

**SFR 원형로 NSSS 설계·검증**  
**NSSS Design and Validation of Prototype Gen-IV**  
**Sodium Cooled Fast Reactor**

SFR 원형로 안전해석  
Safety Evaluation of Prototype Gen-IV  
Sodium Cooled Fast Reactor

*KAERI*

한국원자력연구원

과학기술정보통신부



## 제 출 문

과학기술정보통신부 장관 귀하

이 보고서를 “SFR 원형로 NSSS 설계·검증”과제(세부과제 “SFR 원형로 안전해석”)의 보고서로 제출합니다.

2018년 1월 31일

주관연구기관명	한국원자력연구원
주관연구책임자	이 귀 림
연 구 원	강석훈 정재호 최치웅 임성혁 안상준 윤 철 박근엽 장원표 정태경 김진태 주형국 한상훈 박수용 김길유 조재현 박준희 황미정 김대희 한석중



## 보고서 요약서

과제고유번호	2012M2A8A2025634	해당단계 연구기간	2016.3.1.~2017.12.31.	단 계 구 분	2/3		
연구사업명	중 사업명	원자력기술개발사업					
	세부사업명	소듐냉각고속로개발사업단					
연구과제명	대 과제명	SFR 원형로 NSSS 설계·검증					
	세부과제명	SFR 원형로 안전해석					
연구책임자	이귀립	해당단계 참여 연구원수	총	24.6명	해당단계 연구비	정부	4,847,000 천원
			내부	24.6명		기업	0 천원
			외부	0명		계	4,847,000 천원
		총연구기간 참여 연구원수	총	73.7명	총 연구비	정부	11,043,000 천원
			내부	62.2명		기업	0 천원
			외부	11.5명		계	11,043,000 천원
연구기관명 및 소속부서명	한국원자력연구원 SFR원자로설계부			참여기업명			
국제공동연구	상대국명 :		상대국 연구기관명 :				
위탁연구	연구기관명 : 울산과학기술원, 서울대학교, 한양대학교, 미래와도전, 피엔이, 이노스기술			연구책임자 : 방인철, 김응수, 제무성, 홍순준, 임현태, 조성국			
요약(연구결과를 중심으로 개조식 500자 이내로 작성합니다.)				보고서 면수	p.144		
<p>경수로 표준심사지침서와 해외 소듐냉각고속로의 안전성분석보고서 등을 참조하고 국내외 전문가들의 자문 및 SFR 원형로의 수명, 부지 방사성물질 선원, 발전소 운전 등을 고려하여 SFR 원형로 특정설계에 대한 사고 분류를 완료함. 운전제한조건(LCO) 평가를 수행하여, 안전해석 초기조건에 대한 보수성을 체계적으로 평가하고 원자로보호변수와 그 설정치에 대한 평가해석을 수행하여 원자로 보호계통의 적합성을 확인함. 반응도이상(TOP), 유량상실사고(LOF), 열제거원상실사고(LOHS), 원자로용기파손사고, 잔열제거계통(DHRS) 배관파단 사고, 발전소정전사고(SBO) 등 특정설계 사고분류에 포함된 안전관련설계기준사고에 대해 안전해석을 수행하여, SFR원형로 특정 설계의 안전성과 계통의 신뢰성을 확인함. 비보호반응도이상(UTOP), 비보호유량상실사고(LOF), 비보호열제거원상실사고(ULOHS) 등 설계확장조건에 해당하는 사고의 영향을 평가하여 SFR원형로 금속핵연료 노심의 고유 안전 특성을 확인함.</p> <p>SFR 원형로의 확률론적 안전성 평가를 위해, Level-1 PSA 평가, Level-2 PSA·Level-3 PSA 분석 체계 구축 및 시범 평가, 외부사건 PSA 평가를 수행하고, SFR 원형로 선원항 최대가상사고에 대해 노내 선원항 평가를 수행함. 노심의 기계적 거동 특성 평가의 정확성을 높이기 위해 ISFRA 코드와 SAS4A/SASSYS-1 코드를 결합하여 START 코드를 개발함. 금속연료 중대사고 해석 코드인 SAS4A 전산코드를 사용하여 PGSFR 중대사고 해석을 수행하고, 용융핵연료 분출 현상 및 노심 반응도와 출력 변화 거동을 분석함. 이를 통해 PGSFR 중대사고 초기단계 조기 종료 가능성을 확인함. 중대사고 모델 검증을 위해, TREAT M 시리즈 반응도 삽입사고 결과를 활용하여 SAS4A 코드 금속연료 모델 계산 결과와의 비교 검증 해석을 수행함.</p> <p>SFR 원형로 안전 해석에 사용하는 MARS-LMR, SWAAM-II, CONTAIN-LMR 코드에 대한 특정기술주제보고서를 작성 준비하였으며, 향후 소듐냉각고속로 인허가에 활용할 예정임.</p>							
색인어 (각 5개 이상)	한글	소듐냉각고속로, 안전해석, 설계기준사고, 설계확장조건, 확률론적 안전성 평가					
	영어	SFR, Safety Analysis, Design Basis Event, Design Extension Condition, PSA					



---

# 요 약 문

---

## I. 제 목

SFR 원형로 안전해석

## II. 연구개발의 목적 및 필요성

### ○ 기술적 측면

- 제4세대 소듐냉각고속로 안전성 관련 기술현안은 사고 시 피동안전성 입증과 HCDA 시 재임계 가능성 배제 및 사고 후 열제거 능력 입증인. 소듐냉각고속 원형로 고유 설계특성을 반영하여 안전 해석을 수행할 수 있는 전산코드의 확보 및 검증과 이를 이용한 안전성 평가가 필요함.
- Level-2 PSA 전산코드 개발을 통한 다양한 조건에서의 위험도 평가와 중대사고 해석을 통해 금속연료 SFR 원형로의 고유 안전성에 의한 중대사고 조기 종료 특성 평가가 필요함.
- 금속연료 중대사고 해석을 위해, 중대사고 해석코드인 SAS4A를 미국 ANL과 공동 개발 연구를 수행 중이며, 중대사고 코드의 검증 및 개발 완료를 위한 지속적인 공동연구 추진을 통해 중대사고 해석 기술 확보가 필요함.

### ○ 경제·산업적 측면

- 소듐냉각고속로 상용화 시점에서의 기술 예측을 탈피하고, 국내주도 건설 및 수출 산업화를 달성하기 위해서는 안전성 평가 방법론과 전산 코드 등의 고유화가 전제되어야 하며, 이는 상용화 시점에서 막대한 경제적 효과를 기대할 수 있음.

### ○ 사회·문화적 측면

- 원자력에 대한 일반대중의 우려는 안전성에 대한 신뢰성 부족에서 기인하므로, 소듐냉각고속로가 기존의 원자로에 비해 획기적으로 향상된 안전성을 보유하고 있음을 입증함으로써 미래 원자력에 대한 수용성을 제고시킬 수 있음.

## III. 연구개발의 내용 및 범위

- 1차년도(2016)
  - 특정설계 안전 특성 평가
  - 계통 경계 안전 해석

- 안전 해석 입력 준비
  - 노드 민감도 분석
  - Level 1 PSA 내진여유도 및 화재 홍수 분석 준비
  - Level 2 PSA 내부사건 수목도
  - Level 3 PSA 준비
  - 설계기준사고 예비 노내 선원항 평가
  - 안전 해석 코드(MARS-LMR) 검증 보완
  - PSA용 종합해석 코드(ISFRA) 모델 정교화
  - 중대사고 코드(SAS4A) 모델 개발
- 2차년도(2017)
- 안전계통 제한설정치(LSSS) 분석
  - 특정설계 설계기준사고 안전 해석
  - 특정설계 비보호사고 안전 해석
  - 특정설계 중대사고 scoping 및 기계적 분석
  - 특정설계 Level 1 PSA
  - 특정설계 Level 2 PSA
  - 특정설계 Level 3 PSA
  - 소듐-물 반응 사고 해석
  - 특정설계 설계기준사고 선원항 분석
  - 특정설계안전성분석보고서 작성
  - 안전 해석 코드(MARS-LMR) 방법론 개발 및 TR 작성
  - PSA용 종합해석 코드(ISFRA) 개발
  - 중대사고 해석 코드(SAS4A) 개발

#### IV. 연구개발결과

##### ○ 특정설계 과도 안전성 분석 보고서

- SFR 원형로 특정설계에 대한 사고분류를 완료한 후, 각 설계분야에서 생산된 안전해석 입력자료의 근거를 문서에 모두 명시함. 특정설계에 대한 각 설계분야 입력자료를 바탕으로 과출력사고, 유량상실사고, 열제거원상실사고, 일차열전달계통 배관파단사고, 발전소 정전사고와 같은 설계



기준사고 해석 및 ATWS와 다중고장사고 등을 포함하는 설계확정조건에 대한 사고 해석을 수행함. 특정설계 PSA로 Level-1 PSA에 대한 최종보고서를 작성하고, 지진여유도분석 및 화재/침수 PSA를 수행하고, SFR 원형로 선원항 최대가상사고에 대해 노내 선원항 평가를 수행함.

○ Level-2 PSA 전산코드 ISFRA 개발 및 코드 평가 보고서

- 노심의 기계적 거동 특성 평가의 정확성을 높이기 위해 ISFRA 코드와 SAS4A/SASSYS-1 코드를 결합하여 START 코드를 개발함. START 코드는 SAS4A/SASSYS-1 코드의 정교한 노심/핵연료 모델을 통해 사고 시나리오를 모의하여 원자로의 상태와 노심손상 정도를 평가하고, 그 결과를 바탕으로 ISFRA 코드의 핵분열 생성물 수송 모델을 이용하여 최종적으로 환경으로 방출되는 방사성 물질의 거동을 평가함. START 코드를 활용하여 SFR원형로에서 발생 가능한 Level-2 PSA 사고 해석을 수행함.

