001의 2.4 Issue 4, "Exclusion of RCPB Failure within Pipe Tunnel"에 상세히 기술되어 있습니다.

즉, FTL과 마찬가지로 2개의 직렬연결 격리밸브에 의해 Heat Sink 측과 격리가 가능토록 설계하는 직접순환형식의 BWR 플랜트에서는 설계상의 현실적 제약을 수용하기 위해 다음과 같은 경우 Class 1 배관계통에 파열제외구역을 적용할 수 있도록 하고 있습니다.

- 1) 특정 구역내의 가압에 대해 구조적으로 그 제한치를 만족하기가 어려운 경우
- 2) 격납용기 관통구에 작용하는 배관반력을 수용하기 어려운 경우
- 3) 기기에 작용하는 제트충격하중 및 기기에 대한 환경제한치를 수용하기 어려운 경우

FTL의 경우도 위와 같은 이유로 배관파열제외구역을 설정하고 이들의 응력제한치를 보다 낮게 설정하여 설계하였습니다.

중,고에너지배관의 예상파열위치는 아래와 같으며, 배관 응력해석은 별첨 6을 참조하시기 바랍니다.

Pipe Whip Loads : Line # FL-210-04-L011 과 FL-210-04-L013 사이에 있는 FL-210-J-FV-0029 및 Reducer.

Jet Impingement Loads : 주냉각기의 튜브측 입구 노즐.

핵연료시험설비의 제1기기실에 위치하는 안전관련 기기 및 배관은 비안전관련 배관의 파열로 인한 그 안전기능의 손상을 배제하기 위하여 지역적으로 서로 구별하였고, 그 사이에 물리적 안전방벽(Safety Barrier Wall)을 설치하였습니다. 안전장벽을 설치한 제1기기실의 기기 및 배관 배치(General Arrangement)는 별첨 7과 같으므로 이를 참조하시기 바랍니다. 이 안전장벽은 비안전관련 기기 및 배관의 파열로 인한 Pipe Whip Impact, Jet Impingement 및 Differential Pressure 와 Seismic Load를 고려하여 설계하였습니다. 안전방벽에 걸리는 응력해석 결과는 아래와 같으며 자세한 것은 별첨 8의 "Calculation for Room 1 Safety Barrier Design"을 참조하시기 바랍니다.

Individual Load Case Results

Component	Loading	Result Quantity	Calculated Value	Allowable Value	Design Margin	Cal. Section
Panel	Pipe Whip Impact	Min Thickness (Perforation)	0.43"	0.5"	0.86	8.8
		Deflection	10.3"	12"	0.87	8.8
		Strain	0.03	0.15	0.20	8.8
	Jet Impingement	Deflection	1.59"	12"	0.13	8.9
		Strain	0.002	0.15	0.01	8.9
	Differential Pressure	Deflection	1.81"	12"	0.15	8.7
		Stress	28060 psi	40612 psi	0.69	8.7
	Seismic (Envelope OBE, SSE)	Deflection	0.28"	12"	0.02	8.10
Stress		4279 psi	28249 psi	0.11	8.10	

Component	Loading	Result Quantity	Calculated Value	Allowable Value	Design Margin	Cal. Section
Frame	Pipe Whip Impact	Deflection	3.9"	9"	0.43	8.8
		Strain	0.03	0.15	0.20	8.8
	Jet Impingement	Deflection	0.24"	9"	0.03	8.9
		Stress	32957 psi	40612 psi	0.81	8.9
	Differential Pressure	Deflection	0.77"	9"	0.08	8.7
		Stress	29493 psi	40612 psi	0.73	8.7
	Seismic (Envelope OBE, SSE)	Deflection	0.12"	9"	0.01	8.10
		Stress	4498 psi	28249 psi	0.16	8.10

Load Combination Results

Component	Load Combination	Result Quantity	Calculated Value	Allowable Value	Design Margin
Panel	Level B {OBE}	Deflection	0.28"	12"	0.02
		Stress	4279 psi	28249 psi	0.15
	Level D Elastic {SRSS(SSE, ΔP)}	Deflection	1.83"	12"	0.15
		Stress	28384 psi	40612 psi	0.70
	Level D Plastic {SRSS[SSE, ΔP, PW, JI]}	Deflection	10.6"	12"	0.88
		Strain	0.03	0.15	0.2
Frame	Level B {OBE}	Deflection	0.12"	9"	0.01
		Stress	4498 psi	28249 psi	0.16
	Level D Elastic {SRSS(SSE, ΔP)}	Deflection	0.61"	9"	0.07
		Stress	29834 psi	40612 psi	0.73
	Level D Plastic {SRSS[SSE, ΔP, PW, JI]}	Deflection	3.98"	9"	0.44
		Strain	0.03	0.15	0.2
Panel To Frame Bolts (Section 8.12)	Level D Elastic {SRSS(SSE, ΔP)}	Load Interaction	0.06	1.0	0.06
Support Weld (Section 8.13)	Level D Elastic {SRSS[SSE, ΔP, PW, JI]}	Weld Size	0.36"	11 mm	0.83
Support Baseplate (Section 8.13)	Level D Elastic {SRSS[SSE, ΔP, PW, JI]}	Stress	27850 psi	39780 psi	0.70
Support Anchor Bolts (Section 8.13)	Level D Elastic {SRSS[SSE, ΔP, PW, JI]}	Load Interaction	0.953	1.0	0.95

[질의] 11-11.5.3.6-4 배관파열시의 동적현상에 대한 보호

배관파단과 관련하여 안전관련기기의 보호를 위한 장벽, 구조물 및 배관구속기에 대한 건전성평가자료(해석방법포함)를 제출하십시오.

[답변]

핵연료 시험설비의 안전관련 기기 및 배관이 위치한 제1기기실에 비안전 관련 배관의 파열로 인한 그 안전기능의 손상을 배제하기 위해 지역적으로 서로 구별하였으며 그 사이에 물리적 안전장벽 (Safety Barrier Wall)을 설치 하였습니다. 안전장벽을 설치한 제1기기실의 기기 및 배관 배치는 별첨 7과 같으며 이 안전장벽은 비안전 관련 기기 및 배관의 파열로 인한 Pipe Whip Impact, Jet Impingement 및 Differential Press와 Seismic Load를 고려하여 설계 하였습니다. 안전장벽에 걸리는 응력해석 결과는 별첨 8을 참조하시기 바라며 추가로 배관에 대한 응력 해석 결과는 별첨 9의 계산서를 참조하시기 바랍니다.

[질의] 11-11.5.3.7-1 기계설계

원자력법 시행령 제67조, GDC 1, 10및 10CFR 50 App.B에 따라 기기의 구조 및 기능상의 건전성을 확인할 수 있도록 11.5.3.7.3에 제시된 배관응력 및 배관지지물 해석에 사용되는 컴퓨터 코드들의 적용범위 및 타당성을 입증하기 위한 다음의 자료를 제시하십시오.

1. 프로그램 설명 및 적용범위 : 각 프로그램의 저자, 작성일, 기능, 프로그램 내용 설명, 적용범위, 제한조건 등을 제시한 상세자료.
2. 타당성 입증자료 ; 안전기술원이 인정할 수 있는 해석 또는 실험 등을 통한 전산프로그램 타당성 입증 자료와 함께 이 자료들을 그래프 또는 표의 형태로 요약, 비교한 결과.

[답변]

위 프로그램들은 미국의 Stone & Webster사가 NRC로부터 상업용원자력발전소 설계시에 사용하는 것들입니다. 질의에서 요청하신 자료는 동 회사로부터 입수 되는대로 제출하겠습니다.

[질의] 11-11.5.3.8-1 기계 및 전기기기의 검정
아래 예제의 양식으로 핵연료 시험설비 및 관련 설비들의 안전관련 전기 및 기계기기의 환경검증 자료를 제출하시오.

0 예제

부품명	공급자	환경검증보고서명번호	환경검증방법	내환경검증 수행기관	
				국 내	국 외
AF P/P & Drivers	Weir		시험, 해석		Reliance
Diesel Fuel Oil Transfer Pumps	Hayward Tyler				Reliance
S/R Water Chillers	금성산전				Wyle

[답변]

현재 안전성관련 기기들은 제작중에 있거나 아직 발주되지 않은 상태이므로 이들 기기들이 제작완료되어 EQ를 수행하고 나면 제작자로부터 EQ Report를 접수하여 제출토록 하겠습니다.

[질의] 11-11.5.3.8-2 기계 및 전기기기의 검정
FTL용 전기기기의 검증은 10CFR 50.48을 따르고 환경검증은 IEEE 323-1991을 따른다고 11.5.3.8.2.1 검증과 환경검증의 차이점을 설명하시오. (10CFR 50.48은 Fire Protection에 관한 내용들이며, Equipmetn Qualification과 관련된 용어를 사용할 때 검정이 아닌 검증을 일반적으로 사용하고 있음)

[답변]

안전성분석보고서의 10CFR50.48은 10CFR50.49의 오기입니다. 해당 문장을 다음과 같이 수정하겠습니다.

“10CFR50.49에서 요구하는 안전성관련 전기기기의 환경검증은 R.G. 1.89 및 IEEE Std. 323-1991에 따른다.”

그리고 안전성분석보고서에서 사용하고 있는 ‘Environmental Qualification’은 ‘환경검증’으로 용어통일하여 혼선이 없도록 하겠습니다.

[질의]1-11.5.3.8-3 기계 및 전기기기의 검증

안전성분석보고서 11.5.3.8.1.1절의 정적해석 내용중 등가정적 압력하중을 계산할 때 질량과 규정된 가속도만을 곱하여 계산하고 불확실성을 고려해 주기 위한 계수 1.5를 곱하지 않는 것으로 되어 있어 경수로 안전심사지침 3.7.2장 11.2나 항의 요건을 만족시키지 못하는 것으로 판단된다. 이에 대한 의견을 제시하시오.

[답변]

질의서에서 지적한 바와 같이 경수로 안전지침의 '3.7.2, II.2.나'항에서는 정적해석중 등가하중을 계산할 때 최대지진가속도에 1.5배의 계수를 곱하여 계산토록 되어 있습니다. 다만 타당한 근거를 제시할 수 있는 경우에는 1.5배 미만의 값으로 계산할 수도 있는 것으로 되어 있습니다.

현재 FTL의 안전성분석보고서에 제시된 값은 고려하여야 할 최대지진가속도만 기재하였으며 실제 해석시에는 이 규정을 준수하였습니다. 즉, 동적해석으로 수행한 배관의 경우는 위 규정대로 최대지진가속도를 그대로 사용하였으며, 정적해석으로 설계한 탱크류등의 기기들은 계수 1.5를 곱하여 해석을 하였습니다.

따라서 안전성분석보고서의 해당 내용을 추가 기술 하겠습니다.

[질의]1-11.5.3.8-4 기계 및 전기기기의 검증

안전성분석보고서 11.5.8.1절의 정적해석 내용중 기본진동수가 20Hz보다 큰 경우에 $g(5)=0.06$ 으로 되어 있는데 이는 동적해석 내용에서 20Hz 초과시 0.6g로 되어 있는 것과 연관되며, 이 둘 데이터값 사이에 일관성이 없다. 이 불일치 사항을 정정하시오.

[답변]

안전성분석보고서의 0.06은 0.6의 오키입니다. 따라서 안전성분석보고서의 해당 내용을 수정하겠습니다.

[질의]1-11.5.3.8-5 기계 및 전기기기의 검증
 안전성분석보고서 11.5.3.8.1.1절의 동적해석 내용중 1/2 SSE 및 SSE에 대한 수평 및 수직 응답스펙트럼 값을 계산한 내용을 제시하시오.

[답변]

FTL은 기존 하나로시설에 설치되는 부속설비로서 설치 표고에 상응하는 하나로 수평 및 수직 응답곡선을 그대로 사용하였습니다. 따라서 그 계산내용은 하나로 안전성분석보고서 3.6.1절과 그림 3.6-1 ~ 3.6-9 및 4.1-19 ~ 4.1-35를 참조하시기 바랍니다.

또한, FTL 기기설치를 위한 제1 기기실 및 제2 기기실의 수평 및 수직 응답곡선 계산시 사용된 기기 하중은 하나로 안전성분석보고서 4.1.3.1항의 설계 하중 중 RCI 기기실 활하중 (2.4 ton/m²) 을 적용, 계산 하였습니다. 이를 실제 설치된 하중과 비교해 보면 아래표와 같으며 기존 하나로 수평 및 수직 응답곡선이 보수적이므로 이를 적용 하였습니다.

구 분	설계 하중 비교	
	하나로 FRS 설계하중	설계 FTL 기기 하중
제 1 기기실	76.5 ton	약 36 ton
제 2 기기실	170.5 ton	약 8 ton

[질의]1-11.5.3.8-6 기계 및 전기기기의 검증
 안전성분석보고서 11.5.3.8.2절에서 안전관련 기기가 위치한 건물별 설계기준사고시의 온도 및 압력 이력곡선을 제시하시오

안전등급 기기가 위치한 건물은 FTL 제1기기실이며, 이 기기실의 설계기준사고시의 온도 등 사고환경 조건은 안전성분석보고서 11.5.3.8.2항의 사고 환경조건을 압력이력 곡선은 첨부 13 및 14를 참고하시기 바랍니다.

[질의]11-11.5.3.8-7 기계 및 전기기기의 검증

안전성분석보고서 11.5.3.8.2.1절에서 경험, 노화해석 또는 시험으로 예측 수명이 설계수명보다 짧은 기기들의 목록과 이들의 검사계획 및 예방보수계획을 제시하시오.

[질의]11-11.5.3.8-8 기계 및 전기기기의 검증

안전성분석보고서 11.5.3.8.2.1절에서 안전관련 기기중 기기가 안정된 환경 하에서 현저한 노화현상을 나타내지 않는 것으로 평가되어 기기검증이 수행되지 않는 기기의 목록을 제시하시오.

[질의]11-11.5.3.8-9 기계 및 전기기기의 검증

안전성분석보고서 11.5.3.8.2.2절에서 검증이 수행되는 안전관련 기기 및 전기기기들에 대해 다음 사항들을 표로 제시하시오.

기기명, 기기식별번호, 제조자, 제품사양서 번호, 기기설치위치, 설계기준 사고 동안 요구되는 기기의 운전지속시간, 환경검증방법(해석 혹은 시험 등으로 구분), 내진검증방법(가진방법, 진동수 범위, 적용방법으로서 해석 또는 시험등으로 구분), 기기검증보고서 번호

[답변]

FTL의 안전성관련기기들은 설계수명 20년을 만족시키도록 하고 있으며, Environmental Qualification 수행을 구매사양서에 요구하고 있으므로 설계기준 상으로는 질의서에서 지적한 설계수명보다 수명이 짧은 기기라든지 현저한 노화 현상을 나타내지 않아 기기검증을 수행하지 않는 기기들은 없을 것으로 예상되나 각 기기의 제작완료후 제작자의 정기점검 주기, 부품 교환시기 등의 자료가 접수되는대로 기기의 목록과 이들의 검사계획 및 예방보수 계획을 수립, 운전보수에 사용토록 하겠습니다.

또한, 현재 안전성관련 기기들이 제작중에 있거나 아직 발주되지 않은 상태이므로 이들 기기들이 제작완료되어 EQ를 수행하고 나면 제작자로부터 EQ Report를 접수하여 요구하는 자료를 제출토록 하겠습니다.

11.5.4 건물 및 구조

[질의]11-11.5.4-1 건물 및 구조

하나로조사 시험설비 안전성분석보고서에 다음에 대한 전반적인 사항 및 설계 사항이 기술되어 있지 않음.

1. 원자로 건물내의 FTL Room 1과 FTL Room 2
2. 환기계통설치를 위한 벽체관통
3. 전기실 건물

[답변]

1. 원자로건물내의 FTL 제1기기실과 제2기기실에 대한 설명은 하나로 안전성분석보고서 4.1절, “원자로건물”을 참조하시기 바랍니다. 이들 기기실을 간략히 설명하면 다음과 같습니다.

FTL 제1기기실 및 제2기기실은 하나로 원자로건물내 Reactor Concrete Island 속에 위치합니다. 즉, 이들 기기실은 기존의 하나로 구조물을 그대로 사용하게 됩니다. 각 기기실의 표고는 제1기기실이 EL. 76.6m, 제2기기실이 EL. 72.3m이며 제1기기실은 원자로운전감판의 Removable concrete slab 및 Steel Cover Plate를 제거해야만 출입이 가능한 격리실로서 FTL 기기중 고압, 고온의 기기 및 안전등급 기기들이 모두 이 속에 설치됩니다. 제2기기실은 원자로홀 바닥에서 Shielded Door를 통해 출입이 가능하며 취출, 보충 및 정화계통과 폐기물처리계통의 기기들이 설치됩니다.

이들 기기실의 형상과 주요기기들의 배치 모양은 그림 11.5.1.3-1에 도시되어 있습니다.

이들 기기실중 제1기기실은 기기실내의 배관파단사고시 고온, 고압의 증기방출로 인해 기기실이 과압되므로 이와 같은 과압의 영향에 대해 기존 구조물이 받게 될 안전상의 영향을 평가해야 하므로 첨부 10과 같이 과압분석을 수행하였습니다. 또한 제1기기실의 벽체관통부에 대한 평가도 수행하였는 바 그 결과는 첨부 11의 벽체관통평가보고서와 같습니다.

2. FTL 환기계통설치로 인해 기존 하나로 원자로건물에 추가. 또는 변경되는 벽체 관통부는 다음과 같습니다.
 - 제1기기실의 압력방출배기관 설치를 위한 제1기기실 바닥관통부(변경) 및 원자로건물 외각벽체 관통부(신설)
 - 비상안전환기계통 덕트 설치를 위한 원자로건물 외각벽체 관통부(신설)

3. 전기실건물에 대한 안전성분석은 별첨 5와 같이 작성하여 기존 안전성분석보고서의 11.5.4.2항에 추가하오니 참조하시기 바랍니다.

11.5.6 주냉각수 계통 및 연결계통

[질의] 11-11.5.6.4-1 과압보호

SAR 11.5.6.4절(과압보호)과 관련하여 다음사항에 대해 설명하십시오.

1. 저온 운전 상태에서의 과압보호
2. 방출 및 안전밸브의 용량, 설정치 및 설정치의 공차(tolerance)

[답변]

1. 저온운전상태에서의 과압보호

FTL의 과압보호는 계통중 가장 압력이 높은 Cold Leg 즉, 주냉각수펌프 출구 배관측에 설치된 2개의 안전방출밸브를 통해 이루어지도록 되어 있습니다. 이 안전방출밸브는 스프링 작동식으로 계통의 압력이 개방설정점에 도달하면 자동으로 열리게 되어 있으며, 운전모드에 따라 상이하게 조작되지 않습니다. 다만, FTL은 PWR Fuel과 CANDU Fuel 등 여러 가지의 핵연료를 시험할 수 있으므로 각 시험의 종류에 따라 시험개시전에 개방 설정점에 맞는 압력방출밸브를 교체토록 되어 있습니다. 따라서 저온운전상태라 하여 별도의 상이한 과압보호 방식을 갖추고 있는 것은 아닙니다.

Standard Review Plan 5.2.2, I.B에서 정의하고 있는 저온운전상태에서의 과압보호란 설비기동 및 정지와 같은 운전모드중 계통이 만수된 상태(water solid)에서 운전되는 과정에서의 과압보호를 의미하며, 이 때 과압의 의미는 계통 설계압력을 초과하는 압력으로 II.1항에서 유추됩니다. 그러나 BTP RSB 5-2를 보면 10CFR50 App.G, "Fracture Toughness Requirements"를 만족하기 위해서는 해당 운전모드의 압력-온도와 연계된 압력한계치를 정하고 이 압력을 초과하지 않도록 해야 하는 것으로 해석됩니다.

현재 FTL에는 이와 같은 압력치는 설정되어 있지 않습니다. 그러나 BTP RSB 5-2, B.3항에 의하면 이러한 과압보호장치는 운전원에 대한 경보와 운전원의 수동조작에 의한 압력방출로도 허용되는 것으로 규정하고 있는 바, 기존의

계통압력 고정보와 압력방출이 가능한 원격조작밸브(예:압력배기밸브)를 활용하면 이러한 기능은 충분히 수행할 수 있을 것으로 판단됩니다. 10CFR50 App.G가 대상으로 하는 원자로용기가 FTL의 노내시험부에 해당되는 것으로 본다면 이는 시험때마다 교체하게 될 노내시험부의 특성에 맞추어 해당 압력을 설정해야 할 것으로 판단되므로 현 단계에서는 그러한 기능을 갖추고 있는지 여부만 검토하면 될 것입니다.

2. 방출 및 안전밸브의 용량, 설정치 및 설정치의 공차

운전모드	용량	설정치	공차
PWR 모드	1.88Kg/sec	17.234MPa	설정치의 3%
CANDU 모드	1.88Kg/sec	11.03MPa	"

[질의] 1-11.5.6.4-2 과압보호
 운전성을 보장하기 위하여 과압보호 계통은 시험이 가능해야 한다. 이 운전성보장에 대한 시험내용을 설명하시오.

[답변]

압력방출밸브의 운전성보장은 ASME Section III, Subsection NB-7130에 따라 밸브를 제작토록 함으로써 검사 및 시험요건을 충족할 수 있도록 하였습니다. 우선 이들 밸브들은 제작단계에서 NB-7700에 따라 공장에서 그 운전성을 입증하게 됩니다. 그리고 가동중의 운전성입증은 안전방출밸브가 안전등급 1로 지정되어 있기 때문에 ASME Section XI, In-Service Inspection 요건에 따라 가동중 검사를 수행함으로써 지속적으로 운전성을 입증하게 됩니다.

11.5.7 공학적 안전설비

[질의] 11-11.5.7.2-1 비상 안전 환기계통

1. FTL 비상안전 환기계통의 제원(공기 공급 유량등), 작동원리(시점)와 작동치 않는 경우, 격리 필요시 댐퍼의 격리방법 및 격리 소요시간 등을 제시하고, SAR본문에 기술하십시오.
2. 여과기에 요오드 등 핵분열생성물의 흡착효율, 가동중 시험조건등을 제시하고 SAR본문에 기술하십시오.

[답변]

1. FTL 비상안전환기계통은 FTL의 주냉각수가 설계기준 이상으로 누설되는 LOCA 사고의 징후가 있을 때 자동적으로 작동하게 됩니다. 이는 어떠한 경우라 하더라도 주냉각수 또는 시험핵연료내의 방사성핵종이 환경으로 누출되는 것을 최소화하기 위한 것입니다.

가. 제원

FTL 비상안전환기계통의 제원은 아래와 같으며 이 설비는 신설 전기실 건물에 위치합니다. FTL 비상안전환기계통은 하나로의 비상환기계통과는 별도로 구성되어지며 이 계통의 운전은 기존 하나로 환기계통을 정지 및 차단시킨 후 가동토록 제어계통을 구성하였습니다. 이 계통의 환기덕트도 기존 하나로 원자로건물의 북쪽면에서 기기가 위치한 신설 전기실 까지 별도의 흡입덕트를 설치하여 FTL 사고발생시 건물내부의 공기가 비상안전환기계통의 여과기를 통과한 후 굴뚝으로 배기되도록 하였습니다.

- 1) 배기팬 : 600CMH 2대
- 2) 배기여과기 :
 - Prefilter 2대
 - HEFA Filter 2대: 0.3 μ m 미립자에 대하여 99.96% 제거효율

- Charcoal Filter 2대: Residence Time 0.25 초

평균속도 : 0.2 m/sec

Iodine Capacity : 2.5 mg/gram

3) 격리댐퍼 : 안전등급 격리댐퍼 4대

4) 히터 : Finned Tubular Type 2대

나. 작동원리(시점)

비상안전환기계통은 방사성핵종의 환경누출을 최소화하는데 목적이 있으므로 이와 같은 가능성이 있는 사고를 조기감지하여 자동으로 기동하도록 설계를 합니다. 따라서 다음의 신호 즉, 주냉각수 누출을 예고하는 계통신호가 입력되면 작동하게 됩니다.

- 제1기기실 고압

- 압력배기밸브 개방

이에 추가하여 FTL의 비상안전환기계통은 하나로의 비안전등급 환기계통(정상 및 비정상환기계통)과 별도로 구별하여 어떠한 사고 경우에도 작동할 수 있도록 하여 하나로의 안전성을 제고시킬 수가 있을 것입니다.

2. 여과기의 핵분열생성물 흡착효율은 메칠요오드의 경우 99.0%, 원소형요오드의 경우 99.9%입니다. 비상안전환기계통에 대한 가동중 시험요건은 ANSI/ASME N510-1989에 따라서 수행하며 적어도 6개월에 1회씩 가열기가 켜진 상태에서 여과기 트레인을 통하여 10시간 이상 작동상태 및 성능시험을 수행할 것입니다.

[질의]11-11.5.7.3-1 비상 냉각수 계통

비상냉각수계통의 기기들과의 관련하여 다음 자료를 제출하십시오.

1. 각 기기들의 제원
2. 기기들의 작동과 관련된 운전변수(유량, 압력등)를 측정하는 계측기의 다중성
3. 작동 설정치의 불확실도
4. 작동 구동시간, 지연시간 및 이들의 불확실도
5. 고압안전주입 유량 제한치 5gpm의 근거

[답변]

1. 각 기기들의 제원

비상냉각수계통은 안전등급 2, 품질등급 I, 내진등급 I으로 설계되며 적용코드는 ASME Section III, Subsection NC를 적용합니다. 각 기기의 제원은 다음과 같습니다.

가. 비상냉각수 펌프 (FL-220-M*P002 A&B)

- Flow : 14gpm
- Head : 225ft
- Design Pressure : 2485psig
- Design Temperature : 670°F
- NPSHA(min./max) : 3.5/509ft

나. 열교환기 (FL-220-M*X001 A&B)

	PWR Mode		CANDU mode	
	Tube	Shell	Tube	Shell
Capacity(KW)	106		106	
Flow Rate(kg/s)	0.67	1.1	0.67	1.1
Design Press./Temp. (MPag)/(°C)	17.2/355	1.38/94	17.2/355	1.38/94
Max. Inlet Press (MPag)	15.5	0.067	10.0	0.067
Inlet Temp.(°C)	328	60	289	60
Outlet Temp.(°C)	303	83	259	83

다. 고압주입 탱크 (FL-220-M*T004 A&B)

- Design Pressure : 17.23MPa
- Design Temperature : 355°C
- Inside Diameter : 760mm
- Straight Side Height : 2895.6mm
- Tank Volume : 1.736m³
- Water Level : 93%
- Charge Gas : Nitrogen (N₂) Gas

- Safety Relief Valve Set Point Pressure : 17.23MPa
- Charge Gas Pressure : 16.375MPa

라. 감압배기 밸브 (FL-220-J-SOV*0038 A&B, 0039 A&B)

- Design Pressure : 17.23MPa
- Design Temperature : 355℃
- Body Size : 1"
- Required Cv : 3.54
- Connection Rating/Type : 3000 #/Socket weld
- Manual Reset : No
- Solenoid Coil Type : Double
- Action-Energize To : Open
- Fail Position : Close
- Max. Valve Opening/Closing Time : 1 Second

2. 계측기의 다중성

ECW Pump 토출유량 측정을 위해 다음의 유량계를 다중으로 설치 하였습니다.

- 유량계 : FT-220-J-FE-0016A, -0016B

3. 작동설정치의 불확실도

작동설정치의 불확실도는 설정치변수를 감지하는 계측기의 정확도에 의존하며 이들 계측기의 정확도는 질의 I-11.5.8.1-1의 답변내용중 표에 수록하였습니다.

4. 작동 구동시간, 지연시간 및 이들의 불확실도

ECW 펌프는 FTL 운전중에는 상시 가동되므로 해당 사항이 없습니다. 또한 교류전력상실과 같은 사고시에도 UPS와 비상디젤발전기로부터 계속해서 전력을 공급받을 수 있도록 되어 있기 때문에 ECW 펌프는 어떤 경우라 하더라도

라도 상시 운전될 수가 있습니다. 다만 사고해석시에는 보수적 계산을 위해 약간의 지연시간을 고려하였습니다.

5. 핵연료시험설비의 냉각재상실사고(LOCA)시 고압주입유량(Accumulator Injection Flow Rate)은 일정량으로 정해져 있는 것이 아니라 고압주입탱크(Accumulator)의 압력과 배관파단 위치, 크기 및 전개시간에 따른 고압주입탱크 연결배관의 차압에 따라 달라지며, 대표적인 냉각재상실사고 유형별 초기 고압주입유량은 아래와 같으므로 안전성분석보고서를 수정하겠습니다.
(자세한 사고별 고압주입유량은 안전성분석보고서 11.5.15항에 수록되어 있으므로 이를 참조하시기 바랍니다.)

냉각재상실사고시 초기 고압주입유량

사고유형	PWR Mode	CANDU Mode
제1기기실 상온관 대형냉각재상실사고 (Room1 Cold-leg LBLOCA)	0.65 kg/sec	0.5 kg/sec
수조내 상온관 대형냉각재상실사고 (In-pool Cold-leg LBLOCA)	1.30 kg/sec	1.0 kg/sec ¹⁾
수조내 상온관 소형냉각재상실사고 (In-pool Cold-leg SBLOCA)	0.67 kg/sec (7% flow area rupture)	0.55 kg/sec (20% flow area rupture)

Note (1) 안전성분석보고서 11.5.15.6.4.3.4에는 1.3 kg/sec로 되어 있으나 오타이므로 수정하겠습니다.

[질의] 11-11.5.7.3-2 비상 냉각수 계통
고압안전주입 탱크와 냉각수계통의 압력경계로서 하나의 밸브만 설치되어 있다. 고압안전주입의 작동 신뢰도를 제시하십시오.

[답변]

고압주입탱크와 주냉각수계통은 각기 2개씩의 전동밸브를 직렬로 배치한 2개의 병렬트레이너로 연결됩니다. 이와 같은 설계는 고압주입탱크와 주냉각수계통이 불필요하게 상호 개방되는 것을 방지함과 동시에 필요시 항상 고압주입이 가능토

록 하기 위함입니다. 즉, 설비운전중 격리밸브가 고장으로 열려 불필요하게 계통이 가압된다든지 아니면 감압이 되어 기포가 형성될 수도 있으므로 이와 같은 가능성을 낮추기 위해 정상운전중 항시 닫혀 있는 2개의 전동밸브를 직렬로 연결하였습니다. 그리고 이와는 반대로 고압주입이 필요할 경우 이를 보장하기 위한 방편으로 위와 같은 밸브배치를 2개 트레인으로 다중화함으로써 임의의 밸브 1개가 고장으로 인해 개방신호에 열리지 않더라도 다른 트레인의 밸브를 개방하여 고압주입이 보장되도록 하였습니다.

[질의]1-11.5.7.3-3 비상 냉각수 계통

정상운전값과 고압안전주입 설정값과의 차이가 너무 작아 거의 모든사고에 대해 고압안전주입이 작동된다. 고압안전 주입이 자주 발생됨에 따라 핵연료 시험설비의 건전성 및 운전성에 미치는 영향을 제출하시오.

[답변]

고압안전주입은 다음 표에서와 같이 4종류의 다른 공정변수에 의해 작동하도록 되어 있습니다(표 11.5.15.0-4 참조). 이들을 계통정상운전때의 공정변수값과 비교하면 충분한 여유가 있기 때문에 질의서에서와 같이 자주 작동할 우려는 없습니다. 안전성분석보고서에서 해석한 사고들은 모두 고압주입이 작동되는 사고들이나 이들은 발생가능성이 극히 희박한 사고들로서 실제 그 빈도는 무시할 수 있을 정도가 될 것입니다.

계통정상운전치		변수명	고압안전주입 설정치	
PWR	CANDU		PWR	CANDU
10.25 kg/s	17.21 kg/s	주냉각수 저-저 유량	2.652 kg/s	4.302 kg/s
"	"	주냉각수 고유량	11.787 kg/s	19.792 kg/s
316.0 °C	281.0 °C	주냉각수 고-고 온도	343.0 °C	310.0 °C
15.5 MPa	10.0 MPa	주냉각수 저-저 압력	13.444 MPa	7.929 MPa

위 변수중 주냉각수 고유량에 의한 고압주입 설정치가 정상운전치가 비교 할때 여유가 적은것처럼 인식되나 이는 주냉각수 정상운전 유량 자체가 기본적으로 작기 때문에 그리하며 정상운전치에 대비해 보면 PWR 운전모드 및 CANDU 운

전모드 공히 115%인 값에 설정하였고, 정상운전중의 예상유량 변동량은 계기의 측정 오차를 고려하더라도 5%를 초과하지 않을 것입니다.

특히 주냉각수 펌프의 특성 곡선을 고려 할때 계통에 비정상 상태가 발생하지 않는 이상 이 정도의 유량증가는 없을 것으로 판단됩니다.

[질의]1-11.5.7.3-4 비상 냉각수 계통

비상냉각수펌프는 운전중 상시 작동되는 것으로 설명되어 있으나, 밸브구동 및 유량에 대한 설명이 기술되어 있지 않다. 운전중 및 사고후 비상냉각수 펌프에 의한 유량 및 유량경로를 제출하시오.

[답변]

핵연료시험설비의 비상냉각수 펌프는 정상운전시도 상시 운전되며 SBO로 포함한 모든 사고시에도 안전등급 전력의 공급으로 항시 동일한 유량을 유지시키며, 대표적인 사고유형별 비상냉각수 유로는 별첨 12의 Sketch를 참조하시기 바라며, 각 유로의 유량은 안전성분석보고서의 11.5.15항에 시간별 유량이 수록되어 있으므로 이를 참조하시기 바랍니다.

[질의]1-11.5.7.3-5 비상 냉각수 계통

비상냉각수계통의 안전기능이 허용기준을 만족함을 보이기 위해 능동기기의 단일고장을 고려하였다고 기술되어 있다. 이와 관련하여 고려된 단일고장을 구체적으로 제출하시오.

[답변]

여기서의 단일고장이란 계통을 구성하고 있는 능동기기중 임의의 기기 1개가 그 기능을 상실함을 의미합니다. 비상냉각수계통은 사고시 그 기능을 보장해야 하는 안전계통이므로 단일고장기준을 적용하여 각기 100% 냉각수 공급용량을 갖는 두 개의 독립된 트레인으로 구성하였습니다. 따라서 펌프나 전동밸브와 같은 능동기기중 어느 한 개가 고장나더라도 비상냉각수를 100% 공급할 수가 있습니다. 이에 대한 보충설명은 질의 I-11.5.15.0-3의 답변을 참조하시기 바랍니다.

[질의] 11-11.5.7.4-1 제1기기실 압력 방출계통

1. 11.5.7.4.4절의 그림 10이 본문에 제시되어 있지 않다. 그림1을 제출하고, SAR 본문에 삽입하십시오.
2. 11.5.7.4.4절에서 구조물의 안전성 평가에 따른 각 요소체적의 높이, 내부 표면적, Characteristic Length, 각 체적내 대기의 초기온도 등이 기술되어 있는 COMPARE 코드의 입력자료와 계산결과(출력자료)를 제출하십시오.
3. 파열판이 깨지는 것을 안전성 평가에서 어떻게 고려(모의)했는지 제출하십시오.
4. 배기관의 구조, 재질, 사고시 핵분열생성물의 방출경로, 관련 가동중 시험등에 대해 제출하십시오.

[답변]

1. 제1기기실 대형냉각재상실사고시의 제1기기실 차압천이상태는 별첨 13의 그림을 참조하시기 바라며 이를 안전성분석보고서에 추가하겠습니다.
2. 별첨 14의 "Calculation for Fuel Test Loop Room#1 Pressure Analysis Following a High Energy Line Break"에서 Table 4. "Listing of COMPARE Input Echo", 페이지 30, 및 "RESULTS & CONCLUSION", 페이지 31-32, 를 참조하시기 바랍니다.
3. 파열판은 별첨 14의 계산서에서 2 psid의 차압에서 즉시 열리는 "blowout door"로 고려(모의) 되었습니다. (페이지 5, Assumption 2 참조)
4. HELB 배기관의 구조는 별첨 15의 도면과 같고 재질은 SA672 Grade C70 Class 120, Sch. 10 입니다. 사고시 핵분열생성물의 방출경로는 별첨 16의 계산서 7장을 참조하시기 바랍니다. 가동중검사 요건은 HELB 배기관이 안전등급3 이므로 ASME Section XI에 따라 수행합니다.

11.5.8 계측제어 및 제어계통

[질의]1-11.5.8.1-1 개요

(계측기의 정밀도에 대한 요건 불명확)

" § 11.5.8.1 개요"의 안전기준설정에서 § 11.5.8.1.2.1(설계기준)에 제시된 안전계통 설정치의 정밀도에 대한 설계요건이 명시되지 않음.

[답변]

현재 FTL SAR 8장에 나열된 안전계통의 설정치들은 Sample Fuel 사용시를 가정한 설정치들이고 모두 공칭값입니다. 이 설정치들은 Envelope 개념을 포함하고 있고 사고해석을 통해 입증된 값입니다. 실제 실험자들은 이 설정치내에서 다음의 Instrumentation 정밀도를 고려하여 Regulatory Guide 1.105 및 ISA-S68.04 "Setpoints for Nuclear Safety Related Instrumentation Used in Nuclear Power Plants"에 따라 여유를 가진 설정치를 (즉, Trip Value, Normal Operating Value) 실험전에 설정하게 됩니다.

계 기	Instrumentation Specification
압력 측정 계기	Accuracy : +/- 0.25% of calibrated span Dead Band : None Stability : +/- 0.5% of upper range limit for 6 months
유량 측정 계기	Accuracy : +/- 0.25% of calibrated span Dead Band : None Stability : +/- 0.5% of upper range limit for 6 months
온도 측정 계기	IEEE Std-323 and 344

[질의]1-11.5.8.2-1 핵연료 시험설비 보호계통

표 11.5.2-1 및 표 11.5.8.2-2에는 허용 오차의 범위를 별도로 명시하지 않고 있다. 또한 해당 운영기술지침서(표 11.5.16.3-3)에는 허용치로 상한값 및 하한값을 표시하고 있다. 이에 대해 설정치와 허용오차요건과 범위를 제시 할 것.

[답변]

현재 Analysis에 의해 입증된 보호계통 설정치들을 표로 나열하면 다음과 같습

니다.

(PWR)

	Analysis Value		정상운전 값
	주냉각수 격리	하나로 긴급정지	
압 력 (MPa)		17.237	15.5
	13.44	14.134	
온 도 (℃)	343	336	316
유 량 (kg/sec)	11.787	11.787	10.25
	2.652	8.2	

(CANDU)

	Analysis Value		정상운전 값
	주냉각수 격리	하나로 긴급정지	
압 력 (MPa)		11.03	10
	7.929	8.618	
온 도 (℃)	310	302	281
유 량 (kg/sec)	19.792	19.792	17.21
	4.302	13.768	

[질의] I-11.5.8.2-2 핵연료 시험설비 보호계통

(FTL 보호계통의 정지설정치 및 허용치와 보호조치(트립) 설정치와 일관성 결여)

1. 정지 설정치와 허용치 개념 설명 부족

표 11.5.2-1 및 표 11.5.8.2-2(전출력 운전시 공정변수 공칭값 및 보호 조치(트립)설정값)와 해당 운영기술지침서의 보호계통의 정지 설정치 (표 11.5.16.3-3)에서 허용치가 서로 일치하지 않음.

2. 트립변수명의 통일성 결여

트립변수에 대한 용어가 불분명하여 동일한 변수를 서로 다른 이름으로 표현하는 것인지, 다른 변수인지 확실치 않음.

3. 트립변수의 누락

표 11.5.8.2-1 및 표 11.5.8.2-2(전출력 운전시 공정변수 공칭값 및 보호 조치(트립) 설정값) 에서 정의된 제1기기실 고압력이 표 11.5.16.3-1/2/3에는 누락되어 있음.

4. 11.5.8.2.2.2절(긴급정지변수)에는 하나로와 FTL의 트립변수가 명시되어 있는데 FTL을 트립시킨다는 것이 무엇을 의미하는지 제출하십시오.

[답변]

1. 상기 I-11.5.8.2-1의 질의에 대한 답변과 같이 해당 안전성분석보고서 (표 11.5.16.3-3)을 수정하겠습니다.
2. 변수명을 표 11.5.15.0-4의 구별된 변수명으로 해당 안전성분석보고서를 수정하겠습니다. 따라서 SAR 본문중 이와 관련된 11.5.8.2.2.2 절의 표와 표 11.5.8.2-1, 11.5.8.4.1.2 절의 표, 11.5.8.4.2.2 절의 표를 일관성있게 수정하겠습니다.
3. 제1기기실 압력을 (PWR : > 0.108 MPa, CANDU : > 0.108 MPa) 표 11.5.16.3-1/2/3에 추가하겠습니다.
4. 하나로 긴급정지(HANARO Trip)와 핵연료시험설비 긴급정지(FTL Trip)는 서로 구별되어 사용되며, 핵연료시험설비 정지는 비상시 하나로 정지 후 핵연료시험설비 주냉각수계통의 압력경계 건전성을 유지하고, 방사능물질의 누출로 인한 방사선 피폭을 최소화하도록 노내시험부를 격리하고, 비상냉각수 계통에 의해 핵연료를 냉각하는 것을 의미합니다. 자세한 것은 안전성분석보고서 11.5.15.0.3.1 및 2 를 참조하시기 바랍니다.

[질의]1-11.5.8.2-3 핵연료 시험설비 보호계통

(핵연료 시험설비 보호계통의 계측제어논리 설명부족)

1. 그림 11.5.8.2-1/2/3/4/5/6/7에서 최종 구동기까지의 논리도의 Legend 및 주석을 별도로 표시하고, 바이스데이불의 deadband 및 설정치를 표기하여 설계문서를 명확히 할 것.
2. 논리도면에는 비상발전기의 자동 기동에 대해 기술되어 있으나 SAR 본문에는 기술되어 있지 않으므로 내용확인이 어렵다. 따라서 어떠한 경우에 비상발전기를 자동 가동시켜서, 보호설비등에 전원을 공급하는지 설명할 것.
3. 일반 동시 논리회로(서로 다른 변수로 2/3 논리를 구성)를 사용한다는 설명이 § 11.5.8.2.1.1.6(다중성)에 설명되어 있으나, 실제 도면에서는 국부일반논리(local coincidence), 즉 동일변수로 2/3 논리회로로 실제 설계되고, 후반부에서 이를 서로 다른 변수를 합하여 OR 논리로 구성하여 채널별로 최종 구동기에 작동신호를 보내고 있다. 또한 도면(그림 11.5.8.2-1~8)에는 각 트립변수의 채널을 R, W, B와 1, 2, 3으로 혼용 사용하고 있다. 이에 대해 상세히 설명할 것.
4. 논리도에는 시험을 위한 논리를 구성하는 시험설비나, 현장의 신호를 모의할 수 있는 시험모드 변경회로나, 이를 계측할 수 있는 계기(§ 11.5.8.4.1.2)의 확인이 어렵다. 이에 대하여 시험성(§ 11.5.8.2.3.6) SOE(Sequence of Event)기록 유지 측면에서 설명 할 것.

[답변]

1. 논리도의 Legend 및 주석은 별첨 17의 FTL Logic Diagram을 참조하시고, 설정치는 별첨 29의 Setpoint List를 참조하시기 바랍니다.
2. 소내정전(SBO) 사고시 핵연료시험설비는 주냉각수펌프의 정지로 인해 저-저유량신호(Loss of Forced Cooling Signal)가 발생하고, 이 신호에 의해 비상발전기는 자동기동하여 보호설비들에 전원을 공급합니다.
3. 논리도의 국부일반논리를 일반동시논리회로로 설계를 수정하겠습니다. 각 Channel 1, 2, 3에 대한 Color인 R, W, B는 하나로와 통일하기 위하여 Red, Green, Yellow로 수정하겠습니다.
4. 시험모드 변경모드는 계측기(Trip & Calibration Unit)내에서 설정치를 임의로 설정하였으며, 채널의 시험성은 보완 할 예정입니다. 또한, SOE 기능은

DCS 내에서 수행토록 하여 기록 유지토록 하겠습니다. SAR 본문중 11.5.8.2.3.1.2의 제어기기, 11.5.8.2.3.3의 정지변수시험, 11.5.8.2.3.4의 SOE 기록유지를 참조바랍니다.

[질의]1-11.5.8.2-4 핵연료 시험설비 보호계통

(주제어반 및 비상정지반에 대한 설명 불충분)

핵연료 시험설비의 제어반과 비상 정지반에 대한 별도의 Layout 이나, Annunciator 및 패널배치도가 생략되어 있다. 이에 대한 내용을 안전성 분석보고서에 추가 기술하고, 관련 도면을 첨부할 것.

[답변]

별첨 18의 Panel Layout 도면을 참조하시기 바랍니다.

Annunciator 및 Panel 배치도는 관련 Code를 충분히 반영하여 설계하여 제출하겠습니다. SAR 본문 11.5.8.2.3.1의 보호반을 참조바랍니다.

[질의]1-11.5.8.2-5 핵연료 시험설비 보호계통

(제어논리에 대한 전달함수 등 표현식 보충)

1. § 11.5.8.1.1(분산제어계통)에는 제어계통의 과도 현상이 어떻게 응답하는지에 대한 분석결과를 제시하지 않았다. 계통의 사건에 따른 시간응답을 제시하고, 과도현상발생시 제어계통의 공정이 안정하게 운전됨을 보일 것.
2. 압력제어, 수위제어, 유량제어, 온도제어(§ 11.5.8.5.3.17)의 변수에 대해서 해당계통을 전달 함수로 표시하고 제어기 및 제어대상(밸브, 가열기 펌프)를 구체적으로 표시하여 이를 설명할 것.

[답변]

1. 공급자가 선정된 후 밸브, 가열기, 펌프 등에 대한 전달함수, 응답시간과 관련한 시정수, proportional band 를 제출토록 하겠습니다.

2. 압력제어, 수위제어, 유량제어, 온도제어등의 변수에 대한 전달함수는 DCS 공급자 선정후 제출토록 하고, 제어기 및 제어대상은 별첨 17의 FTL Logic Diagram 에서 해당 Logic을 참조하시기 바랍니다.

[질의]11-11.5.8.2-6 핵연료 시험설비 보호계통

(경수로와 중수로 시험설비 공정변수의 기능)

중수로와 경수로 핵연료 시험시설은 별도로 분리되어 있고 표 11.5.8.2-1/2에는 공정변수의 검출기 및 트립설정치 등이 기술되어 있다. 그러나, 그림 11.5.8.2-1/1/2/3/4/5/6/7/8에는 검출기에서부터 논리회로 구성방법을 설명하고 있으나 중수로와 경수로 핵연료 시험시설별로 구별되어 있지 않다. 이와 같이 설계하는 것이 하나의 공정으로 2개의 시설을 동시에 어떻게 제어 가능한지 설명하십시오.

[답변]

중수로와 경수로 핵연료시험시설은 별도로 분리되어 있지 않고 동일한 공정계통을 사용합니다. 다만, 시험핵연료의 종류에 따라 해당 노내시험부 및 주냉각수 압력방출밸브를 장착하여 한가지 종류의 핵연료만 시험하게 되므로 시험전에 해당시험의 공정변수를 그때마다 설정치로 Setting하여 공정제어가 가능합니다.

[질의]11-11.5.8.2-7 핵연료 시험설비 보호계통

시험시설의 사업설명회 자료(95.3.28)에 제시된 IPS(In-Pile Section)설계값과 SAR 제시한 설계값을 비교한 결과, SAR 표 11.5.8.2-2(보호계통 설계값)에 제시된 고-고 압력 트립 설정치가 설명회 자료의 설계값보다 높게 나와 있으므로 설계여유가 없다. 이에 대한 기술적인 타당성을 제시 할 것.

계통명	설명회 자료	SAR표 15.5.8.2-2의 설계값	비고
CANDU 시험시설	최대 설계압력 : 11.0 MPa 최대 설계온도 : 310℃	고-고 압력트립 : 11.0 MPa 고-고 온도트립 : 310℃	설계 여유도가 전혀없음
PWR 시험시설	최대 설계압력 : 17.2 MPa 최대 설계온도 : 328℃	고-고 압력트립 : 17.23 MPa 고-고 온도트립 : 343℃	"

[답변]

현재 핵연료시험설비의 노내시험부(IPS) 설계값과 보호조치 설정값은 아래와 같습니다. 압력에 관한 여유도에 관하여는 질의 1-11.5.15.3-5 의 답변을 참조하시기 바라며, 아울러 보호조치 설정값들은 Envelope 개념을 (질의 1-11.5.8.1-1의 답변참조) 포함하고 있음을 알려 드립니다.

기기명	설계값	보호조치 설정값
CANDU IPS	11.030 MPa (압력)	11.03 MPa (고압 트립) ¹⁾
	350 ℃ (온도)	302.0 ℃ (고온 트립) 310.0 ℃ (고-고온도 트립)
PWR IPS	17.23 MPa (압력)	17.23 MPa (고압)
	350 ℃ (온도)	336 ℃ (고온) 343 ℃ (고-고온도)

Note (1) 안전성분석보고서 11.5.8.2-2에 고-고압력으로 표시된 것은 오타이므로 고압으로 수정하겠습니다.

계통명	공칭값 (표 11.5.15.0-3)	보호조치 설정값 (표 11.5.15.0-4)
CANDU 시험시설	10.0 MPa (압력)	11.03 MPa (고압) ¹⁾
	281 ℃ (온도)	302.0 ℃ (고온) 310.0 ℃ (고-고온도)
PWR 시험시설	15.5 MPa (압력)	17.237 MPa (고압)
	316 ℃ (온도)	336 ℃ (고온) 343 ℃ (고-고온도)

Note (1) 안전성분석보고서 11.5.8.2-2에 고-고압력으로 표시된것은 오타이므로 고압으로 수정하겠습니다.

[질의] 1-11.5.8.4.1-1 안전변수 표시계통

11.5.8.4절의 사고후 감시 계측기는 R.G 1.89와 NUREG-0588에 따라 검증되어야 하므로 이에 따른 계측기의 검증내용을 제시하십시오.

[답변]

안전계통 계측제어기기 구매는 1998년 4월에 발주하여 1999년 4월에 완료할 예정에 있습니다. 따라서 안전계통 Panel의 검증관련 Documents는 1998년 9월경에 제출받아 제시하겠습니다.

11.5.9 전력계통

[질의] 11-11.5.9.2-1 설계기준

1. 축전지는 본문기술에 따르면 니켈카드뮴 알카리 포켓 형식을 따르는 것으로 기술되어 있다. (§ 11.5.9.5.2.2) 그러나 이에 대한 IEEE Std. 1106을 적용하지 않고 납축전지에 대한 기술기준인 IEEE Std. 450을 인용 (§ 11.5.8.1.3 : 산업 규격 및 표준의 적용) 하고 있어서, 이하 운영 기술지침서의 표 11.5.16.4-3에도 납축전지에 대한 감시 요건을 기술하고 있어서 이에 대한 전반적인 시정이 요구됨.
2. 소내 전력계통의 구성에도 안전등급의 교류전력인 경우에는 별도의 변압기를 거쳐서 구성된 소외 전원이 확보되어 있어야 공통 고장모드에서의 고장시 등급 III전원의 독립성이 보장된다. 그러나, 연구소로부터 공급받는 전원이 2개라 해도, 현재의 단선도는 S01-17VCB를 공유하고 있어서 독립성이 상실된 것으로 보인다. 또한 모든 전원을 연구소로부터 공급받으므로 연구소 변전소의 공통 고장원인으로 인하여 영향을 받게 된다. (§ 11.5.9.2.1 소외 전력계통의 설계기준) 이에 대하여 설명하십시오.
3. § 11.5.9.1에 설명된 대체 교류전원이 설치된다고 있는데, 이는 무엇을 지칭하는 것인지 설명할 것.

[답변]

1. 축전지 형식은 초기 설계시 기존 하나로 건물의 공간협소 및 별도의 ROOM이 필요치 않는 니켈카드뮴 알카리 포켓 형식을 선정하였으나, 전기실 신설로 LEAD ACID형식의 축전지를 선정하였으며 본문에 기술되어 있는 축전지의 형식, 적용 Code 및 Standard를 수정하였습니다.
2. 소외 전력은 2개의 동시 사고를 방지하기 위하여 지리적으로 떨어져 있는 별도의 변전소 및 선로로부터 전력을 공급받아야 하나, 기존 하나로 및 신설 FTL 설비의 전력 계통 구성은 근본적으로 원자력 설비의 소외 전력계통 설계 기준을 만족시키지 못합니다. 그러나 발전 설비가 아닌 시험 설비인 점을 감안하고, 현재 연구소에서 별도의 전력을 공급받기 위하여 설비 개선을 추진중입니다. 또한, 모든 전원을 연구소로부터 공급받기 때문에 연구소 변전소의 공통 고장 원인에 의한 영향을 받으므로 독립성은 없으나, 신설 FTL 설비는 소내 전력계통 구성을 기존 하나로 설비로부터 공급받는 전원을 2회선으로 하여 가능한 한 독립성을 유지하기 위한 계통 구성으로 설계하였습니다.

3. 대체 교류 전원을 기존에 공급받고 있는 전원이 소외 전력계통 설계기준을 만족시키지 못하므로 신설 FTL 설비의 안전성을 고려하여 소내 전력계통의 NON-1E급 비상 발전기 1대를 공학적 안전 설비에 근거하여 기존 하나로 설비의 사고시 NON-1E급 소내 전력계통에 비상 전원 (Alternate Power Supply)으로 공급합니다.