○ 금속연료 중대사고 해석코드 개발(SAS4A) 및 검증 보고서

- 신규 개발된 SAS4A 전산코드를 사용하여 PGSFR 중대사고 해석을 수행하고, 용융핵연료 공동의 형상, 공동 내에서의 유동, 용융핵연료의 피복재 내부 그리고 외부 분출 현상 및 노심 반응도와 출력 변화 거동을 분석함. 이를 통해 PGSFR 중대사고 초기단계 조기 종료 가능성을 확인함. 중대사고 모델 검증을 위해, TREAT M 시리즈 반응도 삽입사고 결과를 활용하여 SAS4A 코드 금속연료 모델 계산 결과와의 비교 검증 해석을 수행함.

## V. 연구개발결과의 활용계획

- 소듐냉각고속 원형로 안전성 평가 결과는 특정설계 인허가의 주요 자료로 활용하며, 인허가 지원을 위한 실험 시설 건설 시 사전 분석 연구에 활용함. 개발된 기술을 기반으로 Gen IV 국제공동연구 등에 능동적으로 참여하여 소듐냉각고속로 개발 선진국들과의 교류를 통해 선진 기술과 설계 자료를 경제적으로 확보할 수 있음. 또한 막대한 경제적·산업적 효과가 예상되는 상용화 시기에 대비함.

---

# SUMMARY

---

## I. Project Title

Safety Evaluation of Prototype Gen-IV Sodium Cooled Fast Reactor

## II. Objective and Importance of the Project

### ○ Technical Aspects

- The current issue of the technology related to the safety of GEN IV sodium cooled fast reactor is to prove the passive safety at the accident and the possibility of re-criticality at HCDA and demonstrate the ability removing heat after accident. It is necessary to secure and verify a computer code that can conduct safety analysis and safety evaluation using it, reflecting the inherent design characteristics to prototype GEN IV sodium cooled fast reactor.
- Evaluation of the early termination characteristics of a severe accident due to the inherent safety of the prototype SFR reactor with metal fuel is required through risk assessment and serious accident analysis under various conditions through development of Level - 2 PSA computer code.
- In order to analyze metal fuel severe accident, the collaborative research of the SAS4A severe accident code development with US ANL is in progress. Verification and development of severe accident code are necessary to continue securing severe accident analysis technology through the ongoing collaborative research with US ANL.

### ○ Economical and Industrial Aspects

- In order to achieve domestic construction and export industrialization, the uniqueness of the methodology related to safety evaluation and computer code etc. should be established. Based on the methodology, we can expect enormous economic effect at the time of commercialization.

### ○ Social and Cultural Aspects

- As the concerns of the general public of nuclear energy is due to the lack of

reliability on safety. Thus, it is necessary to demonstrate that the sodium-cooled fast reactor holds significantly improved safety characteristics compared to current nuclear reactors.

### III. Scope and Contents of Project

- First year (2016)
  - Specific design safety characteristic assessment
  - Safety analysis of system boundary
  - Preparation for input of safety analysis
  - Node sensitivity analysis
  - Level 1 PSA Seismic safety margin and preparation for fire and flood analysis
  - Level 2 PSA internal event tree
  - Level 3 PSA preparation
  - Evaluation of preliminary in-vessel source term for design basis event
  - Safety analysis code (MARS-LMR) verification and supplement
  - Model elaboration of general analysis code (ISFRA) for PSA
  - Model Development of severe accident code (SAS4A)
- Second year (2017)
  - Limit Safety Systems settings (LSSS) analysis
  - Safety analysis of specific design for design basis event
  - Safety analysis of specific design for unprotected event
  - Severe accident scoping and mechanistic analysis
  - Level 1 PSA for specific design
  - Level 2 PSA for specific design
  - Level 3 PSA for specific design
  - Sodium-water reaction accident analysis
  - Source term analysis for design basis event of specific design
  - Complete of specific design safety analysis report
  - Methodology development of safety analysis code (MARS-LMR) and complete of

TR report

- PSA analysis code (ISFRA) development
- Severe accident code (SAS4A) development

## IV. Result of Project

### ○ Specific Design Safety Analysis Report

- The classification of accidents for a specific design of the PGSFR(Prototype Gen-IV Sodium-cooled Fast Reactor) was completed. The design data used in the safety analysis was summarized as a document. Based on the design data, safety analysis of design basis events such as transient over power, loss of flow, loss of heat sink, PHTS pipe break, and station black out were implemented. Furthermore, safety analysis of design extension conditions such as ATWS and multi-failure event etc. was also conducted. The final report of the Level-1 PSA was prepared in a specific design of PGSFR, and PSA related with the seismic margin and the fire/flood was carried out. Evaluation of in-vessel source term was conducted in case of whole pins failures of PGSFR.

### ○ Level-2 PSA Computer Code ISFRA Development and Code Evaluation Report

- In order to improve the accuracy of evaluation for mechanical behavior characteristic of reactor core, START code was developed by coupling with ISFRA code and SAS4A/SASSYS-1 code. The START code can evaluate the degree of reactor core damage through the elaborate reactor core and fuel model of the SAS4A/SASSYS-1 code. The behavior of the radioactive material eventually released into the environment was evaluated using the transport model of the fission products. Level-2 PSA analysis was also carried out by START code for the PGSFR.

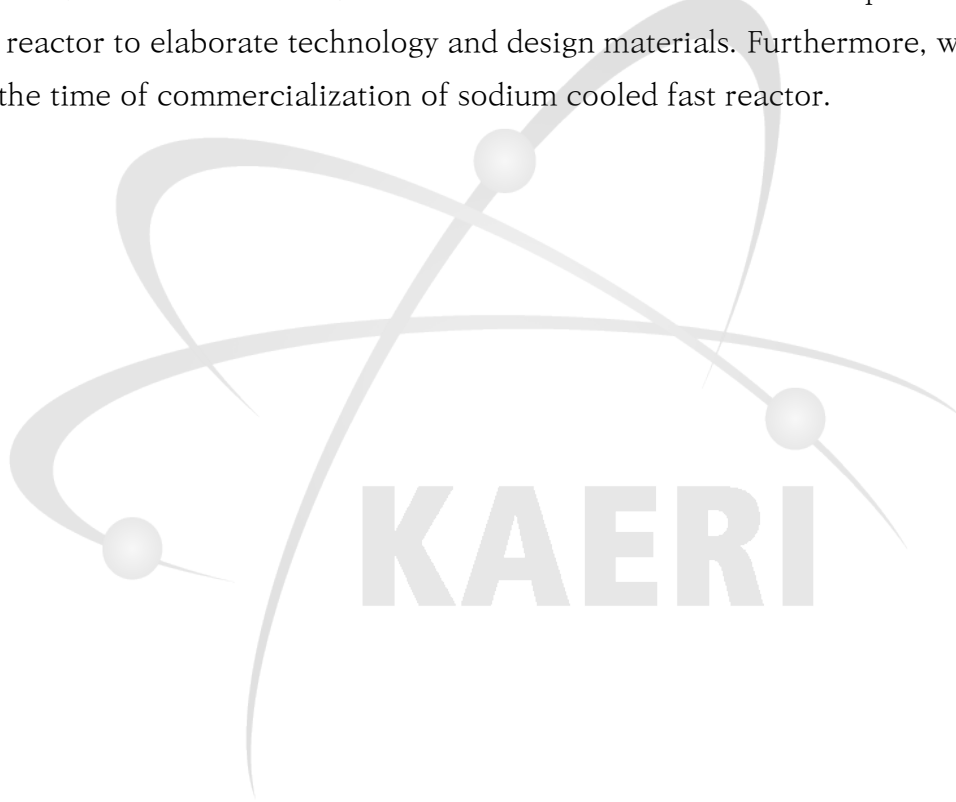
### ○ Metal Fuel Severe Accident Analysis Code Development (SAS4A) and Verification Report

- The severe accident analysis of PGSFR was carried out using the newly developed SAS4A code, and the molten fuel, the flow in the molten fuel, internal and external ejection phenomena, and core reactivity behaviors was evaluated. The analysis results showed that severe accident could be early terminated. In order to verify a severe accident model, the reactivity insertion results of TREAT M series was used. The comparative verification was conducted with the analysis results of SAS4A code

with metal fuel model, and the results showed a good prediction of molten fuel behavior and reactivity.

## V. Proposal for Applications

- The safety evaluation results of the sodium cooled fast reactor is utilized as the main material of specific design certification, and it is used for the preliminary analysis research at the time of construction of the experimental facility for the certification support. Based on the developed technologies, we actively participate in Gen IV international collaborative research and others to develop sodium cooled fast reactor to elaborate technology and design materials. Furthermore, we prepare for the time of commercialization of sodium cooled fast reactor.



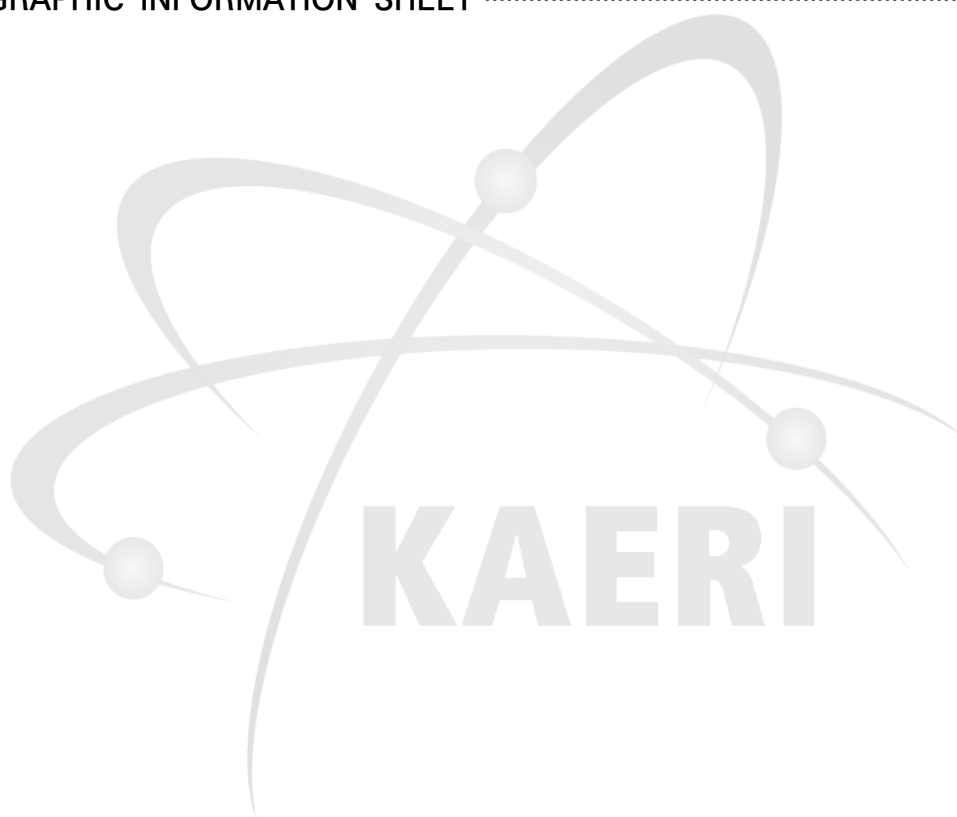
---

# CONTENTS

---

<b>SUMMARY</b> .....	8
<b>Chapter 1 Introduction to the R&amp;D</b> .....	21
Section 1 Necessity of the R&D .....	23
Section 2 Objective and Content of the R&D .....	24
1. Final Objective .....	24
2. Content .....	24
<b>Chapter 2 State-of-the-art of the R&amp;D</b> .....	29
Section 1 State-of-the-art in the Foreign Countries .....	31
Section 2 State-of-the-art in Korea .....	31
Section 3 Technical Status .....	32
<b>Chapter 3 Result of the R&amp;D</b> .....	35
Section 1 Safety Evaluation of PGSFR .....	37
1. Safety Analysis of DBEs .....	37
2. Sodium-Water Reaction .....	62
3. Safety Analysis of DECs .....	67
4. Safety Analysis of Severe Accident .....	70
5. In-vessel Source Term .....	74
6. PSA of PGSFR .....	76
Section 2 Establishment of Safety Analysis System .....	88
1. MARS-LMR Topical Report .....	88
2. CONTAIN-LMR Topical Report .....	102
3. SWAAM-II Topical Report .....	109
4. Development of ISFRA for PSA Level-2 .....	114
5. Development of SAS4A for Severe Accident Analysis .....	118

Chapter 4 Achievement to the Objective and Its Contribution .....	123
Chapter 5 Application Plan of the R&D Result .....	129
Chapter 6 Collected Information .....	133
Chapter 7 References .....	137
BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET .....	144



---

# 목 차

---

요약문 .....	5
<b>제1장 연구개발과제의 개요 .....</b>	<b>21</b>
제1절 연구개발 필요성 .....	23
제2절 연구개발 목표 및 내용 .....	24
1. 최종 목표 .....	24
2. 단계 목표 및 내용 .....	24
<b>제2장 국내외 기술개발 현황 .....</b>	<b>29</b>
제1절 국외 기술개발 현황 .....	31
제2절 국내 기술개발 현황 .....	31
제3절 국내외 기술개발 현황에서 차지하는 위치 .....	32
<b>제3장 연구개발수행 내용 및 결과 .....</b>	<b>35</b>
제1절 SFR 원형로 안전성 평가 .....	37
1. 과도 안전성 평가 .....	37
2. 소동-물 반응 .....	62
3. 비보호 사고 .....	67
4. 중대사고 분석 .....	70
5. 선원향 분석 .....	74
6. 확률론적 안전성 평가 .....	76
제2절 SFR 원형로 안전성 평가 체계 구축 .....	88
1. 과도 안전해석 코드 MARS-LMR TR .....	88
2. 격납 성능분석 코드 CONTAIN-LMR TR .....	102
3. 소동-물 반응 해석 코드 SWAAM-II TR .....	109
4. 종합안전해석코드 ISFRA 개발 .....	114
5. 중대사고 초기단계 해석코드 SAS4A 개발 .....	118



제4장 목표달성도 및 관련분야에의 기여도 .....	123
제5장 연구개발결과의 활용계획 .....	129
제6장 연구개발과정에서 수집한 해외과학기술정보 .....	133
제7장 참고문헌 .....	137
서지정보양식 .....	143



## 표 목차

표 2.1 SFR 핵증기공급계통 설계 기술 .....	33
표 2.2 SFR 전산코드 개발 및 기반시설 구축 .....	34
표 3.1 SFR 원형로 특정설계 사고분류 .....	37
표 3.2 각 사건별 초기조건과 소외전원상실 가정 .....	40
표 3.3 반응도 이상 사건의 경위와 안전허용기준 인자 결과 .....	41
표 3.4 노심유량상실 초기사건 분류 .....	43
표 3.5 노심유량상실 사건들의 과도상태에 대한 주요 경위 시간 및 결과 .....	45
표 3.6 열제거원상실 사고의 초기 사건 분류 .....	47
표 3.7 의사 정지신호에 의한 급수펌프 1대 고착 사건의 반응도 제한 민감도 평가 .....	49
표 3.8 열제거원상실 사건의 해석 결과 .....	52
표 3.9 방사성핵종 그룹 별 원소 .....	75
표 3.10 노심에서 일차열전달계통 소동으로의 방출분율 .....	76
표 3.11 일차열전달계통 소동에서 커버가스 영역으로의 방출분율 .....	76
표 3.12 설계 변경 사항 조사 및 PSA 재평가 .....	77
표 3.13 지진취약도 평가 결과 .....	84
표 3.14 화재구역별 CDF 상세 정량화 결과 .....	86
표 3.15 SFR 원형로 MARS-LMR PIRT의 상대적 중요도에 따른 Ranking scale .....	91
표 3.16 Knowledge-Level 정의에 사용된 scale .....	92
표 3.17 SFR 원형로 MARS-LMR PIRT .....	93
표 3.18 MARS-LMR 기초개념문제 검증표 .....	94
표 3.19 MARS-LMR 개별효과실험 검증표 .....	94
표 3.20 MARS-LMR 종합효과실험 검증표 .....	95
표 3.21 저압 소동 누설 시나리오에 관한 PIRT .....	105
표 3.22 소동 풀 화재 V&V 매트릭스 .....	106
표 3.23 소동 스프레이 화재 V&V 매트릭스 .....	106
표 3.24 소동-물 반응 V&V 매트릭스 .....	110

## 그림 목차

그림 3.1 반응도 이상: 노심 출력 변화 .....	42
그림 3.2 반응도 이상: 노심 유량 변화 .....	42
그림 3.3 반응도 이상: 노심 압출구 온도 변화 .....	42
그림 3.4 반응도 이상: 증기발생기 열제거량 .....	42
그림 3.5 반응도 이상: 잔열제거계통 열제거량 변화 .....	42
그림 3.6 반응도 이상: 노심손상분율 변화 .....	42
그림 3.7 노심유량상실: 노심 출력 변화 .....	46
그림 3.8 노심유량상실: 노심 냉각재 유량 변화 .....	46
그림 3.9 노심유량상실: 노심 냉각재 온도 변화 .....	46
그림 3.10 노심유량상실: 열제거량 변화 .....	46
그림 3.11 노심유량상실: 소듐 냉각재 최고 온도 .....	46
그림 3.12 노심유량상실: 핵연료피복재 최고 온도 .....	46
그림 3.13 열제거원상실: 시간에 따른 출력 변화 .....	51
그림 3.14 열제거원상실: 노심 유량 변화 .....	51
그림 3.15 열제거원상실: 일차열전달계통 커버그스 압력 변화 .....	51
그림 3.16 열제거원상실: 중간열전달계통 저온관에서 냉각재 온도 변화 .....	51
그림 3.17 열제거원상실: 반응도 변화 .....	51
그림 3.18 열제거원상실: 노심 냉각재 온도 변화 .....	51
그림 3.19 열제거원상실: 급수 유량 변화 .....	52
그림 3.20 열제거원상실: 잔열제거계통 열제거량 .....	52
그림 3.21 열제거원상실: 노심냉각재 첨두 온도 .....	52
그림 3.22 열제거원상실: 핵연료 피복관 첨두온도 .....	52
그림 3.23 열제거원상실: 핵연료 중심 첨두 온도 .....	52
그림 3.24 PRISM 집합체 구분자 .....	54
그림 3.25 IHTS 배관에서 소듐 누설: 노심 출력 .....	55
그림 3.26 IHTS 배관에서 소듐 누설: 파단 유량 .....	55
그림 3.27 IHTS 배관에서 소듐 누설: 냉각재 온도 .....	55
그림 3.28 DHRS 배관에서 소듐 누설: 파단 유량 .....	56
그림 3.29 DHRS 배관에서 소듐 누설: 냉각재 온도 .....	56
그림 3.30 DHRS 배관에서 소듐 누설: 열제거량 변화 .....	56