[질의] 11-11.5.9.4-1 소외 전력계통

핵연료 시험시설에 공급하는 소외전원이 연구소의 소내 변전소로부터 공급되는데 이는 물리적, 전기적으로 독립되어야 한다는 소외 전원의 요건을 만족하지 못하는 것으로 평가한다. 이와 관련하여 시험설비 스위치야드의 설계내용을 파악 할 수 있는 자료와 핵연료 시험시설의 소외 송전선으로 연결되는 연구소내 변전소의 전력계통도와 관련 차단기의 제어기능 및 배열을 파악할 수 있는 자료도 제시할 것.

[답변]

1. 스위치 야드의 설계 내용을 파악할 수 있는 자료는 첨부 24와 같습니다.
2. 핵연료 시험시설의 소외송전선으로 연결되는 연구소내 변전소의 전력계통도와 관련 차단기의 제어기능 및 배열을 파악할 수 있는 자료는 첨부 25와 같습니다.

[질의] 11-11.5.9.5-1 소내 전력계통

(비상발전기 기동 및 비상정지 조건설명 불충분)

비상발전기의 기동조건 및 긴급 정지조건에 대한 설명이 부족하다. 이에 대한 구체적인 사고 조건에 따른 부하 순차 투입에 필요한 순서와 부하에 대한 설명이 부족하다. 이에 대해서 구체적인 전원상실의 구동조건(예: 인버터 고장 및 축전지 공급불능 등 전원상실에 따른 조건과 긴급정지 조건과 연관된 조건)을 명시하고 이에 대해 설명하시오.

[답변]

1. NON-Class 1E 디젤 발전기의 운전 조건은 Electrical Logic Diagram (FL-543-EC-D001)을 참조하시고, 기동 조건은 1E급 비상 디젤 발전기 고장시 발전기실의 현장 제어반에서 수동으로만 제어 스위치를 조작하여 기동이 됩니다. NON-1E 디젤 발전기의 정지조건은 발전기 실의 제어반에 있는

비상 정지 스위치로써 수동으로 정지시킬 수 있으며, 또한 기계적으로 엔진 과속, 기동 실패, 냉각수 온도 상승 및 발전기 권선이 고온이나 전기적인 발전기 내부 단락이나 지락사고, 각종 계전기동작 등의 상태에서는 자동으로 정지하게 됩니다. 발전기가 정상 기동되고 정격 전압 및 정격 주파수에 도달하면 부하 순차 투입 Sequence에 의거 4단계로 구분되며 Class-1E급 비상 디젤 발전기 고장시에만 기동되므로 1단계에서는 Class-1E급 Channel I & III용 부하가 자동 투입되며, 10sec 시간 지연 후 Channel의 II 부하가, 또 10sec 시간 지연 후 NON-1E부하가 DC 및 UPS 부하와 460V 전동기 제어반의 전동기 부하가 각각 투입됩니다. 또한 Non-Class 1E 디젤 발전기에는 '비상'이란 용어를 SAR 상에서 삭제하겠습니다.

2. Class-1E급 비상 디젤 발전기 2대의 기동 조건은 소내정전시 FTL 설비가 주냉각수펌프(MCW)의 정지로 인해 저-저 유량신호(Loss of Forced Cooling Signal)가 발생시, UPS(Inverter)의 고장 시, 해당 460V Class 1E 모선의 전압상실신호 (LOVS) 발생시에 자동으로 기동됩니다.

Class 1E 비상 디젤발전기의 비상정지조건은 이 발전기가 소용량(150kW)이라는 것과 FTL 안전성 등을 고려하여 엔진과속도에 의해서만 비상정지되도록 SAR 본문과 관련 Logic을 수정하겠습니다. 또한, Class-1E급 비상 디젤 발전기의 부하 순차 투입은 소내 부하가 소형이고 용량이 작으므로 고려치 않았습니다.

[질의]11-11.5.9.5-2 소내 전력계통

(등급 1E 전원에 관한 요건 미비)

1. 등급 1E 전원에 대한 내진요건, fire-retardant 요건, 이격요건, 식별표시 요건 등에 대한 설명이 부족하다. 예를 들면 등급 1E 전원의 케이블은 화재 지연 요건을 만족하는 피복을 사용한 케이블이어야 한다는 요건을 명시하지 않았다. 이를 케이블 공사와 관련하여 설계내용을 설명하시오.
2. 등급 1E 전원에 대한 식별표시를 채널별로 구분하였다. 그렇다면 2개의 비상용 디젤발전기를 비롯한 모선과 차단기에 대한 식별표시는 어떻게 할 것인지에 대하여 설명하시오.

[답변]

1. 등급 1E 전원에 대한 내진 요건은 IEEE Std 344-1987, "Recommended Practice for Seismic Qualification of Class 1E Equipment for Nuclear

Power Generating Stations"을 적용하였습니다. 또한 Fire-retardant, 이격 조건, 식별표시 조건등은 IEEE Std 384-1992, "Standard Criteria for Independence of Class 1E Equipment and Circuits"을 기준으로 설계하였으며, 케이블 공사는 IEEE Std 628-1987, "Standard Criteria for the Design, Installation, and Qualification of Raceway Systems for Class 1E Circuits for Nuclear Power Generating Stations"에 의해 시공될 수 있도록 설계하였습니다.

2. 비상용 디젤 발전기와 모선, 차단기에 대한 식별 표시는 안전성분석보고서에 있는 안전 관련 기기의 식별 항목 (제어반 등의 기기는 구분색 바탕으로 된 명판으로 표시)을 준용하며, PANEL에서 Channel별 구분(Panel Numbering으로 Channel 구분)이 가능합니다. 또한, 각 Channel의 내부 배선에 관한 식별 표시 및 이격 조건, Fire-retardant등의 조건은 IEEE Std 384-1992의 "Section 5, 6"에 기술되어 있습니다.

혼돈을 피하기 위하여 SAR상에 표기되어 있는 식별표시를 다음과 같이 통일하여 수정하겠습니다.

① 분할계열 A (적색)

안전계통의 TRAIN A 모선, CHANNEL 1 과 관련된 모든 설비(Cable, Tray, 기기 등)

② 분할계열 B (녹색)

안전계통의 TRAIN B 모선, CHANNEL 2 와 관련된 모든 설비(Cable, Tray, 기기 등)

③ 분할계열 C (황색)

안전계통의 TRAIN C 모선, CHANNEL 3 과 관련된 모든 설비(Cable, Tray, 기기 등)

④ 기타 계열 N (흑색)

비안전계통 모든설비(Cable, Tray, 기기 등)

각 전선로의 번호는 구분색으로 표시하며 분할계열 A, B, C, N의 전선은 각 기기 입구에서 구분색으로 감아 표시됩니다. 또한 전선번호는 기기입구에서 전선표시가 있는 표찰을 달아 표시하며 제어반 등의 기기는 각 구분색을 바탕으로 한 명판으로 표시됩니다.

[질의]1-11.5.9.5-3 소내 전력계통

1E급 직류전력계통은 제어계통에 사용될 수 없다. 그러나 11.5.9.5.2.2에는 제어계통에 1E급 직류전원계통의 전원을 사용하는 것으로 기술되어 있다. 그러므로 여기서 사용되는 제어계통의 종류와 사용이유를 제출하시오.

[답변]

각 계측기기들에 필요한 NON-Class 1E 직류전력은 NON-Class 1E급 AC 120V UPS 전원으로 부터 공급된 교류전력으로 계측제어반 내에서 교류/직류 변환기를 사용하여 공급합니다.

또한 각 계측기기들에 필요한 Class 1E 직류전력은 Class 1E급 AC 120V UPS 전원으로 부터 공급된 교류전력으로 3 개의 독립된 FTL Protection Panel 내에서 교류/직류 변환기를 사용하여 공급합니다.

11.5.10 보조계통

[질의]11-11.5.10.6-1 공기조화 및 환기계통

제1기기실에는 주냉각관 파단후 기기실 공기를 퍼지할 수 있도록 하는 안전성 관련 기능을 갖춘 환기장치가 설치되도록 되어 있으나 11.5.10.6.3 절에는 모터구동 접형밸브 만이 안전등급으로 명시되었고 그림 11.5.10.6-1에는 관련기기의 안전 등급이 전혀 표시되어 있지 않으므로 안전성 관련 기능을 수행하기 위한 제1기기실 공기조화계통에 대한 상세한 설계사양과 안전등급 등이 제시된 자료를 제시하시오.

[답변]

FTL 제1 기기실의 환기계통은 하나로의 비안전등급 HVAC System의 일부인 Duct가 제1기기실에 연결되어 있고 이들 덕트와 제1기기실간은 안전등급의 Normal Close인 댐퍼로 차단되어 있어 필요시에만 단속적으로 기기실을 퍼지할 수 있도록 되어 있습니다. 따라서 현재 안전성분석보고서 11.5.10.6.2, 2)항에 기술된 내용과 같은 기기실내에서의 주냉각관 파단후 기기실 공기를 퍼지하는 환기계통은 없습니다.

그대신 이에 해당하는 기능은 안전등급의 비상안전환기계통과 제1기기실압력 방출계통이 수행토록 하였는바 이들 계통에 대해서는 안전성분석보고서 11.5.7.2 와 11.5.7.4를 참조하시기 바랍니다.

제1기기실내의 주냉각관 파단사고후 이들 계통의 운전상태를 간략히 설명하면 다음과 같습니다. 먼저 주냉각관 파단으로 인해 주냉각수가 기기실내로 방출되면 기기실내의 압력상승으로 제1기기실압력방출계통의 배기배관에 있는 파열판이 개방되어 최대 40분간 이 배기관으로 증기화된 냉각수가 방출하게 됩니다. 사고 즉시 하나로의 비안전등급 HVAC System은 정지되고 비상안전환기계통이 가동하게 되는데 원자로홀의 공기는 이 계통을 통해 굴뚝으로 배출되며, 원자로홀의 부압을 지속적으로 유지함으로써 하나로 원자로건물이 Confinement로서 기능을 계속 갖도록 해 줍니다.

사고가 나면 5초 이내에 주냉각계통은 격리밸브에 의해 파단이 발생한 OPS 부분과 시험핵연료가 장전되어 있는 IPS 부분으로 격리되는데 IPS에서의 방사능 유출은 하나로 원자로수조를 통해 원자로홀로 방출되고 이들 방사능은 비상안전 환기계통이 통제하게 됩니다.

제1기기실내의 열축적 제거를 위해서는 환기계통과는 독립된 수냉식 냉각기를 설치하였습니다.

위와 같은 연유로 이미 안전성분석보고서에 언급하였듯이 제1기기실의 압력스 위치와 기기실 펴지용 접형밸브만 안전등급으로 분류하였습니다.

11.5.14 시운전

[질의]11-11.5.14.12-1 시운전 시험요약

11.5.14.12.1.3절에서 비상냉각수계통 관련 시운전 시험의 선행조건으로 주 냉각수계통 수위에 대한 조건은 명시되어 있으나 압력에 대한 시험 초기조건이 제시되어 있지 않다. 비상냉각수계통과 관련된 시운전시험이 수행되는 압력조건을 기술하시오.

[답변]

안전성분석보고서에서의 정상수위란 FTL의 정상운전조건 즉, 정상운전때와 같은 온도 및 압력조건하에서의 정상수위를 의미합니다. 비상냉각수계통의 성능 시험은 시험조건을 사고조건과 같이 설정하여 수행하는 것이 아니라 개별 기기 별로 운전성을 검증하고 계측제어계통은 특정 신호를 임의로 입력시킨 다음 제어신호가 논리에 따라 설계된대로 작동하는 지를 확인하게 됩니다. 다만 계통의 성능검증은 안전성분석보고서에 기술한 바와 같이 정상운전조건하에서 정격유량이 제공되는 지를 확인함으로써 이루어지게 됩니다.

[질의]11-11.5.14.12-2 시운전 시험요약

11.5.14.12.1.6절에서 비상안전전환기계통 여과기의 요오드 흡착효율등의 시험요건에 대해 기술하시오.

[답변]

비상안전전환기계통 여과기의 요오드 흡착효율에 대한 시험요건은 ASTM D 3803-89, "Standard Test Method for Nuclear - Grade Activated Carbon."에 따라 수행되며 비상안전전환기계통 여과기의 시험은 New와 Used Activated Carbon 에서 핵분열 생성물의 흡착효율 및 성능을 시험하는것으로 시험단계는 시스템의 누설시험을 하는 Stabilization Period 시험과 습도와 온도조건 및 시험시간을 변경시켜 수행하는 Pre-Equilibrium Period, Equilibrium Period, Challenge Period, Elution Period 시험을 수행하여 시험데이터를 설계기준 (요오드 흡착효율 등)에 맞는지 확인합니다. 이에 대한 시험절차서는 첨부 28을 참조하시기 바랍니다.

11.5.15 사고해석

[질의] 11-11.5.15.0-1 체제 및 방법론

11-506쪽에 "RELAP5 계산에 있어서 총괄적으로 167°C(300°F)의 불확실도를 적용하였다. 이 불확실도는 참고문헌 8에 수록된 불확실도중....."라고 기술되어 있다. 이 문장에서 참고문헌8은 TRACPF/MOD1를 사용할 경우에 나타나는 첨두피복재온도의 불확실도이며 RELAP5에서도 적용할 수 있다는 타당성은 제시되어 있지 않다. 또한 US NRC IN 96-39('96.7.5)에서는 연료봉의 붕괴곡선(Decay Heat Curve)에 따라 전산코드의 첨두피복재온도의 불확실도를 약250°C로 보고 있다. RELAP5의 첨두피복재온도의 불확실도에 대한 타당성을 제시하시오....

[답변]

첨부 19의 참고 문헌에 따르면 최적 계산시 코드의 PCT 계산 불확실도를 95%의 신뢰 수준에서 TRACPF/MOD 1의 경우 약 167°C [첨부 19의 참고 문헌 1&2], RELAP 5 / MOD 3의 경우 약100°C [첨부 19의 참고 문헌 3&4] 제시하고 있습니다. 이러한 계산 값들은 사고해석에 사용되는 모든 조건들을 상용로의 실제 조건 (Best Estimate Condition) 값은 사용하였을때 예상되는 PCT의 불확실도입니다. 그러나, 현재 안전기술원에 제출된 RELAP 5 사고해석 결과들은 FTL의 초기조건, 예로 핵연료 출력 +5%, 유량 -5%, IPS 입구온도 +2%, IPS 출구압력 -2%, 축압기 초기 압력 -5%, 비상냉각수 펌프 수두 -5%, 보조계통 작동 지연등 입력 자료를 기존 결정론적 사고해석과 값이 PCT에 보수적인 값들을 사용하여 계산 된 것이며 FTL의 붕괴 열계산은 ORIGEN으로 부터 얻어진 것입니다. 따라서, 이러한 보수적 계산에 TRACPF와 RELAP 5의 PCT 불확실도중 더 높은 값은 적용하는 것은 FTL의 전반적 성능 검토에는 충분히 타당한 것으로 사료 됩니다.

[질의] 11-11.5.15.0-2 체제 및 방법론

11-506쪽에 "... 재충수 기간이 길 경우의 중요 안전변수는 핵비등이탈률이다" 라고 기술되어 있다. RELAP5에 FTL 핵연료 설계특성에 적합한 CHF 상관식이 포함되어 있지 않는 상황에서 핵비등이탈율이 중요 안전변수가 되는 경우에 첨두피복재온도를 사용하여 핵연료의 건전성을 확인하고 있으나, 열유속 관점에서 핵연료의 설계기준을 확인하는 것은 적절하지 못하다. 다음을 설명하십시오.

1. 핵연료의 건전성을 확인할 수 있는 방법을 제시하십시오.
2. 사고해석시 방사능 허용기준으로 LOCA가 아닌 많은 사고(예: 안전밸브 고장사고)에 대해서 LOCA시 허용기준을 적용하였으며, LOCA시 방사능 방출량보다 작다는 이유로 별도로 선량을 계산하지 않았다. 이와 같은 사고에 대해 선량기준을 LOCA의 선량기준과 대등하게 설정하는 것은 타당하지 않다. 이와 같은 모든 사고에 대해 방사능 영향 평가결과를 제시하고, 각 사고에 적절한 선량기준을 재설정하십시오.
3. PWR 및 DANDU형 핵연료다발에 대해 사고해석 허용기준으로 모두 피복재온도를 적용하는 것으로 기술되어 있다. 그러나 상업용 CANDU형 핵연료의 사고해석 허용기준은 PWR형 핵연료 허용기준과 다르게 분석하고 있다. CANDU형 핵연료에 대한 사고해석 허용기준의 타당성을 설명하십시오.

[답변]

1. 핵연료의 건전성은 정상운전조건과 사고조건 두 가지 경우로 구분하여 정상운전조건하에서는 DNBR 여부 확인, 사고조건하에서는 PCT 초과 여부를 통해 이를 보장하도록 하고 있습니다. 이 중 핵연료의 특성에 부합되는 CHF 상관식이 필요한 DNBR 여부 확인은 시험핵연료 설계가 확정된 이후에 가능하기 때문에 현 단계에서는 수행이 불가능합니다. 따라서 현 단계에서는 표준시험핵연료에 대한 사고시의 첨두피복재온도 요건 충족여부만 해석하였습니다. 추후 시험핵연료의 설계가 확정되고 나면 시험수행전에 DNBR 요건의 충족여부를 확인할 것입니다.
2. 사고시 방사능영향 평가는 어떤 사고그룹의 대표적 사고 즉, 정성적으로 가장 큰 사고임을 입증가능하면 그 대표 사고에 대해서만 소의선량평가를 하됩니다. 예를 들어 LOCA의 경우 여러 가지 유형의 시나리오가 가능한데 이

에 대해서는 최대가상사고를 가정하여 선량평가를 수행하였습니다. 즉, 10CFR100에서 규정한 100% 노심용융을 FTL에도 그대로 적용하여 선원량을 결정하고 TID 14844에 따라 소외선량을 계산하였습니다.

질의서의 내용은 최대가상사고가 아닌 LOCA나 기타 다른 유형의 사고인 경우에 적용이 가능하겠으나 FTL은 LOCA인 경우 모두 최대가상사고의 선원량을 사용하였으므로 ANSI/ANS 51.1, 3.2항에서 기술하고 있듯이 이들 사고들은 동일한 그룹에 속하는 사고들로 볼 수 있으며, 이 경우 정성적인 비교에 의해 한계사고들을 정할 수가 있는 것으로 되어 있습니다.

물론 핵연료취급사고나 기타 다른 그룹의 사고에 대해서는 10CFR100의 선량한도가 아닌 SRP의 규정한도를 적용해야겠지만 FTL이 PWR Plant와 동일한 설계가 아닌 관계로 핵연료취급사고 이외의 사고에는 적용할 수 있는 직접적인 한계치가 없습니다.

다만 R.G. 1.26 및 R.G.1.29의 규정을 원용할 경우, 이들 사고별 소외선량한도는 해당 계통의 품질등급에 따라 결정되는 것으로 해석됩니다. 즉, 사고별 적절한 선량기준이란 계통 또는 기기의 품질등급에 따라 정해질 수 있는 것으로 판단됩니다. 예를 들어 품질등급 B 이상의 계통 및 기기의 사고로 인한 선량기준은 10CFR100의 한도를 넘지 않아야 하며, 품질등급 C에 대한 선량기준은 전신선량 0.5rem 이상 10CFR100의 한도 미만이어야 하고 품질등급 D 이하의 기기 및 계통사고시 선량한도는 0.5rem 미만이어야 하는 것으로 유추 해석할 수 있을 것입니다.

현재 핵연료취급사고는 SRP의 허용기준인 “10CFR100 선량한도의 25% 미만” 요건을 만족하고 있으나 다른 유형의 사고그룹에 대해서는 그 소외선량이 극히 미미할 것으로 판단되어 상세한 선량해석을 수행하지 않았습니다..

3. 상업용 CANDU형 핵연료에서는 Large Break LOCA의 경우 사고해석 허용

기준으로 핵연료 파손여부에 관계없이 Pressure Tube(압력관)의 건전성 여부를 기준으로 사용하고 있으며 PWR 핵연료의 경우는 핵연료 자체의 피복재 온도(PCT)를 기준으로 하고 있어 PWR 핵연료의 사고해석 기준이 더 엄격합니다. 상업용 CANDU용 핵연료에서는 LOCA시 정반응도 계수로 인하여 LOCA 초기에 출력이 증가하여 핵연료 피복재 온도(PCT)를 초과하기 때문에 이 기준을 적용하지 못하고 별도의 사고해석 기준을 적용하는 것으로 사료됩니다. 또한 핵연료 조사시험 설비의 안전계통 구성이 PWR 형태의 계통으로 구성되어 있기 때문에 CANDU형 핵연료에 대한 사고해석 기준으로 PWR 핵연료의 사고해석 기준인 피복재 온도를 적용하는 것이 적절하다고 사료 됩니다.

[질의]11-11.5.15.0-3 체제 및 방법론

핵연료 시험설비 사고해석시 고려될 수 있는 모든 단일고장을 제시하시오.

[답변]

핵안전성관련(Nuclear Safety Related) 기능을 수행해야 하기 때문에 안전등급 3 이상으로 분류된 모든 기기들에 대해 단일고장을 가정하여 사고해석을 수행하였습니다.

사고 발생시 핵연료 영역은 주냉각수 계통과 격리되어 비상냉각수 계통으로 사고를 진정시키며 격리밸브는 상온관과 고온관에 각각 2개씩 직렬로 연결되어 다중성을 확보하였습니다.

핵연료시험설비의 비상냉각수계통은 단일고장을 고려하여 다음과 같이 다중성(Redundancy) 를 확보하고 있습니다.

- 2 Complete ECW Train (2 ECW Pump & 2 ECW Cooler 포함)
- 2 SRVs
- 2 Vent Valves
- 2 Accumulator Path
- Redundant Electrical System
- 2 out of 3 Logic

핵연료시험설비의 대표적인 사고해석에 고려된 단일고장은 별첨 12의 사고시비상냉각수유로 스케치를 참조하시기 바랍니다.

[질의]11-11.5.15.0-4 체제 및 방법론

핵연료시험설비에서 가상되는 모든 초기사고의 발생확률을 제시하시오.

[답변]

FTL은 일반상용기기들이 아닌 주문제작된 기기들로 구성되는 세계 유일의 독특한 설비입니다. 따라서 사용되는 기기들에 대한 특정 고장빈도 데이터가 없고 결과적으로 질의서에서 요구하고 있는 초기사고의 고장빈도도 제시할 수가 없습니다. 굳이 초기사고의 고장빈도를 계산해야 한다면 Generic Failure Data를 사용할 수밖에 없는데 FTL과 같은 특수설비에 PSA와 같은 해석을 적용하는 것은 그 결과의 신뢰도 측면에서 무리일 것으로 판단됩니다.

[질의]11-11.5.15.0-5 체제 및 방법론

하나로 정지후 LH 지역에서의 중성자 변화 계산방법론을 설명하시오.

[답변]

하나로 정지후 LH 지역에서의 중성자변화를 계산하기 위하여 ORIGEN2 Code를 사용하였으며, PWR 및 CANDU형 핵연료 각각에 대하여 Alpha Neutron과 Spontaneous Fission Neutron 등 중성자생성율을 시간에 따라 계산하였습니다.

[질의]11-11.5.15.0-6 체제 및 방법론

정지봉 지연시간 및 구동시간과 관련하여 다음을 설명하시오.

1. 긴급정지조건 감지에서 정지봉 구동신호 발생까지 지연시간 0.75초 및 정지봉 구동 지연시간 0.25초의 보수성.
2. 하나로 안전성분석보고서에는 정지봉 구동시작 시점에서 정지봉 완전 삽입시점까지의 시간은 3초로 기술되어 있다. 본 사고해석에서 이 구동시간으로 고려된 1초는 정지봉이 노심 상부에서 하부 10cm까지 구동하는 시간이다. 사고해석시 고려된 정지봉 구동시간 1초의 보수성을 설명하시오.

[답변]

1. 하나로 안전성분석보고서 표 5.6-1을 보면 정지봉장치의 성능시험결과가 요약되어 있습니다. 표에서 원자로보호계통의 정지신호발생시부터 최초 1mm 삽입까지의 지연시간은 최대 0.116초로 나타나 있고 600mm 삽입까지는 최대 1.028초로 되어 있어 FTL 사고해석에서 가정한 지연시간은 보수적인 것으로 판단됩니다.
2. FTL 안전성분석보고서에서의 1초란 원자로긴급정지 요건 발생에서부터 정지봉이 낙하를 개시하기까지의 지연시간을 의미합니다. 즉, 긴급정지요건 발생시점부터 1초까지는 정지봉이 기동하지 못하는 것으로 가정하였으며, 낙하 개시부터 완전삽입까지는 2초가 걸리는 것으로 하였습니다. 따라서 긴급정지 요건 발생시점부터 정지봉의 완전삽입까지는 총 3초가 소요되는 것으로 가정하였기 때문에 이는 하나로 안전성분석보고서의 해석보다 더 보수적이라 할 것입니다.

[질의]11-11.5.15.0-7 체제 및 방법론

표 11.5.15.0-3에 기술된 설비출력 및 선출력이 모든 사고 분석에서 사용되지 않았으며, 또한 본문에 그 값이 명확히 기술되어 있지 않다. 각 사고해석에서 고려된 설비출력 및 선출력을 제시하시오.

[답변]

해석에 사용한 설비출력은 공칭설비출력에 안전계수 5% 이상을 고려한 출력값을 사용하였습니다. 즉, PWR의 경우 738kW, CANDU의 경우에는 840kW를 사용하였습니다. 핵연료봉 평균선출력은 이 출력을 얻기 위한 연료봉 길이당 평균출력으로서 이 출력에 단순히 연료봉의 총길이를 곱하면 설비출력을 얻게 됩니다. 침두선출력은 사고해석 결과 침두피복재 온도를 규정치 이하로 유지하는데 필요한 최대 허용 선출력으로 이 이하에서 FTL을 운전해야 하는 값입니다. 해석결과에 따르면 허용침두선출력과 평균선출력의 차이가 작기 때문에 위에 기술한 설비출력을 얻기 위해서는 시험핵연료봉의 출력분포가 상당히 균일해야 함을 알 수

있습니다.

그러나 기하학적 구조상 현재의 조사공 위치에서는 시험핵연료의 설계를 아주 특수하게 하지 않는 이상 이러한 출력분포를 얻기가 어려울 것입니다. 따라서 첨두선출력을 규정치 이하로 유지하기 위해서는 불가피하게 설비출력 보다 낮은 출력에서 운전할 수밖에 없을 것입니다. 이는 현재 FTL의 시험용량이 포괄적수용 개념(enveloping concept)에 의해 결정되었기 때문에 즉, 이 출력까지는 계통의 운전조건을 유지하면서 시험핵연료를 냉각할 수 있도록 하였기 때문에 당연한 결과라 할 것입니다. 다시 말해 FTL의 설비출력이란 FTL의 최대수용출력이라고 정의하면 정확한 표현이 될 수 있을 것입니다.

본문 내용중에 불일치 사항은 위 내용에 따라 수정할 것입니다.

[질의] 11-11. 5. 15. 0-8 체제 및 방법론

MCM 설계조건(유량, 온도, 압력등)이 모두 사고해석의 허용기준으로 적용되었는지 설명하십시오.

[답변]

MCW의 설계조건과 사고해석에 사용되는 허용기준은 각기 용도가 다릅니다. 사고해석의 허용기준은 궁극적으로 핵연료건전성 확보에 필요한 첨두피복재 온도 또는 핵비등이탈율의 유지, 사고로 인한 소외흡수선량 등입니다. 설계조건은 ASME Code에 따른 응력해석시에 입력자료로 사용되며 이 때의 허용기준은 코드에서 제시하고 있는 응력값이 됩니다.

[질의] 11-11. 5. 15. 3-1 주냉각수 유량감소

표 11.5.15.3-1에서 사고후 2.2초에서 임계열속이 초과되는 것으로 기술되어 있는데 사용된 CHF 상관식을 제시하십시오. 또한 사고후 2초에 격리밸브 고장폐쇄가 완료된 다음 4.572초에 다시 격리밸브가 폐쇄 완료되는 것으로 기술되어 있는데 4.572초의 폐쇄 완료는 어떤 상황인지 상세히 설명하십시오.

[답변]

CHF 상관식은 RELAP 5 MOD 3 에서 사용된 상관식을 적용하였습니다. RELAP 5 MOD3의 CHF 상관식은 1986 AECL-UO Critical Heat Flux Lookup Table 을 사용하였습니다. 본 사고 해석시에 적용한 핵연료는 계통의 운전 한계치를 설정하기 위한 Sample Fuel이므로 MOD3의 Lookup Table을 그대로 적용하였으며, 추후 시험 핵연료 설정후 실험을 위해서는 그에 대한 상관식을 적용하여 핵연료의 안전성을 입증 할 것입니다.

FTL에는 상온관과 고온관에 각각 2개씩의 직렬연결 격리밸브가 있습니다. 여기서 고장폐쇄란 이들 4개의 격리밸브중 1개가 고장으로 인해 닫히는 것을 의미하며 이 고장폐쇄사고가 발생하면 계통저유량 신호에 의한 계통격리신호가 발생하고 이에 의해 정상작동중인 나머지 3개의 격리밸브가 자동적으로 닫히기 시작합니다. 4.572초의 격리밸브 폐쇄완료란 이와 같이 정상작동중인 격리밸브가 계통격리신호에 의해 완전히 닫히게 되는 시간을 의미합니다

[질의]11-11.5.15.3-2 주냉각수 유량감소

격리밸브 고장폐쇄사고에서 고온관측 격리밸브가 고장나는 경우에 핵연료 온도가 최대로 상승하는 것으로 기술되어 있다. 상온관측 격리밸브가 고장나는 경우와 비교한 분석결과를 제시하시오.

[답변]

격리밸브 고장폐쇄 비교 (상온관 vs 고온관)

Operating Mode	Description	PCT(°K) @Time(s)
PWR	고온관 격리밸브 고장폐쇄	1034 °K @8.0s
	상온관 격리밸브 고장폐쇄	no fuel heatup
CANDU	고온관 격리밸브 고장폐쇄	1034 °K @10.8s
	상온관 격리밸브 고장폐쇄	726 °K @7.4s

[질의]11-11.5.15.3-3 주냉각수 유량감소

그림 11.5.15.3-4에서 Core V310-01, Core V310-02, Core V310-05등이 어떤 위치인지 분명하지 않으며 V440-04, V445-01은 나타나 있지도 않다. RELAP5의 모델링 설명자료와 함께 상세히 설명하시오.

[답변]

RELA5 사고해석시 Core V310-01~V310-05는 핵연료 region으로 PWR은 700mm, CANDU는 495mm의 길이를 축 방향으로 5등분한 Volume을 의미합니다. V440-04는 pipe gallery내의 고온관 배관을 7등분한 것중에서 4번째 배관을 의미하며, V445-01은 고온관 배관상의 제1기기실 입구의 배관을 의미합니다. 각각의 위치는 첨부20의 RELAP5 MCW Nodal Diagram을 참조 바랍니다.

[질의]11-11.5.15.3-4 주냉각수 유량감소

표 11.5.15.0-3에는 공칭 설비출력이 PWR 모드 및 CANDU 모드에서 각각 690kW, 800kW이고 공칭이탈 설비출력이 각각 725kW, 840kW로 기술되어 있으나 11.519쪽에서는 "... 가압경수로 모드의 계통 출력이 738.kW..." 로 기술되어 있고 표 11.5.6.1-1에서는 핵연료다발 열출력의 최대 공칭운전조건이 각 $\leq 780kW$, $\leq 800kW$ 로 기술되어 있다. 이러한 차이점의 타당성과 PWR 모드에서 780kW대산 690kW를 사고해석에서 사용하는 이유를 제시하시오.

[답변]

공칭설비출력은 PWR 모드가 690kW, CANDU 모드가 800kW입니다. 사고해석시에 사용한 공칭이탈출력은 이들 설비출력에 해석상 여유도를 주기 위해 5% 이상의 값을 추가한 것으로 각기 738kW 및 840kW입니다. 따라서 핵연료다발의 최대 공칭운전조건은 690kW 및 800kW가 맞습니다. 이에 따라 안전성분석보고서의 해당 내용을 수정할 것입니다.

[질의]11-11.5.15.3-5 주냉각수 유량감소

11-285쪽에서 압력관의 정격사양은 PWR 모드 및 CANDU모드에서 각각 17.2MPa, 350°C 및 11.0MPa, 350°C로 기술되어 있다. 격리밸브 고장폐쇄사고시 최대압력은 각각 17.23MPa, 11.93MPa에 도달하며, 안전밸브의 개방 설정압력은 각각 17.23MPa, 11.55MPa 이다. 압력관의 설계압력보다 높은 값을 안전밸브의 개방압력으로 설정한 이유와 CANDU 모드에서 사고시 최대압력이 밸브 개방압력보다 증가하는 이유를 설명하시오.

[답변]

압력관의 경우 정격사양은 PWR과 CANDU 압력관에 대해 각기 달리 설정되어 있습니다. 즉, PWR 압력관은 17.24MPa이나 CANDU는 11.03MPa로 되어 있

습니다(표 11.5.3.6-1 참조). 안전성분석보고서 본문내용이 옳기이므로 이에 따라 수정토록 하겠습니다.

안전밸브의 개방설정압력으로 명시된 17.23MPa 및 11.55MPa 중 CANDU의 경우는 11.03MPa의 옳기이므로 안전성분석보고서를 수정하겠습니다.

이들 개방압력은 설계압력과 같으나 이는 보수적인 해석을 위해 밸브리프트가 60% 개방되는 압력을 사용하였기 때문에 실제 개방이 개시되는 압력은 설계압력 이하에서 설정이 될 것입니다.

그렇다하더라도 계통압력은 설계압력의 110%를 초과하지 않으면 되는 것으로 ASME Sec.III, Subsection NB-7311에 규정되어 있기 때문에 사고의 경우에는 규정을 위배하지는 않습니다.

[질의]1-11.5.15.3-6 주냉각수 유량감소

표 11.5.6.3-1에서 가압경수로 모드, 중수로 모드의 노내 시험부 설계압력은 각각 17.24MPa, 11.03MPa로 기술되어 있고, 격리밸브 고장폐쇄사고시 핵연료 시험설비의 최대압력은 각각 17.23 MPa, 11.93MPa에 도달하고 있다. RELAP5분석에서 압력에 대한 불확실도를 제시하시오.

[답변]

ASME B&PV Code Sec.III Subsec.NB-7311에 따르면 사고시 계통의 압력은 설계압력의 110%를 초과하지 않도록 해야 한다고 규정되어 있습니다. 주냉각수 계통중 노내시험부를 포함한 격리밸브까지는 이 코드를 따르도록 되어 있는데 안전방출밸브의 작동에 의해 사고시 계통의 최대압력은 공히 17.23MPa의 110%인 18.95MPa, 11.03MPa의 110%인 12.13MPa 보다 낮게 유지될 수 있으므로 규정을 만족하고 있습니다.

[질의]1-11.5.15.3-7 주냉각수 유량감소

11.5.15.3.1.5절에서 “..... 가압경수로, 중수로 모드 공히 핵연료 피복재 온도는 허용 설계기준 내로 유지된다.” 라고 언급되어 있다. 허용 설계기준을 제시하시오.

[답변]

안전성분석보고서의 11.5.15.3.1.5절의 “...가압경수로, 중수로 공히 핵연료 피복재 온도는 허용설계 기준내로 유지된다” 를 “... 가압경수로 중수로 모드 공히 핵연료 피복재 온도는 비상냉각수 계통의 설계 요구 기준내로 유지된다.”로 수정하겠습니다. 비상냉각수 계통의 설계기준은 10CFR 50.46에서 규정한 침투 피복재 온도 상한치인 1204℃ (220°F)를 만족하기 위해서 계산상의 불확실도 167℃를 감안하여 1037℃(1900°F)로 하였습니다.

[질의]1-11.5.15.3-8 주냉각수 유량감소

회전자 고착사고 분석에서 침투 피복재온도와 침투 압력의 수치만 제시되어 있다. 초기조건, 사고전개, 해석결과 그림을 제시하시오.

[답변]

주냉각수 펌프의 회전자 고착사고시 사고전개는 첨부 21의 표를 참조바랍니다. 해석결과 압력, 유량, 피복재온도, 기포비율, 비상냉각수 유량, 고압주입/안전밸브 방출/증기 배기유량을 시간별로 첨부22의 그림에 도시하였습니다.

[질의]1-11.5.15.4-1 반응도 및 출력분포 이상

반응도 사고분석은 향후 실제 핵연료시험시에 각 핵연료 시험별 분석할 것이기 때문에, 본 분석에서는 반응도 사고를 해석하지 않았다. 사고해석시 선정된 대표 핵연료다발에 대하여 반응도 사고, 즉 핵연료시험설비에서의 반응도사고, 하나로에서의 반응도 사고, 시험핵연료 장전위치 오류등에 대한 해석 결과를 제출하시오.

[답변]

확정된 핵연료설계가 존재하지 않는 현재로서는 위의 해석이 불가능합니다. 질 의서에서 요구하고 있는 해석은 시험핵연료의 설계가 완료되고 실험에 착수하기 전에 수행하게 될 것입니다.

[질의] 11-11.5.15.4-2 반응도 및 출력분포 이상

핵연료시험설비에서의 반응도 폭주사고가 하나로 노심에 미치는 영향이 거의 또는 전혀 없다고 정성적으로 기술되어 있다. 반응도 사고가 분석되어 있지않는 현 상황에서 그 영향을 논하는 것은 바람직하지 않다. 반응도 사고의 정량적인 평가결과를 토대로 핵연료시험설비에서의 반응도 폭주 사고가 하나로에 미치는 영향을 기술하시오.

[답변]

확정된 핵연료설계가 존재하지 않는 현재로서는 위의 해석이 불가능합니다. 질 의서에서 요구하고 있는 해석은 시험핵연료의 설계가 완료되고 실험에 착수하기 전에 수행하게 될 것입니다.

[질의] 11-11.5.15.6-1 핵연료 시험설비 냉각수 총량감소

11.5.15.6.5절 핵연료 시험설비 소형 냉각수상실사고와 관련하여 다음의 근거 자료를 설명하시오.

1. 원자로를 혼합효율 50%의 근거
2. 요오드의 화학적 형태를 TID-14844와 다른 입자 2.5%, 원소 95.5%, 유기물 2%로 가정한 근거

[답변]

1. 하나로 안전성분석보고서에는 방사능물질이 대기로 누출되기 전 원자로 홀에서 100% 혼합을 가정하고 있습니다. 그러나, 미국 NRC는 Containment 내 에서는 100% 혼합을 (Regulatory Guide 1.3 및 1.4 참조) Confinement 내 에서는 부압이 유지된다면 50% 혼합을(SRP 6.5.3) 고려할 것을 권고하고 있습니다.
2. FTL 설계시 요오드의 화학적형태는 NUREG-0800, Standard Review Plan 6.5.2, "Containment Spray as a Fission Product Clean-up System."에 근거한

것입니다.

[질의] 11-11. 5. 15. 6-2 핵연료 시험설비 냉각수 총량감소

비상냉각수펌프 흡입측이 하나로 수조로 배열될 때, 그배열 설정치가 주냉각수 압력 14.137MPa(PWR에 대해)로서 하나로 수조 압력과 큰차가 있는 상태를 알 수 있다. 그러나 제 1기기실 LBLOCA사고해석에서도 언급되어 있듯이 비상냉각수펌프 흡입측을 하나로 수조로 배열하는 순간 너무 큰압력차와 많은 기포에 의해 하나로 수조의 물이 실제로 핵연료시험설비 냉각계통으로 유입될 수 없다.

1. 비상냉각수펌프 흡입측을 하나로 수조로 배열하는 주냉각수 압력설정치가 지나치게 높게 설정되어 있지 않는지 설명하십시오.
2. 비상냉각수펌프 흡입측을 하나로 수조로 배열하는 순간, 수조로부터 취수가 허용되지 않고 또한 기포를 없애야 한다고 기술되어 있는데, 어떻게 기포를 없애는지 설명하고, 비상냉각수펌프의 작동 원리를 설명하십시오.

[답변]

1. 핵연료시험설비의 비상냉각수 펌프는 계통배관 파단이 일어나지 않은 상태에서의 주냉각수 유량감소사고로(예, 격리밸브 고장폐쇄) 인한 계통고압시 고온관에서 냉각수를 흡입하여 저온관으로 냉각수가 흐르게 유로를 형성하거나 또는, 냉각재상실사고(LOCA)와 같은 냉각수총량감소사고시 계통압력이 0.7MPa 이하로 떨어질 경우 하나로 수조를 통해 유로가 형성되도록하는 기능을 가지고 있습니다.

제1기기실 대형냉각재상실사고(Room1 LBLOCA)시 초기 핵연료냉각은 고압주입탱크가 그 기능을 담당합니다. 이때는 고압주입탱크의 방출로 계통의 압력이 비상냉각수 펌프 주입압력보다 높으므로 하나로 수조수는 계통으로 주입되지 않고 다만, 고압주입탱크의 수위감소로 계통압력이 수조수 주입압력 이하로 떨어질 경우 즉시 하나로 수조수 주입이 가능하도록 비상냉각수 펌프는 대기상태로 운전되고 있습니다.

2. 제1기기실 대형냉각재상실사고시 초기 주냉각수 압력감소로 인하여 배관내 발생된 기포는 고압주입탱크 "B"의 주입수에 의해 배관내에서 소멸되거나

또는 배기관을 통해 하나로 수조로 방출됩니다. 비상냉각수 펌프는 정상운전 시에도 상시 작동됩니다.

[질의]11-11. 5. 15. 6-3 핵연료 시험설비 냉각수 총량감소

LOCA 사고시 FTL을 Bypass하는 유로는 파단부위와 배기 밸브가 있다. 고압안전주입유량이 파단 위치에 따라 FTL 파단위치 및 배기밸브를 통한 가능한 유입 경로 및 각각의 유량을 제시하시오.

[답변]

LOCA시 필요한 유량정보는 시험핵연료가 들어 있는 노내시험부를 통과하는 유량으로서 이들에 대한 시간별 유량이력은 해당 사고별로 제시되어 있습니다. 파단위치나 배기밸브를 통해 계통외부로 방출되는 유량은 사고해석상 중요하지 않은 것으로 판단됩니다.

[질의]11-11. 5. 15. 6-4 핵연료 시험설비 냉각수 총량감소

LOCA 사고해석시 FTL의 유량이 첨두 피복재온도에 중요한 역할을 한다. 고온관 LOCA사고시 고온과 고압안전주입유량이 파단부위를 통해 배출되어 FTL을 Bypass하고 저온관 고압안전주입유량은 배기밸브를 통해 배출되어 FTL을 Bypass하여 FTL의 유량이 극히 적을 경우, 고온관에서의 LOCA결과가 상온관 LOCA보다 더욱 더 심각한 영향을 줄 수 있다. 이 관점에서 상온관 LOCA 해석결과와 고온관 LOCA 해석결과를 비교 평가하시오.

[답변]

FTL의 LOCA 사고는 제1기기실 및 수조내에서의 배관 파단을 고려하였습니다. 제1기기실의 배관 파단시에는 고온관과 상온관의 격리밸브의 폐쇄후 고압안전 주입유량이 이루어지므로 고압안전 주입유량이 파단 부위를 통하여 배출 될 수는 없습니다. 수조내의 배관 파단시에는 PCT 도달시간이 중수로 및 경수로 모드에 대하여 비상냉각수 펌프가 배열된 후에 이루어지며 PCT는 다음 표에서와 같이 상온관 파단시에 더 높아짐을 알수 있습니다.

파단위치 Mode PCT		상온관파단		고온관파단	
		PCT(℃)	Time(S)	PCT(℃)	Time(S)
CANDU	In-Pool, 1.0 DEGB, fast SCRAM, 65.5 KW/M	995	50.0	767	13.4
	In-Pool, 0.667 DEGB, fast SCRAM, 65.5KW/M	906	22.8	783	28.0
	In-Pool, 0.333 DEGB, fast SCRAM, 65.5KW/M	635	90.0	585	46.0
	In-Pool, 0.1 DEGB, fast SCRAM, 65.5KW/M	no fuel heat up	N/A	353	91.0
PWR	In-Pool, 1.0 DEGB, fast SCRAM, 45.9KW/M	912	18.4	729	25.4
	In-Pool, 0.667DEGB, fast SCRAM, 45.9 KW/M	791	20.6	598	20.4
	In-Pool, 0.333 DEGB, fast SCRAM, 45.9 KW/M	616	63.0	504	82.0
	In-Pool, 0.1 DEGB, fast SCRAM, 45.9 KW/M	377	63.0	no fuel heat up	N/A

[질의]11-11.5.15.6-5 핵연료 시험설비 냉각수 총량감소

LBLOCA분석 가정 중 11-549,550 페이지에 기술된 "또한 핵연료 및 피복재의 치수가 변화되지 않는 것으로 가정하여 계산을 수행하였다. 이 가정은 안전해석 관점에서 보수적인 아니지만 일반적으로 LOCA사고가 피복재 침투 온도에 관계되는 극한사고가 아니므로 합당한 가정이라고 할 수 있다"의 내용에서 본 가정이 사고해석 관점에서 보수적임을 구체적으로 설명하시오.

[답변]

안전성분석보고서 기술내용이 잘못되었습니다. "이 가정은 ----- 가정이라고 할 수 있다."부분을 삭제하겠습니다.

[질의]11-11.5.15.6-6 핵연료 시험설비 냉각수 총량감소

PWR핵연료 출력 820kW, 침투 선출력 45.9kW/m를 기초로 분석한 제1기기실 LBLOCA 해석결과, 허용기준을 초과하는 것으로 나타났다. 또한 출력 739 kW, 침투 선출력 35.38kW/m에서는 본 사고의 결과가 허용기준을 만족할 것으로 막연히 추측하고 있다. 739kW, 35.38kW/m에서 제1기기실은 LBLOCA사고 분석을 수행하여 허용기준을 만족하는지 평가하시오.

[답변]

가압중수로 핵연료 출력 820KW, 침두 선출력 45.9KW/m 를 기초로 분석한 제1기기실에서의 LBLOCA 해석결과 PCT허용 기준 1137℃를 초과하는 것으로 나타나므로 가압중수로핵연료 출력을 738KW, 침두 선출력을 35.26KW/m로 하향 조정하여 동사고해석을 재 수행한 결과 PCT가 사고개시후 7.6초에서 1008.6℃에 도달하여 PCT허용기준을 초과하지 않습니다.

[질의] 11-11. 5. 15. 6-7 핵연료 시험설비 냉각수 총량감소

그림 11.5.15.6-17,18은 3초 이후부터 FTL로 들어가는 고압안전주입유량은 거의 없는 반면 고압안전주입유량 중 많은 양이 FTL을 Bypass하여 배기밸브를 통해 하나로 수조로 배출됨을 보여주고 있다. 더욱이 사고해석시 한개의 배기밸브만 작동되는 것으로 분석하였다. 이것은 고압안전주입이 LOCA 사고후 노심 냉각 기능을 제대로 수행하지 못할 수도 있음을 의미한다. LOCA 사고시 배기밸브의 영향 평가결과를 제출하시오.

[답변]

그림 11.5.15.6-17과 18은 시험핵연료가 장전되어 있는 노내시험부의 통과유량이 아니라 비상냉각수 펌프, 고압주입, 안전밸브 및 배기관 통과유량을 나타낸 것입니다. 시험핵연료의 비상냉각은 노내시험부 통과유량이 결정하게 되며 이 유량은 그림 11.5.15.6-14 및 15에 나타나 있습니다.

사고 해석시 한 개의 배기밸브만 작동하는것으로 가정한 이유는 어떠한 사고이든간에 최말단에 병렬로 배치된 2개의 배기밸브가 모두 개방되면 고압안전 주입유량이 증가하고 결과적으로는 노내시험부를 통과하는 유량도 증가하게 되고, 따라서 시발사고에 배기밸브 한개가 작동 불능인 Single Failure Criteria를 적용하는것이 사고 해석상 보다 보수적이기 때문입니다.

[질의]11-11.5.15.6-8 핵연료 시험설비 냉각수 총량감소

제1기기실 LOCA 과도해석은 침투 피복재온도 관점에서 한개의 배기밸브 작동을 가정하여 분석하였으나, 두개의 배기밸브 작동을 가정하는 것이 방사능 영향 관점에서 더 심각한 결과를 줄 수 있다. 두개의 배기밸브 작동을 가정한 제1기기실 LOCA에 대한 방사능 영향 평가결과를 제시하시오.

[답변]

방사능영향 분석시에는 시험핵연료내의 방사능이 환경으로 방출되는 두 가지 경로에 따라 별도로 계산을 하였습니다. 배기밸브 쪽으로 방출되는 방사능은 원자로수조를 거쳐 원자로홀로 방출되고 원자로홀내의 공기중 50%와 혼합된 농도로 비상안전환기계통을 거쳐 굴뚝으로 방출되게 됩니다. 이 경로에서 보수적 계산을 위해 원자로홀까지의 방출시간을 0으로 가정하였기 때문에 배기밸브의 개방개수는 계산결과에 아무런 영향을 미치지 않는 것으로 사료됩니다.

[질의]11-11.5.15.6-9 핵연료 시험설비 냉각수 총량감소.

격리밸브 지연시간으로 최소값을 사용한 수조내 상온관 SBLOCA 사고해석 결과를 제출하시오.

[답변]

격리밸브 지연시간을 2초로 하였을때 수조내 상온관 SBLOCA사고해석 수행결과 PCT는 다음표와 같습니다.

Mode	Description	PCT(°C)	Time(S)
CANDU	Cold leg SBLOCA, in-pool, 2s isolation, 15% area, fast SCRAM,52.5KW/m	838	2.2
	16% area	998	2.2
	17% area	932	2.4
	18% area	917	2.4
	20% area	906	2.2
PWR	Cold leg SBLOCA in-pool, 2S isolation, 6% area, fast SCRAM,45.9 KW/m, 820 KW	1005	2.6
	7% area	1160	2.4
	10% area	787	2.6
	15% area	no fuel heat up	N/A
	20% area	767	1.8
	7% area, 35.26KW/m, 738KW power	1025	2.6

상기 표에서와 같이 증수로 모드의 PCT는 16% area일때 사고 개시후 2.2초에서 998℃에 도달하여 최대가 되며 허용 PCT를 초과하지 않게 됩니다. 경수로 모드의 PCT는 핵연료 출력 820KW, 침두 선출력 45.9 KW/m를 기초로 해석한 결과 7% area에서 최대가 되어 허용 PCT를 초과하게 됩니다. 경수로 모드의 핵연료 출력을 738KW, 침두 선출력을 35.26KW/m로 하향조정하여 사고해석을 재수행한 결과 PCT가 사고 개시후 2.6초에서 1025℃에 도달하며 PCT 허용기준을 초과하지 않게 됩니다.

[질의]11-11.5.15.8-1 교류전원 완전상실

15-640쪽에 "...이중 일부는 사고 허용기준 적용에 영향을 미치는 심각한 거동들이다." 라고 기술되어 있다. 사고 허용기준을 제시하시오.

[답변]

FTL의 교류전력완전상실은 R.G. 1.48의 Emergency Condition에 해당된다고 할 수 있습니다. 따라서 하나로 안전성분석보고서 표 16.1-3을 적용하면 사고허용기준은 소외선량 전신 0.5rem/event, 갑상선 6rem/event라 할 수 있을 것입니다. FTL의 경우 SBO라 하더라도 냉각수가 Pressure Relief Valve를 통해 WDT로 배출되며 외부환경으로는 방출되지 않으므로 소외선량기준은 당연히 만족합니다.

[질의]11-11.5.15.8-2 교류 전원 완전상실

SBO 사고후 30초 이후에는 비상디젤발전기의 가동으로 전력공급이 재개되는 것으로 언급되어 있으나, 11-379쪽에서는 "디젤발전기가 가동된 후 핵연료 시험설비 전동기 제어반에 전력을 공급할 때까지 걸리는 시간은 1분 이내이다" 라고 기술되어 있다. 이 차이점에 대한 타당성을 제시하시오.

[답변]

FTL은 SBO 사고가 발생하더라도 비상디젤발전기 정격전압이 유효해질 때까지 Class 1E급 UPS로부터 중단없이 전력을 공급받도록 되어 있습니다. 다만 SBO 사고해석에서는 보다 보수적인 해석을 하기 위해 지연시간 30초를 가정하였

을 뿐입니다. 11-379쪽의 내용은 디젤발전기의 정상가동에 소요되는 시간이 1분
임을 기술하고 있는 것으로서 그동안에도 UPS를 통해 전력공급은 계속되고 있습
니다.

[질의] 11-11. 5. 15. 8-3 교류전원 완전상실

15-641쪽에서 “비상냉각수펌프는 고온관측에서 흡입하여 상온관측으로 방출
한다” 라고 기술되어 있는데 그림 11.5.7.1-1에는 상온관 및 고온관 모두
비상냉각수가 방출될 수 있는 것으로 되어 있다. 고온관측 방출배관에 설
치된 밸브들의 사양 및 작동방법을 설명하십시오.

[답변]

비상냉각수의 공급은 상온관측이나 고온관측 어느 쪽에서 배관파단이 일어나더
라도 비상냉각수가 노내시험부를 통과할 수 있도록 계통을 설계하였습니다. 즉,
펌프토출부의 배관을 상온관 및 고온관 모두에 연결하여 각 라인에 On-off 밸브
를 설치, 유량공급을 조절토록 하였습니다. 그러나 정상운전중의 밸브배치는 상온
관측으로 냉각수가 공급되도록 배열되어 있으며, 교류전원 상실사고는 배관파단
사고가 아니므로 정상운전시의 유로를 그대로 유지하게 됩니다.

비상냉각수펌프 고온관측 방출밸브의 작동원리는 비상냉각수 펌프 흡입측 하
나로 수조로 배열신호 (ECW Suction Realignment Signal) 발생후 1800초후에
자동으로 열리게 되어 있으며, 밸브의 사양은 아래와 같습니다.

Valve No. : FL-220-J*SOV0027A and B
Service : ECW Pump Hot Leg Discharge Isolation
ASME Code/Class: III/ I
Design Pr./Temp. : 17.237 MPa/355℃
Size/Rating/Type : ¾"/3000#/Socketweld
Material : 316SS
QA Category/Seismic Category : I/ I

[질의]1-11.5.15.8-4 교류전원 완전상실

SBO은 소외전원과 비상디젤발전기의 기능상실이 동시에 발생하는 사고이다. 그러나 본 사고해석에서는 30초 후에 비상디젤발전기가 정상 가동되는 것으로 분석하였다. 어떤 근거에 의하여 SBO 사고해석시 비상디젤발전기의 작동을 가정하였는지 설명하고, 10CFR 50.63에 의거 SBO 기간과 coping analysis결과를 제시하시오.

[답변]

10CFR50.2의 SBO 정의에 따르면 SBO란 소외전원과 터빈트립 그리고 소내비상교류전원 모두가 상실되는 것을 뜻합니다. 그러나 인버터를 통해 직류전원에서 공급되는 비상전력의 상실이나 대체교류전원의 상실 그리고 동시단일고장이나 DBA와의 동시사고는 가정하지 않습니다.

그리고 단일호기의 발전소에는 비상교류전원에 대해 단일고장기준을 만족하는 최소한의 다중성을 초과하는 전원은 대체교류전원으로 인정하는 것으로 되어 있습니다.

현재 FTL은 정상운전중 하나로의 전력계통을 통해 전력을 공급받고 있으며 하나로에는 비안전등급의 비상디젤발전기가 설치되어 있습니다. 그리고 FTL에는 이에 추가하여 Class 1E급의 UPS와 비상디젤발전기 2대 및 비안전등급의 비상디젤발전기 1대가 추가로 설치됩니다.

그러므로 SBO가 DBA와 동시에 발생하지 않는다면 항상 4대의 비상디젤발전기가 확보되어 있는 셈이며 이는 10CFR50.63의 요건을 충족하는 것으로 판단됩니다.

[질의]1-11.5.15.A-1 붕괴열 계산

ORIGEN2 코드로서 붕괴열 계산시 고려된 주요 핵종의 불확실도를 제시하시오.

[답변]

ORIGEN2 붕괴열 계산시 고려된 주요 핵종의 불확실도는 코드 자체가 지닌 고유의 불확실도와 동일한 것으로 간주하면 됩니다. FTL에서는 붕괴열을 계산하기 위해 ORIGEN2 코드의 입력자료 작성과정에서 가장 보수적인 가정을 하였습니다. 그리고 그 결과치에 계산의 불확실성을 재감안하여 5%의 여유도를 주었습니다.

이들 계산의 세부내용은 첨부 23, FL-410-DC-B001, "ORIGEN2 Source Term Calculation."의 본문을 참조하시기 바랍니다.

11.5.16 기술지침서

[질의]1-11.5.16.3/4.2-1 계측설비

도면(그림 11.5.8.2-3)에는 IPS 고유량 및 고-고 압력에 의한 정지변수가 있으나, 기술지침서 표11.5.16.3-1/2/3/4 및 표 11.5.16.3-1/2/3에는 기술되지 않았으므로 그 이유를 설명할 것.

[답변]

핵연료시험설비에 고-고압력 설정치는 없으므로 안전성분석보고서의 그림 11.5.8.2-3을 고압력으로 수정하겠습니다(질의I-11.5.8.2.7에 대한 답변 참조).

[질의]1-11.5.16.3/4.5.4-1 FTL 환기계통

비상 환기계통이 모두 운전 불능인 경우에는 핵연료 시험설비를 즉시 정지시켜 주냉각관 파열 사고 등에 따른 방사성 물질의 누출 가능성을 배제할 수 있도록 하여야 될 것으로 판단되나 11.5.16.3/4.5.4에 본 계통의 운전불능후 72시간 이내에 핵연료시험설비를 정지시키도록 정한 근거를 제시하시오.

[답변]

여기서의 비상환기계통은 비상안전환기계통의 오기이며, 비상안전환기계통이 모두 운전불능일 경우에는 FTL 운전을 즉시 정지하는 것으로 기술지침서 내용을 수정하겠습니다.

[질의]1-11.5.16.3/4.5.4.-2 FTL 환기계통

보조계통의 기준이 제시된 본 항에서 제1기기실에서의 주냉각관 파단후 기기실 공기를 퍼지할 수 있도록 하는 안전성 관련 기능에 대한 기술이 없는 이유를 제시하시오.

[답변]

핵연료시험설비 제1기기실의 환기계통 퍼지기능은 정상운전중 제1기기실내 공기오염농도가 너무 높거나 보수를 위해 핵연료시험설비 정지후 작업자가 출입 할 필요가 있을 경우 필요한 것이고, 제1기기실 주냉각재상실사고 후 기기실 공기를 퍼지하는 안전기능은

없습니다. 다만, 사고후 모든 방사능 위해 요소가 제거 또는 감소된 후 파단부위의 보수를 위해 작업자가 출입할 필요가 있을 경우에 퍼지기능을 수행합니다.

[질의]1-11.5.16.3/4 운전제한조건/점검요구사항

점검주기와 관련하여 11.5.16.4.0.4에 기술되어 있는 11.5.16.1.19절의 점검주기의 정의에 따른다고 되어있다. 이는 SAR에 누락되어 있으므로 점검주기에 대해 설명하고 이를 SAR에 추가하십시오.

[답변]

현재 기기들이 제작중에 있거나 아직 발주되지 않은 상태이므로 이들 기기들이 제작완료되어 제작자로부터 설계자료가 입수되면 요구하는 자료를 안전성분석보고서에 추가 기술토록 하겠습니다.

[질의]1-11.5.16.3/4.6-1 전력계통

화재감지 및 경보계통 뿐만 아니라 비상조명계통, 비상통신계통들에 대한 설계내용이 안전성분석보고서에 기술되지 않아 그 설계내용을 파악할 수 없다. 이들에 대한 상세한 설계내용을 제시하십시오.

[답변]

전력계통의 전기실에 대한 화재감지, 경보계통, 비상조명계통 및 비상통신계통들에 대한 설계내용은 별첨 5와 같이 작성하여 기존 안전성분석보고서의 11.5.4.2항, 11.5.9.5.5항 및 11.5.8.3.1.12항에 추가하오니 참조하시기 바랍니다.

제 목	첨부 자료 목록	1/1
1	품질등급 설정 타당성 보고서 (FL-200-RT-N001)	
2	배관 계장도 (P&IDs) (FL-200-MC-S001 ~ S007)	
3	과압 보호 보고서 (FL-200-RT-S001)	
4	설계 기준서 (FL-070-DR-S001)	
5	핵연료 조사시험 설비 전기실건물 안전성분석보고서 (11.5.4.2 항, 11.5.9.5.5 항, 11.5.8.3.1.12 항)	
6	배관 응력 해석 보고서	
7	제1기기실 안전방벽 및 기기배치도 (FL-200-MG-S101/S102)	
8	안전방벽 건전성 평가 계산서 (FL-120-DC-S001)	
9	배관 구속기 계산서 (FL-210-PG-S002~FL-210-PG-S005)	
10	FTL Room#1 의 Structural Integrity Calculation (SC-001)	
11	FTL Room#1 의 벽체 관통 평가 보고서	
12	사고 유형별 비상냉각재 유로 Sketch	
13	제1기기실 대형냉각재상실사고시 차압천이 상태	
14	Calculation for Fuel Test Loop Room#1 Pressure Analysis following a High Energy Line Break (US(B)-005)	
15	Room#2 HELB Vent Plan & Elevation (FL-730-PB-S001)	
16	FTL Radiological Accident Analysis (UR-012)	
17	Logic Diagram (04662-LSK-0-1A ~ 7-2A)	
18	Panel Layout 도면 (추후 첨부)	
19	첨두피복재온도의 불확실도 근거자료	
20	Nodal Diagram for RELAP5 Analysis	
21	MCW Pump 회전자 고착사고시 사고전개표	
22	MCW Pump 회전자 고착사고시 해석결과	
23	ORIGEN2 Source Term Calculation	
24	시험설비 스위치 야드 설계도면	
25	연구소 변전소의 전력계통 도면	
26	In-pool Pipe의 Pipe whip 및 Jet Impingement Effect 해석결과 (FL-300-DC-B006)	
27	IPS Connection Pipe Design Calculation (FL-300-DC-B002)	
28	EVS, ACU Absorbent Lab. Test Procedure (KM-FL-TS-001)	
29	FTL Setpoint List	
“끝”		

여 백

하나로(HANARO)
핵연료 시험설비(Fuel Test Loop)
2차 질의에 대한 답변서

1997.11

한국원자력연구소

여 백

11.5.3 계통 및 기계설계

[질의]

2-11.5.3.4-1 정의

표 11.5.3.4-1에서 “항목 3.자재”의 ASME Code 요건 및 FTL 적용방안에 ASME Sec.II Part D, Subpart 1, 1B를 기술하였으나 Part D는 물성에 관한 기술사항으로 자재의 상세규격을 기술한 기준이 아닌 바, Code 요건 및 적용방안에는 ASME Sec.II Part A, B 또는 C를 기술하여야 하는 것이 타당한 것으로 생각되는데 Part D, Subpart 1, 1B를 기술한 이유를 설명하십시오.

[답변]

ASME Sec.III의 Part D, Subpart 1, 1B는 ASME Sec.II의 Part A, B 또는 C의 자재 규격 외에 물성에 관한 추가 기술사항으로서 노내시험부 재료인 Zr-2.5% Nb 재료가 ASME Sec.III 자재에는 포함되어 있지 않으므로 ASME Sec.VIII 자재를 ASME Sec.III에 적용하기 위하여 이를 추가로 기술한 것입니다. 그러나 자재의 기술규격 기준은 ASME Sec.II의 Part A, B 및 C에 기술되어 있으므로 코드요건에는 ASME Sec.II의 Part A, B, C 및 Part D(Subpart 1, 2A, 2B)를, 적용방안에는 ASME Sec.II의 Part A, B, C 및 Part D(Subpart 1, 1A, 1B)를 기술함으로써 안전성분석보고서 표 11.5.3.4-1의 “항목 3. 자재”의 내용을 수정하겠습니다.

[질의]

2-11.5.3.4-2 정의

표 11.5.3.4-2에서 제작단계 및 설치단계의 적용방안이 표에 기술된 것과 달리 적용하도록 추진 중(예, 적용코드는 ASME Sec.III 이나 제작업체가 ASME N-Certificate Holder가 아닌 경우의 현재 추진중인 방안 등)이므로 이에 대한 수정방안을 상세히 제시하십시오.

[답변]

하나로 핵연료 조사시험 설비 안전성 분석보고서의 표 11.5.3.4-2에 기재된 안전등급 2, 3 기기 및 지지물의 ASME 코드 대체 적용방안 중 설치단계에서의 적용방안은 변동사항이 없으며 기기 제작단계에서 코드적용상 문제가 발생하는 일부 품목에 대해서만 변경 추진할 예정입니다.

현재 변경 추진중인 기기인 비상냉각수 냉각기(ECW Cooler)는 지정된 안전등급이 요구하는 코드요건에 따라 설계하였고 제작 또한 해당 코드를 적용코자 하였으나 미국의 제작자가 미국내 원자력산업시장의 침체 때문에 ASME SEC.III Certificate를 반납하여 설계사양대로 공급 받을 수 없는 실정에 있습니다.

본 ECW Cooler (Emergency Cooling Water Cooler)는 계통유체의 압력 및 온도조건을 만족시키면서 동시에 기존의 좁은 공간에 설치 가능해야 한다는 설계조건 때문에 특수한 형태인 Heliflow Type의 열교환기로 설계하였습니다. 따라서 이러한 특수사양을 만족시킬 수 있는 유일한 제작자인 미국의 Graham사에 이 기기를 제작 발주코자 하였으나 이 업체는 기술적 사유 때문이 아니라 영업상의 비용문제 때문에 '96. 4. 23 일자로 "N" Certificate Holder 자격을 연장하지 않고 종료시킨 것으로 파악되었습니다.

그러므로 현재 설계사양이 특수하여 제작자가 극히 한정되어 있는 품목에 대해서는 제작업체가 기술적 능력은 충분하나 ASME Sec.III Certificate를 보유하고 있지 않는 경우, 적용규격이 ASME Sec.III라 하더라도 연구소(혹은 KINS 관련 부서와 함께)의 기술 및 품질 실사평가를 수행하여 평가결과가 만족스러우면 제작발주를 추진할 계획입니다. 안전성분석보고서의 관련 내용은 수정토록 하겠습니다.

[질의]

2-11.5.3.8-1 기계 및 전기 기기의 검증

11.5.3.8절에서 “검정”을 “검증”으로 용어를 수정할 것.

[답변]

“검정”을 “검증”으로 수정하겠습니다.

[질의]

2-11.5.3.8-2 기계 및 전기 기기의 검증

11.5.3.8.1절에서 내진검증방법중 경험자료 이용방법에 관한 기술이 전혀 없으므로 관련 내용을 제시할 것.

[답변]

안전성분석보고서 11.5.3.8.1절, “내진검증 기준”에서의 경험자료 이용방법에 관해서는 SRP 3.10.II.1.a(1)을 적용하여 다음과 같이 해당내용을 수정, 추가하겠습니다.

“……… 내진검증 및 동적검증은 시험, 해석, 시험과 해석의 조합을 통해 수행한다. 규정된 절차에 따른 시험 및 해석에 의해 이미 검증을 받은바 있는 기기에 대해서는 이의 경험자료와 함께 이를 입증할 수 있는 자료를 제출함으로써 시험이나 해석을 대신할 수도 있다.”

[질의]

2-11.5.3.8-3 기계 및 전기 기기의 검증

11.5.3.8.1.1절에서 언급된 정적해석 방법이 일반적으로 사용하고 있는 방법과 그 내용이 상이하므로 기술된 정적해석 방법의 기술적 근거를 보일 것. 또한 1/2 SSE와 SSE 두 조건에 대해 기술된 지진가속도값의 계산근거를 제시할 것.

[답변]

안전성분석보고서 11.5.3.8.1.1절에 기술하고 있는 정적해석방법의 근거는 SRP 3.9.2.II.2.a.(2)항의 규정입니다. 즉, 등가하중을 계산할 때 최대지진가속도에 1.5배를 곱하여 계산하도록 한 규정을 적용하였습니다.

FTL은 기존 하나로시설에 설치되는 부속설비로서 설치 표고에 상응하는 하나로 수평 및 수직 응답곡선을 그대로 사용하였습니다. 따라서 그 계산내용은 하나로 안전성분석보고서의 그림 4.1-30을 참조하시기 바랍니다.

[질의]

2-11.5.3.8-4 기계 및 전기 기기의 검증

11.5.3.8.1.1절에서 모드별 응답조합시 SRSS 방법을 사용한다고 기술되어 있는데 밀집모드가 있는 경우와 고진동수 모드를 고려해야 하는 경우의 모드조합방법을 설명할 것.

[답변]

각 모드의 응답은 SRSS 방법에 의해 합성할 수 있습니다. 각 모드의 진동수가 10% 내에 있는 밀집모드의 합성에서는 밀집모드의 상관관계를 고려해야 하는데 US NRC R.G. 1.92에서 제시하고 있는 그룹법, 10%법 또는 이중합산법 중에서 한가지를 택하여 각 모드의 응답을 합성할 수 있습니다. 위의 3가지 방법 이외에 배관 및 부품의 내진해석시 고진동수 모드 응답의 합성에서는 다음과 같은 방법을 사용합니다. 모드 진동수가, 응답스펙트럼의 가속도가 근사적으로 영주기 가속도(ZPA)가 되는, 최소 진동수(33Hz) 이상인 모든 응답 즉, 잔류강체모드응답을 동일 위상응답으로 간주하고 대수적으로 합하여 잔류강체응답을 계산합니다. 모드진동수가 영주기 가속도 진동수 이하인 모든 응답은 감쇠주기 응답으로 간주하여 US NRC R.G. 1.92에 제시된 방법에 따라 합성합니다. 최종적으로 잔류 강체응답과 감쇠주기 응답은 SRSS법에 따라 합성합니다.

11.5.4 건물 및 구조

[질의]

2-11.5.4.1-1 원자로 건물

원자로 건물내 FTL Room 1 평가에 고려된 하중조합 사고온도하중이 고려되지 않았음. 그 타당성을 설명하거나 이를 고려하여 재평가할 것.

[답변]

원자로 건물 내에 위치한 FTL Room 1의 콘크리트 건전성을 평가하기 위해 사용된 하중조합은 ACI 349에 따라 결정한 것입니다.

HELB(High Energy Line Break) 사고가 발생하면 배관파단시의 작용합력에 의한 하중과 더불어 사고온도하중도 순간적으로 발생하게 됩니다. 그러나 배관파단시 고에너지 배관의 물이 증기로 변하면서 Room 1로 분출될 때 이로 인해 Room 1 내의 순간적인 최대온도는 약 100℃ 정도에 도달하게 됩니다. 이러한 증기는 Room 1의 바닥에 설치된 Vent Pipe를 통해 대기로 방출되며 이에 따라 방안의 온도도 급격히 떨어지게 되며 따라서 HELB의 사고온도 하중은 무시해도 될 것으로 판단됩니다.

[질의]

2-11.5.4.1-2 원자로 건물

벽체에 대한 단면검토시 In-plane shear load와 In-plane flexure load가 조합된 경우에 사고압력에 의한 인장력 발생 효과가 고려되지 않았으므로 이를 고려하여 철근량의 타당성을 평가할 것.(Calculation sheet 04662, RCI Room 1 Evaluation for FTL HELB Loads, Stone and Webster Engineering corp., East Wall(panel K), page 35-36 참조)

[답변]

Room 1의 east wall 콘크리트 건전성 평가시 콘크리트 벽체의 철근분포를 고려하여 flexure에 의한 Moment Capacity 및 Shear Capacity를 결정하였습니다. 그리고 ACI 349에서 정의한 바와 같이 아래의 하중조합에 대한 최대값을 결정하여 콘크리트 벽면에 걸리는 최대 굽힘모멘트와 최대 전단력을 계산하여 벽체의 건전성을 평가하였

습니다.

$$\begin{aligned} \text{하중조합 : } U_1 &= D+L+R_a+1.25P_a \\ U_2 &= D+L+R_a+1.15P_a+1.25OBE \\ U_3 &= D+L+R_a+P_a+SSE \end{aligned}$$

[질의]

2-11.5.4.1-3 원자로 건물

Out of plane load에 대한 East Wall(panel K) 벽체에 대한 단면검토결과 단면의 저항모멘트가 부족한 것으로 기술되어 있다. 그 타당성을 구체적으로 제시할 것.(Calculation sheet 04662, RCI Room 1 Evaluation for FTL HELB Loads, Stone and Webster Engineering corp., East Wall(panel K), page 37 참조)

[답변]

Room 1의 East Wall 건전성 평가시 벽체가 견딜 수 있는 Moment Capacity M_u 값은 Panel K에 걸리는 최대 모멘트 M_{max} 보다 약간 작습니다. 그러나 P.28의 그림을 보면 최대 모멘트는 Panel K의 상부 고정단의 중심부에 국한되는 값으로서 이 값은 고정단의 경계면을 따라 감소하게 됩니다. 따라서 고정단을 따라 발생하는 최대 모멘트 값 M_{max} 는 moment Capacity M_u 값보다 훨씬 작을 것으로 예상됩니다. 또한 하중 조합시 HELB 사고에 대한 압력하중 P_a 값은 실제 계산된 값이 11.6psi이나 설계여유치를 감안하여 17psi로 계산하였기 때문에 이러한 margin에 의한 영향이 또한 위의 계산에 대한 건전성을 보완해 줄 것으로 판단됩니다.

[질의]

2-11.5.4.1-4 원자로 건물

배관파단하중을 고려한 removable concrete slab (FTL Room 1) 부재의 안전성 평가내용 및 정착부위 설계내용을 제시할 것.

[답변]

제1기기실 배관파단 사고 때 발생하는 순간압에 대해 Removable Concrete Slab가 건전성을 유지할 수 있도록 기존 Slab를 RCI에 anchoring 시켰습니다. 또한 사고 발생 때의 압력이 Reactor Hall로 직접 방출되는 것을 방지하기 위해 Slab와 제1기기실 벽

체 사이를 기밀(leak-tight) 설계로 하였습니다.

배관파단하중을 고려한 Removable Concrete Slab 부재의 안전성 평가내용은 첨부 1을, 정착부위의 설계내용은 첨부 2를 참조하시기 바랍니다.

[질의]

2-11.5.4.1-5 원자로 건물

pipe whip impact load의 overall behavior check에 사용된 컴퓨터 코드 매뉴얼 (이론 포함)을 제출하고, ductility ratio 평가결과(허용값, 계산값)를 제시할 것. (Calculation sheet 04662, RCI Room 1 Evaluation for FTL HELB Loads, Stone and Webster Engineering corp., page 101 참조)

[답변]

pipe whip impact load의 overall behavior check에 사용된 컴퓨터 코드 매뉴얼은 첨부 3의 ST-331U의 User's Manual을, ductility ratio 평가자료는 ST-331Q의 Qualification Document를 참고하시기 바랍니다.

[질의]

2-11.5.4.1-6 원자로 건물

pipe impact load local check에 사용된 Ref. 6, Appendix B를 제출할 것. (Calculation sheet 04662, RCI Room 1 Evaluation for FTL HELB Loads, Stone and Webster Engineering corp., page 105 참조)
(Ref. 6 : "Missile Barrier Interaction", SWECO 7703, SWEC Topical Report, 1977)

[답변]

pipe whip load local check에 사용된 Ref.6의 Appendix B는 첨부 4를 참조하시기 바랍니다.

[질의]

2-11.5.4.1-7 원자로 건물

FTL Room 1의 벽체관통 평가내용에 대한 설명자료를 제출할 것.

[답변]

핵연료시험설비 제1기기실에는 이미 하나로 건설시 시험설비의 추후 설치를 대비하기 위해 마련해 둔 관통부들이 있으며, 이들은 구조물 설계에서 기평가된 바 있습니다. 이에 추가하여 제1기기실과 천송기실 사이의 벽체에 전기 및 계측라인을 위한 3개소의 관통부를 추가로 뚫어야 하는바 이에 관한 평가보고서는 첨부 5와 같습니다.

[질의]

2-11.5.4.2-1 핵연료 조사시험 전기실 건물

핵연료 조사시험 전기건물의 지진입력이 원자로건물에 사용되어 기 인가된 부지 설계 응답스펙트럼과 인공지진 시간이력을 사용하지 않고, 영광 원전 5,6호기의 것을 사용하였는데, 이에 대한 이유를 설명하고 파생되는 문제점을 파악 제시할 것.

[답변]

다목적연구로 설계는 미국 NRC R.G. 1.60의 지반응답스펙트럼과 캐나다 기준 CSA N289.2-M81의 스펙트럼을 포괄하는 응답스펙트럼을 갖는 인공지진 시간이력을 사용하였으며 그 이유는 원자로를 비롯한 중요 기기(NSSS 관련 기기)는 캐나다에서 설계, 제작하여 공급되었고 건물 및 대부분의 보조기기(BOP)는 미국기준을 적용하여 설계되었기 때문입니다.

핵연료 조사시험 전기건물에 대한 내진해석에서 영광 5,6호기의 인공지진 시간이력을 사용한 이유는 다음과 같습니다.

- 1) 영광 5,6호기에 적용된 인공지진 시간이력은 개정된 SRP 3.7.1 Rev. 2의 요건에 따라 Power Spectral Density 요건을 만족하도록 작성되었으나 하나로에 적용된 인공지진 시간이력은 이 요건을 만족하지 못하므로 사용할 수 없다.
- 2) 핵연료 조사시험 전기건물은 기존 다목적연구로 건물과는 구조적으로 완전히 분리되어 있고 두 건물을 연결하는 전기 Duct Bank 또한 분리되어 있어서 어

면 기기/계통도 캐나다 요건이 적용된 기기와의 상호작용이 없다.

- 3) 다목적연구로의 설계에 적용된 최대 지반가속도 값은 영광 5,6호기와 동일하며 다목적연구로와 영광 5,6호기의 인공지진 시간이력이 부지 종속적인 것이 아니므로 부지위치는 다르나 영광 5,6호기의 인공지진 시간이력을 적용에 따르는 기술적인 문제점은 없다.
- 4) 건물 내에 설치될 기기 및 계통은 건물의 내진해석결과 얻어진 지진응답을 입력으로 사용하여 설계되어야 하므로 건물부지의 최대지반가속도와 규제기관의 심사기준인 R.G. 1.60과 SRP 3.7.1을 만족하는 인공지진 시간이력을 사용하는 것이 타당하다. (기기를 설계, 제작하는 국가의 규제기준을 적용하는 것이 아님)

이러한 사항들을 고려할 때 구조적으로 완전히 분리된 별도 건물의 설계는 건물이 동일부지 내에 있다하더라도 현재의 규제요건에 따라 수행되어야 하며 다목적연구로의 인공지진 시간이력에 부지특성이 고려되어 있지 않으므로 동일한 최대지반 가속도 값이 적용되고 역시 인가된 영광 5,6호기의 인공지진 시간이력의 사용에 따른 문제점은 없는 것으로 판단됩니다.

[질의]

2-11.5.4.2-2 핵연료 조사시험 전기실

전기실 건물의 부지 특성을 상세히 밝히고, 지반침하나 부등침하에 대한 평가결과물을 제시할 것.

[답변]

전기실 건물의 부지특성은 첨부 6의 지질조사보고서를 참조하시기 바랍니다.

건물지반은 Moderately Weathered Rock으로 구성되어 있으며 지반침하 및 부등침하 평가결과는 다음과 같습니다.

- 예상 최대침하량 : 0.269 인치(지반이 암반이므로 압밀침하는 없음)
- 예상최대부등침하량 : 건물의 저면적이 매우 작고 암반 지지되며 내력벽이 조밀하게 설치되어 4'-0" 두께의 기초슬라브가 상부구조물과 일체로 강체거동을 하므로

부등침하는 예측되지 않아 Tilting을 평가하였으며 평가결과는 다음과 같습니다.

최대 Tilting = 0.0000275 rad.

허용 Tilting = 0.0002 rad.

(ASCE에서 제시한 격납건물의 허용치 준용)

[질의]

2-11.5.4.2-3 핵연료 조사시험 전기실건물

전기실 건물의 구조설계에 적용된 동적대표 값(압축파 속도, 전단파 속도, 푸아송 비, 전단계수, 탄성계수)을 제시할 것.

[답변]

부지의 동적대표값은 건물부지에 대한 지질조사 보고서를 기준하여 적용하였으며 값의 크기는 다음과 같습니다.

- 압축파 속도 = 4,585 m/sec - 압축파 속도는 구조설계에 적용되지 않음.
- 전단파 속도 = 1,543 m/sec
- 푸아송 비 = 0.3
- 전단계수 = 65,260 Kg/cm²
- 탄성계수 = 169,660 Kg/cm²

[질의]

2-11.5.4.2-4 핵연료 조사시험 전기실건물

전기실 건물의 동적해석 모델의 특성치를 제시할 것.

[답변]

건물의 내진해석은 전산프로그램 DYNAS를 이용하여 수행되었으며 기초지반은 고정지반으로 가정하였고 모델링은 집중질량법을 사용하였습니다. 수평방향 해석모델과 수직방향 해석모델의 특성치는 다음과 같습니다.

1. 수평방향 해석모델

- 질량모델

절점번호	Floor El.	Coordinates (ft)		Weight Properties	
		X	Y	Weight (Kips)	Polar Weight Moment of Inertia
1	100'-0"	16.29	46.71	4030.82	4791261
2	120'-0"	16.0	44.86	3503.98	4154247
3	137'-0"	17.02	49.43	2580.26	2756537

- 강성모델 (전단벽의 강성) : 각 층별 전단벽 강성의 합

기초슬라브 - 절점번호 1 : $K_x = 1,878,843.25$ kips/ft

$K_y = 5,164,593.25$ kips/ft

절점번호 1 - 절점번호 2 : $K_x = 2,013,082.63$ kips/ft

$K_y = 4,300,927.$ kips/ft

절점번호 2 - 절점번호 3 : $K_x = 1,435,844.$ kips/ft

$K_y = 4,741,496.38$ kips/ft

2. 수직방향 해석모델

- 질량모델

절점번호 1 (El. 100'-0") = 4015.48 kips

절점번호 2 (El. 120'-0") = 3503.98 kips

절점번호 3 (El. 137'-0") = 2580.26 kips

- 강성모델 (보 요소의 단면적) : 탄성계수 = 552100 ksf

기초슬라브 - 절점번호 1 = 696.63 ft²

절점번호 1 - 절점번호 2 = 611.85 ft²

절점번호 2 - 절점번호 3 = 431.40 ft²

[질의]

2-11.5.4.2-5 핵연료 조사시험 전기실건물

전기실 건물에 적용된 설계하중의 크기를 정량적으로 기술할 것.

[답변]

구조물 설계에 적용된 하중의 최소크기는 울진 3,4호기 및 영광 5,6호기 보조건물 설계에 적용된 값과 같으며 요약하면 다음과 같습니다.

- 구조물 사하중 : 단위중량 0.15 kcf 적용
- 각종 계통 및 기기 하중(사하중) ;
 - 지붕 및 El. 120'-0" = 100 psf (전선로, 덕트 및 전기기기)
 - El. 100'-0" 및 기초슬라브 = 200 psf (전선로, 덕트 및 기계기기)
- 정상 활하중 ; ASCE 7 (ANSI A 58.1)에 따른 감소계수는 적용하지 않음.
 - 지붕 = 100 psf
 - El. 120'-0", 100'-0" 및 기초슬라브 = 200 psf
- 지진 활하중 ;
 - 지붕 = 30 psf
 - El. 120'-0", 100'-0" 및 기초슬라브 = 50 psf
- 풍하중 : 부지의 100년 빈도 최대풍속은 다목적연구로 FSAR에 기술된 37.8 m/sec (85 mile/h)
- 지진하중 : SSE = 0.2 g (최대지반가속도)
 - OBE = 0.1 g (SSE의 1/2)

[질의]

2-11.5.4.2-6 핵연료 조사시험 전기실건물

전기실 건물 안정성과 관련하여 계산된 전도, 활동, 부양 및 지지력의 안전율과 관련 계산서를 제시할 것.

[답변]

각 안정성에 대한 안전율은 다음과 같으며 관련계산서는 첨부 7과 같습니다.

1) 전도

- 정상하중 조건 : 정상하중 상태에서의 요구 안전율은 심한 환경조건(OBE 포함) 과 같고 전도모멘트의 크기는 작으므로 별도의 해석 수행하지 않음.
- 심한 환경조건 (사하중, 정적 및 동적 토압, 지하수압, OBE 포함) ;
부지의 N-S 축 = 2.27 >> 요구안전율 1.5
부지의 E-W 축 = 9.36 >> 요구안전율 1.5
- 극심한 환경조건 (사하중, 정적 및 동적 토압, 지하수압, SSE 포함) ;
부지의 N-S 축 = 1.45 >> 요구안전율 1.1
부지의 E-W 축 = 5.4 >> 요구안전율 1.1

2) 활동

- 정상하중 조건 : 정상하중 상태에서의 요구 안전율은 심한 환경조건(OBE 포함) 과 같고 활동하중 크기는 작으므로 별도의 해석 수행하지 않음.
- 심한 환경조건 (사하중, 정적 및 동적 토압, 지하수압, OBE 포함) ;
부지의 N-S 방향 = 2.55 >> 요구안전율 1.5
부지의 E-W 방향 = 2.72 >> 요구안전율 1.5
- 극심한 환경조건 (사하중, 정적 및 동적 토압, 지하수압, SSE 포함) ;
부지의 N-S 방향 = 1.67 >> 요구안전율 1.1
부지의 E-W 방향 = 1.59 >> 요구안전율 1.1

3) 지지력

재하조건별 허용지지력은 전기실 건물부지에 대한 지질조사보고서와 하나로에 대한 최종안전성분석 보고서를 참조하여 결정하였습니다.

- 정상하중 조건 : 4.46 ksf <<< 허용지지력 143 ksf (= 70 kg/cm²)
- 심한 환경조건 : 8.82 ksf <<< 허용지지력 214 ksf (= 105 kg/cm²)

- 극심한 환경조건 : 11.8 ksf <<< 허용지지력 214 ksf (= 105 kg/cm²)

- 국부지역의 최대 요구지지력 : 12.1 ksf <<< 358 ksf (= 175 kg/cm²)

4) 부양

- 지하수위가 지표면에 있는 조건 : 2.69 >> 요구 안전율 1.1

[질의]

2-11.5.4.2-7 핵연료 조사시험 전기실건물

전기실 건물의 전단벽 및 비전단벽의 철근배근도를 제시하고 이를 SAR에 보완할 것.

[답변]

전기실 건물 벽체의 철근배근도는 첨부 8과 같으며 이를 SAR에 추가토록 하겠습니다.

[질의]

2-11.5.4.2-8 핵연료 조사시험 전기실건물

11.5.4.2.4.3절에서 고정기초해석을 수행하였다고 기술되었는데 구조물의 강성이 커서 지반-구조물 상호작용을 고려할 필요성이 있을 수 있으므로 지반-구조물 상호작용을 고려한 경우와 고려하지 않은 경우의 구조물 고유진동수를 비교하여 고정기초의 가정을 확인할 것.

[답변]

고유진동수의 비교는 ASCE Standard 4-86의 Revision Draft (1993) Section 3, Subsection 3.3.1.1에 제시된 방법을 사용하여 수행하였으며 ASCE Subsection 3.3.1.1 내용은 다음과 같습니다.

“A fixed-base support may be assumed in modeling structures for seismic response analysis when frequency obtained assuming a rigid structure supported on soil springs representing the soil support medium, established based on Table 3300-1, is more than twice the frequency obtained from a fixed base analysis of

the flexible structure representation.”

지반 모델링은 전기실 건물 부지에 대하여 실시된 지질조사로부터 얻어진 특성치를 이용하여 수행되었으며 특성치는 다음과 같습니다.

- 전단탄성계수 : 133,658 ksf
- 푸아송 비 : 0.3
- 탄성계수 : 347,511 ksf

건물은 장방형이며 지반강성을 나타내는 스프링 상수 계산에 적용된 저면의 크기는 101.5' * 34.83'로서 $L/B = 101.5/34.83 = 2.91$ 입니다.

스프링 상수는 ASCE Standard, Table 3300-2에 근거하여 결정되었고 그 크기는 다음과 같습니다.

- Horizontal = 2.0250E+07 k/ft, 2.1696E+07 k/ft
- Vertical = 2.6681E+07 k/ft
- Rocking = 4.6594E+10 k-ft/rad., 9.8765E+07 k/ft
- Torsion = 4.0163E+10 k-ft/rad.

건물의 질량 특성은 다음과 같습니다.

- Translational Mass = 431.62 kip-sec²/ft
- Rocking Mass = 429856.45 kip-sec²-ft, 60996 kip-sec²-ft
- Torsional Mass = 48796 kip-sec²-ft

강체구조물-유연지반 해석결과 얻어진 Fundamental Frequency는 34.47 Hz로써 유연 구조-고정지반 해석결과 얻어진 구조물 Fundamental Frequency 9.90 Hz의 3.48배입니다.

따라서, 고정지반을 가정하여 수행한 내진해석은 타당한 것으로 판단됩니다.

[질의]

2-11.5.4.2-9 핵연료 조사시험 전기실건물

핵연료 시험시설과 관련하여 원자로건물 및 전기실건물에 새로 설치되는 모든 내진검증대상 기계 및 전기기기에 대한 내진검증방법(시험 또는 해석), 제작자, 내진검증자 목록을 제시할 것.

[답변]

현재 원자로 건물 및 전기실 건물에 새로 설치되는 내진 검증대상 기계 및 전기기기 중 기계품목의 일부는 제작완료 하였으나 대부분의 품목이 제작중 또는 아직 발주되지 않은 상태이고, 특히 전기 기기는 모두 발주되지 않은 상태에 있습니다.

현재까지 제작 완료된 품목에 대한 내진검증대상 기계의 내용은 아래와 같으며, 질의 내용에 대한 세부답변은 첨부 9를 참조하시기 바랍니다. 또한 제작중이거나 미발주된 품목에 대해서는 제작자로부터 내진검증 보고서를 접수하여 제출토록 하겠습니다.

기기 번호/기기명	제작자	Safety Class/Code	내진검증방법	내진검증자 목록/관련문서
FL-220-M-T004 A/B (Safety Injection Accumulators A/B)	Joseph Oat Corp.(미국)	SC-2/ASME SEC.III NC	해석	TM-1667/ Seismic Qualification of Safety Injection Accumulators A/B
FL-250-M-T001 (Waste Disposal Tank)	Joseph Oat Corp.(미국)	SC-3/ASME SEC.III ND	해석	TM-1668/ Seismic Qualification of Waste Disposal Tank
FL-250-M-T004 (Pressurizer)	Joseph Oat Corp.(미국)	SC-4/ASME SEC.VIII	해석	TM-1669/ Seismic Qualification of Pressurizer

11.5.5 노내시험부

[질의]

2-11.5.5-1 노내시험부

하나로 핵연료시험설비와 유사한 시험설비에 대하여 수행한 안전성분석의 국외 사례를 제출하십시오.

[답변]

하나로 핵연료시험설비와 유사한 설비인 벨기에의 BR2 연구로의 Callisto Loop는 경수로 운전조건(157bar, 300°C)으로 운전하고 있습니다. Callisto Loop에 대한 안전성분석보고서의 목차는 첨부 10과 같습니다.(안전성분석보고서의 본문은 SCK·CEN의 내부문서로서 입수가 불가능합니다.)

[질의]

2-11.5.5.1-1 노내시험부 설비개요

그림 11.5.5.1-4는 식별이 불가능하므로 이의 명확한 그림을 제시하십시오.

[답변]

안전성분석보고서의 그림 11.5.5.1-4는 첨부 11과 같으며 추후 안전성분석보고서의 해당 그림을 교체토록 하겠습니다.

[질의]

2-11.5.5-2 노내시험부

1 차 답변으로 제시한 안전원칙 1은 심층방어 개념이 하나로 핵연료시험설비 설계에 적용되었다는 것을 말하고 있으나 안전성분석보고서에서는 사고 방지, 완화 및 결과 최소화의 원칙이 어떠한 운전 및 사고 조건에서, 어떠한 설계기준에 근거하여 준수되고 있는 지 파악할 수가 없다.

운전 및 사고 조건의 분류가 불명확한 경우를 예를 들면 다음과 같다:

- 11.5.5.2.1에서 운전 및 사고 조건의 분류가 정지 및 정상운전, 이상조건, 사고 조건으로 분류되어 있으나 이는 하나로 안전성 분석에 적용한 4 개의 운전 및 사고 조건과 다르다.
- 11.5.5.4에서는 정상운전 및 예상운전사건이란 표현이 제시되어 있는데 이것이 하나로 운전 및 사고조건 2에 속하는 것인지 명확치 않다.
- 11.5.3.7.에서 언급한 4 개의 ASME 운전등급과 설비의 안전성 분석을 위한 운전조건과의 관계가 명확치 않다(일반적으로, 기기 및 배관에 적용되는 운전조건과 설비의 안전성 분석을 위한 운전조건이 동일하여야 할 것임).
- 11.5.15에서는 사고를 가상과도상태 및 사고상황으로 애매하게 분류하고 있다.
- 11.5.16.2.1에서는 정상운전기간 또는 예상과도상태에서 안전한계치가 초과되지 않도록 기술하고 있는 데 이것이 하나로 운전 및 사고조건 2에 속하는 것인지 명확치 않다.

또한, 이러한 안전원칙이 각 분야의 설계 기준 설정시에는 모순되게 설정되고 있다:

- 11.5.1.2 핵연료시험사업 개요에 기술된 핵연료 시험의 범위에 핵연료파손시험이 포함되어 있는 반면 11.5.5.2.1에서는 정지 또는 정상운전중 핵연료가 파손되지 않도록 설계요건을 설정해 두고 있다.
- 11.5.5.4에서 정상운전 및 예상운전사건동안 열수력적으로 유발되는 핵연료 손상 방지라는 설계요건은 11.5.15.0.4에서 시험핵연료가 임계열속을 초과할 수 있다는 기술과 모순된다.

안전원칙 1이 하나로실험설비 안전성분석시 정당하게 고려되고 있음을 보이기 위하여는 상기 사항들을 명확하고 일관성 있게 기술하여야 한다. 이러한 사항은 개별 시험핵연료 실험과는 별개로 현단계에서 적용되어야 한다. 따라서 현재 제출된 설계기준 및 안전성 분석 내용들이 안전원칙 1에 합당함을 “운전 및 사고 조건의 분류와 각 조건시 적용되어야 할 기준을 일관성있게 제시”함으로써 보이시오.

[답변]

1차 답변서에 제시한 5가지 안전원칙을 FTL 설계에 구체적으로 구현하기 위하여 채택한 방안을 요약하면 다음 표와 같습니다.

안전 원칙	내용	설계구현방법
1	<p>사고발생가능성을 최소화하기 위한 심층방어 개념을 구현하기 위해 R.G.1.26 및 ANSI/ANS 51.1을 적용하여 다음의 핵안전기능을 수행하는 안전설비를 확보한다. 이들 설비는 안전계통으로 분류하고 단일고장기준을 적용하여 다중성 및 다양성을 확보토록 한다.</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 이상상태 발생시 시험설비를 안전하게 정지시키고 핵연료의 붕괴열을 지속적으로 제거함으로써 사고를 사전에 방지할 수 있는 기능 ■ 사고가 발생하였을 경우 이를 조기에 진압하고 사고의 확대를 방지할 수 있는 기능 ■ 발생가능성이 극히 낮은 사고에 대해서도 그 결과를 최소화할 수 있는 기능 	<ol style="list-style-type: none"> 1) 계통변수 감시설비를 2중 또는 3중으로 설치하여 이상상태를 조기에 감지하고 자동 및 수동으로 계통을 정지시킬 수 있도록 계측제어설비를 한다. 2) 이상상태 발생시 중성자공급원인 하나로를 즉각 정지시킬 수 있도록 다양성 및 다중성이 확보된 하나로 비상정지 신호발생 설비를 둔다. 3) 시험핵연료 피복재의 건전성이 유지될 수 있도록 다양한 냉각기능을 확보한다. 4) 주냉각계통의 기능상실시 즉각 핵연료를 냉각시킬 수 있도록 비상냉각수계통을 두며, 계통의 운전전환으로 인한 냉각지연이 없도록 비상냉각수펌프는 상시 운전토록 한다. 5) 냉각기능상실사고에 대비하여 피동운전되는 축압기를 다중으로 설치한다. 6) 핵연료시험설비보호계통을 다중으로 설치한다. 7) 최대가상사고에 대비하여 안전등급의 비상안전환기계통을 둔다. 8) 이상의 계통은 모두 안전계통(Quality Group A, B, 또는 C)으로 분류하고 ASME B&PV Section NB, NC 또는 ND를 적용하며, Seismic Category I 설계요건에 따른다. 또한 이들 계통에 공급되는 전력을 상시 보장하기 위해 1E급 비상발전기를 설치한다.

안전 원칙	내용	설계구현방법
2	핵연료시험설비의 추가로 인해 기존의 하나로 안전성이 저하되지 않도록 한다.	<ol style="list-style-type: none"> 1) 하나로수조를 관통하는 시험설비 배관 관통구는 콘크리트벽의 가열로 인한 열화를 방지하기 위해 지속적으로 냉각되도록 한다. 2) 핵연료시험설비 내에서의 LOCA시 방출되는 증기압으로 인해 원자로건물이 손상되지 않도록 기기실 비상배기계통을 둔다. (HELB Vent System) 3) 원자로수조 내에서의 배관파단에 의한 LOCA시 파단부위의 Pipe Whip 및 Jet Impingement로 인한 영향이 없도록 pipe whip restraint를 설치하고 jet류의 충격효과를 확인한다. 4) 하나로 주배관 갤러리 내에서는 FTL 배관 파단사고가 발생하지 않도록 설계 및 유지, 관리한다.
3	10CFR100의 최대가상사고(Maximum Credible Accident)를 가정하여 사고시 소의선량 규제기준을 만족할 수 있도록 공학적 안전설비를 둔다.	<ol style="list-style-type: none"> 1) 안전등급의 비상안전환기계통을 설치한다.
4	하나로의 안전성에 영향을 주지 않는 범위 내에서 하나로에 기존 설비를 활용하되 시험설비 자체적으로 필요한 안전설비는 별도로 확보하고, 이 추가되는 안전설비는 하나로에 안전성을 증진시키는 데에도 기여할 수 있도록 한다.	<ol style="list-style-type: none"> 1) LOCA시 시험핵연료의 붕괴열에 대한 heat sink는 원자로 수조수를 활용한다. 2) 비상안전환기계통을 추가로 설치하되 이 설비는 하나로 사고시에도 활용가능하므로 하나로에 안전성이 증진되는 효과가 있다.
5	시험설비의 특성상 객관적 검증이 어려운 사항이 발생할 수 있으나 이 경우 유경험 선진국의 자료와 기술을 최대한 활용하여 안전성이 보완될 수 있도록 한다.	<ol style="list-style-type: none"> 1) IPS 및 IPS 취급공구의 make-up test 수행 2) Batell(미국), AEA(영국), SCK/CEN(벨기에) 등의 사업참여 및 자문

위 표의 안전원칙은 하나로 안전성분석보고서 3.1.2절의 안전원칙과 동일한 것으로서 그 구현방법만 설비의 특성에 따라 달리 설정되었을 뿐입니다. 또한 질의에서와 같이 이러한 안전원칙은 운전 및 사고조건의 분류에 따라 달리 결정되는 것은 아닙니다.

하나로 안전성분석보고서의 표 16.1-2에 분류된 원자로상태를 기준하여 현재 FTL의 운전 및 사고조건의 분류와 이들 조건별 설계기준을 요약하면 다음과 같이 정리가 가능하며, 질의에서 지적한 일관성 결여는 안전성분석보고서의 해당 사항을 FTL 상태에 명명한 바와 같이 수정토록 하겠습니다.

분류	FTL 상태	11.5.5.2.1	11.5.5.4	11.5.3.7	11.5.15
I	정상운전	정지 및 정상 운전	정상운전	운전등급 A	
II	예상운전과도 (AOO)	이상조건	예상운전사건	운전등급 B	가상과도상태
III	사고	사고조건		운전등급 C	사고
IV	제한사고			운전등급 D	

11.5.1.2절의 핵연료파손시험은 11.5.5.2.1절에 있는 설계기준 즉, 운전중 핵연료가 파손되지 않아야 한다는 기준과는 별도로 고려해야 할 사항입니다. 즉, 핵연료파손시험은 특수한 목적으로 피복재에 미리 손상을 입혀 노내시험부에 장전하는 것으로서 이는 통상적인 안전해석의 관점으로 평가할 수 없는 사항입니다. 또한 안전해석에서의 핵연료파손은 피복재 또는 핵연료의 용융가능성을 주대상으로 다루는 것이기 때문에 핵분열생성물이 주냉각수 내로 녹아 나오는 메커니즘의 규명을 위한 핵연료파손시험에서의 파손과는 상이하다 할 것입니다.

안전성분석보고서에서는 핵연료파손시험을 향후 FTL에서 수행 가능한 시험의 일종으로 열거한 것이며, 파손시험의 범위 및 이에 근거한 안전성분석은 수행하지 않았습니다. 다만 방사선차폐설계 및 소외선량 평가를 위한 주냉각수내의 방사능농도 계산시에 정상운전중 부지경계에서의 흡수선량 한계치를 야기하는 농도정도의 방사능이 주냉각수 내에 존재하는 것으로 가정하였으므로 이 값에 해당하는 시험핵연료의 파손 정도가 최대허용가능 파손시험의 범위가 될 수 있을 것으로 판단합니다.

11.5.15.0.4절의 임계열속 초과에 대한 기술내용은 질의 2-11.5.15.0-3에 대한 답변에서

와 같이 임계열속을 초과하지 않도록 재해석을 하였으므로 “RELAP5는 FTL 시험핵연료 설계특성에 ----- 침투 피복재 온도를 계산하였다.”를 삭제토록 하겠습니까.

위 표에서의 각 condition 별 정량적 안전기준은 시험핵연료 확정 단계에서 하나로 기준치를 적용토록 할 것입니다.

[질의]

2-11.5.5.3-1 핵설계

11.5.5.3.1절의 핵설계 기준으로 기재된 사항은 기준으로 명확하고 구체적으로 제시되어야 한다. 11.5.5.3.1.3절에서 ‘11.5.15절에서 결정된 시험핵연료 나발에 대한 평가기준’은 구체적으로 어느 것인지 제시하십시오. 또한 11.5.5.3.1.4절에서 ‘11.5.15절에서 기술한 다른 모든 제한 사항’은 구체적으로 어느 것인지 나열하십시오.

[답변]

현재 가연성독물질에 대한 시험은 고려하고 있지 않기 때문에 안전성분석보고서의 해당 내용(11.5.5.3.1.3절)을 삭제토록 하겠습니까.

11.5.5.3.1.4절의 “11.5.15절에서 기술한 다른 모든 제한사항”이란 11.5.15절의 사고해석에서 보수적 계산을 위한 가정사항이므로 제한사항이 아닙니다. 따라서 “11.5.15절에서 기술한 다른 모든 사항은 ----- 준수해야 한다.”의 문장을 삭제토록 하겠습니까.

[질의]

2-11.5.5.3-2 핵설계

11.5.5.3.1.4절에서 침투 선출력의 설정 근거를 제시하십시오.

[답변]

11.5.5.3.1.4절의 침투 선출력은 계통설계를 위해 축방향 침투출력을 1.2, 반경방향 침투출력을 1.045로 가정하여 LOCA 사고시 침투 피복재온도가 본 계산에서 가장한 최대허용온도인 1038°C를 발생시키는 선출력으로서 그 설정 근거는 안전성분석보고서 11.5.15.6.4.3.1절에 기술되어 있습니다. 그러나 본 침투 선출력은 추후 상세계산시 세

로이 결정될 것입니다. 그리고 평균선출력의 제어는 최대 선출력을 제어하면 그 의미가 없으므로 11.5.5.3.1.4절의 평균 선출력 관련사항인 “또한 핵연료봉의 ----- 초과해서는 안된다.”를 삭제토록 하겠습니다.

[질의]

2-11.5.5.3-3 핵설계

11.5.5.3.1.5절에서 B-10의 농도를 1% 미만으로 감소하여야 하는 이유를 정량적으로 제시하시오.

[답변]

하나로 핵연료시험설비 운전시 계통 내에 주입하게 될 B-10은 단지 발전소 정상운전시 water chemistry 조건을 모사하기 위하여 일정량(정상운전 모사시 10ppm 이하)을 주입하는 것으로서 발전소에서와 같이 원자로 출력제어를 목적으로 B-10을 사용하는 것은 아닙니다. 따라서 본 안전성분석보고서의 내용을 위 답변의 내용으로 수정하겠습니다.

[질의]

2-11.5.5.3-4 핵설계

11.5.5.3.4절에서 MCNP를 이용하여 해석함에 있어서 온도 및 밀도 분포, 기하 구조 단순화 등에 따른 불확실도 평가 근거 자료를 제시하시오.

[답변]

표본시험핵연료다발에 대한 핵계산 수행 내역을 기술함에 있어서 MCNP 계산이 해석과정에서 일반적으로 중성자속에 대하여 7% 미만의 불확실성을 가진다는 것은 MCNP 계산결과의 통계오차를 말하는 것이지 불확실도를 의미하는 것은 아닙니다. 또한 안전성분석보고서 11.5.5.3.2항에서 설명한 바와 같이 표본시험핵연료 다발에 대한 핵계산은 단순히 참고용이며, 핵연료시험설비 내에 실제로 장전하여 시험하게 될 시험핵연료다발에 대한 핵설계해석은 시험핵연료가 결정된 후에 수행하여 안전성을 입증할 예정입니다.

[질의]

2-11.5.5.3-5 핵설계

반응도 및 출력 분포에 대하여 OR4 구멍에 핵연료 장전 여부에 따라 상대적으로 큰 차이가 있다. 위치 상으로 OR2 구멍에 의하여도 영향이 있을 것으로 판단되는데 이에 대한 평가 결과를 제시하시오.

[답변]

안전성분석보고서에서 OR4 구멍에 핵연료를 장전하는 경우를 상정한 것은 FTL 설계의 기본개념중 하나인 포괄적수용개념(Enveloping Concept)에 입각하여 설계최대출력을 얻기 위한 한가지 방편으로 설정하였기 때문입니다.

질의에서와 같이 OR2 구멍에도 이러한 이유로 핵연료를 장전하는 경우를 상정할 수 있겠으나 현 단계에서는 이처럼 모든 가능한 경우를 설정하지 않고 OR4 구멍에만 핵연료를 장전하는 것으로 하여 설계 및 해석을 수행하였습니다. 즉, 추후 다른 목적으로 OR2 구멍에 핵연료를 장전해야 할 필요가 있다면 해당 핵연료시험 계획 시에 추가 해석을 수행하게 될 것입니다.

[질의]

2-11.5.5.4-1 핵연료시험설비 열수력설계

11.5.5.4.1.1의 핵비등이탈설계기준은 현재 제시된 가압경수로와 가압중수로의 핵연료에 대해서 동시에 적용될 수 있을 것 같지가 않다. 즉, 가압중수로 운전조건 및 안전성분석시 DNBR이라는 용어의 사용은 일반적이지 않다. 11.5.5.4.1.8에서 이 내용이 포괄적인 설계기준이라고 하였으므로 예상되는 시험핵연료의 운전조건 및 분석 방법들을 고려하여 포괄적인 기준을 설정하시오.