그림 3.31 원자로용기 파손: 파단 유량 .....	57
그림 3.32 원자로용기 파손: 냉각재 온도 .....	57
그림 3.33 원자로용기 파손: 소동 액위 .....	57
그림 3.34 IHX 전열관 파손 사건: 출력 변화 .....	58
그림 3.35 IHX 전열관 파손 사건: 소동 유입량 .....	58
그림 3.36 IHX 전열관 파손 사건: 냉각재 침투 온도 변화 .....	58
그림 3.37 DHX 전열관 파손 사건: 출력 변화 .....	58
그림 3.38 DHX 전열관 파손 사건: 소동 유입량 변화 .....	58
그림 3.39 DHX 전열관 파손 사건: 냉각재 침투 온도 변화 .....	58
그림 3.40 펌프하우징 내부 .....	62
그림 3.41 일차열전달계통 펌프 하부 .....	62
그림 3.42 중간열전달계통 배관 형상 .....	65
그림 3.43 증기발생기 형상 .....	65
그림 3.44 증기발생기 소동-물반응 해석을 위한 SWAAM-II 격자계 .....	66
그림 3.45 증기발생기 전열관에서 시간에 따른 압력파의 거동(1 DEGB) .....	66
그림 3.46 증기발생기 수직방향에 따른, 최대 압력값 계산 결과 (1 DEGB) .....	66
그림 3.47 주파열판의 파열 설계압력에 따른 파열시간 비교 .....	66
그림 3.48 증기발생기 전열관 DEGB 개수에 따른 위치별 최대 압력값 .....	66
그림 3.49 UTOP: 노심출력 .....	67
그림 3.50 UTOP: 반응도 .....	67
그림 3.51 UTOP: 냉각재온도 .....	67
그림 3.52 ULOF: 노심출력 .....	68
그림 3.53 ULOF: 반응도 .....	68
그림 3.54 ULOF: 냉각재온도 .....	68
그림 3.55 ULOHS: 노심출력 .....	69
그림 3.56 ULOHS: 반응도 .....	68
그림 3.57 ULOHS: 냉각재온도 .....	69
그림 3.58 AFB: 반응도 .....	70
그림 3.59 AFB: 최고 출력 채널 붕 내 핵연료 용융 거동 .....	71
그림 3.60 AFB: 핵연료, 피복재, 냉각재 온도 .....	71
그림 3.61 LOF-TOP: 반응도 .....	72
그림 3.62 LOF-TOP: 최고 출력 채널 붕 내 핵연료 용융 거동 .....	73
그림 3.63 LOF-TOP: 핵연료, 피복재, 냉각재 온도 .....	73
그림 3.64 방사성핵종 방출 .....	75

그림 3.65 SFR 발전소손상군 논리도 및 정량화 결과 .....	78
그림 3.66 PGSFR 격납건물수목 및 정량화 결과 .....	79
그림 3.67 격납건물 격리실패를 동반한 발전소정전사고 시, NaI 분포 및 방출분율 .....	81
그림 3.68 PSA 기반 내진여유도 평가 절차 .....	82
그림 3.69 지진취약도 평가 절차 및 지진취약도 분석 대상 SSC .....	83
그림 3.70 지진 초기사건 계층논리수목 .....	84
그림 3.71 화재 PSA 절차 .....	85
그림 3.72 PIRT 절차 .....	91
그림 3.73 수직관에서의 액상 및 기상 역 분포 실험 .....	98
그림 3.74 Oscillating Manometer .....	98
그림 3.75 수평성층 대향류 유동 .....	98
그림 3.76 Pryor의 배관 문제 .....	98
그림 3.77 KALIMER 실험 .....	99
그림 3.78 와이어스페이서 형상실험 .....	99
그림 3.79 DHX 검증 .....	100
그림 3.80 AHX 검증 .....	100
그림 3.81 JOYO FHX 검증 .....	100
그림 3.82 PFBR FHX 검증 .....	100
그림 3.83 JOYO IHX 검증 .....	101
그림 3.84 Monju SST 검증 .....	101
그림 3.85 EBR-II SHRT-17 검증 .....	102
그림 3.86 EBR-II SHRT-45R 검증 .....	102
그림 3.87 Phenix EOL 출구온도 .....	102
그림 3.88 격납구조물 대기에서 침투 온도 (소듐 풀 화재) .....	108
그림 3.89 격납구조물 대기에서 침투 압력 (소듐 풀 화재) .....	108
그림 3.90 소듐 풀에서 침투 온도 (소듐 풀 화재) .....	108
그림 3.91 격납구조물 대기에서 침투 온도 (소듐 스프레이 화재) .....	108
그림 3.92 격납구조물 대기에서 침투 압력 (소듐 스프레이 화재) .....	108
그림 3.93 LLTR series-II 시험설비 개략도 .....	111
그림 3.94 SWAAM-II 소듐 시스템 모델링 .....	113
그림 3.95 기포의 압력과 온도이력 .....	113
그림 3.96 정선 1 에서의 압력이력 .....	113
그림 3.97 P525A 에서의 압력이력 .....	113
그림 3.98 PGSFR 계통 및 노심 모의를 위한 ISFRA 노드 모델링 .....	114

그림 3.99 PGSFR 노드 및 노심 열수력 모델링 .....	116
그림 3.100 START 코드 개요 .....	117
그림 3.101 START 코드에서의 PGSFR 모델링 범위 (좌: SAS4A/SASSYS-1, 우: ISFRA) .....	117
그림 3.102 SSCOMP-A, DEFORM-5A 해석 현상 .....	118
그림 3.103 핵연료 조성 및 물성치 (BOEC) .....	119
그림 3.104 핵연료 조성 및 물성치 (EOEC) .....	119
그림 3.105 PINACLE-M 격자 및 핵연료 용융물 거동 해석 .....	120
그림 3.106 LEVITATE-M 모델 해석 개요 .....	121



# 제 1 장

## 연구개발과제의 개요

제1절 연구개발의 필요성

제2절 연구개발 목표 및 내용

KAERI





## 제1절 연구개발의 필요성

### ○ 기술적 측면

- 원자력을 주요 에너지원의 하나로 사용 중인 국가들은 안전성이 획기적으로 향상된 제4세대 원자로 개발을 추진 중임. 금속연료를 사용하는 풀형 소듐냉각고속로는 우수한 열전도도, 큰 열관성 및 고유한 반응도 궤환 특성을 가지므로 제4세대 원자로의 안전 목표를 만족시킬 수 있는 원자로형임. 미국의 경우, 금속핵연료 관련 연구개발과 소형 원자로의 안전성관련 실험과 연구를 수행하였으며, 특히 '86년 EBR-II의 반응도 궤환효과에 의한 특성실험을 통하여 소형 소듐냉각고속로의 고유안전 특성을 실험적으로 입증하였음.
- 제4세대 소듐냉각고속로 안전성 관련 기술현안은 사고 시 피동안전성 입증과 HCDA 시 재임계 가능성 배제 및 사고 후 열제거 능력 입증임. 소듐냉각고속로 원형로 고유 설계특성을 반영하여 안전 해석을 수행할 수 있는 전산코드의 확보 및 검증과 이를 이용한 안전성 평가가 필요함.
- MARS-LMR 전산코드는 소듐냉각고속로에서 발생 가능한 설계기준사고 시에 시스템의 과도 현상을 모의할 수 있도록 개발된 코드로 국내의 실험 자료를 통해 검증업무가 수행되었으며, 향후 소듐냉각고속로의 시뮬레이터 개발에 활용 가능함. MARS-LMR 코드 검증 완료를 위해 SFR 원형로를 대상으로 하는 종합효과실험장치를 통한 검증 업무가 추가적으로 필요함.
- 격납성능분석 및 소듐화재해석에 사용되는 CONTAIN-LMR 코드는 다양한 실험을 대상으로 열유체 모델 검증이 수행되었으며, 소듐화재 해석외의 기기 검증에 활용하기 위해 선원항 거동 및 에어로졸 모델에 대한 추가 검증이 필요함.
- Level 2 PSA 종합안전해석을 위한 ISFRA 코드는 노심의 기계적 거동 특성 평가의 정확성을 높이기 위해 ISFRA 코드와 SAS4A/SASSYS-1 코드를 결합하여 START 코드로 개발됨. START 코드는 SAS4A/SASSYS-1 코드의 정교한 노심/핵연료 모델을 통해 사고 시나리오를 모의하여 원자로의 상태와 노심손상 정도를 평가하고, 그 결과를 바탕으로 ISFRA 코드의 핵분열 생성물 수송 모델을 이용하여 최종적으로 환경으로 방출되는 방사성 물질의 거동을 평가함. 이를 활용하여 Level-2 PSA 사고 해석을 수행하였고, 차기단계에서 코드에 활용된 모델 검증 업무가 필요함.
- 금속연료 중대사고 해석을 위해, 중대사고 해석코드인 SAS4A를 미국 ANL과 공동 개발 연구를 수행 중이며, 중대사고 해석을 통해 금속연료 SFR 원형로의 고유 안전성에 의한 중대사고 조기 종료 특성 평가가 필요함. 금속연료 노심의 고유안전 특성에 의한 중대사고 조

기 종료 및 재임계 가능성 배제 특성을 입증하기 위하여 핵연료봉 내 용융연료 거동모델, 노심 파손 모델, 용융연료 거동 해석모델 등의 중대사고 초기단계 해석모델의 지속적인 개발·검증이 필요함.

○ 경제·산업적 측면

- 원자력 선진국들은 에너지 안보와 지속적 발전을 위한 필수 요소로 원자력의 지속적인 확대를 전략적으로 선택하고 소듐냉각고속로 관련 기술 개발을 적극적으로 추진하고 있으므로, 향후 기술 예측 없이 국내주도 개발 추진을 위해서는 안전성 평가 기술개발에 대한 장기적 투자가 요망됨.
- 화석연료의 점진적 고갈 및 우라늄 자원의 한계를 고려할 때 외국의 핵연료 공급보장이 필요하지 않은 소듐냉각고속로의 중요성은 더욱 크며, 경수로의 사용후핵연료 저장과 처분량을 획기적으로 저감시킬 수 있음.
- 소듐냉각고속로 상용화 시점에서의 기술 예측을 탈피하고, 국내주도 건설 및 수출 산업화를 달성하기 위해서는 안전성 평가 방법론과 전산 코드 등의 고유화가 전제되어야 하며, 이는 상용화 시점에서 막대한 경제적 효과를 기대할 수 있음.

○ 사회·문화적 측면

- 원자력에 대한 일반대중의 우려는 안전성에 대한 신뢰성 부족에서 기인하므로, 소듐냉각고속로가 기존의 원자로에 비해 획기적으로 향상된 안전성을 보유하고 있음을 입증함으로써 미래 원자력에 대한 수용성을 제고시킬 수 있음.