[답변]

핵연료시험설비의 주목적이 실제 상업용 원자로에 사용하게 될 핵연료를 시험하는데 있고 따라서 상업용 원자로의 노심조건을 실제에 가깝게 최대한 모사할 필요가 있지만 그렇다고 해서 완벽하게 동일한 환경을 모사할 수는 없습니다. 즉, 압력, 온도, 유속, 방사능적 환경, 냉각수의 수화학특성 등의 계통변수와 핵연료 다발의 재질 등은 모사할 수 있다 하더라도 핵연료가 장전되는 원자로의 전체 구조와 주변 환경을 완전히 모사하는 것은 불가능합니다. 따라서 현실적으로 시험결과가 인정받을 수 있는

범위 내에서 시험조건을 결정하고 이에 따라 시험을 수행하게 되는 것입니다.

현재 FTL은 PWR 및 CANDU 핵연료를 공히 시험할 수 있도록 설계하였습니다. 즉, 시험하고자 하는 핵연료의 종류에 따라 특별하게 제작된 노내시험부를 LH 구멍에 장착하고 계통변수를 해당 핵연료의 노심조건과 유사하게 조정한 다음 시험을 수행하게 됩니다. 이는 FTL의 기본설계개념중 하나인 포괄적수용개념(Enveloping Concept)에 입각해서 볼 때, FTL이 수용할 수 있는 범위 내에 든다면 실제로는 어떠한 핵연료도 시험 가능하다는 의미로 해석할 수도 있습니다.

즉, 계통변수를 임의로 설정하여 운전가능하기 때문에 FTL에서는 유수히 많은 운전조건의 조합이 존재할 수 있으며, 이러한 운전조건이 허용하는 한도 내에서 모사할 수 있는 핵연료 운전조건이라면, 그리고 그것이 FTL이 보유한 안전기능 내에서 충분히 안전성을 확보할 수 있음을 입증 가능하다면 그러한 핵연료는 FTL 내에서 시험을 수행할 수 있다는 것입니다.

다만 현 단계에서는 표본시험핵연료로 설정된 핵연료에 대해서만 안전성분석을 수행하였으므로 추후 이러한 핵연료를 시험하고자 한다면 그에 상응하는 안전성분석을 추가로 수행하여야 할 것입니다.

질의에서 지적한 가압중수로 핵연료에 대한 DNBR 및 PCT 개념적용의 타당성문제는 다음과 같이 해명 가능할 것으로 판단됩니다.

첫째, 위에서 설명한 바와 같이 FTL은 다양한 형태의 핵연료를 시험하게 될 것이지만 시험핵연료를 장전한 FTL의 안전성분석은 FTL 고유의 관점에서 수행하면 된다는 것입니다. 즉, 비록 CANDU의 안전기준이 가압경수로와는 다르다 할지라도 FTL의 안전성분석은 CANDU 시스템의 안전성분석을 다루는 것이 아니라 FTL 자체의 안전성을 대상으로 하기 때문에 핵연료의 종류와는 무관하게 동일한 안전기준을 적용할 수 있다는 것입니다. 다시 말해 FTL 내에 장전되는 핵연료이기 때문에 FTL의 운전관점에서 핵연료 파손을 방지하는 것이 안전성 확보의 목적이며, 따라서 그 안전성을 확인하는 데에 동일한 기준을 적용하는 것은 타당하다고 봅니다.

둘째, 가압중수로 핵연료라 하더라도 시험핵연료가 장전되는 형태 즉, 노내시험부의 기하학적구조가 실제 CANDU 노심(핵연료 채널이 수평으로 배치)과는 달리 가압중수로 노심의 형상을 가지기 때문에 PWR 핵연료에 대한 안전기준을 공히 적용해도 무리가 없을 것으로 판단됩니다.

셋째, 현재 안전성분석을 한 표본 CANDU형 시험핵연료는 포괄적수용개념에 입각하여 천연우라늄을 사용하는 CANDU형 핵연료와는 달리 5% 또는 10%의 농축우라늄을 사용하는 것으로 가정하였습니다. 핵연료다발의 기하학적 구조가 동일하다 하더라도 이처럼 농축도 및 유로의 방향은 CANDU 조건과 다릅니다. 핵연료다발의 기하학적 구조는 핵연료의 안전성분석에 사용한 RELAP code에서 모사할 수 있는 모델이고 핵연료 및 핵연료봉의 재질과 물리적 특성 또한 모사 가능하므로 가압중수로 핵연료에서와 같이 핵비등이탈 또는 침투 피복재 온도 기준으로 안전성여부를 판단해도 충분할 것으로 판단됩니다.

따라서 질의에서 요구한 포괄적 기준은 현재 안전성분석보고서에 수록된 가압중수로형 핵연료에 대한 안전기준으로 설정하였습니다.

[질의]

2-11.5.5.4-2핵연료시험설비 열수력설계

각 설계변수에 대하여 사용한 공칭 및 공칭이탈의 의미는 무엇이며 FTL-IPS 가동중 각 변수의 공칭이탈조건에서는 어떠한 조치 사항을 고려할 것인지 밝히시오.

[답변]

핵연료시험설비 안전성분석보고서에서 사용하고 있는 공칭(운전조건)이란 시험핵연료 냉각을 위한 냉각수 운전조건(정상운전 설정치)을 의미하는 것으로서 현재의 표본시험핵연료(Sample Fuel)를 기준으로 한 공칭(운전조건)은 아래와 같습니다.

PWR Operating Conditions

- Nominal Power : 690KWth

- Nominal Flow : 10.25Kg/sec
- Nominal Inlet Temperature : 316℃
- Nominal Pressure : 15.5MPa

CANDU Operation Conditions

- Nominal Power : 800KWth
- Nominal Flow : 17.21KWth
- Nominal Inlet Temperature : 281℃
- Nominal Pressure : 10.0MPa

공칭이탈 운전조건이란 핵연료시험설비 안전성분석보고서 11.5.15.0.2항에서 설명한 바와 같이 사고해석시 가정한 초기 조건으로서 다음과 같습니다.

OFF-Nominal Conditions Used

- 105% Nominal Power
- 95% Nominal Flow
- 102% Nominal Inlet Temperature
- Nominal Pressure
 - 102% Nominal for Over Pressure Events
 - 98% Nominal for Over Temperature Events

[질의]

2-11.5.5.4-3핵연료시험설비 열수력설계

1 차 답변에 따라 해당 핵연료시험에 대한 안전성분석 결과는 개별 검토가 가능하다고 판단된다. 그렇지만, 11.5.5.4.2 이하의 내용들은 대부분 가압경수로 조건들을 가정하여 작성되어 있어 가압중수로 조건에 대해서는 어떠한 방식에 따라 분석할 것인지 판단할 수가 없다. 이에 대하여 설명하시오.

[답변]

위 질의 2-11.5.5.4-2에 대한 답변에서와 같이 가압중수로에 조건에 대해서도 계통변

수만 달리 할 뿐 적용한 안전기준 및 해석방법은 동일합니다.

[질의]

2-11.5.5.4-4 핵연료시험설비 열수력설계

11.5.5.4.2에서 기술된 유동 불안정성 분석이 불필요하다 함은 FTL-IPS에서 가능한 형태의 모든 유동 진동을 포함하여 내린 결론인지 밝히시오.

[답변]

핵연료시험설비의 IPS는 PWR 형태의 단일채널로 설계되어 있습니다. 이는 다중채널로 구성되어 있는 동력로 노심에서 발생 가능한 형태의 모든 유동진동이 FTL의 정상운전 또는 예상운전과도 시에는 발생하지 않음을 의미합니다. 또한 IPS 설계 시에 열수력시험을 수행하여 유동불안정성이 없는 형태로 IPS 하부구조 등을 설계하였으며 열수력시험 내용은 비디오 테이프로 보관하고 있습니다. 시험핵연료를 장전하여 발생되는 유동진동 문제는 실제 시험핵연료가 결정된 후에 각각의 시험핵연료별로 별도의 분석을 수행해야 할 것으로 사료됩니다.

11.5.6 주냉각수계통 및 연결계통

[질의]

2-11.5.6.2-1 수조내 계통 및 기기

표11.5.6.2.3-1에서 배관 및 배관이음쇠의 재료시방서는 스테인레스강 316으로 기술하였는데 용접이 수반되는 배관 및 배관이음쇠 재료로 용접열영향부에서 입계 부식균열의 가능성이 있는 316 등급을 사용하도록 한 이유를 설명하십시오.

[답변]

방사성 물질과 접촉할 수 있는 표면은 모두 Stainless Steel로 하게 되어 있습니다. 따라서 모든 Austenitic Stainless Steel의 용접은 NRC Regulatory Guide 1.31을 따르도록 하고, 관련 용접절차서가 확정되면 시편을 채취하여 corrosion test를 시행함으로써 배관 및 배관 이음쇠 재료의 용접 열영향부에 대해서 입계면 부식 영향이 없음을 확인토록 하겠습니다.

[질의]

2-11.5.6.2-2 수조내 계통 및 기기

용접자재의 시방서 및 규격을 사용자재와 대비하여 상세히 명시하지 않은 이유를 설명하십시오.

[답변]

용접 자재의 시방서 및 규격은 관련 사양에서 요구하는 ASME 혹은 AWS에 의거, 제작 및 설치 단계에서 제작자 및 설치자가 결정하게 됩니다. 따라서 관련 용접 절차 시방서 및 용접자재의 선정은 사용자재의 재질 및 P-Number에 따라 제작 또는 설치자가 관련 절차를 수립, 작업을 수행하는 것으로 하여 현 설계단계에서는 상세한 용접자재를 명시하지 않았습니다. 이들 사항은 추후 제작자 혹은 설치자가 선정되면 실제 용접작업을 수행하기 전에 절차에 따라 결정하게 될 것입니다.

[질의]

2-11.5.6.6-1 가동중 검사 및 시험

가동전 검사 및 가동중 검사 대상 용접부의 목록과 ISO Drawing을 제출하고, 각 용접부에 대한 Primary Plus Secondary Stress Intensity Range 값 및 Cumulative Usage Factor U 값의 목록을 제시하시오.

[답변]

핵연료조사시험 설비의 건설은 아직 착수하지 않은 상태에 있으며 배관의 가동 검사 대상 용접부는 설치자가 현장 설치 전에 제시하는 현장설치 도면(용접부위 표시포함)에 대해 검토, 승인한 후 결정할 것입니다. 따라서 각 용접부에 대한 Primary plus Secondary Stress Intensity Range값과 Cumulative Usage Factor U 값도 추후 보완 제출하겠습니다.

11.5.7 공학적 안전 설비

[질의]

2-11.5.7.2-1 비상안전환기계통

(I-11.5.7.2-1,2 및 I-11.5.14.12-2 재질의)

- (1) 제시한 답변에 기술되어 있는 여과기 흡착효율 등에 대한 실험실 시험 외에, ANSI/ASME N510-1980에 제시되어 있는 HEPA Filter 등 각 구성품의 성능 시험 및 누설시험 등에 대한 시험요건을 밝히시오.
- (2) I-11.5.14.12-2의 첨부 28 시험절차서에는 부록만 포함되어 있고 절차서 본문이 포함되어 있지 않다. 절차서 본문을 제시하시오.

[답변]

(1) (가) HEPA Filter 시험요건

① 적용코드 : ANSI/ASME N510-1989, Section 10.

② 시험장비 :

- DOP aerosol
- DOP aerosol generator
- DOP aerosol detection instrument
- system fan and blower

③ 시험방법 :

system fan과 auxiliary blower를 작동시켜 DOP aerosol을 HEPA filter의 upstream에 주입하고 upstream과 downstream의 농도를 기록하여 $\pm 5\%$ 편차 이내로 유지되었을 때 이 값을 이용하여 penetration 백분율을 구하여 합격여부를 판정한다. 만약 penetration이 허용값보다 클 경우는 계통의 누설과 bypass에 대한 검사를 재수행한다. 만약 HEPA filter 계통이 하나의 filter bank 보다 많은 bank로 구성되어 있을 때는 각각의 bank에 대하여 개별적으로 시험을 수행한다.

④ 시험결과 : 누설시험결과에는 다음과 같은 내용이 포함되어야 한다.

- upstream 및 downstream의 flow(ACFM), pressure drop
- upstream DOP concentration(%)
- downstream DOP concentration(%)

- average penetration(%)
- efficiency(%)

(나) Carbon Adsorber 시험요건

① 적용코드 : ANSI/ASME N510-1981, Section 11

② 시험장비 :

- tracer gas(R-11 or R-112)
- tracer gas detector
- tracer gas generator
- system fan or auxiliary fan

③ 시험방법 :

냉각 tracer gas를 adsorber bank의 upstream에 주입하고 최소한 4개의 upstream 샘플의 tracer gas 농도와 5개의 downstream 샘플 tracer gas 농도를 가능한 한 빨리 구하여 누설백분율을 구한다. 누설율이 허용치보다 높을 경우 누설부위를 보수하여 재시험한다.

④ 시험결과 : 시험결과에는 다음과 같은 내용이 포함되어야 한다.

- detector identification no.
- ambient air temperature
- tracer gas(R-11 or R-112)
- upstream and downstream concentration(time 포함)
- penetration(%)

(2) 여과기의 시험절차서 본문 내용은 첨부 12와 같습니다.

[질의]

2-11.5.7.3-1 비상냉각수계통

다음을 설명하시오.

- (1) 냉각수 고유량 설정치에서 고압주입이 발생하도록 설정된 이유.
- (2) 주냉각수격리와 고압주입을 위해 선정된 계통변수는 동일하며, 또한 주냉각수 저-저 압력변수를 제외한 변수에 대해서는 작동설정치가 서로 같으나, 주냉각수 저-저 압력변수는 각각 12.111MPa 그리고 13.444MPa (PWR 모드)로서 서로 다르다. 주냉각수격리와 고압주입은 동시에 발생하는 것이 바람직할 것으로 생각된다. 이와 같이 주냉각수 저-저 압력변수에 대해서만 주냉각수격리와 고압주입 설정치가 서로 다른 이유.

[답변]

- (1) 고압주입은 어떤 원인으로 인해 시험핵연료에 냉각수가 정상적으로 공급되지 않을 경우, 핵연료에 비상냉각수를 공급하기 위해 작동됩니다. 이는 핵연료의 건전성을 확보하기 위한 사고확산방지대책의 일환으로서 FTL은 다음의 신호중 하나 이상의 신호에 의해 고압주입이 개시되도록 설계하였습니다.

- 주냉각수 저저유량
- 주냉각수 고유량
- 주냉각수 고고온도
- 주냉각수 저저압력

위 신호중 주냉각수 고유량은 주냉각계통 경계중 펌프 방출부에서 노내시험부에 이르는 경계의 일부가 파손되어 주냉각수가 상실되고 있는 것 즉, LOCA를 지시하는 신호로서 이 경우 계통의 급작스런 감압으로 인해 시험핵연료를 통과하는 냉각수량은 급격히 줄어들 수밖에 없습니다. 이 사고가 발생하면 주냉각수 저저압력 신호가 동시에 발생하게 되겠지만 신호의 다양성을 확보하기 위해 주냉각수 고유량 신호 또한 고압주입신호로 설정하였습니다.

- (2) PWR 모드에서 주냉각수 저저압력은 13.444MPa이 맞으며 주냉각수 격리의 12.111MPa은 13.444MPa의 오기이므로 수정하겠습니다. 표 11.5.15.0-4, 보호계통 설정치에서 주냉각수격리중 주냉각수 저저압력 ">12.111MPa"을 ">13.444MPa"로 정정합니다.

[질의]

2-11.5.7.3-2 비상냉각수계통

다음을 안전성분석보고서 11.5.7.3장에 기술하시오.

- (1) 비상냉각계통의 주요 기기의 제원 (답변 1-11.5.7.3-1 수준) 및 정상 운전 변수값
- (2) DWE No. FL-200-MC-S003에 도식된 다음 밸브에 대해서 작동설정치 및 운전 방식 (수동, 자동), 통일된 밸브명.
 - J-SOV-0005A,B
 - J-SOV-0010A,B
 - J-SOV-0027A,B
 - J-SOV-0038A,0039A
 - J-SOV-0023A,B, J-SOV-0028A,B, J-SOV-0029A,B, J-SOV-0030A,B
 - J-SOV-0001A,B, J-SOV-0002A,B
 - J-SOV-0005A,B
- (3) 상기 (2)번을 토대로 각 비상냉각수펌프 배열.

[답변]

(1) 안전성분석보고서 11.5.7.3장에 주요 기기의 제원을 다음과 같이 추가하겠습니다.

각 기기들의 제원

비상냉각수계통은 안전등급 2로 설계되며 적용코드는 ASME Section III Subsection NC를 적용합니다. 각 기기의 제원은 다음과 같습니다.

가. 비상냉각수 펌프

- Flow : 14gpm
- Head : 225ft
- Design Pressure : 2485psig
- Design Temperature : 670°F
- NPSHA(min./max) : 3.5/509ft

나. 열교환기

	PWR Mode		CANDU mode	
	Tube	Shell	Tube	Shell
Capacity(KW)	106		106	
Flow Rate(kg/s)	0.67	1.1	0.67	1.1
Design Press./Temp. (MPag)/(°C)	17.2/355	1.38/94	17.2/355	1.38/94
Max. Inlet Press (MPag)	15.5	0.067	10.0	0.067
Inlet Temp.(°C)	328	60	289	60
Outlet Temp.(°C)	303	83	259	83

다. 고압주입 탱크

- Design Pressure : 17.23MPa
- Design Temperature : 355°C
- Inside Diameter : 760mm
- Straight Side Height : 2895.6mm
- Tank Volume : 1.736m³
- Water Level : 93%
- Charge Gas : Nitrogen (N₂) Gas
- Safety Relief Valve Set Point Pressure : 17.23MPa
- Charge Gas Pressure : 16.375MPa

라. 감압배기 밸브

- Design Pressure : 17.23MPa
- Design Temperature : 355
- Body Size : 7"
- Required Cv : 3.54
- Connection Rating/Type : 3000 #/Socket weld
- Manual Reset : No
- Solenoid Coil Type : Double
- Action-Energize To : Open
- Fail Position : Close
- Max. Valve Opening/Closing Time : 1 Second

(2) 밸브명 및 운전방식

밸브번호	밸브명	작동설정치	운전방식
J-SOV-0005A/B	비상냉각수 수조배열밸브	저압력	Normal Close 자동
J-SOV-0010A/B	비상냉각수펌프 우회유로 밸브	저저유량 OR 저압력 OR 고고온도	Normal Open 자동
J-SOV-0027A/B	비상냉각수 고온관 유출 밸브	사고개시 30분후	Normal Close 자동
J-SOV-0038A/B -0039A/B	감압배기밸브	저압력 & 저저유량 OR 저압력 & 저저압력 OR 저압력 & 고고온도	Normal Close 자동
J-SOV-0023A/B -0028A/B -0029A/B -0030A/B	고압주입탱크 주입밸브	저저유량 OR 저저압력 OR 고고온도	Normal Close 자동
J-SOV-0001A/B -0002A/B	비상냉각수 고온관 유입 밸브	저압력	Normal Open 자동

(3) 비상냉각수 펌프는 상시 운전되며 위 (2)항에 따라 냉각수의 유로가 결정되게 됩니다. 각 사고별 유로형성은 첨부 30과 같습니다.

[질의]

2-11.5.7.3-3 비상냉각수계통

사고해석시 고려된 고압주입탱크의 압력 변화 방법론 및 그 타당성을 설명하십시오.

[답변]

고압주입탱크는 정상운전상태에서 질소가스의 충전으로 PWR mode는 16.375MPa, CANDU mode는 11.03MPa로 유지되다가 주냉각수 저저압력, 저저유량 또는 고고온도 신호를 받으면 고압주입탱크 주입밸브가 개방되어 다음의 두 가지 기능을 수행하게 됩니다. 즉,

- 노내시험부 및 냉각계통에 냉각수 공급기능
- 냉각계통의 급격한 압력강화를 억제하기 위한 압력유지 기능

사고해석시에는 보수적인 해석을 위하여 고압주입탱크의 초기압력에 -5% 여유를 주어 PWR mode는 15.516MPa, CANDU mode는 10.48MPa로 가정하였습니다.

고압주입탱크는 RELAP5의 component로 모델하였으며 유량변화에 의한 압력변화계산은 단순하므로 계산의 보수성만 유지되면 계산오차는 거의 없습니다.

배관파단 등의 사고 시에 고압주입탱크의 초기유량은 1.0 ~ 1.35kg/sec를 가지며, 고압주입탱크내의 압력이 떨어짐에 따라 주입유량이 감소하여 ~0.7kg/sec 정도가 되나 이 때는 시험핵연료의 붕괴열이 충분히 떨어진 상태가 됩니다.

격리밸브폐쇄사고와 같이 계통내의 압력이 유지되어야 할 경우에 대하여 고압주입탱크는 안전밸브의 개방 후 낮아진 계통압력을 유지시켜줌으로써 배기밸브의 개방을 억제하게 됩니다.

[질의]

2-11.5.7.3-4 비상냉각수계통

계통격리 신호와 동시에 배기관에 연결된 솔레노이드밸브는 개방을 시작하지만, 비상냉각수계통압력이 초기 설정치보다 높거나, 노내시험부로의 냉각수 공급이 확보되었다는 징후가 있을 시에는 곧 폐쇄된다고 기술되어 있다 (11-308 쪽). 이 솔레노이드밸브의 운전 Logic을 상세히 설명하고, 상기의 현상들이 사고해석시 어떻게 고려되는지 설명하십시오.

[답변]

감압배기밸브의 목적은 사고시 발생된 배관내의 증기를 하나로 수조내로 배출하는 것입니다. 감압배기밸브는 1-11.5.7.3-2의 (2)항 답변과 같이 밸브 작동설정치와 제어논리도에 따라 작동하고 정상운전시 닫혀 있던 밸브가 일단 개방되면 그 상태를 유

지하도록 되어 있습니다. 따라서 안전성분석보고서 11.5.7.3.4절의 해당 부분을 다음과 같이 수정하겠습니다.

“감압배기밸브는 계통격리 및 계통저압력의 동시신호 시에 개방을 시작하며 개방된 배기밸브는 개방상태를 계속 지속하게 된다.”

[정의]

2-11.5.7.4-1 제1기기실 압력방출계통

제1기기실 압력방출계통은 주냉각계통 파단사고시 기기실의 압력 증가를 제한하기 위해 사고 초기 약 40분간 (HELBSI) 깨진 파열판으로 주냉각계통 배관의 냉각재가 환경으로 방출되는 것을 허용하는 설계 개념을 채택하고 있다. 이 개념에 따른 방사성 냉각재의 방출은, 설계기준사고시 그 방출량이 추정되었으나, 사고 발생시부터 격리밸브를 닫을 때까지 냉각재의 방출을 제어할 수 없다는 점과 냉각재 방출에 대한 누설 방지벽을 설정할 수 없다는 관점에서 '통제되지 못하는 방사능 방출' 범주에 포함되는 것으로 볼 수 있다. 그러므로 아래 설계기준 등 관련 요건을 타당성 있게 고려하여 방사능 방출의 통제가 가능한 상태로 방사선학적 결말이 규제요건을 만족할 수 있는 방안을 제시하시오.

- (1) IAEA Safety Series No. 35-S1, Confinement System 641항: 원자로건물 설계압력, 온도의 사고시 부하에 대한 여유도 확보.
- (2) IAEA Safety Series No. 35-S1, Confinement System 642항: 원자로건물은 정상 운전 및 사고조건에서 방사성 물질의 방출을 신뢰성 있게 통제할 수 있도록 설계.
- (3) IAEA Safety Series No. 35-S1, Confinement System 644항: 원자로건물의 기밀성 시험이 가능하도록 설계.
- (4) 10 CFR 50, App. A, General Design Criteria 16: 환경으로의 통제되지 않는 방사능 방출에 대비하여 원자로 격납용기로서 본질적으로 기밀성을 갖춘 방벽을 설정.
- (5) 10 CFR 50, App. A, General Design Criteria 50: 격납용기 구조물과 내부 격실은 어떠한 LOCA에 대해서도 계산 압력과 온도 조건을, 설계 누설율을 초과하지 않고 충분한 여유도를 가지고 수용할 수 있어야 함.
- (6) 10 CFR 50, App. A, General Design Criteria 51: 격납용기 압력 경계의 파괴 (Fracture) 예방.
- (7) 10 CFR 50, App. A, General Design Criteria 52, 53: 격납용기 및 관통부에 대한 누설을 시험 성능 확보.
- (8) 10 CFR 50, App. A, General Design Criteria 54: 관통부의 누설을 탐지, 격리 및 감금 성능을 다중성, 신뢰성 있게 확보.
- (9) 10 CFR 50, App. A, General Design Criteria 55: 원자로 냉각재 압력경계를 형성하는 격납용기 관통관의 격리밸브 설치.

[답변]

제1기기실 주냉각수 상실사고시 40분간 압력방출계통 배관을 통해 증기화된 냉각수가 환경으로 방출되는 것은 소외선량 평가시 운전원의 조작실수 등과 같은 조치지연 가능성을 고려하여 보수적으로 설정한 가정입니다. 실제 HELB 사고가 발생하면 배관의 파단 부위에서 누출되는 냉각수의 유량은 첨부 13과 같이 순간적으로 분출되며, 제1기기실의 압력은 vent pipe를 통해 급격히 떨어질 것으로 예상됩니다. 이러한 개념을 기준으로 할 때 약30초 이내에 제1기기실의 압력은 충분히 안전한 상태까지 떨어질 것이므로 이 시간 후에 원격조작으로 격리밸브를 제어하여 vent line을 닫을 수 있으며 또한 이 때 제1기기실 압력은 거의 대기압 상태로 떨어져 있을 것으로 예상됩니다. 또한 냉각수 방출에 대한 누설방지벽은 격리밸브 전단에 대해 누설방지 요건을 추가하여 설계한다면 이를 만족시킬 수 있을 것으로 생각합니다.

즉, 질의에서 지적한 바와 같이 사고초기 40분간에 걸친 주냉각수 방출의 허용개념은 잘못 이해된 것으로 판단됩니다. 실제 운전상의 개념은 제1기기실의 압력이 안전범위 내로 떨어지면 곧바로 배기관의 격리밸브를 닫는 것이며, 40분이라 함은 소외방사선 영향평가지 보다 안전측인 결과를 얻기 위해 설정한 보수적인 방출시간일 뿐입니다.

상용원자로의 격납건물도 강제적인 방사능방출을 허용하지는 않지만, 격납건물 압력 시험에서와 같이 일정압력 하에서 허용누설량을 규정하고 있는 사실로부터 유추해보면 현실적인 한계 때문에 어느 정도의 수동적인 방사능유출은 불가피한 경우에 감수하고 있음을 알 수 있습니다. 즉, 사고시 방사능의 환경방출에 관한 한, 질의에서 열거한 각종 기준에서와 같이 통제할 수 있는 방사능방출이어야 한다는 것과 그 통제의 허용상한기준은 10CFR100과 같은 규제치를 적용한다는 등의 원칙 하에서 안전기준을 적용하고 있다는 것입니다.

따라서 핵연료시험설비에 적용한 HELB vent 개념도 위의 접근방법에 어긋나는 것은 아니라고 봅니다. 특히 핵연료시험설비의 주냉각수 내에 존재하는 방사능량은 이 설비가 상용설비가 아니므로 정상운전 중에 허용되는 방사능농도를 상용원자로에 비해 현저히 낮은 정도로 규정할 수 있으며, 제1기기실 LOCA 초기(격리밸브 폐쇄 전까지)에 방출되는 방사능량은 정상운전중 냉각수내의 방사능량에 종속되므로 이 역시 현저히 낮은 수준으로 통제 가능하다는 사실에 유의해야 할 것입니다.

아울러 비상운전절차서 작성시 제1기기실의 LOCA 사고에 대한 압력방출 운전절차는 상기 지침에 의거, 수립할 것입니다.

[질의]

2-11.5.7.4-2 제1기기실압력방출계통

- (1) 격실 분석시 초기 대기상태에 대해 SRP 6.2.1.2에 기술된 바와 같이 최소 정상압력, 최대 정상온도, 상대습도 0%를 적용하지 않은 점에 대해 그 타당성을 보이시오.
- (2) 제1기기실을 3개 노드, 배기관을 11개 노드로 분석하였는데, SRP 6.2.1.2에 따라 노드 수에 대한 민감도를 분석하여 노드 수를 더 늘이더라도 첨두 압력값의 변동이 거의 없도록 결정하였는지 밝히시오.
- (3) 파열판이 깨짐으로써 형성되는 배기 유로는 SRP 6.2.1.2에 따라 배관 파단 시점에서 형성되어 있지 않은 배기 유로에 해당되므로, 다음 요건을 적용하여 만족하였음을 보이시오.
 - (가) 배관 파단후 시간별 배기 유로 면적과 저항값은 부적실에 대한 동적 분석 결과에 근거,
 - (나) 위 분석에 대한 실험 자료의 보완,
 - (다) 과도기간 중 생성될 수 있는 비산물의 영향에 대한 해석.
- (4) SRP 6.2.1.2에 따르면, 배기 유로에서의 유동은 100% 물의 Entrainment 가정 하에 대기의 열 평형 및 완전 혼합에 근거해야 하고, 선정된 배기시 임계유량 상관식은 실험 자료보다 더 보수적이어야 한다. 이 분석요건이 만족됨을 보이시오.
- (5) 구조물과 기기 지지대 설계에 적용하는 최대 차압 첨두치는 계산치의 1.4배가 되도록 여유도를 부여했는지 밝히시오.
- (6) 해당 1차 질의에 대한 답변, 첨부 13 자료에서 'Safety Barrier'의 경계를 명시하시오.

[답변]

- (1)~(5)에 대한 답변은 해석을 수행한 original designer인 미국의 Stone & Webster 사로부터 답변이 입수되는 대로 추가 제출토록 하겠습니다.
- (6) Safety Barrier의 경계면은 제1기기실의 격리밸브 후단에서 MCW Pump 사이에 설치되었으며 상세한 위치는 첨부 14의 그림을 참조하시기 바랍니다.

11.5.8 계측 및 제어계통

[질의]

2-11.5.8.1-1 개요

(1-11.5.8.1-1 재질의)

“§11.5.8.1 개요”의 안전기준 설정에서 §11.5.8.1.2.1 (설계 기준)에 제시된 안전계통 설정치의 정밀도에 대한 설계 요건이 명시되지 않았고, 또한 표11.5.2-1 및 표11.5.8.2-2 (전 출력 운전시 공정 변수 공칭값 및 보호조치(트립) 설정값)에는 허용 오차의 범위를 별도로 명시하지 않고 있으나, 해당 운영기술지침서의 보호계통의 정지 설정치(표 11.5.16.3-3)에는 허용치로 상한 값 및 하한 값을 표시하고 있다. 그러나, 해당 정지 설정치와 허용치와의 관계를 정밀도와 연관하여 명시하지 아니하고 있다는 질의에 대한 1차 답변 내용은 Reg Guide 및 ISA68.04에서 명시한 안전설계치, 최대 허용값, 트립값의 개념을 적용하지 않았으며, 정밀도 설정에 있어서 응답시간 개념이 포함되지 않았다.

안전 해석값, 실제 제작 설계값, 정지값, 운전값을 구분하여 운전 변수별, 계통의 부품별로 값을 제시하고, 정지 설정값에 대한 전송기의 응답시간, 계측관의 응답시간, 계측회로의 응답시간, 구동기의 응답시간을 구분하여 제시하시오.

[답변]

현 핵연료조사시험설비의 보호계통 설정치는 과도 및 사고시 방사능물질이 환경으로 누출되지 않도록 제한하는 방벽의 건전성이 손상되지 않도록(not to exceed safety limit) 해석을 통해 입증된 설정치입니다.

해석기준은 온도/압력 관점에서 볼 때 다음과 같습니다.

- 주냉각수 압력 : < 110% of design pressure (ASME NB-7000)
- PCT : < 1204°C(10 CFR 50.46)

또한, 해석 시에는 계측기의 불확실성 등을 보완하기 위하여 아래의 가정사항을 고려하였습니다.

1) 사고해석 기준

PCT : 167°C의 불확실성 고려 (PCT < 1037°C)

2) 공칭이탈 운전조건 적용(Off-Nominal Operation Conditions)

질의 2-11.5.5.4-2항에 대한 답변에서와 같이 정상운전시의 운전변수가 계기 및 기기의 불확실성 때문에 아래와 같이 정상운전 설정치를 안전을 위협하는 방향으로 벗어나 있다고 가정.

- Nominal Power : 105% 이상
- Nominal Flow : 95%
- Nominal Inlet Temperature : 102%
- Nominal Pressure : 102%(for Over Pressure Events)
98%(for Over Temperature Events)

이를 현 Sample Test Fuel을 기준으로 한 정상운전변수 설정치와 비교하면 아래 표와 같습니다.

PWR 운전 Mode

	예상운전값 (공칭운전 설정치)	해석 입력 초기운전값 (공칭이탈 운전설정치)
Power	690KW	800 or 738 KW
Flow	10.25Kg/sec	9.74 Kg/sec
Inlet Temperature	316℃	322℃
Pressure	15.5MPa	15.81MPa 15.19MPa

CANDU 운전 Mode

	예상운전값 (공칭운전 설정치)	해석 입력 초기운전값 (공칭이탈 운전설정치)
Power	800KW	840KW
Flow	17.21Kg/sec	16.34Kg/sec
Inlet Temperature	281℃	287℃
Pressure	10MPa	10.2MPa 9.8MPa

- 3) 안전관련 모든 계기에 Instrumentation Time Delay 0.75초 적용
- 4) Accumulator Actuation Time Delay 2초 적용
- 5) Vent Valve Actuation Time Delay 2초 적용

상기의 안전해석상 가정사항은 보수적인 것으로서 실제 운전값과의 차이만큼 안전여유를 확보하고 있는 것입니다.

현 핵연료 시험 설비의 설계목표는 제한된 공간(Space Limit)내에서 주 냉각수계통 및 비상 냉각수 계통의 Capability를 최대화함으로써 실험자들이 다양한 실험을 할 수 있도록 하는 것입니다. 현재 안전성 분석보고서에 열거된 여러 보호계통 설정치들은 핵연료시험설비를 실제 운영하기 위한 설정치가 아니라 주냉각수계통 및 비상 냉각수계통이 노내시험부에서 수용할 수 있는 최대 크기/발열량의 Sample Test Fuel을 장착했을 때 그 안전기능을 제대로 수행하는가를 해석하는데 사용된 설정치들이고 해석결과 주냉각수계통 및 비상냉각수계통의 Capability가 사고시 상기 보수적인 가정 하에서도 Sample Test Fuel을 냉각할 수 있도록 설계되었음이 입증되었습니다 (PCT limit를 초과하지 않음). 또한 냉각수의 Thermal-Hydraulic Response는, 특히 온도/압력 관점에서, Test Fuel의 노심설계(Fuel Geometry, 발열량, Peaking Factor 등) 및 Test Condition(정상운전변수 설정치)에 따라 달라지므로 실험자들은 매번 실험 전에 현 안전해석을 Reference로 Test Fuel 노심설계 및 Test Condition을 기준으로 안전해석을 수행하여 주냉각수계통 및 비상냉각수계통이 정상/과도/사고시에도 Test Fuel을 충분히 냉각할 수 있는가를 검토하고 그 결과에 따라 ISA-S67.04에 입각하여 안전여유를 가진 보호계통 설정치를 정립하게 될 것입니다.

위 설명과 같이 현 핵연료조사시험설비의 보호계통 설정치들은 Reference설정치이며 허용치 개념은 포함하고 있지 않으므로 안전성분석보고서 표 11.5.16.3-3의 상한값 및 하한값은 삭제하겠습니다.

운전변수별/부품별 안전해석값, 실제 제작 설계값, 정지값, 운전값은 다음과 같이 정리하였으며 누락한 Tech, Spec. 설정치들은 Test Fuel 선정후 실험 전에 제시하겠습니다.

계통변수별 FTL Setpoints

가압경수로 모드 (PWR Mode)

1) 주냉각수압력

	설정치 (MPa)	허용오차 (MPa)	비 고
안전 제한치	18.964	-	설계값의 110% (ASME NB-7300)
설계 제한치	17.24	-	-
고압 트립값	16.375'	17.237'	하나로트립
정상운전 압력	15.5'	-	-
저압 트립값	14.841'	14.134'	하나로트립
저-저 압력 트립값	14.112'	13.44'	FTL트립

2) 주냉각수온도

	설정치 (°C)	허용오차	비 고
안전 제한치	1037°C (PCT)	-	10CFR50.46 Limit - Uncertainty (167°C)
설계 제한치	354.5	-	-
고-고 온도 트립값	325.9'	343.0'	FTL트립
고온 트립값	319.2'	336.0'	하나로트립
정상운전 온도	316'	-	-

3) 주냉각수유량

	설정치 (kg/sec)	허용오차 (kg/sec)	비 고
안전 제한치	-	-	-
설계 제한치	-	-	-
고유량 트립값	11.15'	11.737'	하나로/FTL트립
정상운전 유량	10.25'	-	-
저유량 트립값	8.61'	8.20'	하나로트립
저-저유량 트립값	2.785'	2.652'	FTL트립

4) 제1기기실압력

	설정치 (MPa)	허용오차 (MPa)	비 고
안전 제한치	-	-	-
설계 제한치	-	-	-
고압 트립값	0.103'	0.108'	하나로/FTL트립
정상운전 압력	-6.5 wwWg'	-	-

(주)*참고 설정치 임(Reference Value). 실제설정치는 시험핵연료가 결정되면
 실험자가 안전해석을 통해 추후 설정할 것임.

계통변수별 FTL Setpoints

가압중수로 모드 (CANDU Mode)

1) 주냉각수압력

	설정치 (MPa)	허용오차 (MPa)	비 고
안전 제한치	12.33	-	설계값의 110% (ASME NB-7300)
설계 제한치	11.03/17.24	-	(노내시험부/노외시험부)
고압 트립값	10.49'	11.03'	하나로트립
정상운전 압력	10.0'	-	-
저압 트립값	9.05'	8.618'	하나로트립
저-저압력 트립값	8.33'	7.929'	FTL트립

2) 주냉각수온도

	설정치 (°C)	허용오차 (°C)	비 고
안전 제한치	1037°C (PCT)	-	10CFR50.46 Limit - Uncertainty (167°C)
설계 제한치	354.5	-	-
고-고온도 트립값	294.5'	310'	FTL트립
고온 트립값	286.9'	302'	하나로트립
정상운전 온도	281'	-	-

3) 주냉각수유량

	설정치 (kg/sec)	허용오차 (kg/sec)	비 고
안전 제한치	-	-	-
설계 제한치	-	-	-
고유량 트립값	18.80'	19.792'	하나로/FTL트립
정상운전 유량	17.21'	-	-
저유량 트립값	14.46'	13.768'	하나로트립
저-저유량 트립값	4.52'	4.302'	FTL트립

4) 제1기기실압력

	설정치 (MPa)	허용오차 (MPa)	비 고
안전 제한치	-	-	-
설계 제한치	-	-	-
고압 트립값	0.103'	0.108'	하나로/FTL트립
정상운전 온도	-6.5 wwWg'	-	-

(주) *참고 설정치 임(Reference Value). 실제설정치는 시험핵연료가 결정되면 실험자가 안전해석을 통해 추후 설정할 것임.

계통부품별 FTL Setpoints

가압경수로 모드 (PWR Mode)

1) 고압주입탱크 격리밸브 작동설정치 (SOV23/28/29/30 → Open)

	설 정 치	허 용 오 차	비 고
주냉각수 저-저 압력	*14.112 MPa	*13.44 MPa	
주냉각수 고-고 온도	*325.9 °C	*343.0°C	
주냉각수 고유량	*11.15 kg/sec	*11.737 kg/sec	
주냉각수 저-저 유량	*2.785 kg/sec	*2.652 kg/sec	

2) 자동배기밸브 작동설정치 (SOV38/39 → Open)

	설 정 치	허 용 오 차	비 고
주냉각수 저압	*14.841 MPa	*14.134 MPa	FTL트립과 동시에
제1기기실 고압	*0.103 MPa	*0.108 MPa	

3) 비상냉각수펌프 흡입부 하나로 수조로 배열 (SOV1/2 → Close and SOV5 → Open)

	설 정 치	허 용 오 차	비 고
주냉각수 저압	*14.841 MPa	*14.134 MPa	

4) 비상냉각수펌프 우회밸브 작동설정치 (SOV10 → Close)

	설 정 치	허 용 오 차	비 고
주냉각수 저압	*14.841 MPa	*14.134 MPa	FTL트립과 동시에
주냉각수 저-저-저 압력	*0.760 MPa	*0.724 MPa	FTL트립과 동시에

5) 비상냉각수펌프 고온관 방출밸브 작동설정치 (SOV27 → Open)

	설 정 치	허 용 오 차	비 고
	1800 sec	1800 sec	ECW 펌프 우회밸브 작동으로 부터

(주) *참고 설정치 임(Reference Value). 실제설정치는 시험핵연료가 결정되면 실험자가 안전해석을 통해 추후 설정할 것임.

계통부품별 FTL Setpoints

가압중수로 모드 (CANDU Mode)

1) 고압주입탱크 격리밸브 작동설정치 (SOV23/28/29/30 → Open)

	설 정 치	허 용 오 차	비 고
주냉각수 저-저 압력	'8.33 MPa	'7.929 MPa	
주냉각수 고-고 온도	'294.5 ℃	'310℃	
주냉각수 고유량	'18.80 kg/sec	'19.792 kg/sec	
주냉각수 저-저 유량	'4.52 kg/sec	'4.302 kg/sec	

2) 자동배기밸브 작동설정치 (SOV38/39 → Open)

	설 정 치	허 용 오 차	비 고
주냉각수 저압	'9.05 MPa	'8.618 MPa	FTL트립과 동시에
제1기기실 고압	'0.103 MPa	'0.108 MPa	

3) 비상냉각수펌프 흡입부 하나로 수조로 배열 (SOV1/2 → Close and SOV5 → Open)

	설 정 치	허 용 오 차	비 고
주냉각수 저압	'9.05 MPa	'8.618 MPa	

4) 비상냉각수펌프 우회밸브 작동설정치 (SOV10 → Close)

	설 정 치	허 용 오 차	비 고
주냉각수 저압	'9.05 MPa	'8.618 MPa	FTL트립과 동시에
주냉각수 저-저-저 압력	'0.760 MPa	'0.724 MPa	FTL트립과 동시에

5) 비상냉각수펌프 고온관 방출밸브 작동설정치 (SOV27 → Open)

	설 정 치	허 용 오 차	비 고
	1800 sec	1800 sec	ECW 펌프 우회밸브 작동으로 부터

(주) *참고 설정치 임(Reference Value). 실제설정치는 시험핵연료가 결정되면 실험자가 안전해석을 통해 추후 설정할 것임.

계통의 트립변수별 계측기 응답시간은 다음과 같으며 안전성분석보고서 표 11.5.16.3-2를 수정하겠습니다.

FTL 보호계통 계측설비의 응답시간

계통 트립 변수	트립계통	응답 시간				
		계측관	전송기	FTL 계측회로	하나로 계측회로	구동기
주냉각수 고압력	하나로	100 ms	200 ms	50 ms 미만	50 ms 미만	1.5 sec
주냉각수 저압력	하나로	100 ms	200 ms	50 ms 미만	50 ms 미만	1.5 sec
주냉각수 저-저압력	FTL	100 ms	200 ms	50 ms 미만	-	4 sec
주냉각수 고유량	하나로/FTL	100 ms	200 ms	50 ms 미만	50 ms 미만	1.5/4 sec
주냉각수 저유량	하나로	100 ms	200 ms	50 ms 미만	50 ms 미만	1.5 sec
주냉각수 저-저유량	FTL	100 ms	200 ms	50 ms 미만	-	4 sec
주냉각수 고-고온도	FTL	-	500 ms	50 ms 미만	-	4 sec
주냉각수 고온도	하나로	-	500 ms	50 ms 미만	50 ms 미만	1.5 sec
제1기기실 고압력	하나로/FTL	100 ms	500 ms	50 ms 미만	50 ms 미만/-	1.5/4 sec

[질의]

2-11.5.8.2-1 핵연료시험 설비 보호 계통

(1-11.5.8.2-2 재질의)

- (1) (정지 설정치와 허용치 개념 설명 부족) 표11.5.2-1 및 표11.5.8.2-2(전 출력 운전시 공정 변수 공칭값 및 보호조치(트립) 설정값)와 해당 운영기술지침서의 보호계통의 정지 설정치(표 11.5.16.3-3)에서 허용치가 서로 일치하지 아니하고,
- (2) (트립변수명의 통일성 결여) 트립 변수에 대한 용어가 불분명하여 동일한 변수를 서로 다른 이름으로 표현하는 것인지, 다른 변수인지 확실치 아니하다.
- (3) (트립 변수의 누락) 표11.5.2-1 및 표11.5.8.2-2(전 출력 운전시 공정 변수 공칭값 및 보호조치(트립) 설정값)에서 정의된 제1기기실 고압력이 표 11.5.16.3-3에는 누락되어 있다.

(1),(2),(3)답변에 관한 수정본 SAR 제출 요망

[답변]

- (1) 질의 2-11.5.8.1-1의 답변과 같이 추후 시험핵연료 결정시 다시 제출하겠습니다.
- (2) SAR에 사용된 변수명을 아래와 같이 통일하겠습니다.
 - 주냉각수 압력
 - 주냉각수 온도
 - 주냉각수 유량
- (3) 제1기기실 고압력을 표11.5.16.3-3에 추가하겠습니다. 또한 시험부 보호용으로 “IPS 외부 냉각수 온도 고” 및 “IPS 외부 냉각수 유량 저” 신호를 추가할 예정이고 안전해석 결과에 따라 소내정전 신호는 삭제되었습니다.

[질의]

2-11.5.8.2-2 핵연료 시험설비 보호계통

(1-11.5.8.2-3 재질의)

- (1) 그림 11.5.8.2-1/2/3/4/5/6/7에서 최종 구동기까지의 논리도의 Legend 및 주석을 별도로 표시하고, 바이스테인블의 deadband 및 설정치를 표기하여 설계 문서를 명확히 할 것을 요청하였으나, 이에 대한 설계 문서를 제출하지 않았음.
- (2) (1차 답변 보충 질의) 논리도면에서 비상 발전기의 자동 기동을 위한 논리가 누락되었다. 어떠한 경우에 비상 발전기를 자동 기동 시켜서, 보호 설비 등에 전원을 공급하게 되는 가에 대한 답변으로 소내 정전의 경우에는 소내 정전 신호를 모선에서 부족 전압 계전기가 아닌 주냉각수 펌프의 저-저 유량신호를 기동 신호로 처리한다. 이에 대한 응답시간을 모선 전압에서 부족 전압 계전기의 작동신호를 받는 것과 비교하여 제시하고, 신호의 흐름을 두 가지 비교하여 설명하십시오.
- (3) 일반 동시 논리 회로(서로 다른 변수로 2/3 논리를 구성)를 사용한다는 설명이 §11.5.8.2.1.1.6(다중성)에 설명되어 있으나, 실제 도면에서는 국부일반 논리(local coincidence), 즉, 동일 변수로 2/3 논리회로로 실제 설계되고, 후반부에서 이를 서로 다른 변수를 합하여 일반OR 논리로 구성하여 채널 별로 최종 구동기 작동 신호를 보내고 있다. 이에 대한 수정본 SAR이 미제출되었다.
- (4) 채널의 시험성에 대한 상세 설계 내용을 미제출하였다. 최종 설계 내용을 제출할 것.

[답변]

- (1) Legend 및 주석은 Logic Diagram의 Symbols Sheet 1 & 2 및 General Notes를, 실제설정치는 시험핵연료가 결정되면 실험자가 안전해석을 통해 추후 설정하여 제출하겠습니다.

또한 바이스테인블(트립 : 교정기기)의 Deadband는 0.6~7.5%로 설계하였으며, 이를 안전성분석보고서의 해당절에 다음과 같이 수정하겠습니다.

“이 때 트립/교정기기의 바이스테인블의 Deadband는 0.6~7.5%로 조정 가능토록

하였다.”

(2) 비상발전기의 자동기동논리는 Electrical Logic Diagram (FL-543-EC-D001/002/003)에 소내 모선 전압 부족 신호를 추가하여 반영하였습니다.
(첨부 15를 참조하시기 바랍니다.)

(3) 국부일반 논리회로를 일반동시 논리회로로 수정 반영하겠습니다.

(4) 채널의 시험성을 반영하겠습니다.

상기 (2), (3), (4)는 현재 상세설계가 진행 중이므로 반영 후 제출하도록 하겠습니다.

[질의]

2-11.5.8.2-3 핵연료 시험 설비 보호 계통

(1-11.5.8.2-4 재질의)

핵연료 시험 설비의 제어반과 비상 정지반에 대한 별도의 Layout이나, Annunciation 및 패널 배치도가 생략되어 있다. 이에 대한 간단한 설명을 FSAR에 추가하고, 별도의 도면을 기재할 것을 요청한 답변으로 제시하여야 할 상세 도면을 설계를 수행하지 못하여 제출하지 못하였다. .

[답변]

현재 상세설계가 진행중인 관계로 설계 확정후 Layout, Annunciation 및 패널 배치도를 제출하겠습니다.

[질의]

2-11.5.8.2-4 핵연료 시험 설비 보호 계통

(1-11.5.8.2-5 재질의)

(1) § 11.5.8.1.1.(분산 제어 계통)에서 설명은 제어 계통이 과도 현상이 어떻게 응답하며, 이에 대해서 안전성 분석을 한 결과를 제시하지 않았다. 계통의 사건에 따른 시간 응답을 보이고, 이에 대해서 제어 계통이 공정을 안전하게 운전됨을 보이는 자료를 제출하지 않았다.

(2) 압력 제어, 수위제어, 유량 제어, 온도제어(§ 11.5.8.5.3.17)의 변수에 대해서 해당 계통을 전달 함수로 표시하고 제어기 및 제어 대상(밸브, 가열기, 펌프)를 구체적으로 표시한 도면 등을 제출하지 않았다.

[답변]

(1) 현재 상세설계가 진행 중이므로 설계확정 후 반영토록 하겠습니다.

(2) Logic Diagram의 Non-Nuclear Safety 부분에 Symbol화된 흐름도로 표기되어 있습니다. 상세사항은 설계확정 후 반영토록 하겠습니다.

[질의]

2-11.5.8.2-5 핵연료 시험설비 보호계통

(1-11.5.8.2-7 재질의)

답변자료를 검토한 결과, 설계값과 보호조치 설정값이 동일하므로 안전여유도가 전혀 없다. 이와 같이 설계할 경우, 계측기 Drift, 보호계통 허용범위 등을 고려할 때 설계치 보다 보호계통 설정치가 크기 때문에 변수가 보호계통 설정치에 도달하기 전에 파손될 수 있으므로 보호계통 설정치를 설계값보다 작도록 조정하여 안정 여유도가 확보될 수 있도록 할 것.

기기명	설계값	보호조치 설정값
CANDU IPS 압력	11.03 Mpa	11.03 Mpa
PWR IPS 압력	17.23 Mpa	17.23 Mpa

[답변]

과압에 대한 보호조치는 하나로 Trip과 SRV작동입니다.

IPS의 압력에 대한 안전제한치는 2-11.5.8.1-1의 질의에 대한 답변과 같이 12.33 MPa 이고, 보호조치 설정값은 실제 시험핵연료가 결정되었을 때 다시 제출하겠습니다.

[질의]

2-11.5.8.2-6 핵연료 시험설비 보호계통

계측제어계통 논리도면은 그림 11.5.8.2-1 부터 그림 11.5.8.2-1까지 제시되어 있으나 일부 논리가 포함되어 있지 않고 불필요한 논리기능이 포함되어 있어 개정을 추진하였다. 개정 논리도가 재작성 되었으면 제출할 것. 논리도면에 포함되지 않은 변수는 다음과 같으므로 반영할 것 (11.5.8.2.2.2.7-1 정지논리 관련).

- 가. 소내정전
- 나. 수동 정지
- 다. 제1 기기실 압력 고

[답변]

가. 사고 해석에 따라 4.59초에 주냉각수 저저유량 신호가 발생합니다. 소내정전은

Trip Parameter가 아니므로 안전성분석보고서의 해당 내용을 수정하겠습니다

나. Logic Diagram, LSK-1-1C에 수정내용을 반영하겠습니다.

다. 안전성분석보고서의 해당 절에 다음 용어를 추가하겠습니다.

- IPS 외부 냉각수 온도고
- IPS 외부 냉각수 유량저

논리도면은 현재 상세설계가 진행 중이므로 개정 완료시 추후 제출하겠습니다.

11.5.9 전력계통

[질의]

2-11.5.9.2-1 설계기준

(1-11.5.9.2-1 재질의)

소내 전력 계통의 구성에도 안전 등급의 교류 전력인 경우에는 별도의 변압기를 거쳐서 구성된 소외 전원이 확보되어 있어야, 공통 고장 모드에서의 고장시 등급Ⅲ 전원의 독립성이 보장된다. 그러나, 연구소로부터 공급받는 전원이 2개라 해도, 현재의 단선도는 S01-17 VCB를 공유하고 있어서 독립성이 상실된 것으로 보인다. 또한 모든 전원을 연구소로부터 공급받으므로, 연구소 변전소의 공통 고장 원인으로 인하여 영향을 받게 된다(§11.5.9.2.1 소외 전력 계통의 설계기준).

1차 답변에서 기재한 내용으로는 다중성을 만족하기 위한 100% 용량의 이중 모선과 선로를 보유하는 것을 확인할 수 없다. 예, 두 개의 VCB와 소내 변압기는 분리 모선으로 구성되어야 한다.

[답변]

FTL 전 부하를 100% 담당할 수 있도록 산정한 S01-14 VCB와 소내변압기 (LC TR#2)를 추가하여 기존의 S01-17 VCB 및 소내변압기(LC TR#1)와 함께 독립성 및 다중성을 만족하도록 분리모선으로 구성하여 설계를 보완하였으며, 그 내용은 첨부 16, 17, 18, 19, 20과 같습니다.

[질의]

2-11.5.9.4-1 소외전력계통

(1-11.5.9.2-1 및 1-11.5.9.4-1 재질의)

하나로 설비로부터 공급받는 전원을 2회선으로 구성하는 신설 FTP 설비의 전력계통은 원자력안전설비에 대한 설비 기준을 만족하지 못하고 있다. 그러므로 물리적, 전기적으로 독립된 2개의 소외 전원을 확보하고, 소내 안전등급 교류전원 공급을 위한 독립된 별도의 변압기를 구성함으로써 다중의 안전관련 부하에는 독립된 소외 전원 선로와 기기(변압기)를 통하여 전원을 공급해야한다.

이러한 설계 기준을 만족하지 못할 경우는 안전관련 전력계통모선의 전원 공급 신뢰도가 기존의 설계 기준에 따른 설계보다 낮지 않음을 확인할 수 있는 자료를 제출하거나 설계 기준을 만족하도록 변경된 설계 내용을 제시하시오.

[답변]

1. 기존 하나로 설비로부터 전력을 공급받는 안전관련 전력계통 모선의 전원공급 신뢰도가 기존의 설계기준에 따른 설계보다 낮지 않음을 확인할 수 있는 근거자료는 다음과 같습니다.

첫째, 안전관련 전력계통은 한전 전원상실시 각 TRAIN별로 설치되어 있는 UPS (Uninterruptible Power Supply)설비가 무정전으로 자동투입되어 이와 관련 되는 1E급 부하에 무정전으로 전력을 공급하며, 각 TRAIN별 부하량은 TRAIN A는 약 150kVA, TRAIN B는 약 160kVA이며 축전지에서 60분 동안 안전등급 부하에 충분한 용량으로 전력을 공급하고 있습니다.

둘째, 소내 정전(SBO) 사고나 주 냉각수 펌프 저-저 유량신호(Loss of Forced Cooling Signal)가 발생하면 1E급 비상 디젤발전기 2대(FL-531-E-D001/002)가 자동 기동하며, 각 Train 별로 독립적으로 설치되어 있는 1E급 비상 디젤발전기의 용량은 연속정격 150kW로서 안전등급부하를 감당할 수 있는 충분한 용량으로 설정되었습니다.

셋째, 1E급 비상 디젤발전기가 고장날 경우, 운전원이 수동조작만으로 기동할 수 있는 연속정격 300kW급의 NON-1E 디젤 발전기(FL-531-E-D001)가 설치

되어 있어, 다중의 안전관련 부하와 더불어 소내의 필요 부하에 전력을 공급할 수가 있어 공급신뢰도가 기존의 하나로 설계기준에 의한 설계보다 높습니다.

또한, 연구소의 공통모선(KM-531-E-S01)에서 각각의 소내 변압기 전단에는 VCB가 상호 INTER-LOCK으로 각각 전기적, 물리적으로 독립되어 있어 1대의 변압기 사고 시에도 안전 관련 부하에는 독립된 변압기를 통해 전원을 공급하도록 구성하였으며, 1대의 변압기 용량만으로도 충분히 소내 모든 부하를 감당할 수 있는 용량으로 설계하였습니다.

2. 안전관련 전력계통 운전시 전원공급 신뢰도는,

첫째, 비상냉각계통은 200%의 Cooling Capacity를 갖도록 하여 비상냉각계통의 신뢰성을 높였습니다.

FTL의 ECW(Emergency Cooling Water) System 및 CCW (Component Cooling Water) System은 각기 2 Train으로 구성되며, 비상시 2 Train 모두 동시에 동작되고, 각 Train은 100% 용량을 갖도록 설계되어 있어 전체적으로 200%의 Cooling Capacity를 가지고 있습니다. 따라서 이 중 1 Train의 기능이 상실되더라도 비상냉각계통은 100%의 냉각능력을 유지하고 있으므로 신뢰성 측면에서 우수합니다.

둘째, 안전관련 전력계통 모선에 독립된 VCB 및 L/C를 두어 신뢰성을 높였습니다.

안전관련 전력계통 모선은 2 Train, 3 Channel로 구성되어 있습니다. 각 train은 100% 용량의 독립된 VCB 및 L/C 부터 전원을 공급받도록 설계하여 한 train의 VCB 및 L/C가 기능을 상실하더라도 나머지 한 train의 VCB, L/C가 전체 계통에 전원을 공급 할 수 있도록 설계하여 신뢰성을 높였습니다.

셋째, 각 train에 Class 1E UPS(460V AC)를 두어 비상냉각계통의 신뢰성을 높였습니다.

안전관련 전력계통 모선은 2 Train, 3 Channel로 구성되어 있습니다. 각 train은 독립된 각 VCB, L/C로 부터 전원을 공급받고, 각 train의 모든 기기에 전력

을 충분히 공급할 수 있도록 150kW 용량의 Class 1E D/G를 두었습니다. 또한 비상시 Class 1E D/G가 기동하여 정격출력을 발생할 때까지 ECW Pump 및 CCW Pump에 전원을 공급하도록 1시간 용량의 Class 1E UPS(460V AC)를 추가하여 비상냉각계통 모선의 전원공급의 신뢰성을 높였습니다.

넷째, Class 1E D/G의 전원상실에 대비하여 Non-Class 1E D/G를 두어 Regulatory Guide 1.155요건을 만족하도록 대체 교류 전력 공급 장치를 설치하였습니다. Class 1E D/G 2대중 1대 또는 2대 모두 전원상실되는 것에 대비하여 2 대의 Class 1E D/G의 용량을 모두 공급할 수 있는 300kW 용량의 Non-Class 1E D/G를 설치하였으며, Class 1E D/G 2대중 1대 또는 2대가 전원상실되었을 때 Non-Class 1E D/G는 수동으로 기동되고, Class 1E D/G 2대중 1대 또는 2대가 전원상실된 후 Non-Class 1E D/G가 수동기동되어 정상출력을 발생할 때까지 Class 1E UPS (460V AC)가 ECW Pump 및 CCW Pump 에 자동으로 투입되어 비상냉각계통의 모선 전압에는 정상 전력이 항상 공급되도록 하였습니다.

그리고 안전관련 계통의 계기에는 120V AC 및 24V DC 전원을 공급하기 위하여 3 Channel의 Class 1E UPS (120V AC) 계통을 두어 다중성 및 독립성의 요건을 만족하도록 하였습니다.

3. 안전관련 전력계통에 설치되는 각 기기의 동작순서는 다음과 같습니다.

- ① MCW 계통의 유량이 Low Low이거나 정전등으로 인한 해당 모선전압의 상실 시에 두 대의 Class 1E D/G가 동작을 개시한다(두 train으로 구성된 ECW, CCW 계통은 200%의 열제거 능력을 가지므로 이때 한 대의 Class 1E D/G만 기동되어도 100%의 Cooling Capacity를 가진다).
- ② 두 대의 Class 1E D/G가 기동하여 정상출력을 발생할 때까지의 시간동안 (10초) 각 train의 ECW Pump, CCW Pump에 전력을 공급하기 위하여 두 대의 Class 1E UPS가 동작된다.

- ③ 각 Class 1E D/G가 정상출력을 발생하면 두 대의 Class 1E UPS가 자동으로 절체되고 각 D/G가 ECW Pump 및 CCW Pump에 전력을 공급한다.
- ④ Class 1E D/G가 운전중, 1대 또는 2대 모두 고장나면 운전원이 수동으로 Non-Class 1E D/G를 동작시켜 ECW Pump와 CCW Pump에 전력을 공급하고, Non-Class 1E D/G가 정상출력을 발생할 때까지 ECW Pump 및 CCW Pump에는 두 대의 Class 1E UPS가 전원을 공급하고, Non-Class D/G가 정상출력을 발생하면 두 대의 Class 1E UPS가 자동으로 절체된다.

[질의]

2-11.5.9.5-1 소내 전력계통

(1-11.5.9.5-1 재질의)

비상 발전기의 기동 조건 및 긴급 정지 조건에 대한 설명이 부족하고, 이에 대한 구체적인 사고 조건에 따른 부하 순차 투입에 필요한 순서와 부하에 대한 설명이 부족하다. 이에 대해서 구체적인 전원 상실의 기동 조건(예, 인버터 고장 및 축전지 공급 불능등 전원 상실에 따른 조건과 긴급 정지 조건과 연관된 조건)을 명시하여 제출한 1차 답변 내용에 비상정지에 대한 Over-ride 조건 등에 대한 설명이 부족하고, 운영기술지침서와 관련된 비상 발전기 운전조건에 대한 설명이 부족하다.

[답변]

1. 1E급 비상 디젤발전기의 자동 기동조건은 다음의 2가지 경우입니다.
첫째는 비상 디젤발전기가 설치되어 있는 해당 모선의 전압 상실 신호 (LOVS) 발생시 (정상전압의 50%) 에 자동 기동되며, 둘째는 주 냉각수펌프(MCW)의 정지로 인해 저-저 유량신호(Loss of Forced Cooling Signal) 발생시 자동 기동된다.
2. 수동기동조건은 현장제어반에서 현장 제어 스위치 조작으로도 가능합니다.
3. 1E급 비상 디젤 발전기의 긴급 정지조건은 엔진과속도(Over-Speed)외에 1차 답변서에 추가로 윤활유 압력저하, 발전기 보호계전기 동작시만 비상정지시키며, 다음과 같은 기계적, 전기적 조건에서는 경보만 올리도록 하였습니다.

① 기계적조건

- 엔진 과속도 (115%)
- 기동실패
- 냉각수 온도상승(200°F)
- 윤활유 온도상승(200°F)
- 수동비상트립

② 전기적조건

- 과전류계전기 동작
- 저전압 계전기 동작
- 과전압 계전기 동작
- 저주파수 계전기 동작
- 지락과전류 계전기 동작

4. 1E급 비상 디젤발전기의 부하 순차 투입을 고려할 경우, 소내 부하의 종류는 솔레노이드 밸브(SOV)등 소용량 부하가 전부이므로 순차적 부하 투입은 고려치 않았다.

관련 설계내용은 첨부 15, 21, 22와 같습니다.

[질의]

2-11.5.9.5-2 소내 전력계통

(1-11.5.9.5-2 재질의)

등급 1E 전원에 대한 내진 요건, fire-retardant 요건, 이격 요건, 식별 표시 요건 등에 대한 설명이 부족하다. 예를 들면, 등급 1E 전원의 케이블은 화재 지연 요건을 만족하는 피복을 사용한 케이블 이어야 한다는 요건을 명시하지 않았다. 이를 케이블 공사와 관련하여 SAR 본문의 수정 본을 제출하지 않았다.

[답변]

1. 등급 1E 전원에 대한 내진요건

Cable Tray Support 는 지지물에 작용하는 각각의 하중 및 Moment를 계산하여 얻은 결과치를 입력으로 하여 앵글구조물로 설계하였으며 기존 하나로 건물 내부

의 구조물들은 하나로 내진 조건을 동일하게 적용하여 설계에 반영하였습니다. 또한, "ASME Boiler and Pressure vessel code, section III, Nuclear power plant components, Subsection NF" 코드를 적용하였으며, 전선로 지지물 계산서는 첨부 23, "Calculation for Cable Tray Support" (FL-571-DC-D001)를 참조바랍니다.

2. Fire-retardant 요건

1E급 Cable은 화재지연 요건을 만족하는 피복을 사용한 Cable이어야 한다는 요건을 수정 SAR 본문에 명시토록 하겠으며, IEEE std-383 및 ICEA S68-516에 따라 요구되고, 시험된 것을 사용하도록 사양에 명시하였습니다.

3. 이격요건 및 식별표시 요건

1E 및 NON-1E급 기기간 및 다른 군의 기기간을 구별하기 위하여 색깔을 부여한 명판, 표식 또는 표찰을 사용하게 됩니다. 각각의 1E급 및 NON-1E급 군은 독특한 명칭을 부여하고 각각의 회로와 전선로는 영문자와 숫자를 조합하여 구별할 것입니다.

1) 전선로 식별

건물내 모든 전선로는 IEEE 384에 따라 잉크등사 방법을 사용하여 식별합니다. 잉크 등사는 전선로의 각 군을 나타내기 위해 색깔을 사용합니다. 격리 그룹과 각 그룹의 해당 색깔은 표 1과 같습니다. 케이블 트레이가 밀폐구역으로 인입되거나 인출될 때에는 영구적인 표식을 하고 같은 구역에서는 매 15ft(4.6m) 이내마다 영구적인 표식을 설치합니다. 전선관도 케이블 트레이와 같은 방법으로 식별 표시합니다.

2) 전선로 격리 (Segregation)

가. 격리 그룹으로 표시된 전선로에는 동일 그룹의 케이블 또는 호환 가능한 격리 그룹의 케이블만을 수용합니다. 격리 범주는 아래와 같습니다. 이 범주는 전력, 제어, 계측설비로 구분됩니다.

- 1E급 Division A

- 1E급 Division B
- 1E급 Division C
- 계측설비 Channel 1
- 계측설비 Channel 2
- 계측설비 Channel 3
- NON-1E급

나. NON-1E급 케이블은 1E급 전선로에 포함되지 않습니다. NON-1E급 케이블은 검증된 격리소자를 통하여 1E급 전력원으로 분기할 수 있습니다. 이와 같은 경우, 격리소자 2차측 회로는 1E급 회로로 분류되지 않으며 안전 관련 전선로에는 이를 포설하지 않습니다.

3) 전선로 이격(Separation)

다중기기에 연결된 케이블의 단일 사고에 의한 손상을 피하기 위하여 다중회로가 포설되어 있는 전선로 간에는 적절한 이격을 유지합니다. 1E급 전선로 역시 NON-1E급 전선로와 이격시킵니다. 전선로 이격은 IEEE 384를 적용합니다. IEEE 384에 명시된 이격 거리를 유지할 수 없는 곳에서는 회로 독립성을 유지하기 위해서 특별한 방호벽을 사용하거나 또는 케이블이 완전히 밀폐된 전선로(예, 전선관 또는 덮개가 씌어진 밀폐된 트레이)에 포설하고, 이격이 지켜지지 않을 때에는 이것이 허용 가능하다는 것을 보이기 위한 해석을 수행합니다. NON-1E급 전선관과 개방된 1E급 케이블 트레이 사이의 이격거리는 IEEE 384에 명시된 작은 이격거리를 적용하며, 이 이격거리가 1E급 계통의 기능을 저하시키는 것을 입증하기 위한 해석을 수행합니다.

이격 식별 코드

[표 1]

코 드	이 격 그 룹	전선로 색깔 표시
A	1E급 계측 및 제어설비 TRAIN A 채널 1에 해당하는 1E급 전력, 제어, 계측전선로	적 색
B	1E급 계측 및 제어 설비 TRAIN B, 채널 2에 해당하는 1E급 전력, 제어, 계측전선로	녹 색
C	1E 급 계측 및 제어설비 TRAIN A, 채널 3에 해당하는 1E급 전력, 제어, 계측 전선로	황 색
D	NON-1E급 전력, 제어, 계측 전선로	흑 색

4. 상기사항을 안전성분석보고서 본문 11.5.9.5.5항에 추가 반영토록 하겠습니다.

11.5.10 보조 계통

[질의]

2-11.5.10-1 보조계통

11.5.10항의 각 계통(예를 들어 기기냉각수계통, 취출,보충 및 정화계통, FTL 중간냉각계통, 최종열방출부등)과 관련하여 본 안전성분석보고서에는 계측제어기기의 설계에 대해 언급이 되어 있지 않다. 각 계통의 중요 계측설비에 대해 안전성분석보고서에 기술하시오.

[답변]

보조 계통은 Non-Nuclear Safety 설비로서 분산제어설비를 이용하여 제어기능을 수행하고 있습니다. 각 보조계통에 대한 계측제어 기기의 설명은 계측제어 분야의 안전성분석보고서에 다음과 같이 기술되어 있습니다.

- 11.5.8.5 비안전성 계측제어 계통
 - 11.5.8.5.1.1 분산제어 계통
 - 11.5.8.5.3 핵연료시험설비 제어계통
 - 11.5.8.5.3.1 주 냉각수 펌프
 - 11.5.8.5.3.2 노내 시험부 유입유량
 - 11.5.8.5.3.3 주 냉각수 재순환유량
 - 11.5.8.5.3.4 주 냉각수 가열기
 - 11.5.8.5.3.5 가압기 압력
 - 11.5.8.5.3.6 가압기 수위제어
 - 11.5.8.5.3.7 취출수 유량
 - 11.5.8.5.3.8 탈수기 수위
 - 11.5.8.5.3.9 탈기기 압력
 - 11.5.8.5.3.10 정화수 복귀펌프
 - 11.5.8.5.3.11 보충수 펌프
 - 11.5.8.5.3.12 화학재 첨가 펌프
 - 11.5.8.5.3.13 화학재 첨가 가열기
 - 11.5.8.5.3.14 액체 폐기물 처분
 - 11.5.8.5.3.15 중간 냉각 펌프
 - 11.5.8.5.3.16 주 냉각수 온도

[질의]

2-11.5.10.3-1 취출, 보충 및 정화계통

- 가) 11.5.10.3.6 가동중검사 및 시험 항에 “LMP 계통은 가동전 검사요건을 적용하지 않는다.”라고 기술되어 있다. 여기서 ”가동전“을 ”가동중“으로 수정할 것.
- 나) 취출, 보충 및 정화계통의 안전 운전을 위한 각 계통의 과압보호기능(압력 방출설정치를 포함)을 세부적으로 제시하시오.
- 다) LMP 계통의 격리 및 누설 감지와 제어에 관한 기능 및 설계 요건이 고려되지 않은 바 이에 대해 보완을 하시오.

[답변]

- 가) 안전성분석보고서의 해당 절을 “LMP 계통은 ASME SEC. XI에 따른 가동중 검사요건은 적용하지 않는다.”로 수정하겠습니다.
- 나) 취출, 보충 및 정화계통의 과압보호 기능은 다음과 같습니다.
 - ① 이온교환계통부의 과압방호는 압력강화 오리피스스의 후단부에 위치한 압력방출 밸브에 의해 이루어지며 이 압력방출밸브의 기능은 다음과 같습니다.
 - Valve No. FL-240-J-PSV 0008 :
 - 기능: Purification System의 압력방출
 - 작동 설정치: 1.03 MPa
 - ② 주냉각수 보충계통부의 과압방호는 정화복귀펌프에 장착된 압력방출 밸브와 탈기탱크에 장착된 밸브에 의해 이루어지며 이 밸브의 기능은 다음과 같습니다.
 - Valve No. FL-240-J-PSV 0039 :
 - 기능: Degasifier의 압력방출
 - 작동 설정치: 1.03 MPa
- 다) LMP 계통은 5 GPM 유량, 60°C 온도로 설계되어 있으며, 정화유량의 제어는 FTL 제어실로부터 수동으로 설정되는 정화유량 조절밸브(FL-240-J-FV0003)에 의해 조절됩니다. 이 정화유량 조절밸브는 비재생 열교환기의 고온상태(FL-240-J-TSH-0002), 가압기의 극저수위(FL-240-J-LSL-0036) 그리고 FTL 긴급정지 신호에 의해 격리됩니다.

또한 LMP 계통의 누설감시는 현재 제2기기실에 설치되어 있는 Radiation Monitor(FL-678-J-RE-007)에 의해 감시가 가능할 것입니다.

[질의]

2-11.5.10.4-1 시료채취계통

시료채취시의 시료채취 작업자의 외부피폭 및 휘발성 방사성핵종의 흡입에 의한 체내 피폭을 감소시키기 위한 설계방안과 방사성액체의 흘림에 위한 인체 및 시료채취실의 바닥표면오염을 방지, 제거하기 위해 설계에 고려된 방안을 제시하십시오.

[답변]

핵연료조사시험 설비의 수질을 주기적으로 감시하기 위한 시료채취는 별도의 시료채취기기(Sampling panel : FL-260-M-Y-002)를 제작, 설치하여 수행하게 됩니다. 이 기기 사양에 따르면 시료채취시 작업자에 대한 방사선방호 및 시료채취시 발생하는 방사성액체를 수집하는 장치를 요구하고 있습니다. 현재 이 기기는 구매발주 대기 중에 있으며 전문제작업체가 선정되면 상세 제작 설계를 검토하여 상기 요건에 대한 충족여부를 확인, 승인토록 되어 있으므로 질의에서 요구한 내용은 제작단계에서 반영할 예정입니다.

[질의]

2-11.5.10.4-2 시료채취계통

기술된 내용중 “11.5.10.4.6 가동중 검사 및 시험”에서 시료채취계통은 가동전검사 요건을 적용하지 않는다고 되어 있는데 가동중검사와 가동전검사 중 어느 것인지 명확히 하시오.

[답변]

안전성 분석보고서 11.5.10.4.6항은 오기이므로 해당 문장을 다음과 같이 수정하겠습니다.

“시료채취 계통은 가동중 검사요건을 적용하지 않는다.”

[질의]

2-11.5.10.5-1 FTL 중간 냉각 계통

중간냉각계통의 펌프 트립, 제어밸브고장, 열흡수원 상실시 Fuel Test Loop(FTL)의 운전에 미치는 영향 및 FTL의 건전성이 유지됨을 밝히시오.

[답변]

FTL중간냉각계통이 열을 제거하는 기기는 주냉각계통의 Main Cooler(FL-210-M-X002) 및 Main Pump Cooler(FL-210-M-X003)와 취출, 보충 및 정화계통의 LMP Cooler(FL-240-M-X001) 입니다.

이 중간냉각계통의 펌프 트립 또는 제어밸브 고장 등으로 인해 열흡수원이 상실되면 주냉각계통의 공급온도가 상승하게 됩니다. 그 결과 주냉각계통에 설치된 안전등급의 온도계측기(FL-210-J-TE-0054 A,B,C)로부터 고온 트립신호가 발생되어 하나로와 FTL이 정지되므로 FTL은 건전성을 유지하게 됩니다.

아래는 FTL 보호계통의 주냉각계통 냉각수온도의 운전 및 트립설정치를 나타내고 있습니다.

구분	운전온도	설계온도	보호조치 설정온도
PWR 모드	316℃	350℃	336℃(고온) 343℃(고-고온)
CANDU모드	281℃	350℃	302℃(고온) 310℃(고-고온)

11.5.11 방사성 폐기물 관리

[질의]

2-11.5.11.1-1 방사선원

방사성폐기물처리시스템의 설계목표를 제시하시오.

[답변]

핵연료시험설비에는 방사성폐기물처리시스템은 없습니다. 시설운전시 발생하는 모든 고체 및 액체 폐기물들은 연구소 내에 설치 운전중인 “B 시설”에서 처리됩니다. 따라서 핵연료시험설비가 방사성폐기물과 관련하여 갖추고 있는 기능은 운전중 발생하는 방사성폐기물을 수집, 저장, 이송하는 기능뿐입니다.

[질의]

2-11.5.11.1-2 방사선원

주 냉각수계통이나 취출, 보충 및 정화계통이 파손되어 모든 방사능이 누출되었을 경우 부지경계에서의 방사선 피폭량이 전신 500 mrem 및 갑상선 1.5 rem을 초과하지 않는다고 하였는데, 그 계산근거를 제시하시오.

[답변]

핵연료 시험설비의 기술지침서 상의 주냉각수 방사능 농도는 주냉각수 계통이나 취출, 보충 및 정화계통이 파손되어 모든 방사능이 누출된다 하더라도 부지 경계선에서의 방사선피폭량이 전신 500mrem 및 갑상선 1.5rem을 넘지 않는 허용 최대 방사능 농도 제한치 입니다.

계산근거는 첨부 24의 "Calculation for Normal Operation Radiation Source"를 참조하시기 바랍니다. 계산서에서 알 수 있듯이 초기 계산은 CANDU Fuel 1 Pin(결합율 5%, $1/37 \times 1.9(P.F.)=5\%$)이 파손되었을 경우를 기준하여 계산하였고 이 경우 주냉각수 방사능 농도는 계산서의 Table 6(p.34)과 같습니다. 이 방사능이 환경으로 모두 누출될 경우 부지 경계선(200m)에서의 방사선 피폭선량은 SWEC의 Computer Code인 PERC2를 사용하여 계산하였습니다. 이 때 사용한 X/Q값은 하나로에서 사용한 X/Q값($7.94 \times 10^{-3} \text{Sec/m}^2$)을 사용하였으며 선량 계산결과는 아래와 같습니다.

Whole body = 146.6mrem(a factor of 3.4 less than 500mrem)

Thyroid = 0.93rem(a factor of 1.6 less than 1.5rem)

따라서 thyroid dose가 더 제한적인 경우(more limiting case)이므로 기술지침서상의 주냉각수 방사능 농도는 5% 결합율에서 계산된 방사능 농도의 1.5배, 즉 7.5% 결합율에서의 방사능 농도(SAR 표11.5.11.1-2, 계산서 Table 8)가 되고 이 때의 방사선 피폭선량도 5% 결합율에 대한 피폭선량의 1.5배이므로 전신 500mrem 및 갑상선 1.5rem을 초과하지 않습니다.

[질의]

2-11.5.11.2-1 액체방사성 폐기물의 생성

탈염기배수 방출 및 필터하우징 배수방출시 발생하는 액체폐기물량을 무시하였는데, 그 근거를 제시하시오.

[답변]

핵연료시험설비를 1년간 연속 운전하게 되면 정화계통에 설치된 2기의 탈염기와 3기의 필터(Prefilter 2기 및 post filter 1기)로부터 카트리지를 1회 교체하게 됩니다. 카트리지를 교체할 위한 기기배수시에 발생하는 액체폐기물의 양은 아래와 같이 보수적으로 계산할 수 있습니다. 계산결과와 같이 탈염기배수 및 필터하우징 배수 방출시 발생하는 액체폐기물의 양은 0.1079m³에 불과합니다. 따라서 전체 발생량 49m³과 비교할 때 그 양은 극소량이므로 무시한 것입니다.

[계산]

1. 입력자료

1) Pre & Post Filter: 3set

- Filter Housing Max. OD: 10 inch(25.4 cm)
- Filter Housing Max. Length: 30 inch(76.2 cm)
- Filter Element Dia.: 6 inch(15.24 cm)
- Filter Element Length: 20 inch(50.8 cm)

2) Ion Exchanger: 2set

- Vessel ID: 14 inch(35.56 cm)
- Vessel Height: 28 inch(71.12 cm)

- Resin Volume: 64 liter

3) Pipe line between equipment isolation valves

- Pipe ID: 3/4 inch Sch.40(2.08 cm)

- Pipe length: 4 m

2. 계산

1) 필터하우징 배수시 방출되는 액체폐기물량

- 필터하우징 volume

$$V = \frac{\pi}{4} (25.4 \text{ cm})^2 \times 76.2 \text{ cm} = 38591.5 \text{ cm}^3 = 38.6 \text{ liter}$$

- 필터 element volume

$$V = \frac{\pi}{4} (15.24 \text{ cm})^2 \times 50.8 \text{ cm} = 9261.96 \text{ cm}^3 = 9.3 \text{ liter}$$

- 필터 1set 당 하우징내 액체폐기물량 = 38.6 - 9.3 = 29.3 liter

∴ 필터 3set 배수시 방출되는 액체폐기물량 = 3 x 29.3 = 87.9 liter

2) 탈염기 배수시 발생하는 액체폐기물량

- 탈염기 vessel volume

$$V = \frac{\pi}{4} (35.6 \text{ cm})^2 \times 71.12 \text{ cm} = 70596.8 \text{ cm}^3 = 70.6 \text{ liter}$$

- resin volume = 64 liter

- 탈염기 1set 당 vessel내 액체폐기물량 = 70.6 - 64 = 6.6 liter

∴ 2set의 탈염기배수시 vessel에서 방출되는 폐기물의 양 = 6.6 x 2 = 13.2 liter

3) 배관에서의 배수량

$$V = \frac{\pi}{4} (2.08 \text{ cm})^2 \times 400 \text{ cm} = 1358.5 \text{ cm}^3 = 1.36 \text{ liter}$$

필터 3기 및 탈염기 2기 배수시 전체 배수량 = 1.36 x 5 = 6.8 liter

4) 탈염기 및 필터하우징 배수시 발생하는 액체폐기물 총량

$$87.9 \text{ liter} + 13.2 \text{ liter} + 6.8 \text{ liter} = 107.9 \text{ liter} = 0.1079 \text{ m}^3$$

[질의]

2-11.5.11.3-1 기체방사성폐기물의발생 및 방출

기체방사성폐기물에는 Xe, Kr 및 I 등의 핵종들이 포함되어 있는데, 이러한 핵종들은 HEPA필터로는 처리되지 않는다. 이러한 핵종들을 처리할 수 있는 방법을 제시하시오.

[답변]

핵연료시험설비가 설치되는 기기실 No.1 및 No.2는 정상운전중 하나로의 RCI 환기계통을 이용하여 기기실내의 공기를 환기토록 설계됩니다. 하나로의 RCI 환기계통에는 charcoal filter가 설치되어 있기 때문에 Xe, Kr 및 I 등의 기체방사성폐기물을 처리할 수 있습니다.

[질의]

2-11.5.11.3-2 기체방사성폐기물의발생 및 방출

정상운전중 부지경계에서 기체폐기물 방출에 의한 방사능농도를 구한 계산방법을 구체적으로 제시하고, λ/Q 값의 근거를 제시하시오.

[답변]

FTL의 정상운전 중에는 하나로의 환기계통을 공용하게 됩니다. 따라서 계산시 사용한 X/Q 값($1.54 \times 10^{-5} \text{Sec}/\text{m}^3$, 8~24hr, 200m, 고공방출)은 하나로 안전성 분석보고서(표2.3-15)에서 인용한 것입니다.

[질의]

2-11.5.11.3-3 기체방사성폐기물의 발생 및 방출

본 설비 운전에 의하여 방출되는 기체폐기물에 의하여 야기되는 예상 주변주민 피폭선량을 그 계산방법과 함께 정량적으로 제시하시오.

[답변]

핵연료 시험설비의 운전으로 인한 주변의 피폭선량은 주냉각수 기술지침서상의 방사능 농도, 즉 결합율 7.5%일 때 주냉각수 중에 존재하는 방사능이 전부 환경으로 누출되더라도 전신 0.5rem, 갑상선 1.5rem이하가 됩니다.

기체 방사성 폐기물의 환경누출은 정상운전시 기기실로 누출되는 방사능이 환경으로 누출되는 것이므로 이 양은 기술지침서상의 방사능농도 이하입니다. 따라서 주변의 방사선 피폭선량은 기준치(저신 0.5rem, 감상선1.5rem)에 훨씬 못 미칠 것입니다.

또한 기체 방사선 폐기물은 체외 피폭보다 체내 피폭이 더 중요하므로 선량을 기준으로 하기 보다 10CFR20 및 원자력법 시행령 제2조 제8호의 규정에 의한 최대허용 공기중 농도(Maximum Allowable Concentration)로 보통 관리됩니다.

SAR 표 11.5.11.3-2에 핵연료 시험설비 운전으로 인한 부지경계에서의 방사능 농도를 10CFR20, App. B, Table II의 최대 허용 방사능 농도와 비교하여 제시하였습니다.

[질의]

2-11.5.11.4-1 고체방사성 폐기물 발생량

연간 발생하는 고체폐기물의 양을 종류별(폐수지, 폐필터, 잡고체 등)로 방사능량과 함께 제시하십시오.

[답변]

핵연료 시험설비의 운전으로 인해 발생하는 연간 고체 폐기물은 주로 폐수지와 폐필터이고 그 예상 발생량은 아래와 같습니다.

1) 폐수지

발생량 : 0.15m³(2개 기준)

핵종	방사능	핵종	방사능
I-131	3.25R+01	Cs-134	3.75E-02
I-132	4.52E-03	Cs-136	3.62E-01
Rb-86	8.92E-03	Cs-137	5.65E+02
Sr-89	1.07E+00	Ba-137m	5.34E+02
Sr-90	6.61E-02	Ba-140	4.41E-02
Y-90	6.61E-02	La-140	5.07E-02
Y-91	6.60E-02	Ce-141	2.98E-02
Zr-95	7.74E-02	Ce-144	1.28E-01
Nb-95m	5.74E-04	Pr-143	5.71E-03
Nb-95	1.27E-01	Pr-144	1.28E-01
Mo-99	3.22E-03	Nd-147	1.15E-03
Tc-99m	3.11E-03	Pm-147	2.43E-02
Ru-103	2.10E-02	Total	1135
Ru-106	9.45E-03		
Rh-103m	1.89E-02		
Rh-106	9.45E-03		
Te-125m	6.17E-02		
Te-127m	2.55E-01		
Te-127	2.55E-01		
Te-129m	3.37E-01		
Te-129	2.19E-01		
Te-132	4.39E-03		

2) 폐 필터

발생량 : 0.03m'(3개 기준)

<u>핵종</u>	<u>방사능</u>
Cr-51	4.00E-01
Mn-54	9.54E-03
Fe-55	1.37E+00
Fe-59	8.26E-02
Co-58	1.97E+00
Co-60	6.41E-01
Zn-65	4.43E-01
<hr/>	
Total	5

[질의]

2-11.5.11.5-1 방사성폐기물저장 및 이송계통

방사성폐기물처리계통에 설치되는 기기(필터, 펌프, 탱크, 밸브, 습분분리기, 배관 등)들의 재질, 용량, 크기 등의 설계사양을 제시하시오.

[답변]

방사성폐기물 처리계통의 기기 제원은 다음과 같습니다.

1) 필터(FL-240-M-G003A/B, -G005)

- Design Press. : 1138 kPa
- Design Temp. : 66°C
- Max. Flow Rate : 5 GPM
- Max. Efficiency : 0.99
- Dimension : 20"L × 6" φ
- Filter Size : ≤ 1.0 μ absolute

2) Waste Disposal 펌프(FL-240-M-P002)

- Flow Rate : 40 GPM
- Head : 50 ft
- Design Temp. : 150°F
- Discharge/Suction Press. : 47/25 psig

- NPSHR : 3 ft

3) Waste Disposal 탱크(FL-240-M-T001)

- Design Press. : 165 psig

- Design Temp. : 671°F

- Dimension : ϕ 1220 × L 2896 mm

- Material : SA 240-316

4) Ion Exchanger(FL-240-M-H004 A/B)

- Design Press. : 1138 psi

- Design Temp. : 66°C

- Dimension : ϕ 360 × L 720 mm

- Resin :

- Resin Depth : 635 mm
- Active Resin Volume : 64 liter
- Resin Ratio : 2 Strong Acid, 1 Strong Base
- Resin Type : Cation Lithium Form

5) Moisture Separator(FL-250-M-T003)

- Design Press. : 250 psi

- Design Temp. : 250°F

- Dimension : ϕ 10.7" × L 15.3"

- Material : Body A278, Internal SS 18-8

6) 배관/밸브 :

- Material : S.S. 316

- Size : 3/4" ~ 2"

[질의]

2-11.5.11.5-2 방사성폐기물 저장 및 이송계통

수소와 산소가 폭발농도에 이르지 않도록 연속 감시하는 장치의 사양 및 그 방법을 상세히 제시하시오.

[답변]

수소와 산소의 농도를 연속 측정하는 장치는 현 핵연료시험설비에는 없으므로 안전 성분석보고서에서 삭제하겠습니다. 주냉각수 수질관리를 위해 Degasifier로 주입되는

수소와 산소는 방사성폐기물 탱크로 모여 하나로 RCI 환기계통으로 방출되므로 그 농도는 방출전에 sampling하여 측정할 수 있습니다.

[질의]

2-11.5.11.5-3 방사성폐기물저장 및 이송계통

액체폐기물처분탱크가 누설되거나 파손될 시 오염확산을 방지할 수 있는 대책을 제시하시오.

[답변]

현재 방사성 폐기물 저장 탱크(Waste Disposal Tank)는 제1기기실 벽면에 설치되게 되어 있으며, 이 탱크는 안전 등급 3으로 설계되어 안전을 최대한 확보토록 하였습니다.

만일의 경우 이 탱크가 파손으로 내부의 오염 물질이 외부로 유출될 때에는 운전시 외부와 차단되어 있는 제1 기기실 바닥으로 모여지게 되며, 이 방출된 오염 물질은 RMS 또는 수위 감지기에 의하여 감지된 후 운전원의 조작에 의하여 제2 기기실에 있는 Sump로 모아져서 한국 원자력연구소 내에 있는 액체 폐기물 저장탱크로 보내져 처리된 후 외부로 방출되므로 오염 확산의 우려는 없습니다.

[질의]

2-11.5.11.5-4 방사성폐기물 저장 및 이송계통

액체폐기물은 하나로의 액체폐기물처리계통으로 이송되며, 최종적으로 연구소 폐기물처리시설로 운송되어 처리될 것이다. 본 설비 가동으로 인하여 액체폐기물의 증가되어도 하나로 액체폐기물처리계통과 연구소의 처리시설이 이러한 액체폐기물 전부를 충분히 처리할 수 있음을 입증하시오.

[답변]

연구소에 설치운전중인 “B 시설”에서의 연간 액체방사성폐기물 처리용량은 6000 m³/yr 이므로 하나로의 핵연료시험설비 가동으로 인해 발생하는 액체폐기물 49 m³이 추가되더라도 충분히 처리 가능합니다.

[질의]

2-11.5.11.5-5 방사성폐기물 저장 및 이송계통

원자력시설에 설치되는 모든 기기 들에 대해서는 가동중에 주기적으로 검사 및 시험을 수행하는 것이 원칙이다. ASME Sec.III ND에 적용되지 않는다고 해서 가동중시험이나 검사를 수행하지 않아도 되는 근거를 제시하시오.

[답변]

모든 안전 등급 기기 및 설비들은 ASME Sec XI에 의거하여 가동중 시험 및 검사를 하며, 비안전 등급의 설비 및 기기들도 ASME 요건에 따른 검사 및 시험을 하지 않을 뿐 그 수준에 맞는 정기적인 검사 및 시험은 수행하게 됩니다. 안전성분석보고서에서 기술한 가동중 시험 및 검사는 ASME Sec.XI의 시험 및 검사를 의미하는 것입니다.

11.5.12 방사선방호

[질의]

2-11.5.12.1-1 운전 중 피폭

방사선방호전문가가 제공한 설계입력이 설비의 최종설계에 반영되었는지를 확인하기 위하여 설비설계에 대한 검토를 방사선방호요원이 해야한다고 기술되어 있다. 이와 관련하여, 설비설계에 대하여 방사선방호전문가가 제공한 설계입력이 무엇인지 밝히고 방사선방호요원이 설비설계를 검토한 내용을 설명하시오.

[답변]

방사선 방호 전문가가 제공한 설계입력이란 안전성분석보고서 11.5.12.1.1절 및 11.5.12.1.2절에서 설명한 종사자나 운전원의 방사선 피폭을 가능한 한 최대한으로 낮추기 위한 ALARA 설계개념을 의미하는 것입니다.

방사선 방호요원 설비설계 검토내용은 11.5.12.1.2절에서 설명한 ALARA 설계개념에 입각하여 핵연료 시험설비 설계시 고려해야 할 사항들이 설계에 반영되었는지 검토하는 것입니다. 즉,

- 1) 각 기기 들의 시방서에 운전원의 피폭을 줄일 수 있도록 성능보호/기기검증/사용재질등을 요구하고 있는가를 검토
- 2) 기기 및 배관의 배치가 운전원의 정비 및 점검이 효율적으로 이루어지도록 배치되어 있는가 차폐가 적절히 되어 있는가

를 검토하는 것입니다.

[질의]

2-11.5.12.1-2 운전 중 피폭

주냉각수계통과 취출, 보충 및 정화계통에 있는 펌프 및 밸브시트와 같은 배관 및 장비의 재질선정에 있어서 부식생성물의 생성을 최소화하기 위하여 코발트 또는 니켈의 함량이 적은 합금을 사용한다고 하였고, 또한, 기기공급자와 긴밀히 접촉하여 부식을 최소화하는 재질을 사용한다고 하였는데, 구체적으로 어떤 장비들에 어떠한 재질을 사용하였는지 구체적으로 설명하십시오.

[답변]

주냉각수 및 LMP 계통의 펌프, 배관 및 장비의 재질은 S.S. 316으로 제작토록 하여 부식생성물이 최소화되도록 하였습니다.

[질의]

2-11.5.12.2-1 방사선원

방사선원평가에 있어서 핵연료피복관의 결함율은 얼마를 가정하였는지 밝히시오. 그리고, 방사선원평가에 사용된 평가방법과 평가도구 등에 대해 설명하십시오.

[답변]

방사선원 평가에 사용된 핵연료 피복관의 결함율은 7.5%입니다.

방사선원 평가에 사용된 평가방법과 평가도구는 첨부 24의 "Calculation for FTL Normal Operation Radiation Sources" 2장을 참고하시기 바랍니다.

[질의]

2-11.5.12.3-1 방사선 방호설계

차폐해석에 사용한 전산코드들이 대상시설인 핵연료시험설비의 차폐해석에서 신뢰성에 대하여 어떠한 방법으로 확인하였는지 설명하십시오.

[답변]

차폐해석을 수행한 미국 Stone & Webster Engineering사로부터 코드의 신뢰성에 대

한 자료를 입수하는 대로 추가 제출토록 하겠습니다.

[질의]

2-11.5.12.3-2 방사선 방호설계

11.5.12.3.2.2에 기술된 내용만으로는 차폐설계결과의 타당성을 판단하기 어렵다. 차폐구조물의 기하학적 배치도를 제출하십시오.

[답변]

첨부 25의 FTL Shielding Layout 도면을 참조하시기 바랍니다.

[질의]

2-11.5.12.4-1 방사선감시

표 11.5.12.4-1과 관련하여 다음에 대해 답하십시오.

가. 표 11.5.12.4-1에 명시된 공기중 농도 감시기의 입자 및 옥소 채널에 대해 ‘민감도’란에서 감시대상핵종 다음에 4hr라고 기재되어 있는데 이 시간이 의미하는 바가 무엇인지 밝히시오.

나. 각 감시기의 측정범위가 사고시를 포함한 운전조건하에서 예상되는 방사능농도와 선량율을 충분히 만족함을 보이고, 각 감시기의 경보 설정기준과 경보설정치를 제시하십시오.

다. 감시기의 측정범위중 상한값이 제시되지 않은 감시기에 대해서 그 이유를 설명하십시오.

라. 공기중 농도 감시기의 시료채취관에 대해 가열, 보온설비를 설치하는 기준을 상세히 제시하십시오.

[답변]

가. “4 hour collection time”을 의미하는 것입니다.

나. 핵연료 시험설비의 방사선 감시기의 민감도 및 측정범위 설정배경은 다음과 같습니다.

- ① FL-678-J-RE-001, 핵연료시험설비 취출 감시기

핵연료 시험설비 취출 감시기 (Letdown Monitor)는 정상운전중 또는 과도현상 (AOO)중 넓은 범위의 주냉각수 방사능을 감시할 수 있어야 합니다. 정상 운전 중의 주냉각수 방사능 농도는 기술지침서상의 제한치(표11.5.11.1-2), 즉 $250 \mu\text{ci/ml}$, 이하로 유지되어야 합니다. 이 방사능량을 충분히 측정하기 위해서 10배 정도의 상한치를 가지는 것이 적당하므로 상한치는 $10^4 \mu\text{ci/ml}(\text{mixture})$ 로 설정하였으며 민감도는 상한치의 10^{-5} 배(5 decade smaller)인 $10^{-1} \mu\text{ci/ml}$ 로 설정하였습니다.

② FL-678-J-RE-002, 핵연료 시험설비 중간 냉각수 감시기

핵연료 시험설비 중간 냉각수 계통은 연결된 각 냉각기들의 튜브 균열로 인한 냉각수 누설이 생기지 않는 한 방사능에 오염되지 않아야 합니다. 따라서, 현재 상용화된 감시기 중에서 가장 민감한 감시기를 사용하여야 합니다. 현재 상용화된 감시기 중에서 이차 냉각수 계통의 핵종을 측정하는 액체 off-line 감시기들의 민감도는 약 $10^{-6} \mu\text{ci/ml}$ 이므로 감시기가 설치될 지역의 자연 방사선 준위를 고려해 볼 때 실제적으로 $10^{-5} \mu\text{ci/ml}(\text{mixture})$ 의 민감도가 적당합니다. 상한치는 주냉각수가 $250 \mu\text{ci/ml}$ 의 기술지침서상의 방사능 농도 제한치를 가질 때 냉각기의 튜브에 균열이 발생하는 경우이나 즉각적인 튜브 전면 파단은 일어나지 않을 것입니다. 따라서, 중간 냉각수 계통의 예상유량이 370gpm정도이므로 $250 \mu\text{ci/ml} \times 0.1\text{gpm}/370\text{gpm} = 0.07 \mu\text{ci/ml}$ 정도가 상한치로 예상되므로 $1 \mu\text{ci/ml}(\text{mixture})$ 가 적당한 상한치입니다.

③ FL678-J-RE-003, 핵연료 시험설비 주냉각수 압력경계 누설 감시기

주냉각수 계통의 누설을 가능한 한 빠른 시간(비교적 많은 누설량을 1시간 이내에 감지하기 위해서는 현재 상용화된 감시기 중에서 가장 민감한 감시기를 사용해야 합니다. 현재 일정한 자연방사선 준위와 4시간의 포집시간(Collection time)에서 가장 민감한 기체 off-line 입자 감시기의 민감도는 $2 \times 10^{-11} \mu\text{ci/ml}(\text{Rb-88})$ 정도입니다. Noble gas 감시기중 가장 민감한 감시기의 민감도는 $5 \times 10^{-7} \mu\text{ci/ml}$ 정도입니다. 따라서, 자연방사선준위의 변화를 허용할 때 입자 감시기(Channel)의 민감도는 $10^{-10} \mu\text{ci/ml}(\text{Rb-88}, 4\text{시간 Collection time})$ 정도이고,

noble gas 감시기(Channel)의 민감도는 $10^{-6} \mu\text{ci/ml}(\text{Xe-133})$ 입니다. 입자 감시기의 상한치는 필터에 포집된 방사선원을 측정하므로 지정할 필요가 없습니다.

④ FL-678-J-RE-004, 핵연료 시험설비 제어실 공기중 감시기

핵연료 시험설비 제어실은 현재 I&C Room으로 사용될 예정입니다.

핵연료 시험설비 I&C Room은 청정지역이고 운전원의 주기적인 출입이 있을 것으로 예상됩니다. 제어실 공기중 감시기는 noble gas channel(주로 Xe-133), halogen channel(I-131) 및 particulate channel(주로 Co-58, Zr-95, Cs-137)로 구성되어 있습니다. 현재 상용화된 가장 민감한 off-line gas 감시기의 민감도는 일정한 자연방사선 준위 및 4시간의 포집시간에서 particulate channel에 대하여 $5 \times 10^{-7} \mu\text{ci/ml}(\text{Xe-133})$ 입니다.

제어실 공기중 감시기는 짧은 시간내(1시간 이내)에 적어도 Derived Airborne Concentrations (DAC)의 $\frac{1}{10}$ 을 감지할 수 있어야 합니다.

DAC 값과 일반인에 대한 airborne activity concentration 허용치는 아래와 같습니다.

	DAC($\mu\text{ci/ml}$)	Public($\mu\text{ci/ml}$)
Xe-133	1×10^{-4}	5×10^{-7}
I-131	2×10^{-8}	2×10^{-10}
Cs-137	6×10^{-8}	2×10^{-10}

따라서, 적절한 민감도는 일정한 자연 방사선 순위와 4시간 포집시간에서 particulate channel $10^{-11} \mu\text{ci/ml}(\text{Cs-137})$, halogen channel $10^{-11} \mu\text{ci/ml}(\text{I-131})$ 이고 noble gas channel $10^{-6} \mu\text{ci/ml}$ 입니다. 상한치는 noble gas channel에 대하여 5decade 높은 $10^{-1} \mu\text{ci/ml}(\text{Xe-133})$ 이 적절합니다.

⑤ FL-678-J-RE-007, 핵연료 시험설비 제2기기실 공기중 감시기

핵연료 시험설비 정지 중에 운전원이 출입할 필요가 있으므로 민감도 및 상한치

는 제어실 공기중 농도 감시기와 같습니다.

⑥ FL-678-J-RE-005, 핵연료 시험설비 제어실 구역 감시기

핵연료 시험설비 제어실은 하나로 방사선구역 설정상 선량 한도가 50 mrem/hr 이하인 구역 8000이므로 민감도는 10^{-2} mr/hr, 상한치는 5decade 높은 10^3 mr/hr가 적절합니다.

⑦ FL-678-J-RE-006, 핵연료 시험설비 제2기기실 구역감시기

핵연료 시험설비 제2기기실은 하나로 방사선 구역 설정상 선량한도가 50 mrem/hr를 초과하는 구역 9000이나 통로구역은 50 mrem/hr 이하가 되도록 차폐하였으므로 민감도는 10^{-1} mr/hr, 상한치는 5decade 높은 10^4 mr/hr가 적절합니다.

[질의]

2-11.5.12.5-1 선량측정

11.5.12.5절에서 FTL 정상운전에 대한 연간 방사성 작업 종사자 피폭선량계산시 정상운전중 제어실 및 긴급정지후 제2기기실에서의 작업시간(man-hour)의 산출과정을 상세히 제시하고, 이에 따라 총 선량(man-rem)에 대한 재평가 결과치를 제시하시오.

[답변]

정상 운전중 제어실 작업시간 4000man-hour는 1000man-hour의 오타이므로 수정하겠습니다.

$$\text{산출근거} : 20\text{man-hr/week} \times 50\text{week/year} = 1000\text{man-hr/year}$$

긴급정지후 제2기기실 작업시간 96 man-hr :

$$\text{산출근거} 3\text{명} \times 2\text{일} \times \frac{8\text{hr}}{\text{일}} \times \frac{2\text{회}}{\text{year}} = 96\text{man/hr}$$

[질의]

2-11.5.12.6-1 방사선 안전관리계획

11.5.12.6절에서 “13.6장에”를 “13.5장에”로 문구를 수정하십시오.

[답변]

11.5.12.6절에서 “13.6장에”를 “13.5장에”로 수정하겠습니다.

11.5.13 운전관리

[질의]

2-11.5.13.1-1 신청기관의 조직

그림 17.6-1의 운영조직도가 품질보증계획분야(11.5.17.2)에 기술된 하나로 운영 조직과 상이함. 운영조직도를 현재의 조직과 일치하도록 수정하여 제출하시오.
(상세 질의내용은 질의2-11.5.17.2-1을 참조할 것)

[답변]

핵연료 조사시험 설비의 운영조직은 현재까지 확정되어 있지 않으며, 설비의 중요성 및 하나로 운전과의 연계성 문제로 잠정적으로 하나로 운영조직에서 운영하는 것을 전제로 하여 제어반의 설치 위치 등을 선정, 설계에 반영하고 있습니다. 현재 사업의 진행상황이 설계 및 건설착수 단계에 있으므로 향후 시운전단계에서 운영조직이 확정되는 대로 보완, 제출토록 하겠습니다.

11.5.14 시운전

[질의]

2-11.5.14.6-1 시험기록관리

시운전관련 품질보증활동의 일환으로 품질보증절차서를 작성하여 이행하고 품질검사가 수행됨에도 불구하고 시험결과보고서에 대한 품질부서의 검토 및 승인이 시험기록관리 방안에 포함되지 않은 이유를 설명하시오.

[답변]

시운전 시험시 시험결과보고서에 대한 품질부서의 검토는 하나로 품질보증계획의 II 절 시험관리 요건에 의거 이행할 예정이며, 상기 요건에 따라 안전성 관련 품목의 시운전 시험시는 사전에 시운전 부서에서 작성한 시험계획에 따라 품질부서에서 주요 시험부분에 대하여 입회검사를 수행하고 시험결과보고서는 시운전 부서에서 작성, 품질부서의 검토를 거쳐 시운전 부서장이 승인 및 확정하여 시험기록을 관리할 것입니다.

[질의]

2-11.5.14.7-1 시험계획과 규제지침과의 일치여부

유효한 규제지침중 하나로에 적용될 규제지침을 발췌하여 기술하였으나, 이 내용으로는 규제지침중 하나로에 해당되지 않는 것을 적절히 선별하여 제외하였는지를 확인할 수 없습니다. 따라서 기준일 현재 유효한 규제지침을 모두 열거하고 이들 중 하나로에 해당되지 않는 규제지침을 비고란에 명기하는 방식으로 적용 규제지침 목록을 재작성하여 제출하시오.

[답변]

하나로 핵연료조사 시험설비는 하나로에 종속되는 실험설비로 시운전 관련 규제지침은 하나로에 적용한 규제지침을 따랐습니다.

하나로 핵연료조사 시험설비의 안전성분석보고서에 명기된 규제지침목록(표 11.5.14.7-1)은 하나로 안전성분석보고서와 일치하는 내용으로 하나로 시운전에 적용한 규제지침에 의거하여 하나로 핵연료조사 시험설비의 규제지침을 설정한 것입니다.