## 제2절 연구개발 목표 및 내용

### 1. 최종목표

소듐냉각고속로 원형로 특정설계 안전성 평가

### 2. 1단계 목표 및 내용

구분	연도	성과목표	연구내용
1차년도	2016	- 특정설계 과도 안전 해석	- 특정설계 안전 특성 평가 - 계통 경계 안전 해석 - IHTS 배관 파단 소듐 방출량 계산 - PSPS 배관 파단 소듐 방출량 계산 - 증기관 파단 사고에 대한 안전 해석 - 안전 해석 입력 준비

구분	연도	성과목표	연구내용
			<ul style="list-style-type: none"> <li>- 설계자료 검토</li> <li>- 초기노심 입력 준비</li> <li>- 노드 민감도 분석</li> </ul>
		- 특정설계 PSA	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Level 1 PSA</li> <li>- 내부사건 Q&amp;A 지원 (KINS)</li> <li>- 내부사건 PSA : 설계변경 검토</li> <li>- 내부사건 PSA 최종 수정</li> <li>- 외부사건 : 내진여유도 (SMA) 분석 - 취성분석 준비</li> <li>- 외부사건 : 내진여유도 (SMA) 분석 - 내진여유도 분석 준비</li> <li>- 외부사건 : 화재 및 홍수 분석</li> <li>- 외부사건 : 화재 및 홍수 분석을 위한 DB 준비</li> <li>- Level 2 PSA</li> <li>- 내부사건 수목도 (Tree)</li> <li>- 내부사건 (초안)</li> <li>- 소듐냉각고속로 리스크분석 기초연구 (위탁과제 : 한양대)</li> <li>- Level 3 PSA</li> <li>- Level 3 PSA 준비</li> </ul>
		- 특정설계 선원항 분석	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 설계기준사고 선원항 평가</li> <li>- 설계기준사고에 대한 예비 노내 선원항 평가</li> </ul>
		- 안전 해석 코드 방법론 개발 및 검증 (MARS-LMR)	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 안전 해석 방법론 개발 및 검증</li> <li>- MARS-LMR 코드 검증 보완</li> <li>- SASSYS-1 및 MARS-LMR 코드의 반응도 궤환모델에 관한 비교 보고서</li> <li>- EBR-II 및 FFTF 실험을 이용한 반응도 모델 검증 보고서</li> </ul>
		- PSA용 종합 해석코드 개발 (ISFRA)	<ul style="list-style-type: none"> <li>- ISFRA 코드 개발</li> <li>- ISFRA 코드 개발 및 평가</li> <li>- ISFRA 코드 모델 정교화 및 알파버전 모델링</li> </ul>
		- 중대사고 해석코드 개발 (SAS4A)	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 중대사고 분석 방법 (SAS4A/SASSYS-1)</li> <li>- LEVITATE 모델 개발</li> <li>- PLUTO-2 모델 개발</li> <li>- SAS4A 금속연료 모델 검증</li> <li>- 용융금속핵연료의 하부 분산에 대한 집합체 하부구조의 영향평가 (위탁과제 : UNIST)</li> </ul>
2차년도	2017	- 특정설계 과도 안전 해석	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 안전계통 제한설정치 (LSSS) 분석</li> <li>- DBEs 안전 해석</li> <li>- TOP 사고 안전 해석</li> </ul>

구분	연도	성과목표	연구내용
			<ul style="list-style-type: none"> <li>- LOF 사고 안전 해석</li> <li>- LOHS 사고 안전 해석</li> <li>- PHTS 배관파단사고 안전 해석</li> <li>- 발전소정전사고 안전 해석</li> <li>- 국부손상사고 안전 해석</li> <li>- DEC 안전 해석</li> <li>- Safety analysis for AOO without scram 안전 해석</li> <li>- Safety analysis for AOO with DHRS failure 안전 해석</li> <li>- Safety analysis for MSGTR with SWRPRS failure 안전 해석</li> <li>- 소듐냉각고속로 설계확장조건 분석 (위탁과제 : FNC)</li> </ul>
		<ul style="list-style-type: none"> <li>- 특정설계 중대사고 해석</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 중대사고 scoping 및 기계적 분석</li> <li>- 에너지 방출량 계산</li> <li>- 기계적 에너지 계산</li> <li>- SAS4A/SASSYS-1 코드를 이용한 노심용융사고 분석</li> </ul>
		<ul style="list-style-type: none"> <li>- 특정설계 PSA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Level 1 PSA</li> <li>- 내부사건 Q&amp;A 지원 (KINS)</li> <li>- 외부사건 : 내진여유도 (SMA) 분석 - 주요 SSC에 관한 취성 분석</li> <li>- 외부사건 : 내진여유도 (SMA) 분석</li> <li>- SFR 주요 구조물과 기기의 지진 취약도 재평가 (위탁과제 : (주)이노스기술)</li> <li>- 외부사건 : 화재 및 홍수 PSA (초안)</li> <li>- 외부사건 : 화재 및 홍수 PSA (최종)</li> <li>- PGSFR 화재 PSA를 위한 화재 모델링 분석 (위탁과제 : (주)피엔이)</li> <li>- Level 2 PSA</li> <li>- 내부사건 (초안)</li> <li>- 내부사건 (최종)</li> <li>- 외부사건들</li> <li>- 소듐냉각고속로 리스크분석 기초연구 (위탁과제 : 한양대)</li> <li>- Level 3 PSA</li> <li>- Level 3 PSA : 내부사건</li> <li>- Level 3 PSA : 외부사건</li> </ul>
		<ul style="list-style-type: none"> <li>- 소듐-물 반응 사고 해석</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 소듐-물 반응 사고 해석</li> <li>- 소듐-물 반응에 따른 SG 및 IHTS 건전성 평가</li> </ul>

구분	연도	성과목표	연구내용
			- 소듐-물 반응에 따른 PHTS 건전성 평가
		- 사고관리계획작성계획서 준비	- 사고관리계획작성계획서 준비
		- 중대사고예방계획서 준비	- 중대사고예방계획서 준비
		- 중대사고예방계획서 초안 작성	- 중대사고예방계획서 초안 작성
		- 선원항 분석 (NSSS 경계)	- 설계기준사고 선원항 평가
		- 설계기준사고에 대한 노내 선원항 평가	- 설계기준사고에 대한 노내 선원항 평가
		- 특정설계안전성분석 보고서 작성	- 특정설계안전성분석보고서 작성
		- 특정설계안전성분석보고서 초안 작성	- 특정설계안전성분석보고서 초안 작성
		- 특정설계안전성분석보고서 최종본 작성	- 특정설계안전성분석보고서 최종본 작성
		- 안전 해석 코드 방법론 개발 및 TR 작성(MARS-LMR, SWAAM-II, CONTAIN-LMR)	- 안전 해석 방법론 개발 및 TR 작성
			- 안전 해석 방법론 개발 및 적용
			- 안전 해석방법론 구축을 위한 주요 인자 선정 및 영향 평가(위탁과제 : 서울대)
			- MARS-LMR 코드 TR 작성 지원 (용역: SENTEC)
			- CONTAIN-LMR 코드 TR 작성 지원 (용역: 아리텍)
			- SWAAM-II 코드 TR 작성 지원 (용역: FNC)
		- PSA용 종합 해석코드 개발 (ISFRA)	- ISFRA 코드 개발
			- ISFRA 코드 평가
			- ISFRA 코드 매뉴얼 및 사용자 가이드 준비
		- 중대사고 해석코드 개발 (SAS4A)	- 중대사고 분석 방법 (SAS4A/SASSYS-1)
			- SAS4A 금속연료 모델 검증
			- 용융금속핵연료의 하부 분산에 대한 집합체 하부구조의 영향평가 (위탁과제 : UNIST)



## 제2장

# 국내외 기술개발 현황

제1절 국외 기술개발 현황

제2절 국내 기술개발 현황

제3절 국내·외 기술개발 현황에서 차지하는  
위치

KAERI





## 제1절 국외 기술개발 현황

- 미국은 1950년대부터 소듐냉각고속로 개발을 시작하여 Clementine, EBR-I, EBR-II, SEFOR, FFTF 등을 건설·운영하여 풍부한 안전성 관련 연구개발 자료를 확보하고 있음. 1995년에 ALMR 프로그램을 종료할 때까지 금속핵연료 관련 연구개발과 소형 원자로의 안전성 관련 실험과 연구를 수행하였으며, 특히 1986년 EBR-II의 고유안전성 실증실험을 통하여 소듐냉각고속로의 고유안전성을 실험적으로 입증하였음.
- 일본은 산화물 연료를 사용하는 소듐냉각고속로의 상용화 타당성 연구의 일환으로 중대 사고시 용융 연료의 효과적인 재배치로 재임계 가능성을 배제할 수 있는 노심 설계 개념을 제시하고, 노내 및 노외 실험을 통한 검증에 위해 2000년부터 카자흐스탄과 공동으로 EAGLE 프로젝트를 수행하였음. 또한 액체금속로의 노심 붕괴사고 관련 현상 연구와 재임계 평가 계산을 위해 SIMMER-III 코드 개발을 완료하였으나, 최근 후쿠시마원전 사고 이후에는 몬주 원형로를 이용한 연구계획 및 연구결과를 재정리 중임.
- 프랑스는 미국이 개발한 SMFR 설계에 참여하여 자체적으로 개발한 OASIS를 이용하여 SMFR 안전성 평가를 수행하였음. OASIS 코드는 소듐냉각고속로의 정상상태와 과도 상태를 계산할 수 있는 코드로서 Super-Phenix에서 얻어진 데이터를 이용하여 검증을 완료하였음. 또한 Phenix의 수명 종료 후 소듐냉각고속로의 안전과 열수력 현상 검증에 필요한 End-of-life test를 수행하고, 시험자료는 IAEA-CRP를 통해 다양한 국가의 과도안전해석 코드 검증에 활용하였음. 최근 ASTRID 설계에서 CFV 노심, Core Catcher 등을 통해 중대사고 발생 시에 부반응도 궤환에 의한 노심 출력감소와 핵연료 용융 시의 재임계 예방에 대한 연구를 수행 중에 있음.