[질의]

2-11.5.14.9-1 운전 및 비상운전절차의 시험사용

11.5.14.9-1 11.5.14.12.1에 취출, 보충계통 및 압축공기계통 등에 대한 계통기능 시험 항목이 누락되어 있으니 추가 및 보완을 하시오.

[답변]

하나로 핵연료조사 시험설비는 현재 설계 및 건설착수 단계로 종합운전절차서, 계통 운전절차서 및 비상운전절차서 작성에 아직 착수하지 못하였습니다. 현재 관련 설비들이 구매 또는 제작 단계에 있으므로 관련설비의 설계, 제작 및 설치 자료가 종합되는 대로 절차서 작성에 착수할 예정입니다.

비상운전절차서의 개발에 필요한 관련 계획서 및 지침서도 현재 설계업체와 개발 중에 있으며 작성 완료되는 대로 추후 보완, 제출하겠습니다.

[질의]

2-11.5.14.9-2 운전 및 비상운전절차의 시험 사용

안전성 분석보고서에 명시된 비상 및 비정상운전절차서에 대한 정의 및 선정기준을 제출하십시오.

[답변]

핵연료 시험설비의 운전상태 분류는 아래와 같습니다.

- 1) 정상운전(기동 및 정지포함)
- 2) 예상 운전과도 사고
 - 부주의한 격리밸브 폐쇄
 - 강제 유량 상실
 - 안전방출밸브 고장 개방
 - 전원상실
- 3) 사고
 - 냉각재 상실사고

비정상운전 절차서란 상기 예상운전과로 사고시 시험핵연료를 안전하게 냉각하기 위

한 운전절차서를 지칭하는 것이고 비상운전 절차서란 사고시의 운전절차서를 지칭하는 것입니다.

운전상태 분류기준은 SAR 11.5.8.2.2절에 서술한 대로 아래의 기준으로 결정론적으로 선정하였고, 자세한 것은 해당 SAR을 참조하시기 바랍니다.

1) 예상 운전과도 사고

- 수명기간중 1회 이상 발생이 예상되는 사고
- 특히, 배관과단없이 강제 냉각능력 상실을 초래하는 사고

2) 사고

- 수 개의 유사설비 수명기간 동안 단 1회 발생할 수 있는 미계획 사고
- 미계획사고 및 계통성능 열화 상태의 조합으로서 발생 불가능하다고 예측되는 사고

[질의]

2-11.5.14.9-3 운전 및 비상운전절차의 시험 사용

비상운전절차서의 개발계획서에 대하여 다음의 자료를 제출하십시오

- ① 고유기술지침서
- ② 비상운전절차 작성지침서
- ③ 절차서 검증 및 확인을 위한 프로그램
- ④ 훈련프로그램
- ⑤ 절차서 이행관리 절차서(사용자 지침 등을 포함)

[답변]

하나로 핵연료조사시험설비는 현재 설계 및 건설착수 단계에 있으며, 종합운전절차서, 계통운전절차서 및 비상운전절차서 작성에 아직 착수하지 못하였습니다. 현재 관련 기기 들이 구매, 제작단계에 있으므로 이들 기기가 설계, 제작 및 설치자료가 종합 되는대로 절차서 작성에 착수할 예정입니다.

비상운전절차서의 개발에 필요한 관련계획서 및 지침서도 현재 설계업체와 작성 중에 있으며, 작성완료 되는대로 추후 보완 제출하겠습니다.

[질의]

2-11.5.14.9-4 운전 및 비상운전절차의 시험 사용

비상운전절차서 기술내용의 타당성을 확인하기 위한 참여자의 책임 및 조직에 대하여 제시하시오

[답변]

비상운전절차서 기술내용의 타당성을 확인하기 위한 참여자의 책임 및 조직은 비상운전절차서 작성지침에 명문화시킬 예정이며 현재의 안으로는 최초 작성은 설계업체에서 작성하고, 이의 확인을 위해 하나로 운전부서와 품질부서의 검토를 거쳐 핵연료조사 시험설비 부서장이 최종 승인 및 확정토록 하겠습니다.

또한 검토과정에서 필요하다면 외국 유사설비의 운전경험이 있는 전문가에게 추가 검토를 받도록 할 예정입니다.

11.5.15 사고해석

[질의]

2-11.5.15.0-1 체제 및 방법론

(1-11.5.15.0-1 재질의)

첨부 19의 참고문헌 3&4에서 제시하고 있는 코드 불확실도는 Blowdown시 THTF, Reflood시 FLECHT 실험자료만을 사용하여 산출된 것으로 Reg. Guide 1.157에서 요구하고 있는 '다양한 실험설비로부터 충분한 실험결과에 근거한 불확실도 산출' 요건에는 미흡한 것으로 판단된다. 코드 불확실도 산출의 타당성을 Reg. Guide 1.157에 근거하여 제시하시오.

[답변]

ECCS에 대한 최적계산 방법을 규정한 규제지침인 R.G. 1.157의 불확실도 요건은 두 범주 즉, 총괄적 불확실도와 코드불확실도로 구분되어 있는데, 우선 RELAP5의 코드 불확실도에 대한 요건을 만족하기 위해서는 질의에서와 같이 FTL을 모사한 충분한 실험 데이터를 확보해야 하고 총괄적불확실도를 위해서는 핵연료거동, 계통을 구성하고 있는 각종 기기의 정확한 사양 및 운전특성 등의 주변 조건들이 확정되어야 합니다.

그러나 FTL은 상용 핵연료를 개발하기 위한 실험설비이기 때문에 현실적으로 이와 같은 요건을 모두 적용하기가 어렵고, 또 시험핵연료 자체도 아직 확정되지 않은 상태입니다. 따라서 미흡하기는 하나 기존의 여러 실험결과 데이터 중에서 가장 적합한 것으로 판단된 데이터를 불확실도로 선정한 것이며, 자체적인 계산에 의해 이를 결정한 것은 아닙니다. 질의에서 지적한 문제는 차후 시험핵연료 확정단계에서 핵연료개발을 위한 각종 실험계획에 입각하여 재검토하게 될 것입니다. 참고로 취출 및 재충수 모드에 대한 RELAP5의 불확실도를 논의한 추가 자료를 첨부 26 및 첨부 27과 같이 제출합니다. 첨부자료에서도 불확실도는 FTL 사고해석에서 적용한 167 °C(300 °F) 미만인 것으로 나타나 있습니다.

그리고, 1차 질의에서 지적하였던 핵연료 붕괴열에 관한 문제는 다음과 같이 해명가

능할 것으로 판단됩니다.

US NRC IN 96-39는 RELAP과 같은 사고해석코드를 사용할 때에 핵연료의 붕괴열을 입력시키는 방법에 관한 NRC의 견해를 밝힌 Information Notice입니다. 즉, ORIGEN Code와 같이 실제 붕괴현상을 모사한 코드를 사용하여 붕괴열을 계산하지 않고 ANS 5.1의 empirical method를 적용한 붕괴열계산식을 내장하고 있는 사고해석코드를 사용하게 될 경우 각 코드별로 해석결과가 상당히 달라짐을 밝히고 있습니다. 특히 RELAP2의 경우 ORIGEN Code에서 얻은 붕괴열을 입력하였을 때와 ANS 5.1에 근거한 프로그램 내부의 붕괴열계산식을 사용하였을 때 PCT의 차이가 250 °K에 이르고 있음을 경고하고 있습니다.

그러나 위 Information Notice의 내용은 사고해석에서 중요한 입력자료인 붕괴열을 계산하는 방식에 대한 것이지 PCT 계산에서의 불확실성을 다루고 있는 것은 아니므로 FTL의 경우에는 적용할 수 없는 것으로 생각됩니다.

위 NRC IN 96-39에 관해서라면 FTL의 경우는 ORIGEN Code를 사용하여 RELAP2의 입력자료인 붕괴열을 계산하였으므로 NRC가 우려하고 있는 문제와는 상관이 없다 할 것입니다.

[질의]

2-11.5.15.0-2 체제 및 방법론

각 사고의 초기조건들을 표로 제시하시오.

[답변]

기제출된 안전성분석보고서의 각 사고유형별 초기조건은 다음 표와 같습니다.

초기조건	PWR	CANDU
IPS 입구유량(95% F.P)	9.7375 kg/s	16.34 kg/s
IPS 입구온도(102% nominal)	322 °C	297 °C
IPS 출구온도(")	331 °C	306 °C
IPS 출구압력(98% nominal)	2,205 psia	1,420 psia
Accumulator 압력(")	2,375 psia	1,520 psia

또한 각 사고별 출력 초기조건은 다음과 같습니다.(105% F.P)

CATEGORY	FTL APPLICABLE ANALYSIS		초기조건	
			PWR	CANDU
Decrease in Flow Rate	Isolation Valve Failure (closed), Hot leg Valve		738kW	840kW
Decrease in Coolant Inventory	Large Break LOCA	Room 1	820kW	840kW
		In-Pool	820kW	840kW
	Small Break LOCA	In-Pool	738kW	840kW
			Safety Relief Valve Opening	820kW
Station Blackout	Loss of all AC Power		820kW	840kW

[질의]

2-11.5.15.0-3 체제 및 방법론

(1-11.5.15.0-2 재질의)

질의 I-11.5.15.0-2의 답변에서 DNBR 여부 확인은 불가능하다고 기술되어 있으나 주냉각수 유량감소 사고들의 분석결론에서는 임계열속이 발생하는 것으로 기술하고 있다. 이러한 상이점에 대한 타당성을 제시하시오.

[답변]

1차 답변서에서 이미 밝힌 바와 같이 시험핵연료가 아직 존재하지 않기 때문에 특정 해석에 필요한 CHF 상관식 또한 없기 때문에 이러한 상태에서 정확하게 DNBR을

계산하는 것은 불가능하다는 의미였습니다. 그러나 이러한 제한적 상황하에서라도 안전해석의 정도를 높이기 위해 예상운전사고(AOO; Anticipated Operational Occurrence)에 대해서는 RELAP의 CHF 상관식을 사용하여 첨부 28(Results and Plots of RELAP Run)과 같이 사고유형별 재해석결과를 제출합니다.

해석결과에 의하면 따라서 AOO에 해당하는 격리밸브 폐쇄사고, 안전밸브 개방사고 및 전원상실사고에 대해서는 PWR, CANDU mode 공히 CHF를 초과하지 않으며, LOCA(LB LOCA, SB LOCA)에 대해서는 기해석된 바와 같이 PCT 허용기준인 1038 °C를 초과하지 않습니다.

[질의]

2-11.5.15.0-4 체제 및 방법론

(1-11.5.15.0-6 제 질의)

정지봉 낙하개시부터 완전삽입까지의 시간은 기술지침서에 기술된 운전제한요건에 근거한 값이 사고해석시 사용되어야 한다. 즉 하나로의 기술지침서에는 노심의 정지봉이 600mm까지 삽입하는데 1.08초, 700mm까지 삽입되는데 (완전 삽입) 3.4초로 규정하고 있다 (기술지침서 2.3/4.1.6 참고). 그러나 답변에서는 핵연료시험시설 사고해석시, 정지봉 낙하 개시부터 완전 삽입까지 2초를 가정하였다고 기술하고 있다. 이 값은 하나로 기술지침서에 비추어 타당하지 않다. 정지봉 낙하 시간으로 하나로 기술지침서에 근거하여 보수적인 값을 사용하여 사고해석을 수행하시오.

[답변]

1차 질의에 대한 답변에서처럼 긴급정지요인발생시점부터 정지봉 완전삽입까지는 3초의 값을 사용하였습니다. 하나로 기술지침서에 기재된 600mm 삽입 시까지의 제한시간인 1.08초와 비교해 볼 때 FTL 사고해석에서는 긴급정지요인 발생시점부터 1초까지를 정지봉 낙하개시까지의 지연시간 즉, 1초까지는 정지봉이 구동하지 않고 100% 출력을 그대로 유지하고 있는 것으로 가정하였기 때문에 사고해석 측면에서는 충분히 보수적으로 판단됩니다.

다만 700mm 삽입까지의 제한시간이 3.4초로 되어 있어 FTL 사고해석에서 완전삽입을 3초로 가정한 것과 0.4초의 시간차가 존재합니다. 그러나 하나로 안전성분석보고

서의 그림 16.1-10, “원자로 운전정지후 상대적 노심출력변화”를 보면 정상적인 원자로정지의 경우나 정지봉 가압펌프 기능상실(이 때는 완전삽입에 약 15초 소요됨)로 인한 원자로정지의 경우 둘 다 긴급정지 요인 발생후 2초가 지나면 원자로 출력상에는 차이가 거의 없는 것으로 나타나 있기 때문에 문제가 없을 것으로 판단됩니다.

[질의]

2-11.5.15.0-5 체제 및 방법론

(1-11.5.15.0-5 재질의)

하나로 정지에 따른 출력 변화와 관련하여 다음을 설명하십시오.

- (1) ‘핵연료시험설비의 사고해석시 사용된 하나로 정지후 시간에 따른 노심 출력 변화 곡선’이 ‘하나로 안전성분석보고서의 사고해석시 사용된 정지후 노심 출력 변화 곡선’과 어떤 차이가 있는지 설명하십시오.
- (2) 핵연료시험설비의 핵분열 출력은 하나로 긴급정지 중의 하나로 출력에 비례하는 것으로 가정하였다. 사고해석시 하나로 정지후 핵연료시험설비의 출력 고려 방법을 상세히 설명하고, 본 방법의 타당성을 정량적으로 보이시오.

[답변]

- (1) 질의 2-11.5.15.0-4에 대한 답변에서처럼 하나로 정지후 출력은 긴급정지 요인 발생시점에서부터 정지봉 낙하개시까지의 지연시간 1초를 가정하여 구하였기 때문에 FTL 안전성분석보고서 그림 11.5.15.0-1의 출력특성은 하나로 안전성분석보고서의 그림 16.1-10과 비교할 때 그림 16.1-10의 출력곡선을 우측으로 약 1초 정도 이동한 곡선이 됩니다. 이는 안전해석 관점에서 보다 안전측이 됩니다.
- (2) 핵연료시험설비는 하나로에서 생성되는 중성자에 의해 출력을 내게 됩니다. 하나로 긴급정지중 FTL의 출력은 하나로 출력에 비례하는 것으로 가정하여 FTL의 정격출력으로부터 그림 11.5.15.0-1의 하나로 출력특성곡선과 동일하게 출력감발이 이루어지는 것으로 하였습니다. 정확한 계산을 위해서는 시험핵연료 위치에서의 열중성자속 변화곡선으로부터 출력을 구해야겠지만 위 (1)항에 기술하였듯이 출력곡선을 구할 때 이미 1초란 지연시간을 감안하였고 이 정도의 시간지연이면 열중성자속 감소의 지연효과를 충분히 수용할 수 있을 것으로 판단됩니다.

[질의]

2-11.5.15.0-6 체제 및 방법론

(1-11.5.15.0-2 재질의)

다음을 제시하고, 이를 안전성분석보고서에 반영하시오.

- (1) 시험 핵연료가 결정되지 않은 현 상태에서 사고분석시 DNBR 허용치와 같은 특정 핵연료의 허용치의 만족 여부를 확인할 수 없다. 그러나 현 단계에서 각각의 사고에 대한 허용기준은 명확히 제시되어, 추후 이 기준에 따라 시험 핵연료에 대한 상세 사고해석이 수행되어야 한다. 각각의 사고에 대한 허용 기준 (선량요건 포함)을 제시하시오.
- (2) 대부분의 사고분석에서 대형 LOCA의 방사선량에 비해 적다는 이유로 방사선량 평가가 수행되지 않았다. 핵연료시험설비는 보통빈도의 사고에 대해서도 방사능이 포함된 냉각재가 하나로의 수조를 통해 누출될 수 있다. 따라서 LOCA 사고를 제외한 사고에 대해 그 선량이 LOCA시 선량보다 적다는 이유로 선량 계산을 수행하지 않는 것은 타당하지 않을 뿐 아니라, 모든 사고에 대해 LOCA의 선량요건인 10CFR100 선량값을 적용하는 것 역시 타당하지 않다. 방사선이 누출될 가능성이 있는 모든 사고에 대해 방사선량 평가를 수행하고, 그 결과를 상기 (1)에 제시된 선량요건과 비교하여 만족 여부를 평가하시오.

[답변]

- (1) 현 단계에서 사고를 발생빈도별로 구분하고 구분된 그룹별로 허용기준을 설정할 것을 요구한다면 FTL이 하나로 시설의 일부인 만큼 하나로에 설정된 사고분류기준과 허용기준의 방법을 따르는 것이 무난할 것으로 판단됩니다.

그러나 하나로의 경우 주요 사고에 대해서는 사고별 발생빈도를 계산하였고 이에 근거하여 사고를 분류하였으나 FTL의 경우는 사용 기기의 특수성과 설계데이터의 불충분으로 이와 같은 계산을 수행하지 않았기 때문에 발생빈도를 기준한 사고분류는 현 단계에서는 불가능합니다.

따라서 질의에서와 같은 방법을 적용하기 위해서는 추후 시험핵연료 확정단계에서 사고발생빈도 계산을 추가로 수행토록 해야 할 것입니다.

(2) 위 (1)항의 답변에서와 같이 사고별 선량 허용기준을 설정한다면 하나로 안전성 분석보고서 표 16.1-3의 허용기준을 적용하는 것이 타당하리라고 봅니다. 그러나 그전에 먼저 발생빈도에 근거한 사고분류가 수행되어야 하나 현재 FTL 사고의 경우는 이러한 발생빈도 계산을 수행하지 않았습니다.

따라서 질의에서 요구한 사항을 FTL에 적용해야 한다면 추후 시험핵연료 확정단계에서 사고분류를 하고 해당 선량계산들을 수행하여 그 결과치가 허용기준을 만족하는지를 평가토록 해야 할 것입니다.

[질의]

2-11.5.15.0-7 체제 및 방법론

본 사고해석시 선정된 핵연료는 추후 실제 시험시 사용될 핵연료의 특성을 어느 정도 묘사하고 있는지 설명하십시오. 또한 현재 분석된 사고해석 결과가 추후 실제 사용될 시험핵연료에서의 사고해석 결과와 비교하여 충분한 여유를 가지고 있는지, 현 분석에서 선정된 핵연료의 대표성에 대해 설명하십시오.

[답변]

본 답변서의 서언에서 이미 설명하였듯이 본 사고해석에서 선정한 표본시험핵연료는 핵연료시험설비의 포괄적 수용용량을 결정하고 이로부터 구성 기기의 사양을 결정하기 위해 선정한 일종의 경계 핵연료라 할 것입니다. 따라서 실제 시험시 사용될 핵연료의 특성에 대한 묘사정도, 사고해석결과의 여유도, 표본 시험핵연료의 대표성 정도를 논할 수가 없습니다. 다만 표본 시험핵연료는 현재 상용 원자로에서 사용중인 핵연료를 묘사하였으므로 부분적으로 개량이 된 핵연료에 대해서는 충분히 대표성을 가진다고 할 수 있을 것입니다. 이 경우 부분 개량에 대한 Effect Analysis는 필요할 것입니다.

[질의]

2-11.5.15.3-1 주냉각수유량감소

유량감소 사고해석 결과들에서는 “임계열속이 초과되지만 핵연료 피복재 온도는 허용 설계기준 내로 유지된다” 라고 기술되어 있다. PWR의 경우, 통상적으로 Non-LOCA에서 핵연료 건전성의 허용기준은 임계열속비를 사용하고 최대 피복재온도는 사용하고 있지 않는데 본 핵연료시험설비에서는 최대 피복재온도를 허용기준으로 사용하였다. 이의 근거를 제시하시오.

[답변]

유량감소 사고등의 허용 설계기준은 임계열속비이며 핵연료 피복재 온도가 아닙니다. 이는 여러번 언급하였듯이 기 제출한 안전성분석보고서의 안전해석은 핵연료 시험설비에서 실험되는 핵연료가 결정된 상태가 아니고 시설의 능력평가를 위해 핵연료를 가상하여 계산한 결과이기 때문입니다. 따라서 상용 원자로에서와 같이 사고시 정확한 임계열속비를 제시할 수 없어 각 사고들에 대해 일괄적으로 RELAP5 코드에 의한 최대 피복재 온도를 비교한 것 뿐입니다. RELAP5에 의해 계산된 사고시 임계열속비의 변화는 첨부 28과 같습니다.

[질의]

2-11.5.15.3-2 주냉각수유량감소

(I-11.5.15.3-6 재질의)

질의 I-11.5.15.3-6은 RELAP5의 압력 불확실도를 요구한 것인데 답변은 사고해석결과의 허용기준 만족을 언급하고 있다. RELAP5의 압력 불확실도를 제시하시오.

[답변]

일반적으로 각 사고시 압력변화는 특수한 경우(예; water packing이나 pressure pulse가 있어 상세해석이 필요한 경우)를 제외하고는 사고해석 코드가 계산하는 결과를 인정하고 있습니다. 특히 사고에 따른 열수력 변수의 변화가 완만한 경우 계통압력 변화는 최적 코드에 의해 그 변화를 잘 예측할 수 있으며(유량과 압력은 일정한 관계에 있기 때문에), RELAP5는 이러한 기능을 가지고 있습니다. 또한 통상적으로 압력계산의 불확실성은 출력, 온도 및 압력 등 초기조건 입력의 보수성에 의한 영향에 비해 작으므로 계산결과는 압력 불확실성을 충분히 고려하고 있습니다. 그리고

single failure criterion에 의해 2개의 안전방출밸브중 1개의 고장을 가정하여 계산한 결과이므로 계통의 신뢰성도 충분히 보장되므로 격리밸브 고장시 계통의 건전성은 보장됩니다.

[질의]

2-11.5.15.3-3 주냉각수유량감소

(I-11.5.15.3-7 재질의)

질의 I-11.5.15.3-7의 답변에 의하면 주냉각수 유량감소사고가 비상냉각수계통의 설계기준 사고가 되는 것으로 기술하고 있다. 이 경우 유량감소사고가 비상냉각수계통의 작동을 요구하는 가장 제한적인 (Bounding) 사고임을 입증하여야 한다. 이를 입증하시오.

[답변]

답변에 약간의 착오가 있었습니다. 질의 2-11.5.15.3-1에서와 같은 이유로 핵연료피복재 온도를 비교하였을 뿐이며, 비상냉각수계통의 설계기준사고는 LOCA입니다.

[질의]

2-11.5.15.3-4 주냉각수유량감소

(I-11.5.15.3-8 재질의)

첨부 22-7에 제시된 중수로 모드에서 최대압력은 11.0MPa를 초과하고 있는데 11.5.15.3.2.4절에서는 첨두압력을 10.99MPa로 기술하고 있다. 이러한 상이점의 타당성을 제시하시오. 또한 질의 I-11.5.15.3-8에서 요구한 초기조건을 제시하시오.

[답변]

노내시험부 내에서의 시간대 압력변화는 아래와 같습니다.

시간(초)	압력(MPa)
3.0	10.36
3.2	10.59
3.4	10.81
3.6	11.04
3.8	10.90

따라서 3.6초에서의 첨두압력은 11.04MPa가 됩니다. 첨부 22-7은 RELAP의 new version(RELAP MOD V3.2)을 사용한 결과이며 안전성분석보고서의 10.99MPa은 RELAP의 old version(RELAP MOD3 V70)을 사용하여 계산된 값입니다.

1차 답변서 첨부 22-7의 초기조건은 다음과 같습니다.

구분	PWR mode	CANDU mode
Power	738kW	840kW
최대선출력	35.26kW/m	52.5kW/m
격리밸브 폐쇄시간	2 초	2 초
Scram	fast scram	fast scram
SRV/ECW	1 SRV, 1 ECW Pump	1 SRV, 1 ECW Pump

[질의]

2-11.5.15.6-1 핵연료시험설비냉각수총량감소

수조벽과 격리밸브 사이의 배관을 파단면제 구역으로 설정하여, 이 지역에서의 배관 파단 LOCA 분석을 수행하지 않았다. LOCA 분석시 이 지역을 파단면제 구역으로 설정된 타당성 및 그 근거를 제시하시오.

[답변]

FTL에서의 파열제외구역은 하나로 Pipe Gallery 내를 통과하는 FTL 배관들과 제1기 기실 안전장벽 안쪽에 설치되는 배관들입니다. 이들을 파열제외구역으로 설정한 근거는 1차 질의에 대한 답변서의 별첨 1, S&W의 기술보고서 Report No. FL-200-RT-N001의 2.4 Issue 4, "Exclusion of RCPB Failure within Pipe Tunnel"에 상세히 기술되어 있습니다.

즉, FTL과 마찬가지로 2개의 직렬연결 격리밸브에 의해 Heat Sink 측과 격리가 가능토록 설계하는 직접순환형식의 BWR 플랜트에서는 설계상의 현실적 제약을 수용하기 위해 다음과 같은 경우 Class 1 배관계통에 파열제외구역을 적용할 수 있도록 하고 있습니다.

- 1) 특정 구역내의 가압에 대해 구조적으로 그 제한치를 만족하기가 어려운 경우
- 2) 격납용기 관통구에 작용하는 배관반력을 수용하기 어려운 경우
- 3) 기기에 작용하는 제트충격하중 및 기기에 대한 환경제한치를 수용하기 어려운 경우

FTL의 경우도 위와 같은 이유로 배관과열제외구역을 설정하고 이들의 용력제한치를 보다 낮게 설정하여 설계하였습니다.

[질의]

2-11.5.15.6-2 핵연료시험설비 냉각수 총량 감소

고압안전주입은 사고후 최소한 30분 동안 FTL으로 공급되도록 설계되어야 한다. 고압안전주입 기간 (주입시작부터 주입완료까지) 관점에서 보수적인 가정 및 초기조건을 설정하여 LOCA 분석을 수행하고, 최소한 30분 동안 고압안전주입이 유지됨을 보이시오.

[답변]

LOCA시 고압안전주입의 30분간 유량유지 입증을 위한 해석은 이미 수행한 바 있으며 그 수행결과를 첨부 29(FTL Accident Analysis Calculations-RELAP, FL-300-DC-B005 중 해당 부분)와 같이 제출합니다. 계산결과의 보수성을 위해 초기압력을 -5% 작게 가정하였으며 계산결과에 따르면 PWR, CANDU mode 공히 30분간 충분한 유량유지가 되는 것으로 나타났습니다.

[질의]

2-11.5.15.6-3 핵연료시험설비 냉각수 총량 감소

(I-11.5.15.6-8 재질의)

제 1기기실 LOCA 과도해석시 배기밸브를 통한 핵연료시험설비 냉각수의 하나로 수조 방출량은 배기밸브의 개방 개수에 의존한다. 즉 두 개의 배기밸브를 가정하면, 수조를 통한 방사능 방출이 하나의 개방보다 그 만큼 증가하여 방사선량은 증가할 수 있다. 이를 고려하여 선량을 평가하시오.

[답변]

방사능영향 분석시에는 시험핵연료내의 방사능이 환경으로 방출되는 두 가지 경로에

따라 별도로 계산을 하였습니다. 배기밸브 쪽으로 방출되는 방사능은 원자로수조를 거쳐 원자로홀로 방출되고 원자로홀 내의 공기중 50%와 혼합된 농도로 비상안전환기 계통을 거쳐 굴뚝으로 방출되게 됩니다. 이 경로에서 보수적 계산을 위해 원자로홀까지의 방출시간을 0으로 가정하였기 때문에 배기밸브의 개방 개수는 계산결과에 아무런 영향을 미치지 않는 것으로 사료됩니다.

즉, 배기밸브가 2개 개방된 경우가 1개 개방된 경우보다 원자로수조 내로 방출되는 방사능의 시간당 방출률은 더 크지만 위 설명에서와 같이 원자로수조까지 방출되는 데 걸리는 시간을 원천적으로 0초로 가정하고 선량계산을 수행하였기 때문에 배기밸브 개방 개수는 변수가 되지 않습니다. 다시 말해 사고가 발생하면 사고발생 즉시 주냉각수중의 방사능은 곧바로 원자로수조수로 방출되는 것으로 가정하였습니다.

[질의]

2-11.5.15.6-4 핵연료시험설비냉각수총량감소

답변 1-11.5.15.6-9에서 수조내 SB LOCA 사고해석시 격리밸브 지연시간으로 최소값을 가정하는 것이 더 보수적인 결과를 제공할 수 있는 것으로 평가되었다. 이를 안전성분석보고서에 반영하시오.

[답변]

수조내 SB LOCA 사고해석시 격리밸브 지연시간으로 최소값(2초)을 가정하는 것이 더 보수적인 결과를 제공함을 안전성분석보고서에 반영하겠습니다.

[질의]

2-11.5.15.6-5 핵연료시험설비냉각수총량감소

(I-11.5.15.6-1 재질의)

- (1) 원자로 홀에서의 흡입구 및 배출구의 위치, 이격거리, 헤더의 분배 형상 등에 근거하여 혼합 효율이 50% 이상임을 보이시오.
- (2) 요오드의 화학적 형태에 대한 가정의 근거를 상세히 제시하시오.

[답변]

- (1) 혼합효율의 근거는 1차 질의에 대한 답변에서와 같이 SRP 6.5.3에서 제시한 요건을 그대로 따른 것입니다. 즉, 수학적모델에 의한 계산결과에 입각한 것이 아니라

Confinement 내에서의 혼합효율에 대한 SRP의 지침을 사용한 것입니다. NRC가 containment에 대한 혼합효율은 100%를 인정해 주면서도 confinement에 대해서는 보다 보수적인 50%의 값을 사용토록 하는 것은 controlled release를 전제로 하는 confinement인 경우 지속적인 외부 방출로 인한 대기의 흐름이 혼합 효율을 저감시키기 때문에 이를 고려한 것으로 판단됩니다. 만약 FTL에 대해 SRP의 적용이 무리가 없다면 혼합효율 50%에 대한 수리적 근거를 제시하기 위한 별도의 해석을 수행하지 않아도 될 것으로 판단합니다.

- (2) 계산에 사용한 요오드의 화학적 형태별 분율은 SRP 6.5.2 및 ANSI/ANS 56.5-1979, PWR and BWR Containment Spray System Design Criteria, 8.3.1항, Source Term에 근거한 것입니다. 여기서는 총노심재고량을 기준으로 한 수치가 제시되어 있는데 실제 격납용기로 방출되는 요오드량은 노심재고량의 50%를 사용하므로 방출되는 요오드내의 분율로 이들 수치를 환산하려면 제시된 값을 2배하면 됩니다. 즉, 원소 47.75%, 유기물 1.0%, 입자 1.25%를 2배하면 안전성분석보고서에 수록된 원소 95%, 유기물 2%, 입자 2.5%란 수치가 됩니다.

[질의]

2-11.5.15.6-6핵연료시험설비냉각수총량 감소

표 11.5.15.6-5에 제시된 선량계산자료에는 감상선선량환산계수로서 ICRP-26을 적용한다고 기술되어 있음. 이와 관련하여 구체적으로 각 핵종별 선량환산인자 값을 제시할 것.

[답변]

Stone & Webster Engineering Co.가 수행한 소의선량계산은 PERC 2 computer code를 사용한 결과이며, 이 코드는 ICRP-26/30을 반영한 소의선량평가용 전산코드입니다. ICRP-26/30의 방법을 적용한 선량환산인자값은 EPA Federal Guidance Report 11에 제시된 다음의 값을 사용하였습니다.

핵종	선량환산인자
I-131	1.08(6)
I-132	6.40(3)
I-133	1.80(5)
I-134	1.07(3)
I-135	3.13(4)

[질의]

2-11.5.15.6-7 핵연료시험실비냉각수총량 감소

11.5.15.6.4.5절(LB LOCA의 방사능영향 해석)에서 지표방출, 고도방출시 대기확산인자 평가에 적용한 계산모델, 계산방법, 기상자료(자료원, 수집기간, 수집방법 등) 및 기상자료 분석결과(풍향발생빈도, 대기안정도 발생빈도, 안정도별 풍향풍속 발생빈도 등)를 제출할 것.

[답변]

FTL의 소외선량계산 시에 사용한 대기확산인자는 하나로 안전성분석보고서의 인자를 그대로 사용하였습니다. 따라서 질의에서 요구한 내용은 하나로 안전성분석보고서의 해당 내용을 참조하면 될 것입니다.

[질의]

2-11.5.15.7-1 보조계통 및 기기에서의 방사성물질 유출

11.5.15.7.1.4절에서는 가상 핵연료취급사고에 의한 선량이 전신 6rem, 갑상선 75rem이라고 기술되어 있으나 표 11.5.15.7-2에는 갑상선 6rem, 전신 0.2rem으로 기술되어 있음. 이와 관련하여 기술내용을 일치시킬 것.

[답변]

표의 값이 정확한 값이므로 안전성분석보고서 11.5.15.7.1.4절의 “그 결과는 전신선량에 대해서는 6rem, 갑상선에 대해서는 75rem으로서 10CFR100의 제한치의 25%에 해당되며, 따라서 이 사고는 대중에게 과도한 위험을 주지 않는다”를 “그 결과는 전신선량에 대해서는 0.2rem, 갑상선에 대해서는 6rem으로서 이 사고는 대중에게 과도한 위험을 주지 않는다”로 수정하겠습니다.

[질의]

2-11.5.15.7-2보조계통 및 기기에서의 방사성물질 유출

11.5.15.7.1.3절(방사능 영향)에서 고도방출시의 0~0.5hrs, 0.5~2hrs 대기확산인자 계산시 시간분할에 따른 계산모델 적용방법을 제시할 것.

[답변]

FTL의 소외선량계산 시에 사용한 대기확산인자는 하나로 안전성분석보고서의 인자를 그대로 사용하였습니다. 따라서 질의에서 요구한 내용은 하나로 안전성분석보고서의 해당 내용을 참조하면 될 것입니다.

[질의]

2-11.5.15.8-1 교류전원완전상실

(I-11.5.15.8-1 재질의)

답변에서 R.G. 1.48을 언급하고 있다. R.G. 1.48은 50 FR 9732에 의거 85년 3월 11일부로 소멸된 상태인데 유효한 요건으로 선정한 근거를 제시하시오. 또한 표 11.5.15.8-1에 제시된 계통 거동 중에서 어떤 거동들이 11.5.15.8절의 본문에 언급된 “허용기준 적용에 영향을 미치는 심각한 거동들” 인지를 제시하시오.

[답변]

질의에서와 지적한 바와 같이 R.G. 1.48은 소멸되고 ASME B&PV Code 역시 Normal, Upset, Emergency, Faulted란 용어를 삭제한 바 있습니다. 그러나 Service Level A, B, C, D로 구분되는 Plant Condition의 개념은 여전히 사용되고 있습니다. 또한 아직 유효한 R.G. 1.70에 보면 발전소 상태를 Normal, Moderate Frequency, Infrequent Incidents, Limiting Faults로 구분하고 있는데, ANSI 51.1의 Fig. B-1에는 10CFR, 소멸된 R.G. 1.48, R.G. 1.70, ANSI/ANS 51.1(N 18.2), 52.1(N 212), 53.1(N213)에서 각기 달리 정의하여 사용하고 있는 여러 가지 발전소상태의 상관관계를 도시하고 있습니다.

현재 하나로 안전성분석보고서 표 16.1-2의 원자로상태 분류 역시 10CFR과 R.G. 1.70, ANSI/ANS N18.2를 조합하여 작성한 것으로 그 전체 흐름은 R.G 1.48과 대등하다 할 것입니다. 따라서 1차 질의의 R.G. 1.48은 R.G. 1.70으로 대체하여 이해하시

면 될 것입니다.

표 11.5.15.8-1의 계통거동중 안전성 허용기준에 영향을 미치는 심각한 거동은 교류전력완전상실과 동시에 주냉각수펌프가 정지됨으로 인한 시험핵연료 강제냉각능력 상실입니다. 핵연료 냉각능력 상실은 곧바로 핵연료의 온도상승을 야기하고 이는 곧 핵연료의 용융으로 이어질 수 있기 때문에 반드시 핵안전기능이 작동을 개시하여 사고확대를 방지할 수 있어야만 합니다. 표에서 보면 주냉각수펌프의 정지로 냉각수의 강제순환이 종료되면 주냉각수 유량이 급격히 감소하게 되고 이는 곧 하나로긴급정지 즉, FTL의 출력운전 정지를 요구하는 저유량신호를 발생하게 됩니다. 하나로 긴급정지 신호 발생 이후부터는 정해진 계통설계 내용에 따라 표에서와 같은 순서로 사고가 전개됩니다.

[질의]

2-11.5.15.8-2 교류전원완전상실

(I-11.5.15.8-4 재질의)

질의 I-11.5.15.8-4의 답변에서는 소내 비상전원의 다중성만을 언급하면서 10CFR 50.63의 요건을 충족하는 것으로 기술하고 있으나 10CFR 50.63에서는 (1) ①소내비상교류전원의 다중성, ②소내비상교류전원의 신뢰성, ③소외전원상실사고의 예상빈도수, ④소외전력 복구시간을 고려한 허용대처기간의 설정과 (2) 발전소 맞대리를 포함한 관련 계통의 용량과 성능을 평가하여 적절한 노심냉각과 격납용기의 건전성이 입증되어야 할 것을 요구하고 있다. 10CFR 50.63 요건의 만족 여부를 각 항목별로 상세히 제시하시오.

[답변]

(1) ① 소내 비상교류 전원의 다중성

- FTL 설비에는 1E급 150kW 용량의 비상 디젤 발전기(FL-531-E-D002, FL-531-E-D003) 2대 및 1E급의 독립된 3개의 UPS 설비와 축전지 그리고 독립된 2개의 TRAIN A, B로 구성되어 있으며,
- 공학적 안전설비 설계기준에 의거하여 NON-1E급 300kW 용량의 비상 디젤발전기(FL-531-E-D001) 1대를 추가로 설치하였으며, Class 1E D/G

두 대중 한 대가 어떠한 이유에서든 정지되면 수동으로 이를 기동시킵니다.

- FTL의 비상교류전원은 다중성의 요건을 만족하기 위하여 2 Train, 3 Channel로 구성되어 있습니다. 각 Train은 해당 계통의 전 부하를 공급하도록 산정한 1E급 150kW 용량의 D/G와 30kVA 용량의 UPS (460V AC)를 구비하고 있습니다.

② 소내 비상 교류전원의 신뢰성

- 소내 비상 교류전원은 TRAIN A 및 TRAIN B로 구성되어 200%의 능력을 유지하므로, 어느 한 TRAIN의 사고시에도 다른 건전한 계통만으로도 100% 충분히 계통을 유지할 수 있습니다.
- 전원 상실시 외부 전원의 공급이 없이도 축전지에 의해 60분간 중단없이 무정전 전력 공급이 가능하며, 각 모선에 1E급 비상 디젤 발전기가 추가로 설치되어 있어 최대한 신뢰도를 증가토록 설비를 구성하였습니다.
- 1E 급 비상 디젤발전기의 전원상실에 대비하여 back-up용 Non-class 1E급 디젤발전기를 두어 R.G. 1.155 요건을 만족하도록 대체 교류전력 공급하도록 구성하였습니다.
- 비상 디젤발전기의 기동신호 발생 순간부터 비상 디젤발전기가 정상출력을 발생할 때까지의 비상냉각계통의 부하에 전원을 공급하기 위해 소내 비상 교류전원의 각 train에 1E급 UPS (460V AC)를 두어 소내 비상 교류전원의 신뢰성을 높였습니다.

③ 소외 전원 상실 사고의 예상빈도수

- 기존 하나로 설비의 자료를 반영하여 소외 전원상실 사고의 예상 빈도수는 년 8회 정도로 가정하고, 소외전원이 상실되더라도 안전하게 FTL 설

비를 운전할 수 있도록 소내 전력 계통을 구성하였습니다.

④ 소외전력 복구시간을 고려한 허용대처 기간의 설정

- 소외 전력 복구시간 및 소내 전력 복구시간을 24시간으로 가정하여 이 시간 동안의 전력 공급을 1E 급 비상 디젤 발전기가 부담하며, 비상 디젤 발전기의 연속운전 가능시간은 연료 추가 공급없이 1주일로 하여 소외 전력 복구시간은 문제가 없으며 계속적으로 연료를 추가 공급하면 지속적인 운전이 가능토록 하였습니다.

(2) 발전소 배터리를 포함한 관련 계통의 용량과 성능

가. Class 1E D/G, Class 1E 460V UPS, Non-class 1E D/G의 동작 scheme

- ① MCW 계통의 유량이 Low-Low이거나 정전등으로 인해 해당 모션전압이 상실되면 두 대의 Class 1E D/G가 자동으로 동작을 개시합니다. 두 트레인으로 구성된 ECW 및 CCW 계통은 200%의 열제거 능력을 가지므로 이 때 한 대의 Class 1E D/G만 가동되어도 100%의 Cooling Capacity를 가집니다.
- ② 두 대의 Class 1E D/G가 기동하여 정상출력을 발생할 때까지의 시간동안 (10초) 각 train 의 ECW Pump, CCW Pump에 전력을 공급하기 위하여 배터리에서 무정전으로 공급되는 두 대의 Class 1E UPS가 동작됩니다.
- ③ 각 Class 1E D/G가 정상출력을 발생하면 두 대의 Class 1E UPS가 자동으로 절체되고 각 D/G가 ECW Pump 및 CCW Pump에 전력을 공급합니다.
- ④ Class 1E D/G가 운전중, 1대 또는 2대 모두 고장나면 운전원이 수동으로 Non-Class 1E D/G를 동작시켜 ECW Pump와 CCW Pump에 전력을 공급하고, Non-Class 1E D/G가 정상출력을 발생할 때까지 ECW Pump 및 CCW Pump에는 배터리에서 무정전으로 공급되는 두 대의 Class 1E UPS가 전원을 공급하며, Non-Class D/G가 정상출력을 발생하면 두 대의 Class 1E UPS가

자동으로 절체됩니다.

- ⑤ 배터리를 포함한 소내 직류전력설비는 첨부 16의 계통 단선도를 참조하기 바라며 배터리, 무정전 전원장치 및 자동 전압 조정 장치등에 대한 성능은 기술 사양서 FL-551-PS-D001, FL-553-PS-D001, FL-553-PS-D003에 수록되어 있습니다.
- ⑥ 배터리에서 공급하는 DC 125V 직류부하명세는 안전성분석보고서 본문 표 11.5.9.3-3, "125V 직류부하명세"에 표기되어 있으며 각 트레인별 부하용량은 다음과 같습니다.

나. FTL의 배터리 용량

FTL에는 2 Train의 460VAC 및 3 Channel의 120AVC에 1시간 동안에 전원을 공급 할 수 있는 3개의 Class 1E 125V Battery가 설치되고, Non-Class 1E 120VAC에 1 시간동안 전원을 공급할 수 있는 Non-Class 1E 125V Battery가 설치됩니다.

배터리를 포함한 소내 직류설비는 첨부 16의 단선도를 참조하시기 바랍니다.

① 배터리 설계 용량

No.	Description	Battery (A/H)	Battery Changer (A)	Remark
1	TRAIN A, CHANNEL I	100 A/H	400A	
2	TRAIN A, CHANNEL II	100 A/H	400A	
3	TRAIN A, CHANNEL III	100 A/H	150A	
4	Non-Class 1E	1200A/H×2sets	1,000A	

② 밧데리가 공급한 부하의 용량

No.	Description	부하 용량 (KVA)	Remark
1	TRAIN A, CHANNEL I	31 KVA	
2	TRAIN A, CHANNEL II	31 KVA	
3	TRAIN A, CHANNEL III	8 KVA	
4	Non-Class 1E	82 KVA	

③ 밧데리 용량의 성능평가

앞의 ①,②항에서 언급한바와 같이 밧데리 설계 용량은 공급부하량을 충분히 감당할 수 있는 용량으로 산정하였습니다.

상기의 (1),(2)절 에서 언급한바와 같이 FTL의 전력계통은 교류전원완전상실에 대비하여 10CFR50.63의 요건을 만족하도록 설계하였습니다.

[질의]

2-11.5.15.A.2-1 방사선원 계산

11.5.15.A.2절에는 중수로 핵연료에 대한 선원항 계산은 저농축(1.2 w/o) 연소도 라이브러리를 적용한다고 기술하고 있음. 고농축, 고연소도를 갖는 중수로형 핵연료의 취급이 고려되는 경우, 저농축 연소도 라이브러리의 적용이 타당하다는 근거를 제시할 것.

[답변]

중수로 핵연료에 대한 고농축, 고연소도 라이브러리가 없는 관계로 저농축(1.2w/o) 연소도 라이브러리를 중수로 모드 계산에 사용하였으나 계산상의 불확실도를 보상하기 위하여 5% 불확실도를 추가로 고려하였습니다. 그러나 시험핵연료가 아직 확정되지 않았으므로 추후 시험핵연료가 확정되면 이에 대한 선원항 계산의 보수성을 평가하도록 하겠습니다.

11.5.16 기술지침서

[질의]

2-11.5.16.2-1 안전한계치 및 안전계통제한치

FTL-IPS과 하나로의 운전조건은 서로 독립적이라고 하더라도 실제로 FTL-IPS 운영은 하나로 운영에 종속될 수밖에 없다. 하나로 기술지침서와 별도로 FTL-IPS 기술지침서가 설정된 이유를 밝히고 하나로와 FTL-IPS 운전자와의 연계사항(기술지침서의 모든 기술적, 행정적 조치 사항들은 하나로 운전자에 책임 하에 수행되는 것인 지 등)을 밝히시오.

[답변]

하나로 핵연료 조사 시험설비는 하나로에 종속되는 실험설비로 본 설비에 대한 안전성분석보고서는 기존 하나로 안전성분석보고서의 일부분(제11장 : 실험설비)으로 삽입될 예정입니다. 하나로 인허가는 심사가 이미 완료된 상태이므로 하나로 핵연료조사 시험설비의 인허가를 위한 안전성분석보고서를 별도로 작성하였으며, 심사완료후 기존 하나의 안전성분석보고서를 개정하여 발간할 것입니다.

또한 핵연료조사 시험설비의 운영조직은 현재까지 확정되지 않은 상태이나 잠정적으로 하나로 운영조직에서 운영할 예정이며, 이와 관련하여 본 설비의 제어반등은 기존 하나로 제어실에 설치되도록 설계하였습니다. 현재 핵연료조사 시험설비는 설계 및 건설 착수 단계에 있으므로 향후 시운전 단계에서 운영조직이 확정되는 대로 이를 보완하도록 하겠습니다.

[질의]

2-11.5.16.2-2 안전한계치 및 안전계통제한치

그림 11.5.16.2-1과 2에 제시한 안전운전영역은 실선의 하부 영역에서 운전하여야 함을 의미하는 것인 지 밝히시오.

[답변]

그림 11.5.16.2-1 및 2-2는 핵연료 시험설비의 설계를 위해 선정한 Sample Test Fuel 을 사용했을 때의 노내시험부 출구온도 정상운전 한계치 입니다. 그러나 질의

2-11.5.8.1-1에 대한 답변과 같이 실험자는 실험 전에 주냉각수 계통 및 비상 냉각수 계통의 용량이 실험 대상 핵연료 및 실험 요구조건(주냉각수 온도, 압력 등)에 적절한 한지를 검토하여야 하므로 정상운전온도 한계치는 매 실험 전에 재정립될 것입니다.

[질의]

2-11.5.16.2-3안전한계치 및 안전계통 제한치

표 11.5.16.2-1 FTL 보호계통의 정지설정치에서 주냉각수 저압력에 대한 주냉각수 격리는 “< 12.11 MPa (PWR), <7.929 MPa (CANDU)”의 오기인가? 한편, 이러한 노내시험부로의 주냉각수 격리조건은 어떻게 결정하였는지 또한 노내시험부 격리후 잔열의 제거를 어떻게 수행하는 지 설명하시오.

[답변]

핵연료 시험설비의 압력 저하에 대한 보호계통 설정치를 나열하면 아래와 같습니다

<u>보호조치</u>	<u>PWR</u>	<u>CANDU</u>
하나로 트립(저압력)	14.134MPa	8.618MPa
주냉각수 격리(저-저압력)	13.444MPa	7.929MPa

선정기준은 Sample Test Fuel의 정상운전 압력을 기준으로 아래와 같이 결정론적으로 선정하였습니다.

	<u>PWR</u>	<u>CANDU</u>	<u>기 준</u>
정상운전 압력	2250psia(15.5MPa)	1450psia(10.0MPa)	
저압력	2050psia(14.134MPa)	1250psia(8.618MPa)	-200psia
저-저압력	1950psia(13.444MPa)	1150psia(7.929MPa)	-100psia

노내시험부 격리후의 잔열제거는 비상냉각수 계통을 통해 아래와 같이 이루어집니다. 자세한 것은 첨부 30의 “사고 유형별 비상냉각수 유로 Sketch”를 참조하시기 바랍니다.

	<u>배관과단시</u>	<u>배관과단이 아닐 경우</u>
Short-Term Cooling	Accumulator	비상냉각수 펌프(FTL Suction)
Long-Term Cooling	비상냉각수펌프 (Pool Suction)	비상냉각수 펌프(Pool Suction)

[질의]

2-11.5.16.3/4.2-1 계측설비

SAR 11.5.8.2.2.2 "긴급정지 변수의 표" 에 제시된 변수와 기술지침서 표 11.5.16.3-1,2,3,4 및 표 11.5,16,4-1의 변수가 다음과 같이 상이하므로 표를 수정할 것.

SAR 11.5.8.2.2.2	표 11.5.16.3-1,2,3,4 및 표 11.5,16,4-1	비 고
IPS 공급관 압력 고 " 저 " 저-저	주냉각수 저압력 PWR : < 14.134 MPa CANDU : < 8.168	기술지침서에 빠진 정지변수가 있음.
IPS 공급관 유량 고 " 저 " 저-저	주냉각수 저유량 PWR : < 8.2kg/sec CANDU : < 13.768kg/sec	"
IPS 공급관 압력 고 " 저 " 저-저	IPS 출구 고온도 PWR : > 336℃ CANDU : > 302℃	"
제1기기실 압력 고	없 음	"
없 음	수 동	11.5.8.2.2.2절 반영 필요
없 음	소내정전	"

[답변]

해당 SAR을 일치되도록 수정하겠습니다.

노내시험부 보호용으로 “IPS 외부 냉각수 온도 고” 및 “IPS 외부 냉각수 유량 저” 신호가 추가될 예정이며, 소내정전은 주냉각수 저-저 유량으로 대체될 예정입니다.

[질의]

2-11.5.16.3/4.2-2 계측설비

- (1) 위의 표와 같이 보호계통 설정치들이 일정한 값을 갖기 않고 가변적이다. 예를 들면, IPS 출구 고온도 트립설정치(PWR인 경우: >336℃)는 336℃ 이상에서 가변적으로 선정된다는 의미인지 여부와 336℃에서 트립된다는 의미인지 불명확하게 기술되어 있다. 따라서 논리부호(>, < 표시)를 제거하여야 될 것으로 생각된다. 표 11.5.15.0-4 “보호계통 설정치” 에도 논리부호로 설정치를 작성하고 있으므로 수정할 것.
- (2) 표 11.5.16.3-3 FTL 정지설정치에는 정지설정치와 허용치를 제시하고 있으나 허용치 설정이 부적절하다. 즉, 주냉각수 저유량의 경우, 정지설정치가 13.768kg/sec 보다 작을 때 허용치는 16.34kg/sec 보다 크게 설정되어 있으므로 수정할 것.

[답변]

- (1) 보호조치는 해당 설정치에서 수행되므로 해당 SAR의 논리부호를 삭제하겠습니다.
- (2) 보호조치 설정값 및 허용치는 질의 2-11.5.8.1-1에 대한 답변과 같이 실제 시험핵 연료가 결정되었을 때 확정하여 다시 제출하겠습니다.

[질의]

2-11.5.16.3/4.2-3 계측설비

보호계통에 대한 응답시간의 주기는 18개월로 규정되어 있으나, 전송기, 계측관, 계측회로, 구동기에 대한 설계가 완료되지 않아 구간별 응답시간을 확인할 수 없다. 이에 대한 구간별 설계 응답시간을 제출하시오,
또한 정지 계통의 계측 설비 교정 주기를 명시하지 않았다. 이에 대한 계측 설비의 교정주기 및 정확도를 정리한 Uncertainty Study or Setpoint Study를 설계 보조문서로 제출하고, 운영기술지침서에 결과를 명시하시오.

[답변]

구간별 설계응답시간은 안전성분석보고서의 표 11.5.16.3-2에 수정하여 제시하오니 참조하시기 바라며, Setpoint Study는 시험핵연료가 결정되면 안전해석을 통해 추후 설정하여 제출할 것입니다. 계측설비의 교정주기 및 정확도를 정리한 Instrument uncertainty는 상세설계 확정 후 보조문서로 추후 제출하겠습니다.

[질의]

2-11.5.16.3/4.6-1 전력 계통

비상 발전기가 운전되는 조건이 불분명하다. 예를 들면, 소내 정전에 의한 기동과 LOCA사고에 의한 기동이 구분되지 않았으며, 주냉각수 상실에 의한 저유량신호가 발생되기 전이라도 소내 정전시 이를 백업하기 위한 개념으로 Standby 운전 등에 대한 개념이 정립되어 있지 않았으며, 기동 시험에 대한 점검 주기가 3개월로 되어 있고, 기동 실패로 인한 주기 단축 등 신뢰도 측면에서 3개월로 주기 설정을 한 근거를 찾을 수 없다. 위와 관련하여 비상 발전기가 기동되는 조건에 대한 경우를 새로 정의하고, 이에 대한 신뢰도와 연관하여 주기를 정한 근거를 제시하시오

[답변]

1. 비상발전기 기동조건은 소내정전시 즉 해당 모선의 전압상실신호(LOVS)발생시나, 주 냉각수 펌프(MCWP)의 정지로 인해 저-저 유량신호(Loss of Forced Cooling Signal)가 발생시만 자동으로 기동됩니다.