## 제2절 국내 기술개발 현황

- 소듐냉각고속로 안전해석 전산코드인 MARS-LMR을 2006년에 개발하였다. MARS-LMR 코드는 MARS를 기반으로 열유체 및 반응도 모델 보완과 액체 금속 관련 물성치, 열전달 계수, SFR 노심의 Wire-wrap 격자에 의한 유동 저항 모델을 적용하여 개발되었다. 이를 통해 설계기준사고 및 초과설계기준사고 독자 해석 체계를 확보하였고 EBR-II 평가 계산을 통해 코드 기본 검증을 완료하였다. 이후 IAEA CRP 및 INPRO CP의 참여를 통해 풀형 원자로 적용성과 3차원 풀모델링 기법을 포함한 계통해석 체계를 확립하였고, Phenix 수명종료 시험분석을 통해 SFR 개

- 발 선진 각국의 코드와 동등 수준의 해석 성능을 확보하였다. 2013년까지 종합효과 시험자료를 확보하여 검증 작업을 수행하였고, 열교환기 시험자료(STELLA 1, 인도 PFBR, 일본 JOYO 등) 등에 대한 검증을 진행하였다. 2015년 SFR 원형로의 예비특정설계에 대한 안전성 평가를 수행하여 사전안전성분석보고서를 작성하였고, 2017년 특정설계 안전성분석보고서 작성 예정이다.
- 2007년부터 소듐냉각고속로 고유 PSA 기술현황 분석, KALIMER PSA를 위한 권고사항 도출, 피동계통 신뢰도 평가 기술현황 분석 및 분석방법 개발, 초기사건 빈도 정량화 방법 도출 연구를 수행하였음. 이를 토대로 SFR 실증로 및 원형로 설계에 대한 고유초기사건 도출과 계통 고장수목을 작성하였으며, Level-1 PSA 수행을 통해 노심손상빈도를 정량화하였음.
  - 노심 국부손상사고를 해석 코드인 MATRA-LMR/FB을 COBRA-IV를 기반으로 1999년 개발하였고, 2002년부터 ORNL THORS, KfK KNS, CEA Scarlet-II 시험 자료를 활용한 검증 과정을 거쳐, 2015년 사전안전성분석보고서를 작성하였음.
  - 격납건물 사고해석 코드인 CONTAIN-LMR 코드의 소듐 화재 관련 모델 검증 연구를 2015년 수행하였고, 2015년부터 KEPCO E&C에서 해석 연구를 수행함.
  - 중대사고 초기단계를 해석 SAS4A 코드 금속연료 버전을 2013년부터 KAERI-ANL 공동으로 개발을 수행 중이며 2017년 개발 완료 예정임. 이후 중대사고 해석을 통해 금속연료 SFR 원형로의 고유 안전성에 의한 중대사고 조기 종료 특성을 정량적으로 분석할 예정임.
  - Level 2 PSA 전산코드 알파 버전을 2013년 8월부터 미국 FAI사 위탁을 통해 개발하였고, Level 2 PSA 전산코드 베타 버전을 2016년 9월부터 미국 ANL을 통해 개발하고 있음. 이를 활용하여 Level-2 PSA를 위한 예비 사고해석과, 모델 정교화를 위한 개발 및 검증 연구 수행 예정임.

### 제3절 국내·외 기술개발 현황에서 차지하는 위치

- 1997년 이후 SSC-K 코드를 개발하여 KALIMER-150, KALIMER-600의 고유안전성 평가를 수행하였고, 2007년부터 범용 계통해석이 가능한 MARS-LMR 코드를 개발하여, 2015년 SFR 원형로의 예비특정설계 사전안전성분석보고서를 작성하였고, 2017년 특정설계 안전성분석보고서 작성 예정임.
- 2013년 8월부터 미국 FAI사 위탁을 통해 Level 2 PSA 전산코드 알파 버전을 개발하였고, 2016년 10월부터 미국 ANL을 통해 Level 2 PSA 전산코드 베타 버전을 개발 완료함. 이를 활용하여 Level-2 PSA를 위한 예비 사고해석과, 모델 정교화를 위한 개발 및 검증 연구 수행 예정임.
- 중대사고 해석을 위해 미국 ANL과의 공동연구를 통해 2013년부터 SAS4A 전산코드 개발을 수행하였고 2017년 코드 개발을 완료할 예정이며 이후 초기단계 중대사고 해석을 수행할 예정임.
- 국내에는 소듐냉각고속로의 건설 및 운전경험 부재와 더불어 안전해석 기술 분야에서 다음과 같

은 취약성이 있음.

- 소듐냉각고속로 안전성 평가를 위하여 개발된 계통해석 코드, 소듐-물 반응 코드, 격납 성능 분석 코드에 대한 검증 자료의 부족으로 이의 보완 및 신뢰성 향상이 필요함.
- 중대사고 해석 기술은 기계적인 중대사고 해석코드인 SAS4A를 미국 ANL과 공동 개발을 진행 중이며, 이의 검증 및 개발 완료를 위한 지속적인 공동연구 추진을 통해 중대사고 해석 기술 확보가 필요함.
- PSA 분야에서는 고속로 특유 사고 경위 분석 경험이 부족하며, 계통 및 기기의 운전자료 등 PSA 신뢰도 향상을 위한 DB 보완이 필요함.

○ 소듐냉각고속로 안전해석 관련 분야에서의 선진국 대비 각 분야 국내기술 수준 및 취약점은 다음과 같음.

표2.1 SFR 핵증기공급계통 설계 기술

기술 분야	세부 기술 분야	상용화 기술수준 대비 국내외 기술수준	기술 수준 (%)	
안전성 평가 기술	안전해석 기준	국제 수준	- 미국의 기존 고속로 안전해석기준은 완비된 상태이나 금속연료 신형 고속로 안전해석기준은 개발 중	75
		국내 수준	- 국내 소듐냉각고속로 인허가 요건 미비. 안전해석 기준을 설정하고, 개발된 특정설계에 대한 안전해석을 수행할 수 있는 수준. 허용기준에 대한 기술적 자료는 부족한 상태임	50
	계통과도 안전해석	국제 수준	- 미국은 기존 고속로 안전성 평가 방법론의 신뢰성 및 FSAR 작성 능력 확보. 다차원 모델은 개발 중	75
		국내 수준	- 계통 과도해석 코드를 이용한 과도기 및 사고시 계통의 거동을 모의할 수 있는 전산체제 구축. 설계의 구체화 및 현상 분석 정확성 향상을 위하여 보완 및 검증 필요	70
	중대사고 분석	국제 수준	- 미국은 산화연료 및 금속연료를 장전한 고속로의 중대사고 분석코드와 방법론을 확보하고 있으나, 금속연료 노심에 대해서는 보완 실험 및 코드 확장 필요	60
		국내 수준	- 미국과 공동으로 중대사고 해석 코드를 개발하여, 중대 사고 초기조건 해석 및 평가가 가능한 수준	45
	격납 성능분석	국제 수준	- 미국은 격납성능 분석 평가기술 확보. 금속연료 방사선원항 개발을 위한 연구 수행 중	75
		국내 수준	- 격납성능 분석을 위한 전산체제를 구축하여 코드 검증을 수행한 상태로 소듐 내에서 핵분열생성물의 거동을 고려한 방사선원항 결정과 설계기준사고 선정 등과 관련된 방법론 개발은 진행 중	50
	확률론적 안전	국제 수준	- 기존 PSA 방법론과 신뢰도 DB는 어느 정도 확보하고 있으나, Gen	70

기술 분야	세부 기술 분야	상용화 기술수준 대비 국내외 기술수준	기술 수준 (%)	
	성 평가 (PSA) 및 활용	국내 수준	IV의 신규 기기, ISAM, 기술중립형 규제 방법 등은 개발 중 - PSA 일반 기법은 확보된 상태이나 고속로 고유 사고 경위 분석, 계통 및 기기 운전 자료, 설계 최적화 기술 등 보완 필요	50

표2.2 SFR 전산코드 개발 및 기반시설 구축

기술 분야	세부 기술 분야	상용화 기술수준 대비 국내외 기술수준	기술 수준 (%)	
안전성 평가 전산코드 개발 및 검증	과도 안전해석 코드개발	국제 수준	- 미국은 기존 고속로 안전성 평가 방법론의 신뢰성 및 FSAR 작성 능력 확보. 다차원 모델은 개발 중	90
		국내 수준	- 계통 과도해석 위한 전산체제를 구축하여 코드 검증 업무 수행 중. 검증 자료 보완 및 신뢰성 향상 필요	75
	중대사고 및 격납성능분석 코드 개발	국제 수준	- 미국은 금속연료 노심에 대해서는 코드 확장 및 보완 실험 필요. 격납성능 분석 평가기술 확보. 금속연료 방사선원항 개발을 위한 연구 수행 중	65
		국내 수준	- 중대 사고 초기조건 해석 및 평가가 가능한 수준이며 중대사고 코드 확장 필요. 격납성능 분석을 위한 전산체제를 구축하여 코드 검증을 수행 중	40

## 제3장

# 연구개발수행 내용 및 결과

제1절 SFR 원형로 안전성 평가

제2절 SFR 원형로 안전성 평가 체계 구축

KAERI



## 제1절 SFR 원형로 안전성 평가

### 1. 과도 안전성 평가

경수로 표준심사지침서와 해외 소듐냉각고속로의 안전성분석보고서 등을 참조하고 국내외 전문가들의 자문 및 SFR 원형로의 수명, 부지 방사성물질 선원, 발전소 운전 등을 고려하여 SFR 원형로 특정설계에 대한 사고분류를 완료한다(표 3.1).

과도 안전해석을 위해 필요한 SFR 원형로 특정설계 입력자료 목록을 문서화하고, 각 설계 입력 자료에 대한 출처와 미확정 자료를 명기한다. 이를 바탕으로 정상상태 입력 계산서를 발행하여 특정설계 과도 안전해석에 활용된 자료의 신뢰성을 체계적으로 마련한다. 특정설계에서 처음으로 설정된 운전제한조건(LCO) 평가를 수행하여, 안전해석 초기조건에 대한 보수성을 체계적으로 평가한다. 또한 SFR 원형로 원자로보호변수와 그 설정치에 대한 평가 해석을 수행하여 원자로 보호시스템의 적합성을 확인한다.