2. 주 냉각수 상실에 의한 저유량신호가 발생되기 전이라도 소내 정전시 이를 백업하기 위한 대책으로 Standby 운전에 대한 개념을 설정하였으며, 1항에서와 같이 소내 정전시에도 비상 디젤 발전기는 자동으로 기동될 수 있도록 논리도를 구성하였습니다.

따라서 첨부 15중 비상 디젤발전기에 대한 Logic Diagram을 참조바랍니다.

3. 기동시험에 대한 점검 주기를 3개월로 한 근거는 기존 하나로 설비의 점검주기입니다. 그러나 기존 하나로 설비는 비안전등급이기 때문에 이처럼 일반적인 점검주기를 적용하였습니다. 따라서, 신설되는 Fuel Test Loop설비의 비상 발전기는 Class 1E급임을 감안하여 최소한 2주에 한번씩 기동시험을 통해 운전성을 입증할 수 있는 자료를 추후 제출하겠습니다(월성 2, 3, 4호기 기준임).

11.5.17 품질보증

[질의]

2-11.5.17.2-1 운영중 품질보증계획

하나로 핵연료 조사시험설비 운영에 관한 품질보증은 하나로 품질보증계획서를 적용한다고 기술되어 있는데, 이 경우에는 하나로 품질보증계획서의 조직, 품질보증계획서 적용범위 등 18개 요건의 기술내용이 보완되어야 할 것으로 판단되는데 품질보증계획서를 보완하여 제출하지 않은 이유를 설명하십시오.

[답변]

하나로 핵연료조사 시험설비 운영을 위한 관련조직 등 상세 방안이 현재까지 수립되어 있지 않으나 기본적으로 운영품질보증체계는 원자력법에서 요구하는 18개 요건을 준수할 것입니다. 향후 시운전 단계에서 운영조직이 확정되는 대로 안전성분석 보고서를 보완, 제출하겠습니다.

여 백

여 백

여 백

[질의]

7. 2-11.5.4.1-1 원자로 건물

HELB(High Energy Line Break) 발생시 사고온도 시간이력 및 이에 대한 평가자료를 제출 하시오

[답변]

HELB시의 작용합력에 의한 하중과 더불어 사고온도 하중도 순간적으로 발생하게 된다. 그러나 파이프 파단시 고에너지 배관의 물이 증기로 변화하여 room 1으로 분출될 때 room 1의 순간적인 최대온도는 약 100 °C 정도에 도달하게 된다. 이러한 고온의 증기는 room 1의 바닥에 설치된 vent pipe를 통해 순간적으로 대기로 방출되며 방안의 온도는 급격히 떨어지게된다. 또한 Room 1의 HELB 사고 후 Vent Pipe를 통해 압력이 대기압으로 떨어진후 30초 이내에 Vent Pipe에 설치된 격리밸브를 잠그고 Room 1 잔존해 있는 증기는 하나로 건물을 통해 안전등급 환기계통을 거쳐 굴뚝으로 대기로 방출되므로 HELB 사고시 온도에 의한 영향은 없을 것으로 판단됩니다. 시간에 따른 온도이력은 계산 된 것이 없으며 참고로 첨부 1에 제시된 FTL Structural Design Criteria (FL-070- DR-S004)에 기술된 Thermal Load에 대한 설계기준을 참고 하시기 바랍니다.

또한 기 제출된 mass and energy release rate 시간별 에너지 방출량을 참고 하시기 바랍니다.

[질의]

8. 2-11.5.4.1-2 원자로 건물

In-plan Load 와 Out-of-plan Load를 동시에 발생시키는 하중조합 U_2 , U_3 에 대한 벽체 단면 검토 내용을 제출 하시오

[답변]

room 1의 벽체에 대한 콘크리트 건전성 평가시 ACI-349에서 정의한 바와 같이 U_1 , U_2 , U_3 의 세가지 하중조합에 대하여 각 벽체에 대해서 계산시 최대값인 하중조합을 선택하여 건전성을 평가하였으며, 또한 In-plan Load 와 Out-of-plan Load를 동시에 발생시키는 하중조합에 대해서는 전단벽에 대하여 평가 되었습니다.

[질의]

10. 2-11.5.4.1-4 원자로 건물

- 설계조건을 반영한 그라우트의 앵커의 시험결과를 제출 하시오
- 설치후 그라우트 앵커 검사 계획을 제출 하시오
- Removable Concrete Slab에 볼트 Hole을 뚫을 경우 철근 간섭을 피하는 방법이나 피하지 못할 경우의 타당성을 제출 하시오

[답변]

설계 조건을 반영한 그라우트의 앵커의 시험결과 및 설치후 그라우트 앵커 검사 계획은 설치 업체 선정후 현장 시공전에 앵커 Manufacture 의 시험 Data를 입수 하여 제출하거나 시험 및 검사 계획에 대한 현장 시공 사양을 접수받아 설계에 대한 검증시험을 수행토록 하였습니다.

Removable Concrete Slab에 볼트 Hole을 뚫을 경우 철근의 간섭은 피하기 위해 사전에 Rebar Detector를 사용하여 철근 간섭을 피해 시공 할 예정이며 현장 작업시 Rebar 간섭이 생길 경우 Hole의 위치를 좌우로 Rebar 직경 정도를 변경하여 Hole을 뚫어 간섭사항을 배제 시킬것입니다.

[질의]

13. 2-11.5.4.1-7 원자로 건물

FTL Room 1의 추가 벽체 관통부위에 대한 확정된 상세 전단 보강 설계 내용 및 시공법을 제출 하시오

[답변]

FTL Room 1의 추가 벽체 관통부위에 대한 전단보강은 두께 10mm의 Plate로 사각 Penetration Box를 제작 삽입하여 절단된 Rebar와 용접하여 전단보강 하고, 전기 및 계장 Cable Conduit 설치후 Room 1의 LOCA 사고시 조건에 견디는 Penetration Seal 로 마감하여 처리 할것입니다. 상세한 전단보강 설계 도면 및 시공방법은 시공전에 시공업체에 의해 제출, 승인토록 할것입니다.

[질의]

15. 2-11.5.4.2-2 전기실 건물

핵연료 조사시험 전기실의 예상 최대 침하량과 Tilting에 대한 평가 계산서를 제출하시오

[답변]

핵연료 조사시험 전기실의 예상 최대 침하량과 Tilting에 대한 평가 결과는 아래와 같습니다.

- 예상 최대 침하량 : 0.269 인치
- 최대 Tilting : 0.0000275 rad
- 허용 Tilting : 0.0002 rad

상기 평가 결과에 대한 계산서는 첨부 2와 같습니다.

[질의]

22. 2-11.5.4.2-9 전기실 건물

원자로 건물 및 전기실 건물에 새로 설치되는 모든 내진 검증 대상 기계 및 전기기기에 대한 내진검증 보고서를 제출하시오

[답변]

핵연료 시험시설과 관련하여 원자로 건물 및 전기실 건물에 새로 설치되는 모든 내진 검증 대상기계 및 전기기기의 목록은 다음과 같습니다.

현재 핵연료 시험 시설의 내진 검증 대상 기계는 일부 제작완료 되거나 제작중에 있으며 특히 전기·계장 기기는 모두 발주 되지 않은 상태입니다.

현재까지 제작완료된 내진검증 대상 기계에 대한 내진검증방법, 제작자의 목록은 다음과 같으며 내진검증보고서는 첨부 3을 참조하시기 바랍니다. 또한 제작 미발주된 품목에 대해서는 제작 발주후 제작자로부터 내진검증보고서는 접수하여 제출토록 하였습니다.

내진검증 대상기기 목록

순위	기기 번호	기 기 명	설치위치	내진검증보고서
1	FL-310-M-T001 PWR/CAN	IPS Vessel	원자로건물	추후제출
2	FL-210-M-T004	Pressurizer	원자로건물	첨부
3	FL-210-J-A0V0048 A/B FL-210-J-A0V0060 A/B	Control Valve (Isolation)	원자로건물	첨부
4	FL-210-J-PSV0047 A/B	Safety Relief Valve	원자로건물	추후 제출
5	FL-220-M-T004A/B	Accumulator A/B	원자로건물	첨부
6	FL-220-M-P002A/B	ECW Pump A/B	원자로건물	첨부
7	FL-220-M-X001A/B	ECW Cooler A/B	원자로건물	추후 제출
8	FL-220-J-RV0033A/B	Safety Relief Valve	원자로건물	추후 제출
9	FL-220-J-SOV001A/B FL-220-J-SOV002A/B FL-220-J-SOV005A/B FL-220-J-SOV0010A/B FL-220-J-SOV0022A/B FL-220-J-SOV0027A/B FL-220-J-SOV0028A/B FL-220-J-SOV0029A/B FL-220-J-SOV0030A/B FL-220-J-SOV0038A/B FL-220-J-SOV0039A/B	Solenoid Valve	원자로건물	첨부
10	FL-230-M-P001A/B	CCW Pump A/B	원자로건물	첨부
11	FL-240-J-SOV0027A/B	Solenoid Valve	원자로건물	첨부
12	FL-250-M-T001	Waste Disposal Tank	원자로건물	첨부
13	FL-250-J-SOV 0017 FL-250-J-SOV 0018 FL-250-J-SOV 0019 FL-250-J-SOV 0020	Solenoid Valve	원자로건물	첨부
14	FL-730-J-MV 0002 A/B FL-730-J-MV 0003 FL-730-J-MV 0004	Motor operation valve	원자로건물	추후 제출

순위	기기 번호	기 기 명	설치위치	내진검증보고서
15	FL-661-J-P004	Class 1E Control Panel	원자로건물	추후 제출
16	FL-661-J-P005	Emergency Shutdown Panel	원자로건물	추후 제출
17	FL-661-J-P001	FTL Protection Panel I	원자로건물	추후 제출
18	FL-661-J-P002	FTL Protection Panel II	원자로건물	추후 제출
19	FL-661-J-P003	FTL Protection Panel III	원자로건물	추후 제출
20	FL-661-J-P006	Shutdown Transfer Relay Panel A	원자로건물	추후 제출
21	FL-661-J-P007	Shutdown Transfer Relay Panel B	원자로건물	추후 제출
22	FL-543-E-D002 / D003	Emergency Diesel Generator(Train A/B)	신설전기실	추후 제출
23	FL-551-E-A101/A102	UPS (Channel I/II, Train A/B, 460VAC)	신설전기실	추후 제출
24	FL-551-E-A001/A002/A003	UPS (Channel II/II, TrainA/B/C, 120VAC)	신설전기실	추후 제출
25	FL-553-E-N101/N102 N001/N002/N003	Battery Charger (Channel I/II, Train A/B)	신설전기실	추후 제출
26	FL-553-E-F001/F002/F003	Distribution Panel (120VAC)	신설전기실	추후 제출
27	FL-553-E-B001/B002/B003	Battery (Channel I/II, Train A/B, 125VDC)	신설전기실	추후 제출
28	FL-542-E-E003/E004	MCC	신설전기실	추후 제출
29	FL-541-E-V003/V004	Load Center	신설전기실	추후 제출

내진검증보고서 목록

순위	기기번호/기기명	제작자	Safety Class/Code	내진검증 방법	내진검증자 목록/ 관련문서	불 입
2	FL-210-M-T004 (Pressurizer)	Joseph Oat Corp.(미국)	SC-4 / ASME VIII	해석	TM-1669/ Seismic Qualifi.	"A"
3	FL-210-J-AOV0048A/B FL-210-J-AOV0060A/B (Control Valve)	BW/IP Intern. Inc. (미국)	SC-1 / ASME III NB	해석	D-150A-9 Design and Seismic Analys.	"B"
5	FL-220-M-T0004 A/B (Accumulator)	Joseph Oat Corp.(미국)	SC-2 / ASME III NC	해석	TM-1667/ Seismic Qualifi	"C"
6	FL-220-M-P002 A/B (ECW Pump)	Hayward Tyler (미국)	SC-2 ASME III NC	해석	01-007-065 Seismic Stress Analysis Report	"D"
9	FL-220-J-SOV 0001A/B 0002A/B, 0005A/B, 0010A/B, 0022A/B, 0023A/B, 0027A/B, 0028A/B, 0029A/B, 0030A/B, 0038A/B, 0039A/B, (Solenoid Valve)	Target Rock (미국)	SC-2 ASME III NC	해석	6212/ Design Report	"E"
10	FL-230-M-P001 A/B (CCW Pump)	Hayward Tyler (미국)	SC-3 ASME III ND	해석	01-007-065 Seismic Stress Aanalysis Report	"D"
11	FL-240-J-SOV0027A/B (Solenoid Valve)	Target Rock (미국)	SC-3 ASME III ND	해석	6212 / Design Report	"E"
12	FL-250-M-T001 (Waste Disposal Tank)	Joseph Oat Corp.(미국)	SC-3 ASME III ND	해석	TM-1668 / Seismic Qualifi	"F"
13	FL-250-J-SOV0017 0018, 0019, 0020 (Solenoid Valve)	Target Rock (미국)	SC-3 ASME III ND	해석	6212 / Design Report	"E"

[질의]

37. 2-11.5.6.6-1 가동중 검사 및 시험

가동전 검사 및 가동중 검사 대상 목록과 각 용접부에 대한 Primary Plus Secondary Stress Intensity Range 값 및 Cumulative Usage Factor U 값에 대한 자료를 제출하시오.

[답변]

1) 가동중 검사 대상 목록

(1) 핵연료 조사 시험 설비중 안전 등급과 관련된 다음의 계통들의 압력경계 내에 있는 기기 및 지지물은 ASME SecXI의 요건에 따라 가동중 검사 및 시험을 수행할 것입니다.

- ① 주냉각수계통(안전등급 1)
- ② 비상냉각수계통(안전등급 2)
- ③ 기기냉각수계통(안전등급 3)
- ④ 폐기물저장 및 이송계통(안전등급 3)
- ⑤ 노내시험부 압력용기(안전등급 1)
- ⑥ Gallery 및 수조내 배관(안전등급 1, 3)
- ⑦ 비상환기계통(안전등급 3)
- ⑧ 1E-Class 디젤엔진 발전기 연료유 저장 및 이송계통(안전등급 3)

(2) 상기 계통상의 기기 및 지지물에는 배관용접부, 행거, 지지물, 펌프, 밸브몸체가 포함됩니다.

(3) 가동중 검사 및 시험이 적용될 펌프, 밸브 및 기타 배관지지 구조물에 대한 구체적인 내역은 다음의 표와 같습니다.

2) 용접부 Primary and Secondary Stress Intensity Range 값과 Cumulative Usage Factor U 값에 대하여는 다음의 표를 참조하시기 바랍니다.

A. 대상기기 목록

기 기 명	기기 번호	대 수	안전등급	설치 장소
1. ECW Pump	FL-220-M-P002A/B	2	2	제1 기기실
2. CCW Pump	FL-230-M-P001A/B	2	3	제1 기기실
3. Emergency Coolers	FL-220-M-X001A/B	2	2	제1 기기실
4. Accumulators	FL-220-M-T004A/B	2	2	제1 기기실
5. Waste Disposal Tank	FL-250-M-T001	1	3	제1 기기실
6. 1E-Class 디젤발전기	FL-	2	1E	신설 전기실
7. Emergency AHU	FL-730-M-U001	1	3	신설 전기실

B. 대상 밸브 목록

별첨 Valve List 참조 요망.(안전등급 1,2 및 3)

C. 대상 배관 지지구조물 목록

- ① 안전 관련 배관 내역은 첨부 4 Line Designation Table 참조하시기 바랍니다.
- ② 핵연료조사 시험 설비내 안전 관련 배관의 지지를 위한 지지구조물은 크게 snubber/strut, spring, clamp anchor 및 pipe strap 등이 있으며, 이들 중 snubber/strut 목록은 다음과 같습니다.

Snubber/Strut 번호	안전 등급	설 치 위 치	설 치 사 양
1. FL-210-L018-X-H001	1	상온관 이중 차단 밸브 사이	5" stroke, 4.5" OD, 6000#
2. FL-210-L001-X-H004	1	고온관 이중 차단 밸브 전단	4.5" OD Strut, 4500#
3. FL-210-L018-X-H002	1	상온관 이중 차단 밸브 사이	6" stroke, 4.5" OD, 15000#
4. FL-210-L018-X-H003	1	상온관 이중 차단 밸브 사이	4.5" OD Strut
5. FL-210-L018-X-H005	1	고온관 이중 차단 밸브 전단	6" stroke, 4.5" OD, 15000#
6. FL-210-L010-X-H002	1	고온관 이중 차단 밸브 사이	5" stroke, 4.5" OD, 6000#
7. FL-210-L010-X-H001	1	고온관 이중 차단 밸브 사이	5" stroke, 4.5" OD, 6000#

Safety Class Valve List

MARK NUMBER	SIZE(IN)	CONNECTION		RATING	SAFETY CLASS	Q.A./SEISMIC CATEGORY
		Inlet	Outlet			
FL-210-J*AOV0048A	4	Sch120	BW →	2500#	1	I / I
FL-210-J*AOV0048B	4	Sch120	BW →	2500#	1	I / I
FL-210-J*AOV0060A	4	Sch120	BW →	2500#	1	I / I
FL-210-J*AOV0060B	4	Sch120	BW →	2500#	1	I / I
FL-730-J*MV 0004	30	150#	FL →	150#	3	I / I
FL-730-J*MV 0002A	4	150#	FL →	150#	3	I / I
FL-730-J*MV 0003	4	150#	FL →	150#	3	I / I
FL-730-J*MV0002B	4	150#	FL →	150#	3	I / I
FL-220-J*SOV0001A	1	3000#	SW →	2500#	1	I / I
FL-220-J*SOV0001B	1	3000#	SW →	2500#	1	I / I
FL-220-J*SOV0002A	1	3000#	SW →	2500#	1	I / I
FL-220-J*SOV0002B	1	3000#	SW →	2500#	1	I / I
FL-220-J*SOV0005A	1	3000#	SW →	2500#	2	I / I
FL-220-J*SOV0005B	1	3000#	SW →	2500#	2	I / I
FL-220-J*SOV0010A	1	3000#	SW →	2500#	2	I / I
FL-220-J*SOV0010B	1	3000#	SW →	2500#	2	I / I
FL-220-J*SOV0022A	¾	3000#	SW →	2500#	2	I / I
FL-220-J*SOV0022B	¾	3000#	SW →	2500#	2	I / I
FL-220-J*SOV0023A	¾	3000#	SW →	2500#	1	I / I
FL-220-J*SOV0023B	¾	3000#	SW →	2500#	1	I / I
FL-220-J*SOV0027A	¾	3000#	SW →	2500#	1	I / I
FL-220-J*SOV0027B	¾	3000#	SW →	2500#	1	I / I
FL-220-J*SOV0028A	¾	3000#	SW →	2500#	1	I / I
FL-220-J*SOV0028B	¾	3000#	SW →	2500#	1	I / I
FL-220-J*SOV0029A	¾	3000#	SW →	2500#	1	I / I
FL-220-J*SOV0029B	¾	3000#	SW →	2500#	1	I / I
FL-220-J*SOV0030A	¾	3000#	SW →	2500#	1	I / I
FL-220-J*SOV0030B	¾	3000#	SW →	2500#	1	I / I
FL-220-J*SOV0034	¾	3000#	SW →	2500#	2	I / I
FL-220-J*SOV0038A	1	3000#	SW →	2500#	1	I / I
FL-220-J*SOV0038B	1	3000#	SW →	2500#	1	I / I
FL-220-J*SOV0039A	1	3000#	SW →	2500#	1	I / I
FL-220-J*SOV0039B	1	3000#	SW →	2500#	1	I / I
FL-240-J*SOV0027A	1	3000#	SW →	150#	3	I / I
FL-240-J*SOV0027B	1	3000#	SW →	150#	3	I / I
FL-250-J*SOV0017	¾	3000#	SW →	150#	3	I / I
FL-250-J*SOV0018	¾	3000#	SW →	150#	3	I / I
FL-250-J*SOV0019	1½	3000#	SW →	150#	3	I / I
FL-250-J*SOV0020	1½	3000#	SW →	150#	3	I / I
FL-210-J*PSV0047A	¾	2500#	RF 150# RF	2500#	1	I / I
FL-210-J*SOV0047B	¾	2500#	RF 150# RF	2500#	1	I / I
FL-210-J*SOV0033A	¾	2500#	RF 150# RF	2500#	2	I / I
FL-210-J*SOV0033B	¾	2500#	RF 150# RF	2500#	2	I / I

용접부의 Primary Plus Secondary Stress Intensity Range 값과
Cumulative Usage Factor

No.	Node No.	Primary Plus Secondary Stress Intensity Range (psi)	Cumulative Usage Factor (U)
1	135	34148	0.0001
2	140	19465	0.0000
3	150	41758	0.0000
4	170	48856	0.0001
5	175	47917	0.0001
6	205	27394	0.0000
7	210	27814	0.0000
8	220	30840	0.0000
9	225	33415	0.0000
10	250	52515 ^(note.1)	0.0002
11	255	52537 ^(note.1)	0.0002
12	260	25790	0.0000
13	265	24588	0.0000
14	270	24419	0.0000
15	275	24682	0.0000
16	285	24691	0.0000
17	290	33055	0.0000
18	310	22204	0.0000
19	320	22518	0.0000
20	340	31346	0.0000
21	655	47665	0.0016
22	675	39700	0.0005
23	680	35246	0.0003
24	700	34885	0.0000
25	704	25642	0.0000

용접부의 Primary Plus Secondary Stress Intensity Range 값과
Cumulative Usage Factor (Cont'd)

No.	Node No.	Primary Plus Secondary Stress Intensity Range (psi)	Cumulative Usage Factor (U)
26	708	25306	0.0000
27	712	25224	0.0000
28	716	25067	0.0000
29	720	25158	0.0000
30	724	25341	0.0000
31	728	25370	0.0000
32	732	25629	0.0000
33	736	25921	0.0000
34	740	26010	0.0000
35	745	51967 ^(note.1)	0.0001
36	750	42730	0.0001
37	760	37596	0.0001
38	762	35034	0.0000
39	777	25915	0.0000
40	780	26591	0.0000
41	790	22452	0.0000
42	800	29210	0.0000
43	825	34910	0.0001
44	835	24091	0.0000
45	845	53997 ^(note.1)	0.0007
46	850	52276 ^(note.1)	0.0004
47	880	21976	0.0000
48	890	25845	0.0000
49	895	56803 ^(note.1)	0.0006

용접부의 Primary Plus Secondary Stress Intensity Range 값과
Cumulative Usage Factor (Cont'd)

* Note : 1. Primary Plus Secondary Stress Intensity Range : $\leq 3.0 S_m = 49620$ (Eq. 10) when the calculated value of Equation 10 stress exceeds $3 S_m$, the procedure for fatigue analysis must include the effect of plastic cycling. This is accomplished by requiring that the stress limits of Equation 12 and 13 are met as follows:

No.	Node No.	Equation 10 Allowable value, $3.0 S_m = 49620$	Equation 12 Allowable value, $3.0 S_m = 49620$	Equation 13 Allowable value, $3.0 S_m = 49620$
1	250	52515	31407	30237
2	255	52537	30673	31500
3	745	51967	22803	34540
4	845	53997	36526	23607
5	850	52276	34788	23283
6	895	56803	13212	34924

* Note : 2. Cumulative Usage Factor : $U \leq 1.0$

[질의]

38. 2-11.5.7.2-1 비상안전환기계통

활성탄 흡착기 베드의 깊이를 제시하고, ASME N509와 Reg. Guide 1.52 요건에서 해당 베드 깊이에 적용하는 방사성 요오드(메틸 요오드 및 원소형 요오드)에 대한 제거 요건이 타당함을 제출하시오.

[답변]

활성탄 흡착기 베드의 깊이는 2 inch 이며 비상안전환기계통의 Carbon Filter는 ASME N509와 REG 1.52에 따른 TYPE II형으로서 방사성 요오드(메틸 요오드 및 원소형 요오드)를 제거하기에 충분하며 Carbon Filter의 사양은 다음과 같습니다.

- BED의 Depth : 2 inch nom.
- Resister : 0.9 wg @ 333CFM
- Resistance time : 0.25 sec @ 333CFM
- Carbon : Activated Coconut shell
- Methyl Iodine Removal Eff. : 99% @ 80℃, 95%RH
- Elemental Iodine Removal Eff. : 99.9% @ 30℃, 95%RH
- Frame : 304 Stainless Steel

[질의]

43. 2-11.5.7.4-1 제1기기실 압력 방출계통

사고시 냉각수 격리성능을 충분히 확보하기 위한 격리밸브의 환경검증, 품질등급을 포함한 제반성능요건 및 운전중시험요건을 상세히 제출하시오. 또한 격리밸브에 대한 누설방지 요건 추가 등을 포함하여 기존의 격리성능을 개선 할 수 있는 방안을 제출하시오.

[답변]

1) 주냉각수 계통의 격리밸브는 주냉각수 계통의 상온관 및 고온관에 각각 2중으로 설치되어 제1기기실의 LOCA사고시 등의 주냉각 계통의 강제 냉각상실시 IPS로부터 격리 합니다. 주냉각수 계통의 격리밸브는 격리신호 접수후 2~4초 사이에 폐쇄되도록 설계·제작 되었습니다.

이에 제 1기기실 LOCA초기 (격리밸브 폐쇄전까지)에 방출되는 방사능량은 FTL 정상운전중 주냉각수내의 방사능량에 종속되므로 HELB를 통해 방출되는 방사능량은 미량에 해당됩니다. FTL 사고시 냉각수 격리성능을 충분히 확보하기 위한 주냉각수 계통의 격리밸브는 Safety Class-1 에 해당되며 제작 code는 ASME Sec. III NB를 적용하였고, Seismic Category 및 QA Category도 I에 해당 됩니다. 본 주냉각 계통의 격리밸브의 사양은 아래와 같습니다.

Isolation Control Valve Technical Specification

Quantity	: 4
Equipment Number	: FL-210-J-AOV 0048 A/B FL-210-J-AOV 0060 A/B
Type	: Globe Control Valve
Code / Safety Class	: ASME Sec. III, NB /SC-1
Design Data	
• Design Pressure (MPa)	: 17.37
• Design Temp. (°C)	: 355
• Shut - off MPa D (MPa)	: 17.37
• Line Size / Schedule / Mat'l	: 4" / 120 / 316 SS

Process Conditions

· FL-210-J-AOV 0048 A/B

CASE	PWR Mode	CANDU Mode
Flow (kg/hr)	34263	60411
Inlet Pressure (MPa)	15.44	9.817
Temp. Erature (°C)	329.4	290
Vapor Pressure (Bar)	127.7	74.3
Specific Gravity	0.643	0.737
Rrequired Cv	158	158

· FL-210-J-AOV 0060 A/B

CASE	PWR Mode	CANDU Mode
Flow (kg/hr)	36181	59276
Inlet Pressure (MPa)	15.8	10.86
Temp. Erature(°C)	315.6	281
Vapor Pressure (Bar)	106.4	64.8
Specific Gravity	0.679	0.757
Rated Cv	158	158

주냉각수 계통의 격리밸브는 현재 미국의 ANCHOR/DARLING Valve Co.에서 제작중에 있으며 Code 요건에 따라 ANI 및 발주자인 연구소와 삼성물산(주)의 검사자 입회하에 성능검증시험을 수행하였습니다.

본 밸브는 Fail Close 기능을 갖고 있으며 고압의 작동유체에서도 확실한 closing (tight closing)을 확보하기 위하여 밸브 상부에 강력한 spring으로 구성되어 있으며, 따라서 정상운전시 개방을 위하여 통상적인 diaphragm actuator 대신 20" piston air cylinder actuator로 이루어져 있습니다.

그 형태는 globe type valve로서 일반적인 control valve와는 달리 valve port 부분에서 위로부터 아래로의 흐름방향을 갖도록 되어있어 작동 유체의 고압에 의한 uplift force가 작용되지 않고 오히려 closing 하는 힘을 valve plug에 미치도록 되어있습니다.

또한 valve 상부에는 외부로 노출된 adjusting screw가 있어 주기적인 작동 및 성능시험 결과에 따라 조정을 함으로써 valve plug의 tight closing을 유지 할 수 있습니다.

첨부 5는 주냉각수 계통의 격리밸브에 대한 제작사양, 도면 및 환경검증 (Seismic Analysis) 한 결과입니다. 격리밸브에 대한 운전중 시험요건은 하나로 및 FTL 정기점검시마다 격리밸브 폐쇄 성능을 확인 할것입니다.

격리밸브의 구동논리는 아래와 같으며 관련 Logic Diagram은 첨부 6을 참조 하시기 바랍니다.

구 동 상 태	구 동 신 호	관련 Logic Diagram
격리밸브 Close	① Manual Close 발생시 ② FTL Isolation Signal 시 - FTL Manual Trip - FTL Manual Channel Isolation - IPS Supply Flow High - IPS Supply Temperature High - High - IPS Supply Flow Low-Low - IPS Supply Pressure Low-Low - Room 1 Pressure High - Manual HELB Channel Trip	LSK-1-1A LSK-1-1B-1 LSK-1-1B-2 LSK-1-1D LSK-1-2 LSK-1-3 LSK-1-4B LSK-3-1-1 LSK-3-1-2 LSK-3-1-3 LSK-3-1-4
격리밸브 Open	① Manual Open 발생시	

또한 격리밸브 전단은 ECW System을 제외한 주냉각 계통의 기기가 설치되지 않고 4" 및 2½" 배관으로 하나로 Pool 내의 IPS에 연결되어 있으며, 특히 Gallery내 배관은 파단 제외구역으로 설정하여 누설방지 요건을 추가로 설치하지 않았습나다.

2) HELB Vent Duct에 설치되어 있는 격리밸브는 정상운전시에 open 되어 있어 제1기기실 LOCA 사고시 압력상승에 의해 Rupture Disc. 의 파단 일어나 제1기기실 압력이 급격히 떨어져 약 30초 이내에 제 1기기실 콘크리트의 건전성이 유지되는 안전한 상태로 떨어지므로 제1기기실에서 LOCA 사고 발생 30초후 격리밸브를 닫도록 운전됩니다.

HELB Vent Duct에 설치되는 Rupture Disc. 및 격리밸브는 Safety Class-3에 해당되며 Seismic Category 및 QA Category도 I에 해당됩니다. 사양은 아래와 같습니다.

Rupture Disc.

Equipment No.	: FL-730-J-RD-005
Code/Safety Class	: ASME SEC. III / SC-3
Design Data	
• Design Pressure	: 0.34475 MPa
• Set Pressure @37.8℃	: 0.01379 MPa
• Back Pressure	: Atmosphere
Connection	: 30" 150 [#] inlet / 30" 150 [#] Outlet
Material	: 316SS

격리밸브

Equipment No.	: FL-730-MV-004
Code / Safety Class	: ASME SEC. III / SC-3
Design Data	
• Design Pressure	: 50 psig
• Design Temperature	: 120 °F
• Type	: Insert (Wafer) Butterfly
• Fluid	: Steam and Air

Connection : 30" 150# inlet / 30" 150# outlet
 Material : Body : Carbon Steel
 : Trim : Stainless Steel
 Motor :
 · Enclosure : Totally enclosed, weather proof
 · Power : 460V / 3Ø / 60Hz

HELB Vent 격리밸브의 구동 논리는 아래와 같으며 관련 Logic Diagram 은 첨부 6을 참조하시기 바랍니다.

구동상태	구동신호	관련 Logic Diagram
격리밸브 close	① Manual Close Signal 발생시 ② FTL Room #1 Pressure High Signal 발생시	047662-LSK-7-2B-4
격리밸브 open	① Manual open signal 발생시	

[질의]

45. 2-11.5.8.1-1 개요

(2-11.5.8.1-1 재질의)

Trip Setpoint Study (Uncertainty Analysis Report)에 대한 자료를 제출하십시오.

[답변]

1. FTL 계통에 의한 Trip 변수는 아래의 표와 같습니다.

계통트립변수	트립계통
주냉각수 압력 고	하나로
주냉각수 압력 저	하나로
주냉각수 압력 저-저	FTL
주냉각수 유량 고	하나로, FTL
주냉각수 유량 저	하나로
주냉각수 유량 저-저	FTL
주냉각수 온도 고-고	FTL
주냉각수 온도 고	하나로
제1기기실 압력 고	하나로, FTL

2. Trip Setpoint 관련 Uncertainty 해석

Trip Setpoint 결정을 위하여 다음과 같은 Trip Channel의 Uncertainty 해석을 첨부 7에 제출합니다.

- 주냉각수 압력(IPS Inlet Pressure),
- 주냉각수 유량(IPS Inlet Flow),
- 주냉각수 온도(IPS Inlet Temperature),
- 제 1 기기실 압력(Room 1 Pressure)

3. Trip Channel의 공급기기 아직 결정되지 않았기 때문에 공급기기가 결정된 후 Uncertainty 해석을 첨부 7의 방법대로 수행하겠습니다.

또한, FTL은 실제 시험핵연료가 결정될 때 안전해석을 통하여 안전제한치, 설계제한치가 결정되므로, 실제 Trip Setpoint는 실제 시험핵연료가 결정된 후 사고해석의 결과에 Uncertainty 해석결과를 고려하여 설정될 것입니다.

[질의]

47. 2-11.5.8.2-2 보호계통

(2-11.5.8.2-2 재정의)

바이스테인블의 허용치 및 수정된 논리 도면을 제출하십시오.

[답변]

바이스테인블의 Deadband는 span의 0.6~7.5%로 허용가능 하도록 설계하였으며, 안전성 분석보고서 11.5.8.2.3.1.2절의 3)항에 다음과 같이 추가하였습니다.

“이 때 트립/교정기기의 바이스테인블의 Deadband는 0.6~7.5%로 조정 가능토록 하였다.”

수정된 논리도면은 첨부 8로 제출합니다.

[질의]

48. 2-11.5.8.2-3 보호계통

(2-11.5.8.2-3 재정의)

주제어반 관련 Layout 및 경보기능에 대한 도면을 제출하십시오.

[답변]

주제어반 관련 Layout 및 경보기능에 대한 도면을 첨부 9로 제출합니다.

제출도면

- Class 1E Control Panel(HANARO Control Room) : FL-600-JZ-S002
- Emergency Shutdown Panel(FTL Remote Control Room) :
FL-600-JZ-S003
- Annunciator Panel(HANARO Control Room) : FL-076-JE-D003
- Annunciator Panel(FTL Remote Control Room) : FL-076-JE-D004

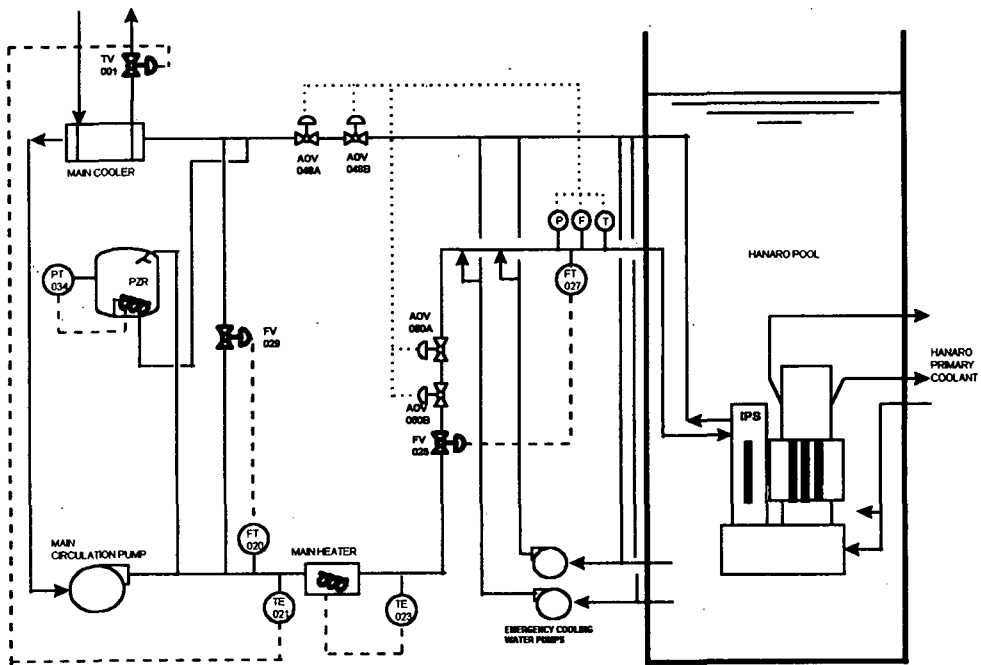
[질의]

49. 2-11.5.8.2-4 보호계통

(2-11.5.8.2-4 재정의)

Stability Analysis (제어안정성)의 결과를 제출하시오.

[답변]



FUEL TEST LOOP SYSTEM

1. 핵연료시험설비의 특성 및 계측제어계통 구성

핵연료시험설비는 개발하고자 하는 시험핵연료를 설치할 수 있는 노내시험부 (IPS)와, 시험요구에 따라 노내시험부의 온도, 압력, 유량, 수질 등을 인위적으로 조절할 수 있는 노외시험부(OPS)로 구성됩니다. 노내시험부는 하나로의 LH 조사 공에 삽입되지만 하나로 핵연료로부터 발생하는 중성자를 조사받는 Subcritical 형태이고, 핵연료시험설비는 하나로의 일차냉각계통과 분리된 독립된 계통으로 구성됩니다.

핵연료시험설비와 하나로는 하나로 긴급정지를 위하여 똑같이 하나로의 원자로 보호계통(RPS)을 이용하고, 핵연료시험설비는 하나로와 달리 비상시 강제냉각을 수행하므로 별도의 안전계통의 핵연료시험설비 트립(FTL Trip) 시스템을 가지고 있습니다. 핵연료시험설비 트립은 노내시험부 입력단의 온도, 유량, 압력을 다중으로 측정하여 안전관련 계측제어계통을 통하여 수행되고 이때 격리밸브(AOV-048A,B, AOV-060A,B)를 닫음으로써 비상 냉각계통과 주냉각계통을 격리시킨 후에 비상 냉각계통의 고압 주입탱크로부터의 냉각수 주입이나 비상 냉각 펌프의 운전을 통하여 노내시험부는 냉각되므로 안전영역은 비안전영역으로부터 완전히 격리됩니다. 또한 핵연료시험설비는 하나로와 별개의 계통으로 구성되고 또한 서로 독립된 비안전계통 제어시스템을 가지고 있습니다. 핵연료시험설비로 인한 하나로 및 핵연료시험설비 트립과 관련한 안전계통 제어시스템을 통한 응답 특성은 FTL SAR 15장의 사고해석에서 수행하였습니다.

핵연료시험설비의 비안전계통 제어시스템은 원자력발전소의 비안전계통 제어시스템과 다음과 같은 차이가 있습니다. 원자력발전소에서 비안전계통 제어시스템은 증기발생기의 증기드럼의 내부압력을 일정하게 유지하고자 하는 것에 목적이 있기 때문에 이를 위하여 발전소 출력을 조절하고 터빈동 부하의 변동을 추종할 수 있어야 하고 필요한 경우 감소된 출력으로 무기한 운전할 수 있어야 하지만, 핵연료시험설비 비안전계통 제어시스템의 목적은 시험핵연료에 원자력발전소의 운전조건들을 인위적으로 모사하기 하기 위하여 노내시험부 입력단의 온도, 유량, 압력을 일정한 수준으로 제어하는 것에 있습니다. 이로 인하여 핵연료시험설비에는 원자력발전소에 있는 터빈, 증기발생기가 존재하지 않으므로 이들에 의한 제어시스템의 영향은 고려되지 않습니다.

2. 핵연료시험설비 비안전 계통 제어시스템의 안정성 분석

SRP 7.7의 근거하여 핵연료시험설비의 비안전계통 제어시스템을 살펴보면, 핵연료시험설비는 Reactivity control을 수행하지 않기 때문에 이에 대한 검토는 해당되지 않고, 일차 및 이차냉각과 관련한 제어시스템을 고려할 필요가 있습니다. 핵연료시험설비 제어시스템의 설계중 일차 및 이차냉각 관련 제어계통을 구체적으로 살펴보면, 일차 냉각계통과 관련한 제어는

- ① 노내시험부 입력단의 유량측정신호로 주순환계통의 유량조절밸브(FV-025) 제어,
- ② 주순환펌프 출력단의 유량측정신호로 재순환 유량조절밸브(FV-029) 제어,
- ③ 계통의 온도측정신호로 가열기의 히타 제어,

④ 가압기의 압력측정신호로 가압기 히타 제어 이고,
이차 냉각계통과 관련한 제어는

⑤ 주순환펌프 출력단의 온도측정신호로 이차냉각수 완충계통 유량제어밸브
(TV-001) 제어에 해당 됩니다.

일차 및 이차냉각계통과 관련한 핵연료시험설비 비안전계통 제어시스템의 과도
응답특성을 살펴보면 다음과 같습니다.

i) 하나로 트립에 의한 영향

핵연료시험설비는 하나로와 독립된 별도의 냉각루프를 가지고 시험목적에 따라
인위적으로 계통의 조건을 유지하고 있습니다. 또한 한라로가 트립되더라도 핵연
료시험루프내의 트립조건이 설정치를 초과하지 않는 한 핵연료시험루프는 트립되
지 않습니다. 따라서 한라로가 트립되더라도 계통의 압력과 유량은 변하지 않으
며, 계통의 온도는 핵연료시험설비 이차냉각수 완충계통에 연결된 온도제어밸브
(TV-001)에 의해 제어됩니다.

ii) 부하변동에 의한 영향

핵연료시험설비는 정상상태에서 시험핵연료에 대하여 노내시험부의 조건을 일
정하게 유지하고자 하는 것으로 실제로 원자력발전소에서의 터빈발전기 등의 부
하가 존재하지 않습니다. 따라서 핵연료시험설비에는 터빈트립, 송전선상실 등의
부하변화는 발생하지 않고 이에 의한 제어시스템의 영향은 고려되지 않습니다.

iii) 하나로 출력변화에 의한 영향

하나로의 출력변화에 따라 핵연료시험설비의 일차 및 이차냉각과 관련한 제어
계통의 영향을 살펴 보면 다음과 같습니다. 핵연료시험설비는 하나로와는 별도의
독립적인 계통으로 구성되어 있고 시험목적에 따라 허용범위내의 운전조건으로
온도, 유량, 압력을 유지하기 위하여 제어됩니다.

핵연료시험설비 노내시험부의 시험조건은 핵연료시험설비의 노외시험부를 기동
한 후 하나로를 서서히 기동하면서 설정됩니다. 핵연료시험설비는 시험핵연료에
급격한 출력변화를 가하지 않는 정상상태시험을 위한 루프이기 때문에 하나로의
출력변화를 필요치 않고, 하나로와는 별도의 독립적인 폐 루프로 구성되어 있기
때문에 하나로의 출력이 변하더라도 계통의 압력과 유량은 변하지 않으며, 계통의
온도는 핵연료시험설비 이차냉각수 완충계통에 연결된 온도제어밸브(TV-001)에
의해 제어됩니다.

iv) 4급전원 상실에 의한 영향

핵연료시험설비가 운전중에 4급전원이 상실되면 주 가열기, 가압기 히타는 전원이 상실되어 정지되고, 주 냉각펌프에는 10분 용량의 UPS전원이 공급됩니다. 이후 10분 후에 주 냉각펌프의 전원이 상실됩니다. 이 때 주 냉각펌프가 동작하지 않으므로 인해 주 냉각계통의 유량이 감소되고 이어서 하나로 트립과 핵연료시험설비 트립이 발생합니다. 따라서 4급전원의 상실로 인하여 하나로 및 핵연료시험설비는 안전하게 트립됩니다.

앞에서 살펴본 바와 같이 핵연료시험설비는 안전계통과 비안전계통이 분리되어 있고 비상시 각계통을 격리시키기 때문에 핵연료시험설비 비안전계통 제어시스템이 예상 운전사고시의 설계 허용기준을 초과하는 결과를 발생하지 않습니다. 또한 핵연료시험설비 비안전계통 제어시스템은 과도응답에 따른 특성이 안정하게 동작되고 있음을 알 수 있습니다.

[질의]

52. 2-11.5.9.2-1 설계기준

(2-11.5.9.2-1 재질의)

소내전력계통에 대한 설계자료를 제출하시오.

[답변]

소내전력계통에 대한 설계자료를 첨부 10과 같이 제출합니다.

첨 부 :

- 1) Single Line Diagram (FL-500-EA-D001 외 13)
- 2) 변압기 용량 계산서 (FL-501-DC-D001, Rev.0)
- 3) 전력 케이블 허용전류 계산서 (FL-501-DC-D002, Rev.0)
- 4) 단락전류 계산서 (FL-501-DC-D003, Rev.1)
- 5) 전력조류 및 전압강하 계산서 (FL-501-DC-D004, Rev.1)
- 6) 비상디젤발전기 계산서 (Class 1E) (FL-543-DC-D001)
- 7) 비상디젤발전기 계산서 (Non-1E) (FL-543-DC-D002)
- 8) 축전지 및 축전지 충전기 계산서 (DC125V, Class 1E) (FL-553-DC-D001)
- 9) 축전지 및 축전지 충전기 계산서 (DC125V, Non-1E) (FL-553-DC-D002)
- 10) 축전지 및 축전지 충전기 계산서(DC220V, Non-1E) (FL-553-DC-D003)
- 11) UPS 용량계산서(Class 1E) (FL-551-DC-D001)
- 12) UPS 용량계산서(Non-1E) (FL-553-DC-D002)

[질의]

53. 2-11.5.9.4-1 소외전력계통

(2-11.5.9.4-1 재질의)

소외전력계통 설계기준을 만족하지 못하는 설계일 경우는 새로운 설계가 설계기준에 따른 설계보다 안전모선에 공급하는 전원공급 신뢰도가 낮지않음을 확인할 수 있는 정량적인 자료를 제출하시오.

[답변]

핵연료시험설비의 안전모선에 공급하는 전원공급 신뢰도가 낮지않음을 확인할 수 있는 정량적인 자료를 추후 제출하겠습니다.

[질의]

54. 2-11.5.9.5-1 소내전력계통

(2-11.5.9.5-1 재질의)

비상디젤발전기의 긴급정지 조건을 제시하고, 시험성이 유지되고 있음을 입증할 수 있는 자료를 제출하십시오.

[답변]

1. 비상디젤발전기의 긴급정지조건은

- 엔진과속도(Over-Speed)(115%),
- 윤활유 압력저하(기준압력의 2/3),
- 발전기 보호계전기(87 : 비율과동 계전기) 동작시

로 하였고, 다음과 같은 기계적, 전기적 조건에서는 경보를 울리도록 설계하였습니다.

- 엔진 과속도 (115%)
- 기동실패
- 냉각수 온도상승(200°F)
- 윤활유 온도상승(200°F)
- 윤활유 압력저하
- 발전기 보호계전기 동작
 - 차동 계전기(87)
 - 과전류 계전기(51)
 - 지락전류 계전기(51G)
 - 주파수 계전기(81)
 - 저전압 계전기(27)
 - 과전압 계전기(59)

이상과 같이 3가지의 긴급정지조건에서는 비상발전기를 보호하기 위하여 경보와 동시에 비상발전기를 트립시킵니다. 안전성분석보고서 11.5.9.5.1.2.1 절을 이상의 내용으로 수정하겠습니다.

2. 핵연료시험설비의 Class 1E급 D/G는 비상운전에 대비하여 최소한 한 달에 한번씩 기동시험을 수행하는 절차를 수립하여 시험성이 유지되도록 하겠습니다. (기동시험 주기의 산정은 IEEE-387 및 기존 발전소를 기준으로 하였습니다.) 안전성분석보고서 11.5.16.4.6.2절에 Class 1E급 D/G의 시험주기를 한 달로 하도록 내용을 추가하겠습니다.

[질의]

58. 2-11.5.10.4-1 시료채취 계통

제작전 방사선 방호를 위한 설계자의 요구사항을 제출하십시오

[답변]

핵연료 조사시험 설비의 수질을 주기적으로 감시하기 위한 시료채취는 별도의 시료 채취기기(Sampling Panel : FL-260-M-Y002)를 설치하여 수행토록 되어있습니다. 시료채취기기의 설계사양에 따르면 방사선 방호를 위한 Sampling System 은 제작 설계와 시료채취시 발생하는 방사성 액체를 수집하는 장치를 요구하고 있습니다. 상기 요건에 따라시료채취기기 전문업체로부터 기술사양에 대한 예비견적을 접수하여 검토한결과 방사성기체로부터 시료채취자를 보호하기 위해 Panel 내에 negative pressure를 유지하여 외부로 누출이 없도록 기존 plant의 HVAC에 연결되도록하고, 시료채취시 발생하는 방사성 액체를 수집하는 장치를 설치토록 제시하고 있습니다. 이에 현재 이 기기는 구매 대기중에 있으며 업체선정 완료되면 상기 요건을 충족시키도록 제작단계에서 반영시킬것입니다. 핵연료 조사시험 설비의 시료채취기기의 설계사양서는 첨부 11을 그리고 시료채취기기 전문제작업체(Sentry Equipment Corp. : 미국)의 예비 제작사양서는 첨부 12와 같습니다.

[질의]

64. 2-11.5.11.3-1 기체방사성폐기물의 발생 및 방출

Xe, Kr 에 대한 처리 방안을 제출하시오.

[답변]

Xe, Kr과 같은 Noble Gas는 주로 다음과 같은 방법으로 처리할 수 있습니다.

- 저장법 : 감쇄탱크
- 분리법 : 액화증류법, 용매흡수법, 저온활성탄흡착

그러나, 하나로의 Charcoal Filter로는 흡착효과를 신뢰할 수 없으므로 핵연료조사 시험설비 주냉각수 Tech. Spec. Activity 누출시 부지경계에서의 방사선피폭량 계산과 정상운전중 부지경계에서의 최대 기체방출 방사능농도 계산에는 이들 Noble Gas에 대해 Filter Efficiency는 고려하지 않았습니다. 자세한 것은 아래와 같습니다.

1) 주냉각수 Tech. Spec Activity 누출시 부지경계에서의 방사선피폭량 계산

첨부 13의 계산서 "Normal Operation Radiation Sources"에서 'The noble gases are assumed to be 100% airborne and freely released'(페이지 30. 참조)로 하였고 또한, 보수성을 고려하여 Ground Release로 계산하였기 때문에 모든 핵종에 대해 Filter Efficiency는 고려되지 않았습니다.

2) 부지경계에서의 최대 기체방출 방사능농도

부지경계에서의 최대 기체방출 방사능농도는 첨부 14의 계산서 "FTL Radwaste Generation and Release"의 Table 4.(페이지 16. 참조)에서와 같이 다음의 방법으로 계산하였습니다.

$$A_{EAB} = A_{ROOM1} * P_{ROOM1} * \chi/Q * (1 - \text{Filter Efficiency}) / 3600 \text{ (sec/hr)}$$

여기서, A_{EAB} = 부지경계에서의 최대 기체방출 방사능 농도 ($\mu\text{Ci/cc}$)

(SAR 표 11.5.11.3-2 참조)

$$A_{ROOM1} = \text{핵연료시험설비 6개월 운전후 제1기기실 방사능농도}$$

($\mu\text{Ci/cc}$)

(첨부 15의 계산서 "Normal Operation FTL Airborne Activity Concentrations"의 Table 1.(페이지 17. 참조)

(또는, SAR 표 11.5.12.2-3 참조)

P_{ROOM1} = 제1기기실 Purge Rate (= 1250 m³/hr)

λ/Q = 대기확산인자 (= 1.54 x 10⁻⁵ sec/m³)

Filter Efficiency = 0.0% for noble gases and halogens

99% for particulates

(첨부 14의 계산서 "FTL Radwaste Generation and Release"의 4번째 Data (페이지 7. 참조))

[질의]

65. 2-11.5.11.3-2 기체방사성폐기물의발생 및 방출

기체폐기물 방출에 의한 방사능농도를 구한 계산방법을 제출하십시오.

[답변]

부지경계에서의 최대 기체방출 방사능농도는 첨부 14의 계산서 "FTL Radwaste Generation and Release"의 Table 4.(페이지 16. 참조)에서와 같이 다음의 방법으로 계산하였습니다.

$$A_{EAB} = A_{ROOM1} * P_{ROOM1} * \chi/Q * (1 - \text{Filter Efficiency}) / 3600 \text{ (sec/hr)}$$

여기서, A_{EAB} = 부지경계에서의 최대 기체방출 방사능 농도 ($\mu\text{Ci/cc}$)
(SAR 표 11.5.11.3-2 참조)

A_{ROOM1} = 핵연료시험설비 6개월 운전후 제1기기실 방사능농도
($\mu\text{Ci/cc}$)
(첨부 15의 계산서 "Normal Operation FTL Airborne Activity Concentrations"의 Table 1.(페이지 17. 참조)
(또는, SAR 표 11.5.12.2-3 참조)

P_{ROOM1} = 제1기기실 Purge Rate (= $1250 \text{ m}^3/\text{hr}$)

χ/Q = 대기확산인자 (= $1.54 \times 10^{-5} \text{ sec/m}^3$)

Filter Efficiency = 0.0% for noble gases and halogens
99% for particulates

(첨부 14의 계산서 "FTL Radwaste Generation and Release"의 4번째 Data (페이지 7. 참조))

[질의]

66. 2-11.5.11.3-3 기체방사성폐기물의 발생 및 방출

주변주민 피폭선량에 대한 계산방법을 제출하시오.

[답변]

기체폐기물 방출에 의한 주변주민의 전신의 피폭선량은 다음과 같은 방법으로 계산할 수 있습니다.