반응도이상(TOP), 유량상실사고(LOF), 열제거원상실사고(LOHS), 원자로용기파손 사고, 잔열제거계통(DHRS) 배관파단사고, 발전소정전사고(SBO) 등 특정설계 사고분류에 포함된 안전관련 설계기준사고에 대해 안전해석을 수행하여, SFR 원형로 특정 설계의 안전성과 계통의 신뢰성을 확인한다. 비보호반응도이상(UTOP), 비보호유량상실사고(LOF), 비보호열제거원상실사고(ULOHS) 등 설계확장조건에 해당하는 사고의 영향을 평가하여 SFR 원형로 금속핵연료 노심의 고유 안전 특성을 확인한다.

표 3.1 SFR 원형로 특정설계 사고분류

15.1	반응도이상
15.1.1	제어봉집합체 정상속도 인출
:	:
15.1.13	SSE-기인반응도삽입
15.2	노심유량상실
15.2.1	의사 정지신호에 의한 일차열전달계통 펌프의 관성 운전
15.2.2	일차열전달계통 펌프 방출 배관을 통한 누설
15.2.3	일차열전달계통 펌프 방출 배관 양단 파단
15.2.4	일차열전달계통 펌프 1대 고착
15.3	열제거원상실
15.3.1	의사 정지신호에 의한 중간열전달계통 펌프의 관성 운전
15.3.11	증기발생기 전열관에서 대형 누설
15.3.12	발전소 정전
15.4	노심 국부손상
15.4.1	설계기준 고장 및 정상 조건 하에서의 핵연료봉 파손
15.4.2	핵연료 농축도 오류
15.4.3	핵연료 집합체 오장전
15.5	방사성물질 방출
15.5.1	일차소듐정화계통에서 소듐 누설
15.5.2	원자로용기 상판 관통부에서 누설
15.5.3	IHTS/DHRS 배관에서 소듐 누설
15.5.4	일차불활성가스공정계통에서의 누설
15.6	일차열전달계통 소듐 재고량 증가 또는 감소
15.6.1	IHX 전열관 파손
15.6.2	DHX 전열관 파손
15.6.3	원자로용기 파손
15.7	PHTS/IHTS 비정상 커버가스 압력
15.8	일차열전달계통 펌프 오일 방출
15.9	핵연료 취급 사고
15.9.1	재장전 중 원자로용기 내 집합체 낙하
15.9.2	사용후핵연료캐스크 낙하사고
15.10	설계 확장 조건
15.10.1	정지불능 예상운전과도
15.10.2	잔열제거계통불능 예상운전과도
15.10.3	소듐-물반응압력완화계통 불능 증기발생기 전열관에서 대형 누설
15.10.4	사용후핵연료저장조 냉각기능 상실사고

## 가. 반응도 이상

### (1) 초기사건 분류

반응도 이상 사건은 다양한 초기사건에 의해 노심에 반응도 변화가 발생하여 출력이 증가 또는 감소하는 사건이다. 사고빈도에 따라 예상운전과도(Anticipated Operational Occurrence, AOO), 설계기준사고-1(Design Basis Accident Class-1, DBA Class-1), 설계기준사고-2(Design Basis Accident Class-2, DBA Class-2)로 분류한다[참고문헌 1].

각 반응도 이상의 초기사건의 개요와 원인은 다음과 같이 간략히 정리하였다.

- ① 제어봉집합체 정상속도 인출: 제어봉가가 가장 높은 하나의 제어봉집합체가 정상적인 속도로 인출하는 사건으로, 제어봉집합체가 인출될 때 양(+)의 반응도의 삽입으로 노심의 출력이 변화가 생기는 사고이다.
- ② 제어봉집합체 낙하: 어떠한 원인에 의해 하나의 제어봉집합체가 낙하하는 사건으로 음(-)의 반응도 삽입으로 노심의 출력이 변화가 생기는 사건이다.
- ③ OBE-기인 반응도 삽입: OBE(Operating Basis Earthquake) 조건의 지진에 의해서 노심의 구조적 변형이 생김에 따른 양(+)의 반응도가 삽입되는 사고이다. 본 사고 시에는 지진에 의한 소외전원상실(Loss of Off-site Power, LOOP)과 원자로 정지시 제어봉집합체 삽입의 지연을 가정한다.
- ④ 일차열전달계통 펌프의 부적절한 가속: 일차열전달계통의 펌프가 가속을 하게 되면, 노심의 과냉각이 발생하고, 반응도 궤환에 의해 양(+)의 반응도가 삽입되는 사건이다.
- ⑤ 중간열전달계통 펌프의 부적절한 가속: 중간열전달계통의 열제거량 증가에 따라 노심의 과냉각에 의한 양(+)의 반응도 삽입 사건이다.
- ⑥ 급수펌프의 부적절한 가속: 급수 펌프의 가속으로 증기발생기의 열제거량 증가에 따라 노심의 과냉각에 의한 양(+)의 반응도 삽입 사건이다.
- ⑦ 플랜트 정지: 원자로보호계통(Reactor Protection System, RPS)의 오작동이나 운전원의 실수에 의해 의도하지 않은 원자로 정지가 발생하는 사건이다. 원자로 정지로 모든 제어봉집합체의 삽입에 의해 음(-)의 반응도 삽입이 발생한다.
- ⑧ 제어봉집합체 최대속도 인출: 최대 제어봉가를 가지는 하나 제어봉집합체가 인출되는 사고로 AOO의 정상속도 인출사건보다 제어모터가 허용하는 최대 속도로 인출되는 사건이다.
- ⑨ 노심의 급작스런 반경방향 팽창: 원자로 운전 동안에 온도변화 및 방사화(irradiation)에 의해 발생할 수 있는 노심 집합체들의 구조적 변화에 의해서 발생할 수 있는 양(+)의 반응도 삽입을 고려한 사건이다.
- ⑩ 핵연료집합체 수력학적 고정기능 상실: 핵연료집합체가 수력학적 고정기능의 상실은 노심 입구부에 펌프의 가속과 같이 정상 조건보다 높은 압력이 발생했을 때 집합체가 상방향으로 뜨는 사고이다. 상방향으로 이동한 집합체가 다시 내려올 때 양(+)의 반응도를 삽입되는 것을 가정한다.



사건이다.

- ⑪ 주증기 배관 파단: 주증기 배관 파단시, 순간적으로 증기 유동이 가속되고, 증기발생기의 열제거 능력의 향상됨에 따라 노심의 과냉각이 발생하여 양(+)의 반응도 궤환에 의해 노심 출력이 증가하는 사건이다.
- ⑫ 노심내 기포 유입: 다양한 원인에 의해 노심 내에 기포가 유입될 때 국부적으로 양(+)의 반응도가 삽입되는 사고이다.
- ⑬ SSE-기인 반응도 삽입: OBE-기인 반응도 삽입 사고와 유사한 사고로 지진의 정도가 더 심각한 조건에 해당한다. 사고 가정은 OBE-기인 반응도 삽입 사고와 같다.

## (2) 사고해석 방법론

- 노심출력은 전출력 조건 만을 고려한다.
- 노심 조건으로 초기노심과 평형주기 노심의 주기초(BOC)와 주기말(EOC)을 고려한다. 단, 제어봉 인출과 같이 주기말에 초기사건을 가정 할 수 없는 경우는 주기초 만을 고려하였다.
- 평형주기에서 핵연료 조건은 보수적으로 핵연료 사용주기말(End of Life, EOL) 조건을 고려한다.
- 유량그룹별로 가장 보수적인 고온집합체를 독립적으로 모델링한다[참고문헌 2].
- 고온집합체 내에서 가장 보수적인 고온핵연료봉의 열구조물을 독립적으로 모델링한다[참고문헌 2].
- 고온집합체 내의 첨두 냉각재온도를 고려하기 위해 설계에서 제공된 최대냉각재온도에 대한 보상인자를 평균 냉각재온도에 대해 고려한다.
- 노심의 고온유로계수(Hot Channel Factor, HCF)를 AOO와 DBA에 대해 각각  $2\sigma$ 와  $3\sigma$ 의 불확도로 적용한다[참고문헌 3].
- 운전제한조건(Limiting Condition for Operation, LCO)를 고려하여 가장 보수적인 조건을 민감도 분석을 통해 초기조건으로 선정한다[참고문헌 4].
- 반응도 궤환으로 냉각재, 도플러, 핵연료 축방향 팽창, 노심 반경방향 팽창, 제어봉구동라인/원자로용기 팽창을 고려하며, 불확도에 기초한 민감도 분석을 통해 가장 보수적인 조건을 선정한다[참고문헌 5].
- 모든 비안전계통은 신뢰하지 않으며, 결과의 보수성을 위해서 필요한 경우에 한해서 사고 해석에 고려한다.
- 단일 고장과 유지보수를 고려하여, 잔열제거시스템의 능동과 피동 각각 하나씩의 루프를 제거하여 모델링한다.
- 노심 해석은 MARS-LMR 코드 내의 점동특성 모델을 사용하였다.
- 붕괴열모델로 ANS79-1을 사용하며, 추가적인 보수성은 적용하지 않는다[참고문헌 6].

- 원자로보호계통에 의해 원자로 정지신호 발생과 동시에 소외전원상실을 가정한다.  
단, OBE와 SSE-기인 반응도 삽입 사건은 지진으로 인해 소외전원상실을 가정하므로, 사건과 동시에 소외전원상실을 가정한다.
- 보수적으로 집합체간의 열전달은 고려하지 않으며, 원자로 외부로의 모든 열손실은 무시한다.
- 단일 제어봉집합체 인출 사고 시, 가장 큰 제어봉가를 가지는 제어봉집합체의 인출을 가정한다.
- 반응도 삽입량과 속도는 각각의 불확도에 기초한 민감도 분석을 통해 가장 보수적인 조건을 선정한다.