핵연료조사시험설비의 운전으로 인해 발생하는 기체방사성폐기물은 SAR 표 11.5.11.3-1과 같이 제1실 정상운전 방출, 제1실 폐지 방출, 제2실 정상운전 방출량, 폐기물처분탱크 방출의 4가지 분류로 나눌 수 있습니다. 이들은 각각 방출유량, 방출시간 등이 다름으로 주민이 받게되는 순간 순간의 피폭량은 다를 것입니다. 그러나 연간 피폭량은 순간 순간의 피폭량을 더해서 구한 것이나 방출되는 총 방사능이 연중 일정하게 나온다고 가정하고 구한 것이 같다고 할 수 있으므로 후자의 방법으로 주민의 피폭량은 아래와 같이 구할 수 있습니다.

[1] Noble Gas에 의한 체외피폭선량 계산 (γ - dose, Whole Body)

1) EPZ(at 800m)에서의 평균 방사능농도, C_{EPZ} (Ci/m^3)

$$C_{EPZ}(\frac{Ci}{m^3}) = A_{FTL}(\frac{Ci}{yr}) \times \frac{yr}{8760 \text{ hr}} \times \frac{hr}{3600 \text{ sec}} \times \chi / Q(\frac{sec}{m^3}) \times (1 - FE)$$

여기서, C_{EPZ} = EPZ에서의 년 평균 방사능농도 (Ci/m^3)

A_{FTL} = FTL 운전으로 기체폐기물로 연간 방출되는 총 방사능 (Ci/yr) (SAR 표 11.5.11.3-1의 합계란)

$$\chi / Q = 4.2 \times 10^{-6} \text{ sec}/m^3$$

FE = (Filter Efficiency)

0.0% for noble gases and halogen

99% for particulate

2) EPZ(at 800m)에서의 년 평균 공기중 흡수선량을, D_{EPZ} (rad/sec)

$$D_{EPZ} = \frac{C_{EPZ} \left(\frac{Ci}{m^3} \right) \times 3.7 \times 10^{10} \left(\frac{dis}{sec \cdot Ci} \right) \times E \left(\frac{MeV}{dis} \right) \times 1.6 \times 10^{-6} \left(\frac{erg}{MeV} \right)}{\rho_{air} \left(\frac{g}{m^3} \right) \times 100 \left(\frac{erg}{g \cdot rad} \right)}$$

여기서, E = 특정 핵종의 붕괴에너지 (Mev/dis)

ρ_{air} = air density (= 0.001293 g/10⁻⁶m³)

$$= 4.6 \times 10^{-1} \cdot C_{EPZ} \cdot E \text{ (rad/sec)}$$

Semi-infinite dose rate로 하면

$$D_{EPZ} = 2.3 \times 10^{-1} \cdot C_{EPZ} \cdot E \text{ (rad/sec)}$$

3) EPZ(at 800m)에서의 년 평균 등가선량을 (H_{EPZ}, rem/sec)

$$H_{EPZ} = D_{EPZ} \times Q, \text{ (Q = 1 for } \beta, \gamma \text{ 이므로)}$$

$$= D_{EPZ} \text{ (rem/sec)}$$

따라서 특정 핵종에 대해 주민이 받게되는 연간 선량은

$$H_{EPZ} = D_{EPZ} \times (3600 \text{ sec/hr}) \times (8760 \text{ hr/yr}) \text{ (rem/yr)}$$

상기와 같은 방법으로 모든 핵종에 대해 연간 피폭량을 구한 뒤 이를 합하면 주변주민에 대한 피폭량을 구할 수 있습니다.

상기 계산방법에 근거한 계산 결과는 다음과 같습니다.

핵종	γ 붕괴에너지 (Mev)	연간 방출량 (Ci/yr)	방사능 농도 (Ci/m ³)	연간선량	
				(rem/yr)	(mrem/yr)
Kr-83m	2.561E-03	1.62E-01	2.16E-14	4.019E-10	0.00000
Kr-85m	1.576E-01	5.80E-01	7.72E-14	8.830E-08	0.00009
Kr-85	2.231E-03	3.04E+02	4.05E-11	6.551E-07	0.00066
Kr-87	7.825E-01	3.02E-01	4.02E-14	2.281E-07	0.00023
Kr-88	1.935E+00	9.07E-01	1.21E-13	1.695E-06	0.00169
Kr-89	1.678E+00	1.27E-02	1.69E-15	2.059E-08	0.00002
Xe-131m	2.008E-02	7.03E+00	9.36E-13	1.363E-07	0.00014
Xe-133m	4.146E-02	4.00E+00	5.32E-13	1.601E-07	0.00016
Xe-133	4.519E-02	3.45E+02	4.59E-11	1.505E-05	0.01505
Xe-135m	4.307E-01	3.25E-01	4.33E-14	1.352E-07	0.00014
Xe-135	2.465E-01	3.89E+00	5.18E-13	9.261E-07	0.00093
Xe-137	1.695E-01	2.25E-02	3.00E-15	3.688E-09	0.00000
Xe-138	1.096E+00	1.36E-01	1.82E-14	1.443E-07	0.00014
Others	5.000E-01	1.77E-02	2.36E-15	4.377E-11	0.00000
합 계				1.924E-05	0.01924

상기계산과 별도로 RG 1.109의 Dose Conversion Factor (Table B-1)로 변환하여 구한 선량은 다음과 같습니다.

핵종	방사능 농도 (Ci/m ³)	Conversion Factor (mrem·m ³ /pCi·yr)	년간선량 (mrem/yr)
Kr-83m	2.16E-14	7.56E-08	0.00000
Kr-85m	7.72E-14	1.17E-03	0.00009
Kr-85	4.05E-11	1.61E-05	0.00065
Kr-87	4.02E-14	5.92E-03	0.00024
Kr-88	1.21E-13	1.47E-02	0.00178
Kr-89	1.69E-15	1.66E-02	0.00003
Xe-131m	9.36E-13	9.15E-05	0.00009
Xe-133m	5.32E-13	2.51E-04	0.00013
Xe-133	4.59E-11	2.94E-04	0.01350
Xe-135m	4.33E-14	3.12E-03	0.00014
Xe-135	5.18E-13	1.81E-03	0.00094
Xe-137	3.00E-15	1.42E-03	0.00000
Xe-138	1.82E-14	8.83E-03	0.00016
합 계			0.01774

[질의]

67. 2-11.5.11.4-1 고체방사성폐기물발생량

연간 발생하는 고체폐기물의 양을 종류별(폐수지, 폐필터, 잡고체 등)로 방사능량과 함께 제시하시오.

[답변]

핵연료조사시험설비 안전성분석보고서에 서술된 연간 방사성폐기물량은 모든 주냉각수가 누출되었을 때 부지경계에서의 방사선 피폭량이 제한치인 전신 500mrem 또는 갑상선 1.5rem이 될 때 주냉각수에 존재하는 방사능을 기술지침서상의 주냉각수 방사능농도로 설정하여 산출한 것입니다. 그리고 이 방사능농도는 CANDU 핵연료 형상의 4% 농축 시험핵연료에서 7.5%의 Defect가 생겼을 때 주냉각수중에 존재하는 방사능 농도입니다.

실제 핵연료조사시험시는 Defect를 허용하지 않을 예정입니다. 그러나 실험의 유연성을 위해 기술지침서상의 주냉각수 방사능농도를 1/10로 줄여서 관리하고자 합니다. 따라서 핵연료조사시험설비의 운전으로 발생하는 모든 폐기물(액체/기체/고체)중 Fission Product에 의한 폐기물 방사능량도 1/10로 줄이고자 하고, 관련된 SAR도 수정하겠습니다.

상기사항을 기준으로 핵연료조사시험설비에서 연간 발생하는 고체폐기물량을 종류별로 방사능량과 함께 표시하면 다음과 같습니다.

핵연료조사시험설비에서 발생하는 년평균 방사성 고체폐기물량

폐기물의 종류	수 량	총무피 (m ³ /년)	추정 방사능 (Ci/년)
폐 수 지	2	0.15	113
폐 필 터	3	0.03	4.92
기타 폐기물		0.75	<3.75

[질의]

68. 2-11.5.11.5-1 방사성 폐기물 저장 및 이송계통

방사성 폐기물 처리 계통에 설치되는 기기등의 설계사양을 제시하시오.

[답변]

방사성 폐기물 처리 계통의 기기 제원은 다음과 같습니다.

1) 필터 (FL-240-M-G003 A/B, -G005)

- Design Press. : 1138kPa
- Design Temp. : 66℃
- Max. Flow Rate : 5 GPM
- Max. Efficiency : 0.99
- Dimension : 20"L × 6" ϕ
- Filter Size : $\leq 1.0 \mu$ absolute
- Material : Shell : SA 312 TP316
Internal : SA240 Type 316

2) Waste Disposal 펌프 (FL-240-M-P002)

- Flow Rate : 40 GPM
- Head : 50ft
- Design Temp. : 150°F
- Discharge/Suction Press. : 47/25 psig
- NPSHR : 3ft

3) Waste Disposal 탱크 (FL-240-M-T001)

- Design Press. : 165psig
- Design Temp. : 671°F
- Dimension : ϕ 360 × L 720mm
- Resin :
 - Resion Depth : 635 mm
 - Active Resin Volume : 64 liter
 - Resin Ratio : 2 Strong Acid, 1 Strong Base
 - Resin Type : Cation Lithium Form
- Material : Shell : SA312 TP316

5) Moisture Separator (FL-250-M-T003)

- Design Press. : 250 psi
- Design Temp. : 250°F
- Dimension : Φ 10.7" \times L 15.3"
- Material : Body A278, Internal SS 18-8

6) 배관/밸브

- Material : S.S 316
- Size : 3/4" ~ 2"

[질의]

69. 2-11.5.11.5-2 방사성폐기물 저장 및 이송계통

수소와 산소가 폭발농도에 이르지 않음을 입증한 자료를 제출하십시오.

[답변]

핵연료조사시험설비의 탈기를 위해 Degasifier로 주입되는 수소는 통상 공기중 수소 비율이 4% - 75%가 되면 폭발의 위험이 있습니다. 따라서 수소순도측정장치 (Purity Meter)를 설치하여 수소의 순도를 측정합니다. Hydrogen Bottle의 수소는 순도 99% 이상을 사용하고 Degasifier나 폐기물처분탱크내의 수소순도가 폭발 한계설정치에 도달하기 전에 운전원에게 경보를 보내 질소를 사용해 수소를 퍼지할 수 있도록 할 예정입니다.

[질의]

70. 2-11.5.11.5-3 방사성폐기물저장 및 이송계통

액체폐기물 저장탱크가 누설 및 파손시 오염확산 방지대책을 제출하시오.

[답변]

- 1) 액체 폐기물 저장 탱크는 핵연료 조사 시험설비의 안전성능을 보다 확실히 하고자 Safety Class 3으로 상향 조정된 설계이며, 또한 제1 기기실에 설치함으로써 누설 또는 파손시에도 이 지역이 9000zone으로 되어있는 이유로 외부로의 오염확산 문제는 없을 것입니다.
- 2) 만일의 경우 탱크가 파손되었을 경우, 내부에 모여있던 액체 폐기물은 제1 기기실 바닥에 모여 있다가 Floor Drain을 통하여 제2 기기실 Sump로 이송되고, 여기에서 최종적으로 하나로 액체 폐기물 처리설비로 이송되게 되어있어 외부로의 오염확산의 우려는 없다고 판단됩니다.
- 3) 액체 폐기물 저장 탱크는 자동으로 유지되는 탱크 수위와 이 내부에 설치된 Sparger Ring의 기능으로 기동시 주냉각수 회로에서 체적 팽창되는 유체량과 노내 시험부 배관이 사고로 인하여 격리되었을 경우 주냉각수 계통의 안전 및 감압 밸브를 통하여 방출되는 격리 부분의 냉각수 재고량 전량을 합한 수량을 수용할 만큼 충분하며 순간적인 응축(Quenching)이 가능하므로 사고시에도 설계압력 이상으로 운전될 일이 없을 것이므로 파손의 우려는 없다고 사료됩니다.(본 저장 탱크는 안전 등급3으로서 ASME Section XI에 의거 사용중 검사 및 시험을 받게될 것이므로 그 안전성은 유지될 것입니다.)
- 4) 또한, 액체 폐기물 저장 탱크 상부에는 Rupture Disk가 설치되어 있어 만일의 경우 순간적으로 내부 압력이 상승하여도 Rupture Disk의 파열로 과도한 유입액체를 Steam Vent Pipe를 통하여 하나로 수조내로 방출함으로써 탱크의 건전성은 유지될 수 있습니다.

[질의]

73. 2-11.5.12.1-1 운전 중 피폭

설비설계에 대하여 방사선방호 전문가가 제공한 설계입력자료를 제출하시오.

[답변]

설비설계에 대하여 방사선방호 전문가가 제공한 설계입력자료는 첨부 16의 "FTL Design Criteria Document" Part II, 3. 15 "Radiation protection" (페이지 II-3-28 참조)이고 차폐설계 및 ARALA 달성을 위해 계통설계자가 고려해야 될 사항들로 주로 다음에 관한 것입니다.

1) Shielding 설계에서 고려해야 될 사항

2) ALARA 달성을 위해 계통설계에서 고려해야 될 사항

- 일반배치도 작성시 고려사항
 - 방사능계통 및 기기위치
 - 배관배치
 - 공간 확보
 - 고방사선구역의 접근
- 방사선피폭량 축소를 위해 기기 및 계통설계에서 고려해야 될 사항
 - 펌프설계
 - 탈염기설계
 - 필터설계
 - 탱크설계
 - 밸브설계
 - 열교환기설계
 - 전원 및 조명설계
- 선원향 축소를 위해 고려해야 될 사항
- 공기중 방사능오염(Airborne Contamination)축소를 위해 고려해야 될 사항

[질의]

74. 2-11.5.12.1-2 운전 중 피폭

S-S 316 으로 제작하여 부식 생성물이 최소화 되도록 하였다고 답하고 있으나 이 물질은 Ni 함량이 많고 Co 함량에 대한 제한조건이 없어 부식 생성물이 최소화 될 수 없을 것으로 판단됨. S-S 316 에서의 Ni과 Co 함량을 제시하고, 방사화 부식 생성물을 어떻게 최소화 할 수 있는지 그 자료를 제출하십시오.

[답변]

원자력 발전소에서 사용되는 금속재료의 부식에 영향을 주는 인자는 다음과 같습니다.

- 냉각수의 종류
- 수질처리 방식
- 불순물의 종류와 농도
- 불순물의 국부 농축 정도
- 응력의 형태와 정도

일반적으로 원자력발전소에서는 압력용기 재료로 저합금 탄소강을 사용하며 또한 냉각수 배관재료로 S-S 304 재료를 사용하고 있는바 FTL의 냉각수조건은 일반 PWR 원자력 발전소와 비교하여 불 때 반응도 조절을 위한 보론은 주입하지 않으므로 수질조건이 양호하며 저합금탄소강에 비하여 S-S 316은 내식성이 우수하며 S-S 304에 비하여도 Mo이 2-3% 정도 함유되어 있어 Pitting에 대한 내식성도 우수합니다. S-S 316의 Ni함량은 ASME Sec.II의 SA312 TP316의 제한치인 11-14%로 제한하고 있으며 Co함량은 ASME Sec.II에 따라 별도로 제한하고 있지 않습니다.

참고적으로 문헌상에 나타난 부식에 관한 사항은 다음과 같습니다

1) Corrosion Resistance Table, by Philip A. Schweitzer

Environment : Water, Demineralized	
Metals	Penetration due to Corrosion
Carbon Steel	> 50 Mils Penetration/year
S-S 304/347	< 2 Mils Penetration/year
S-S 316	< 2 Mils Penetration/year

2) Chemical Engineering, by Coulsons & Richardson

Corrosion Resistance of Stainless Steel (304를 1로 볼때)					
304	304L	321	316	316L	310
1.0	1.1	1.1	1.25	1.3	1.6

[질의]

78. 2-11.5.12.4-1 방사선감시

- 각 방사선 감시기의 경보 설정기준과 경보 설정치를 제출하십시오.
- 감시기의 측정범위중 상한값을 제출하십시오.
- 공기중 농도 감시기의 시료채취관에 대해 가열, 보온설비의 설치기준을 제출하십시오.

[답변]

1) 각 방사선 감시기의 경보 설정 기준은 다음과 같습니다.

감 시 기 (FL-678-J-RE-)	채널종류	경보설정기준	경보설정치	
주냉각수 취출감시기 (001)	액체	High	기술지침 방사능농도 제한치	25 μ Ci/cc
		Alert	High 설정치의 1/2	12.5 μ Ci/cc
중간냉각수 감시기 (002)	액체	High	기저계수율의 10배	4.74x10 ⁻⁶ μ Ci/cc
		Alert	High의 1/2	2.37x10 ⁻⁶ μ Ci/cc
주냉각수 압력경계 누설 감시기 (003)	Particulate	High	기저계수율의 10배	1.74x10 ⁻¹⁰ μ Ci/cc
		Alert	High 설정치의 1/2	8.7x10 ⁻¹¹ μ Ci/cc
	Noble Gas	High	기저계수율의 10배	8.10x10 ⁻⁶ μ Ci/cc
		Alert	High 설정치의 1/2	4.05x10 ⁻⁶ μ Ci/cc
FTL 계기실 공기중 농도 감시기 (004)	Particulate	High	과기처고시 제 96-35호의 제한치	6x10 ⁻⁸ μ Ci/cc
		Alert	High 설정치의 1/2	3x10 ⁻⁸ μ Ci/cc
	Iodine	High	과기처고시 제 96-35호의 제한치	9x10 ⁻⁹ μ Ci/cc
		Alert	High 설정치의 1/2	4.5x10 ⁻⁹ μ Ci/cc
	Noble Gas	High	과기처고시 제 96-35호의 제한치	1x10 ⁻⁵ μ Ci/cc
		Alert	High 설정치의 1/2	5x10 ⁻⁶ μ Ci/cc
제2기기실 공기중 농도 감시기 (007)	Particulate	High	과기처고시 제 96-35호의 제한치	6x10 ⁻⁸ μ Ci/cc
		Alert	High 설정치의 1/2	3x10 ⁻⁸ μ Ci/cc
	Iodine	High	과기처고시 제 96-35호의 제한치	9x10 ⁻⁹ μ Ci/cc
		Alert	High 설정치의 1/2	4.5x10 ⁻⁹ μ Ci/cc
	Noble Gas	High	과기처고시 제 96-35호의 제한치	1x10 ⁻⁵ μ Ci/cc
		Alert	High 설정치의 1/2	5x10 ⁻⁶ μ Ci/cc
FTL 계기실 구역 감시기 (005)		High	Alert의 5배	6.25 mr/hr
		Alert	Zone 8000 선량하한치	1.25 mr/hr
제2기기실 구역 감시기 (006)		High	Alert의 5배	250 mr/hr
		Alert	Zone 9000 선량하한치	50 mr/hr

2) 현재 구매된 방사선 감시기의 민감도와 상한치는 아래와 같습니다.

감 시 기	채널종류	민감도	상한치
주냉각수 취출감시기 (FL-678-J-RE-001)	액체	$9.975 \times 10^{-2} \mu \text{Ci/cc}$	$3.50 \times 10^3 \mu \text{Ci/cc}$
중간냉각수 감시기 (FL-678-J-RE-002)	액체	$4.74 \times 10^{-7} \mu \text{Ci/cc}$	$9.76 \times 10^{-2} \mu \text{Ci/cc}$
주냉각수 압력경계 누설감시기 (FL-678-J-RE-003)	Particulate	$1.74 \times 10^{-11} \mu \text{Ci/cc}$	$2.17 \times 10^{-4} \mu \text{Ci/cc}$
	Noble Gas	$8.10 \times 10^{-7} \mu \text{Ci/cc}$	$6.62 \times 10^{-1} \mu \text{Ci/cc}$
FTL 계기실 공기중 농도 감시기 (FL-678-J-RE-004)	Particulate	$9.10 \times 10^{-12} \mu \text{Ci/cc}$	$1.40 \times 10^{-4} \mu \text{Ci/cc}$
	Iodine	$9.74 \times 10^{-12} \mu \text{Ci/cc}$	$1.08 \times 10^{-3} \mu \text{Ci/cc}$
	Noble Gas	$6.62 \times 10^{-7} \mu \text{Ci/cc}$	$5.71 \times 10^1 \mu \text{Ci/cc}$
제2기기실 공기중 농도 감시기 (FL-678-J-RE-007)	Particulate	$9.10 \times 10^{-12} \mu \text{Ci/cc}$	$1.40 \times 10^{-4} \mu \text{Ci/cc}$
	Iodine	$9.74 \times 10^{-12} \mu \text{Ci/cc}$	$1.08 \times 10^{-3} \mu \text{Ci/cc}$
	Noble Gas	$6.62 \times 10^{-7} \mu \text{Ci/cc}$	$6.67 \times 10^{-1} \mu \text{Ci/cc}$
FTL 계기실 구역감시기 (FL-678-J-RE-005)		10^{-2} mr/hr	10^3 mr/hr
제2기기실 구역감시기 (FL-678-J-RE-006)		10^{-1} mr/hr	10^4 mr/hr

3) 핵연료조사시험설비의 공기중 농도 감시기의 시료채취관에 대한 가열, 보온설비의 설치기준은 ANSI N13.1 "America National Standard Guide to Sampling Airborne Radioactive Material in Nuclear Facility"의 Section 4.2.2.4 "Sampling Distortion due to Chemical Reactions and Related Effects"에 따라 Sampling Line상에 습공기 응축이 생기지 않도록 하는 것이고 이의 적용은 다음과 같습니다.

(1) 주냉각수 압력경계 누설 감시기(FL-678-J-RE-003)

- Panel Location : FTL 계기실
- Sampling from : FTL 제1기기실
- Sampling Line Length : less than 10m
- 가열 / 보온 : FTL 제1기기실에는 Local Air Handling Unit가 설치되므로 정상운전중에는 온도, 습도가 높지 않을 것으로 판단되나 고온, 다습을 가정하여 Sampling Line을 Heating 하도록 함.

(2) FTL 계기실 공기중 농도 감시기 (FL-678-J-RE-004)

- Panel Location : FTL 계기실
- Sampling from : FTL 계기실
- Sampling Line Length : less than 1m
- 가열 / 보온 : 동일지역이므로 가열/보온 필요 없음.

(3) 제2기기실 공기중 농도 감시기 (FL-678-J-RE-007)

- Panel Location : 하나로 Rx Hall
- Sampling from : FTL 제2기기실
- Sampling Line Length : less than 10m
- 가열 / 보온 : 정상운전중 FTL 제2기기실과 하나로 Rx Hall은 하나로 HVAC에 의해 동일한 온도, 습도를 유지할 것으로 판단되므로 가열/보온 필요 없음.

[질의]

84. 2-11.5.14.9-1 운전 및 비상운전절차의 시험사용

하나로 핵연료 시험설비에 대해 ASME Sec. III에 따라 가동중 시험이 요구되는 안전성 관련 펌프 및 밸브에 대한 가동중 시험계획서를 제출하시오.

[답변]

ASME SectionXI에 따라 가동중 시험이 요구되는 안전성 관련 펌프 및 밸브에 대하여는 다음과 같은 계획으로 가동중 검사 및 시험을 수행할 것입니다.

1) 핵연료 조사 시험 설비는 하나로 시험설비의 일환으로 설치되는 것이므로 기존의 하나로 운영절차서 내에 별도로 “핵연료 조사 시험 설비 정기 점검 절차서”를 작성하여 이에 따른 점검으로 펌프 및 밸브들에 대한 가동중 검사 및 시험을 수행하고, 그 결과를 분석하여 설치 상태 및 운전 유효성을 종합 평가하고 기록을 유지할 것입니다.

2) 펌프 및 밸브 들에 대한 가동중 검사 및 시험 항목은 다음과 같습니다.

(1) 안전성 관련 펌프

① 대상 기기

· ECW Pumps(FL-220-M-P002A/B) : 2sets

· CCW Pumps(FL-230-M-P001A/B) : 2sets

② 점검 주기 : 3개월/ 6개월/ 18개월

(각 시험 항목별 적용 주기는 해당 정기 점검 절차서 상에 명시할 것임.)

③ 점검 사항

a. 성능 점검

· 유량

· 압력(차압)

· 진동

· 베어링 온도

· 냉각수 입/출구 온도(비상 냉각수 펌프에 한함)

· 냉각수 열교환기 누설(비상 냉각수 펌프에 한함)

b. 상태 점검

ASME SectionXI에 의거 visual, surface 및 volumetric examination들에 의하여 다음의 사항들을 점검한다.

- 펌프 표면 검사 및 초음파 체적 검사
- 지지 구조물 표면 검사

(2) 안전성 관련 밸브

① 대상 밸브 : 안전 등급 1,2 및 3에 해당하는 능동밸브

(2-11.5.6.6-1 가동중 검사 및 시험 관련 37번 절의 사항에 대한 답변 자료중 SC-1,2&3 SOV, Control Valve, PSV, MOV 품목 번호 참조요망.)

② 점검 주기 : 3개월/ 1년

③ 점검 사항

a. 성능 점검

- 동작 시간
- 위치 지시기
- 구동원 상실 시험(Air, Electricity)
- popping test(PSV)
- Leak tightness

b. 상태 점검

- 밸브 표면 검사
- 구동기 상태
- 구동원 연결 상태
- 분해 검사(마모성 부분에 대한 정기 점검으로 보수)

[질의]

86. 2-11.5.14.9-3 운전 및 비상운전 절차의 시험사용

관련 계획서 및 지침서를 제출하시오.

[답변]

하나로 핵연료 조사시험 설비의 비상운전절차서 개발계획서 및 지침서는 현재 작성중에 있으며 작성 완료 되는데로 추가 제출토록 하겠습니다.

[질의]

87. 2-11.5.14.9-4 운전 및 비상운전 절차의 시험사용

명문화된 비상운전 절차서 작성 지침을 제출하시오.

[답변] ..

핵연료 조사시험 설비 관련 비상운전절차서 개발계획서 및 작성지침서는 현재 작성중에 있으며 작성완료 되는데로 추가 제출토록 하겠습니다.

[질의]

88. 2-11.5.15.0-1 체제 및 방법론

현재 분석에 사용되고 있는 RELAP5 코드의 불확실도 167°C(300°F)는 확정된 시험핵연료를 기초로 분석되는 사고해석에서 재검토할 것이라고 하였다. 시험핵연료에 대한 적용방법 및 계획을 제출하시오.

[답변]

RELAP5 코드의 최대피복재온도 불확실도를 시험핵연료의 사고해석시 재검토하겠다는 것은 시험핵연료는 샘플핵연료보다 충분한 여유도를 갖고 있음을 입증하겠다는 것이며 167°C의 보수성을 실험 등의 방법으로 확인하겠다는 의미는 아닙니다. RELAP5 코드의 최대피복재온도 불확실도의 정확한 값을 입증하는 것은 현실적으로 어려우며 시험핵연료의 사고해석시 핵연료시험설비와 유사한 조건의 실험 결과에서 얻어진 불확실도의 최신 값을 사용토록 할 것입니다.

샘플핵연료와 시험핵연료에 대하여 적용하는 사고해석 방법론은 다음과 같습니다. 시험핵연료는 Best Estimate Condition을 입력데이터로 사용하므로 샘플핵연료보다 더 큰 여유도를 갖게 될 것입니다.

구분 \ 항목	목적	방법론	
		사용 Data 및 해석 방법	Relap5의 PCT 여유도
샘플핵연료	MCW/ECW의 규모 및 냉각 능력 입증	<u>Data</u> +5% power -5% flow +2% temperature -5% accumulator pressure <u>DNBR</u> Relap 5	300°F
시험핵연료	시험핵연료의 안전성 평가	<u>Data</u> Best Estimate Condition <u>DNBR</u> COBRA	300°F이상

[질의]

90. 2-11.5.15.0-3 체제 및 방법론

추후 시험핵연료가 결정되고 사고해석을 수행할 때, RELAP5 코드로서 DNBR 변화량을 계산하는 것은 바람직하지 않다. 시험핵연료의 사고해석을 위한 DNBR 분석코드가 제시되지 않았다. 이를 제출하십시오.

[답변]

2차 질의 답변 자료에서 예상운전사고(AOO)시 RELAP5를 이용한 DNBR 계산 결과를 제출하였던 것은 핵연료의 안전성을 검증하기 위함이 아닌 비상냉각수계통의 운전 능력을 보이기 위함이며 추후 시험핵연료의 사고해석에 대해서는 COBRA-IV-I 코드를 사용하여 DNBR 분석을 수행할 것입니다.

[질의]

91. 2-11.5.15.0-4 체제 및 방법론

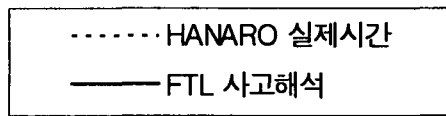
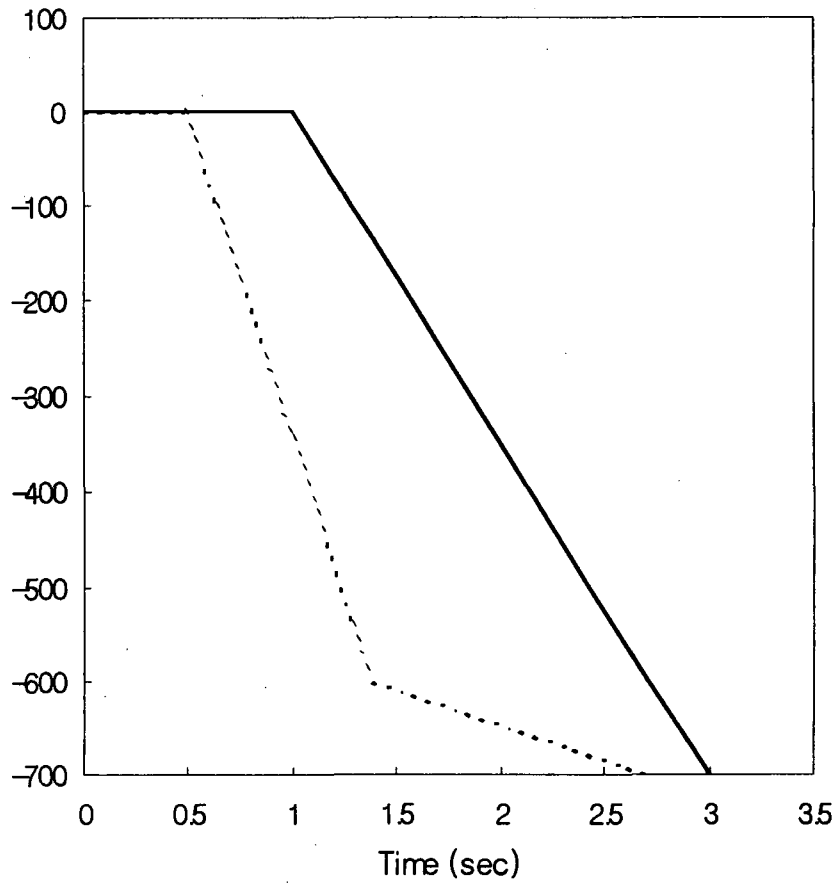
FTL 각각의 정지변수에 의해, 이 정지변수가 하나로 정지 설정치에 도달한 시점부터 정지봉이 낙하하기 시작하는 시점까지의 실제 지연시간과 FTL 사고해석시 고려된 이 지연시간을 제출하시오.

[답변]

정지변수가 하나로 정지설정치에 도달한 시점부터 정지봉이 낙하하기 시작하는 시점까지의 실제 지연시간과 사고해석에서 고려한 지연시간을 비교하면 다음 표와 같습니다. 정지봉 구동개시까지의 실제 지연시간은 하나로 안전성분석보고서 표 16.1-9의 총지연시간인 0.485초를 사용하였고 정지봉 구동개시후 삽입에 소요되는 시간은 표 5.6-1의 Normal RPS Trip에 대한 실측값을 사용하였는데 그 이유는 FTL 사고를 시발사건으로 할 경우 트립계통은 정상작동을 가정하는 것이 옳기 때문입니다.

다음의 표 및 그림에서 보듯이 실제 지연시간에 비해 해석시 사용한 시간에는 충분한 여유가 있으므로 해석결과는 보다 보수적이라고 할 수 있습니다. 실제로 정지봉이 100mm까지만 삽입하여도 출력은 감소하므로 700mm 삽입시간 보다 100mm까지의 삽입시간의 보수성이 더 중요하다고 할 수 있습니다.

구분	실제 시간(sec)	샘플 핵연료 해석시 사용한 시간(sec)
정지신호 발생후 정지봉 낙하개시까지의 지연시간	0.485	1.0
100mm 삽입 소요시간	0.634	1.286
600mm 삽입 소요시간	1.359 ~ 1.379 (표 5.6-1의 값에 지연시간을 더한 시간)	2.714
700mm 삽입 소요시간	2.628 ~ 2.717 (표 5.6-1의 값에 지연시간을 더한 시간)	3.0



SOR Insertion after Trip Signal

[질의]

92. 2-11.5.15.0-5 체제 및 방법론

하나로 정지후 FTL에서의 출력변화량 계산시 고려된 정지붕 지연시간 1초와 낙하시간 2초 가정이 열중성자속 감소의 지연효과를 충분히 수용할 수 있다고 답변하였다. 이를 수용할 수 있는 정량적 계산결과를 제출하십시오.

[답변]

핵연료시험설비는 하나로에서 생성되는 중성자에 의해 출력을 내게 됩니다. 하나로 긴급정지중 FTL의 출력은 하나로 출력에 비례하는 것으로 가정하여 FTL의 정격출력으로부터 그림 11.5.15.0-1의 하나로 출력특성곡선과 비례하여 출력감발이 이루어지는 것으로 하였습니다.

2차 답변에서 열중성자속 감소의 지연효과를 충분히 수용할 수 있다고 한 근거는 다음과 같습니다.

- (1) 질의 2-11.5.15.0-4에 대한 답변에서처럼 정지붕 삽입에 대해서도 충분한 지연시간을 고려하였기 때문에 열중성자속 감소의 지연효과를 수용할 수 있다고 한 것입니다.
- (2) 하나의 출력감발곡선은 정지요인 발생시부터 정지붕 삽입개시까지의 지연시간에 대해 0.05초의 margin을 주어 작성한 것이므로 핵연료시험설비의 출력감발에도 이 margin은 그대로 반영됩니다(하나로 안전성분석보고서 표 16.1-9 참조).
- (3) 하나로 운전정지후 출력변화 계산에 사용된 핵분열붕괴열은 무한 운전시간에 대한 1971년 미국원자력학회(ANS)의 표준붕괴열을 1.2배 한 값이며, 이 표준붕괴열은 하나의 최적붕괴열 계산값보다 15 ~ 20% 큰 값이므로 결과적으로는 최적붕괴열 계산값보다 38 ~ 44%가 큰 값을 붕괴열로 고려한 것입니다(하나로 안전성분석보고서 16.1.3.6, “원자로 운전정지후 출력변화” 참조). FTL의 출력변화는 이처럼 해석상의 margin이 반영된 하나로 출력감발에 비례하는 것으로 하여 유추한 것이기 때문에 안전측면에서 이미 충분한 여유도를 가지고 있습니다.

[질의]

93. 2-11.5.15.0-6 체제 및 방법론

선정된 사고들은 각 사고별로 계산된 발생빈도 뿐만 아니라 전문가의 결정론적인 의견을 반영하여 분류된다. 즉, 사고 분류는 확률론적 방법에 기초하여 수행되며, FTL에서 수행되는 사고는 사고분류방법으로부터 분류가 가능할 것으로 생각된다. 각각의 사고에 대해 사고분류를 수행하고, 각 사고에 대한 허용기준(임계열속비, 최대 피복재 온도 또는 선량)을 설정하고 이를 제출하십시오.

[답변]

FTL의 사고를 발생빈도별로 구분하고 구분된 그룹별로 허용기준을 설정한다면 FTL이 하나로 시설의 일부인 만큼 하나로에 설정된 다음의 사고분류기준과 허용기준의 방법을 따르는 것이 무난할 것으로 판단됩니다.

원자로 상태	발생빈도 (회/yr)	주민 흡수 선량			
		전신		갑상선	
		설계치	제한치	설계치	제한치
정상상태	-	5 mrem/yr	500 mrem/yr	15 mrem/yr	-
예상 운전과도 상태	$10^{-1} < F$	5 mrem/yr	500 mrem/yr	15 mrem/yr	-
사고 상태	$10^{-3} < F \leq 10^{-1}$	-	0.5 rem/event	-	6 rem/event
제한사고 상태	$F \leq 10^{-3}$	-	25 rem/event	-	300 rem/event

그러나 FTL의 경우는 사용 기기의 특수성과 설계데이터의 불충분으로 발생빈도 계산을 수행하지 않았기 때문에 이를 기준한 사고분류는 현 단계에서는 불가능합니다. 즉, 질의에서 요구한 확률론적 방법과 결정론적 방법의 혼용이 불가하고 굳이 사고분류를 한다면 현 단계에서는 결정론적 방법에 의존할 수밖에 없습니다. 시험핵연료에 대하여 임계열속비 및 최대피복재온도에 대한 허용기준은 현재에서는 정량적으로 정해져 있지 않으므로 시험핵연료가 확정됨에 따라 그 허용기준치를 설정토록 하겠습니다.

[질의]

95. 2-11.5.15.3-1 주냉각수유량감소

답변에서 제시한 바와 같이 핵연료 피복재 온도는 허용설계기준으로 사용되지 않고 있다. 그러나 안전성분석보고서에서는 피복재온도를 허용설계기준으로 사용하고 있는바 안전성분석보고서를 수정하여 제출하고 RELAP5를 이용하여 DNBR을 산정하는 것에 대한 타당성을 제시하시오.

[답변]

2차질의 답변시 안전성분석보고서 11.5.15.3.1.5 절을 “임계열속비는 가압경수로 모드에서 1.7이하, 중수로 모드에서 3.5이하가 되며, 가압경수로, 중수로 모드 공히 핵연료 최대 피복재 온도는 설계요구 기준내로 유지된다.”로 수정하겠습니다.

2차질의 답변시 RELAP5를 이용하여 DNBR을 계산하여 제출한 결과는 핵연료의 안전성을 검증하기 위해서가 아니고 비상냉각수계통의 운전 능력을 보이기 위함이며 추후 시험핵연료의 사고해석에 대해서는 COBRA 코드를 사용하여 DNBR 분석을 수행할 것입니다.

[질의]

97. 2-11.5.15.3-3 주냉각수유량감소

단순히 핵연료온도를 비교한 것 뿐이라고 답변하였는데 안전성분석보고서 11.5.15.3.1.5 절에서는 “...핵연료피복재 온도는 허용 설계기준 이내로 유지된다.”로 기술되어 있는바 허용설계기준을 제시하고 주냉각수 유량감소에서 핵연료 피복재 온도를 허용기준으로 설정한 근거를 제출하십시오.

[답변]

2차질의 답변시 안전성분석보고서 11.5.15.3.1.5 절을 “임계 열속비는 가압경수로 모드에서 1.7이하, 중수로 모드에서 3.5이하가 되며, 가압경수로, 중수로 모드 공히 핵연료 최대 피복재 온도는 설계 요구기준내로 유지한다.” 로 수정하겠습니다.

[질의]

99. 2-11.5.15.6-1 핵연료시험설비냉각수총량감소

1차질의 답변서 별첨 1, "Report No. FL-070-RT-N001"의 2.4절은 배관의 설계에 관한 사항으로서 이 부분에서의 배관설계시 파단 이외 구역으로 설정하고 이에 맞도록 설계하도록 하는 내용이다. 그러나 사고해석은 이와 같은 계통 및 배관의 설계개념과는 별도로 어떤 냉각재 배관 지역에서도 파단이 가능하다는 가정하에서 수행되어야 한다. 사고해석에 있어서 파단 이외 구역의 타당성 및 허용성을 제출하시오.

[답변]

질의의 내용은 결정론적 사고해석을 하는 경우에 해당된다 할 수 있습니다. 즉, 기존 상업용 원자로에서의 Large LOCA처럼 1차냉각계통 배관중 임의 위치에서 파단이 발생하는 것으로 가정하는 경우입니다. 그러나 FL-200-RT-N001의 2.4 Issue 4, "Exclusion of RCPB Failure within Pipe Tunnel"에 상세히 기술한 바와 같이 FTL은 그 설계특성을 고려하여 주냉각수 입·출구측 배관에 2개의 직렬 연결 격리밸브를 설치하여 직접순환형식의 BWR 플랜트에 적용한 파열제외구역 개념을 도입한 것입니다.

즉, FTL과 마찬가지로 2개의 직렬연결 격리밸브에 의해 Heat Sink 측과 격리가 가능토록 설계하는 직접순환형식의 BWR 플랜트에서는 설계상의 현실적 제약을 수용하기 위해 다음과 같은 경우 Class 1 배관계통에 파열제외구역을 적용할 수 있도록 하고 있습니다.

- 1) 특정 구역내의 가압에 대해 구조적으로 그 제한치를 만족하기가 어려운 경우
- 2) 격납용기 관통구에 작용하는 배관반력을 수용하기 어려운 경우
- 3) 기기에 작용하는 제트충격하중 및 기기에 대한 환경제한치를 수용하기 어려운 경우

FTL의 경우도 위와 같은 이유로 배관파열제외구역을 설정하고 이들의 응력제한치를 보다 낮게 설정하여 설계하였습니다. 이는 동일한 압력경계 내에 있는 FTL 1차 냉각계통의 배관이 파단될 경우, 파열제외구역이 아닌 다른 구역의 배관이 먼저 파단되도록 설계를 한것입니다. 사실 상업용 PWR의 경우 1차냉각계통은 그 전체가 격납용기 내에 설치되므로 배관파단의 위치는 사고해석 결과에 아무런 영

향을 미치지 못합니다. 그러나 노심을 통과하는 냉각수가 터빈까지 순환하게 되는 BWR의 경우는 배관파단의 위치가 사고해석 결과에 지대한 영향을 주며, 이러한 이유로 직접순환형 BWR에서는 파단제외구역 설정을 인정하고 있는 것입니다. Original Designer인 미국 Stone&Webster사의 상기 내용에 대한 답변은 첨부 17과 같습니다.

[질의]

100. 2-11.5.15.6-2 핵연료시험설비냉각수총량감소

고압안전주입 약 30분 유지에 대한 타당성을 제시하시오.

[답변]

고압안전주입 최소요구시간은 설계기준사고에 대한 열수력학적 해석에 의해 설정됩니다. 즉, 노심이 안전정지 상태로 안정되고 붕괴열 제거가 지속적으로 유지될 때까지 고압안전주입이 계속되면 됩니다. 이와 관련된 해석은 2차 질의에 대한 답변서 첨부 29(FTL Accident Analysis Calculations-RELAP, FL-300- DC-B005 중 해당 부분)로 이미 제출한바 있습니다. 계산결과에 따르면 PWR, CANDU mode 공히 30분 정도 안전주입이 이루어지면 설계기준을 만족하는 것으로 되어 있습니다.

[질의]

101. 2-11.5.15.6-3핵연료시험설비냉각수총량감소

배기밸브 개방후 방사능이 냉각재 계통에서 원자로 수조까지 방출되는데 걸리는 시간이 보수적으로 고려되었다고 해서 선량계산에 있어서 배기밸브 개방개수의 변수가 되지 않는다고 설명하는 것은 타당하지 않다. 답변에서도 언급하였듯이 소외선량관점에서 LOCA 사고해석시 배기밸브가 모두 개방된다고 가정하는 것이 더 보수적인 선량을 제공하는 것은 분명하다. 방사선량 평가시 배기밸브의 개방개수의 보수성을 제출하시오.

[답변]

LOCA시 배기밸브 쪽으로 방출되는 방사능은 원자로수조를 거쳐 원자로홀로 방출되고 원자로홀 내의 공기중 50%와 혼합된 농도로 비상안전환기계통을 거쳐 굴뚝으로 방출되게 됩니다.

질의에서 지적한 바와 같이 배기밸브가 2개 개방된 경우가 1개 개방된 경우보다 원자로수조 내로 방출되는 방사능의 시간당 방출률은 더 큽니다. 그러나 선량계산을 할 때에는 1차 냉각계통 내의 방사능 전량이 원자로수조까지 방출되는데 걸리는 시간은 340초로 기준되었으며 소외선량은 2시간, 4일, 30일로 계산 되어져있어 배기밸브 1개와 2개가 개방되는 경우로 보더라도 총 계산에 사용된 방사능량은 동일하기 때문에 배기밸브 개방 개수는 변수가 되지 않습니다. 다시 말해 사고가 발생하면 사고발생 즉시 주냉각수중의 방사능 전량이 바로 원자로수조수로 방출되는 것으로 가정하였습니다.

참고로 배기밸브 1개 개방과 2개 개방의 경우를 소외선량 관점에서 계산하여 비교하여 본 결과 첨부 18과 같이 동일한 값을 나타내고 있음을 알 수 있습니다.

[질의]

103. 2-11.5.15.6-5 핵연료시험설비냉각수총량감소

계산에 적용한 요오드의 화학적 형태별 분율은 Regulatory Guide 1.4 등에 제시된 값이 아래와 같이 다르다. 그 이유를 제출하시오.

- 아 래 -

원소형태	: 95% (요건 : 91%)
입자 형태	: 2.5% (요건 : 5%)
유기물	: 2% (요건 : 4%)

[답변]

답변은 첨부 19의 Original Designer인 Stone & Webster사의 Letter, dated April 6, 1998,을 참조하시기 바랍니다. 요약하면 다음과 같습니다.

모든 미국의 상업 원자력발전소, NRC가 인허가한 연구용원자로 및 하나로의 LOCA시 주민들이 받게되는 방사선피폭량계산의 기준은 TID-14844 입니다. 이 TID-14884는 1962년 3월에 발간된 것입니다. TID-14844는 간단한 Dose Model을 채택하고 있기 때문에 Iodine의 화학적형태(분율)은 언급하고 있지 않습니다. 그후 NRC는 Spray, Scrubbing, Filter, ESF등에 의한 Iodine의 제거를 승인하였고 승인가 능한 Iodine 제거방법을 제시하기 위해 R.G. 1.4 (PWR), R.G. 1.3 (BWR) 및 NUREG-0800을 발간하였습니다.

NUREG-0800, RG 1.3 및 RG 1.4의 Iodine 화학적형태(분율) 아래와 같이 모두 일치합니다.

1a) NUREG-0800 Rev.1, page 6.5.2-10에 정의된 원소형태에 대해 50% Plateout 이전의 Iodine 화학적분율은 다음과 같습니다.

- 95.5% 원소형태
- 2.5% 입자형태
- 2.0% 유기물

1b) NUREG-0800 Rev.0, page 6.5.2-9에서는 Iodine의 화학적분율은 RG 1.3 또는 RG 1.4를 적용하도록 요구하고 있습니다.

2) RG 1.3 및 RG 1.4에 정의된 50% Plateout 되고 난 후 Iodine의 화학적분율은 아래와 같지만 이들이 어떻게 유도되었는지에 대한 설명은 없습니다.

91% 원소형태

5% 입자형태

4% 유기물

상기 RG 1.3 및 RG 1.4의 분율은 NUREG-0800의 분율에 원소형태의 50% Plateout을 적용하면 구할 수 있습니다. 즉,

$$\text{원소형태} = \frac{95.5\%/2}{95.5\%/2 + 2\% + 2.5\%} = 91.4\%$$

$$\text{입자형태} = \frac{2.5\%}{95.5\%/2 + 2\% + 2.5\%} = 4.8\%$$

$$\text{유기물} = \frac{2.0\%}{95.5\%/2 + 2\% + 2.5\%} = 3.8\%$$

NRC는 상기 분율을 반올림하여 원소형태 91%, 입자형태 5%, 유기물 4%로 Iodine의 화학적분율을 정의하였습니다.

[질의]

110. 2-11.5.15.A.2-1 방사선원 계산

시험핵연료 확정후 중수로 핵연료에 대한 선원항 계산의 보수성을 평가할 수 있는 자료를 제출하시오.

[답변]

방사선원 계산 전산코드인 ORIGEN2 및 cell 계산용 전산코드인 HELLIOS를 이용하여 UO_2 의 농축도(2%, 5%, 11%, 15%) 및 연소도(50,000MWD/MTU)에 따라 중요 방사성 핵종들의 양을 계산하여 비교하도록하며 비교 대상 방사성 핵종으로는 Br, Xe, I, Kr, Cs, Sr, Ar, Ba, La를 선택하였습니다. HELLIOS 계산에서는 190군 구조를 가진 핵자료를 사용하므로 핵연료 농축도에 따른 영향없이 비교적 정확한 방사성 핵종의 양을 구할 수 있을 것으로 예상됩니다. 따라서 ORIGEN2를 사용하여 ORIGEN2용 핵자료 4가지(PWR용 2가지 ^{235}U -enriched UO_2 33,000MWD/MTU 및 50,000MWD/MTU 와 CANDU용 2가지 natural U 및 slightly enriched U)를 사용하여 구한 중요 방사성 핵종들의 양을 HELLIOS에서 구한 값과 비교하면 ORIGEN2에서 계산 결과의 정확성과 보수성을 평가할 수 있을 것입니다.

또한 실제 시험 핵연료가 확정되면 이에 대한 선원항을 계산하여 기존 샘플 핵연료로 계산한 값내로 유지됨을 확인 한후 시험에 착수할 예정이며 사고해석 결과와 함께 시험전에 KINS에 시험핵연료에 대한 평가자료를 제출할 것입니다.

서 지 정 보 양 식					
수행기관보고서번호	위탁기관보고서번호	표준보고서번호	INIS주제코드		
KAERI/RR-1902/98					
제목 / 부제 : 연구로이용기술개발/ 노내시험시설 설계건조					
연구책임자 및 부서명	심 봉 식		하나로이용기술개발팀		
연구자 및 부서명 : 김용성, 이정영, 김준연, 지대영, 김석훈, 안성호, 김진경, 김승전, 이성호, 양승영, 조민식, 양성홍, 김관현, 이종태, 김학노, 김현일, 임인철, 채희택, 박철, 이병철, 이기홍, 서철교, 광김구, 조성원, 조장형, 김영만, 송인택, 유철희, 박종순, 권성중, 함창식, 권기춘, 박근옥, 정철환, 이현철, 송순자, 오인석, 김인중					
발행지	대전	발행기관	한국원자력연구소	발행일	1999. 4.
페이지	524p.	도표	유(0), 무()	크기	21×30cm
참고사항	원자력 연구개발 중장기계획 사업				
비밀여부	공개(0), 대외비(), - - 급비밀		보고서종류	최종보고서	
연구위탁기관			계약번호		
<p>초록</p> <p>본 연구의 주요내용은 원자력 기술개발을 위해 하나로에 설치될 정상 상태 용 핵연료 조사시험 설비의 설계 건조이다. 본 사업은 1997년과 1998년까지 2년동안 정상상태용 핵연료 조사시험설비의 주요 기기 구매발주 및 제작과 인허가업무 그리고 기술검토 평가분석 업무를 수행하였다. 본 보고서에는 다음과 같은 내용을 기술하였다.</p> <ul style="list-style-type: none"> - OPS용 기기, 배관 구매 제작 - IPS 제작 - 인허가 - FTL설비 기술검토 및 평가분석 <p>이와 더불어 본 설비들이 하나로에 설치되는 관계로 한국원자력 안전기술원(KINS)과의 인허가 협의를 수행하였으며 하나로와의 간섭사항 검토 등에 관한 업무도 수행하였다.</p>					
주제명 키워드 (10단어 내외) : 핵연료조사시험설비, 조사, 하나로, 인허가, 노내시험부, 노외공정계통, 구매, 제작, 설치, 안전성분석, 기술검토					

BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET					
Performing Org. Report No.	Sponsoring org. Report No	Standard Report No.	INIS Subject Code		
KAERI/RR-1902/98					
Title/Subtitle : Development of Utilization Technology for Research Reactor/ Design, Fabrication and Installation of Irradiation Facilities					
Project Manager and Dept	Sim. Bong-Shick	Utilization Technology Development			
Researcher and Dept : Y.S.Kim, C.Y Lee, J.Y.Kim, D.Y.Chi ,S.H.Kim, S.H.Ahn, S.J.Kim, J.K.Kim, S.H.Yang, S.Y.Yang, M.S.Cho,K.H.Kim, H.R.Kim, H.I.Kim I.C.Lim, H.T.Chae, C.G.Seo, K.H.Lee, B.C.Lee, C.Park, C.T.Lee S.W.Cho, K.K.Kwak, J.H.Cho, Y.M..Kim, I.T.Song,C.H.Yoo,J.S.Bark, S.J.Kwon, C.S.Ham, K.C.Kwon, C.H.Jung, H.C.Lee, S.Z.Song,I.S.Oh I.J.Kim					
Pub.place	Taejon	Pub. Org	KAERI	Pub.Date	1999. 4..
Page	524p.	Fig & Tab	Yes(0), No()	Size	21 × 30Cm
Note					
Classified	Open(0) , Restricted() - - Class Document		Report Type	Final Report	
Sponsoring Org.			Contract No.		
<p>Abstract</p> <p>The principal contents of this project are to design, fabricate and install the steady-state fuel test loop in HANARO for nuclear technology development. Procurement &, fabrication of main equipment, licencing and technical review for fuel test loop have been performed during 2 years(1997, 1998) for this project. Following contents are described in the report.</p> <ul style="list-style-type: none"> - Procurement & fabrication of the equipment, piping for OPS - IPS manufacture - License - Technical review and evaluation of the FTL facility <p>As besides, as these irradiation facilities will be installed in HANARO, review of safety concern, discussion with KINS for licencing and review of HANARO interface have been performed respectively.</p>					
Subject Keywords (About 10 words) : Fuel Test Loop, Irradiation, HANARO, License, In pile section, Out pile system, Procurement, Fabrication, Installation, Safety analysis, Technical review					