표 3.2에는 안전해석이 수행된 사건들의 초기조건 및 가정을 요약하였다.

표 3.2 각 사건별 초기조건과 소외전원상실 가정

초기사건	노심출력 [MWt]	노심 입구온도 [°C]	노심 출구 온도 [°C]	소외전원상실
제어봉집합체 정상속도 인출	400.044	390	549	RPS작동과 동시
제어봉집합체 낙하	400.044	386	549	RPS작동과 동시
일차열전달계통 펌프의 부적절한 가속	400.044	386	549	RPS작동과 동시
발전소 정지	400.044	386	549	RPS작동과 동시
제어봉집합체 최대속도 인출	400.044	386	549	RPS작동과 동시
노심내 기포 유입	400.044	386	549	RPS작동과 동시
SSE-기인 반응도 삽입	400.044	386	549	사건시작과 동시

### (3) 안전 해석 결과

반응도 이상 사건들은 다양한 초기조건에 의해 사고의 결과는 다르게 나타나지만, 사고의 경위 및 계통의 운전은 유사하게 나타난다. 그림 3.1-3.6은 대표사고인 제어봉집합체 최대속도 인출 사건의 동적인 거동을 대표적인 결과로 나타내었다. 반응도 이상 사건은 다양한 초기사건에 의해 양(+)의 반응도 삽입이 발생하고, 이에 따라 원자로의 출력이 증가하는 사건이다(그림 3.1). 원자로 출력의 증가 중에 원자로보호계통의 신호 중 “가변과출력(Variable Over-Power, VOP)”으로 자동적으로 원자로는 정지한다(그림 3.1). 원자로 정지와 동시에 소외전원상실을 가정하므로, 일차열전달계통 펌프, 중간열전달계통 펌프, 급수 펌프가 모두 전원상실로 정지한다. 일차열전달계통 펌프의 정지로 관성운전을 하게 되고, 노심의 유량은 감소한다(그림 3.2). 양(+)의 반응도 삽입으로 출력증가로 인해 노심 출구온도는 사건 초기에 증가하고, 원자로 정지 후 출력감소로 감소할 때까지 1차 최대치를 나타낸다. 일차열전달계통 펌프의 관성운전 동안에 노심 출력과 유량의 불균형으로 인해 노심의 출구 온도는 2차 최대치를 가지게 된다(그림 3.3).

급수 펌프와 중간열전달계통 펌프 정지로 증기발생기를 통한 열제거 능력은 상실하게 되어

(그림 3.4), 원자로의 잔열은 잔열제거계통에 의해서 제거되고, 공학적안전설비(Engineered Safety Feature, ESF)의 작동이 시작되기 전까지는 잔열제거계통의 용량의 부족으로 노심의 온도는 조금씩 증가하다가, 고중앙핵연료집합체출구온도(High Central Subassembly Outlet Temperature, HCSOT)의 공학적안전설비계통의 작동 신호로 잔열제거계통의 댐퍼 개방과 송풍기가 작동함에 따라 원자로의 온도는 지속적으로 감소하여 안전한 상태를 유지한다(그림 3.5). 최종적으로 사건의 안전성 평가는 사건분류 별 안전허용기준(Safety Acceptance Criteria)에 따라 평가를 하며, 예를 들어, 제어봉집합체 최대속도 인출 사건과 같은 DBA-1사건은 노심손상분율이 0.05 보다 작으므로, 핵연료봉의 건정성이 유지됨을 확인하였다(그림 3.6). 표 3.3는 각 사건들의 사고 경위와 안전허용인자 결과를 요약하였다.

표 3.3 반응도 이상 사건의 경위와 안전허용기준 인자 결과

사건 경위	제어봉 집합체 정상속 도 인출	제어봉 집합체 낙하	일차열 전달계 통 펌프 의 부적 절한 가 속	발전소 정지	제어봉 집합체 최대속 도 인출	노심내 기포 유 입	SSE-기 인 반응 도 삽입
사건발생 [sec]	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
원자로 정지 설정치 도달 [sec]	21.43	-	12.72	-	2.44	0.02	0.06
제어봉집합체 삽입 시작 [sec]	22.03	-	13.32	0.0	3.04	0.62	0.66
잔열제거계통 작동 시작 [sec]	2838	-	998.4	2592	2830	2583	28.2
잔열제거계통의 제열용량이 노 심의 잔열을 초과 [sec]	4220	-	4214	3750	4230	3750	4790
<b>안전 허용 기준 인자</b>							
누적손상분율 [-]	1.33e- 3	4.32e- 6	4.87e- 5	2.14e- 6	1.94e- 4	-	-
냉각재 최대 온도 [°C]	-	-	-	-	-	708.9	813.6
피복재 최대 온도 [°C]	-	-	-	-	-	718.0	819.8

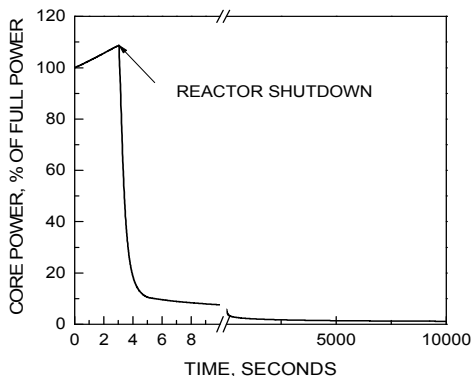


그림 3.1 반응도 이상: 노심 출력 변화

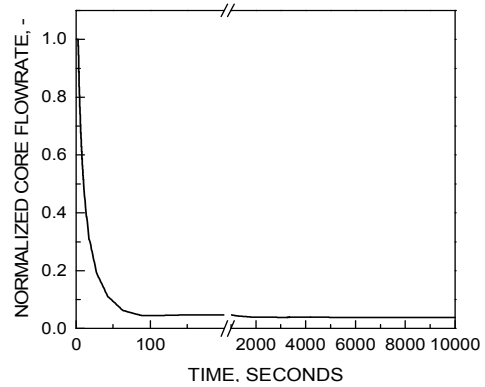


그림 3.2 반응도 이상: 노심 유량 변화

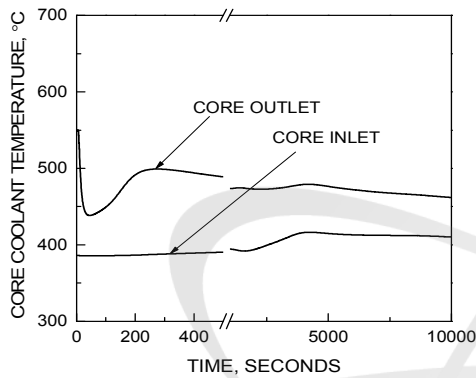


그림 3.3 반응도 이상: 노심 입출구 온도 변화

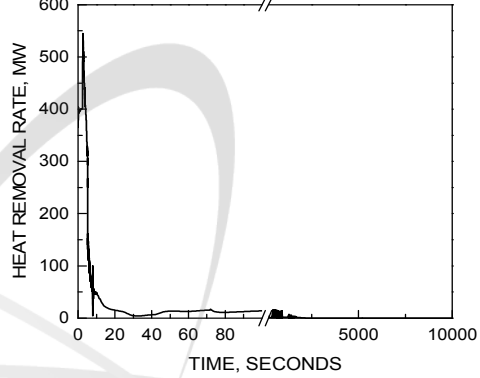


그림 3.4 반응도 이상: 증기발생기 열제거량

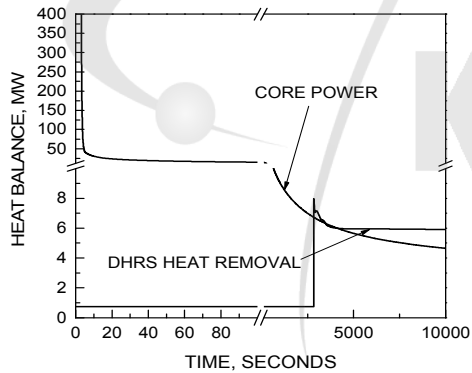


그림 3.5 반응도 이상: 잔열제거계통 열제거량 변화

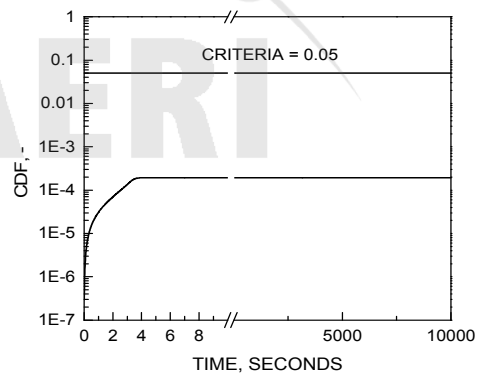


그림 3.6 반응도 이상: 노심손상분율 변화

## 나. 노심유량상실

### (1) 초기사건 분류

노심유량상실 사건은 다양한 초기사건에 의해 노심으로 유입되는 유량의 감소로 소듐 냉각재의 온도 상승이 발생하는 사건이다. 표 3.4는 노심유량상실의 초기사건 분류이다. 초기사건의 분류는 플랜트에서 발생 가능한 모든 사건을 고려하며, 사고빈도에 따라 예상운전과도

(Anticipated Operational Occurrence, AOO), 설계기준사고-1(Design Basis Accident Class-1, DBA Class-1), 설계기준사고-2(Design Basis Accident Class-2, DBA Class-2)로 분류한다[참고문헌 1].

표 3.4 노심유량상실 초기사건 분류

No.	사건 분류	초기사건
1	AOO	의사 정지신호에 의한 일차열전달계통 펌프의 관성 운전
2	DBA-2	일차열전달계통 펌프 방출 배관 양단 파단
3	DBA-2	일차열전달계통 펌프 1개 고착

각 노심유량상실 관련 초기사건들의 개요와 원인은 다음과 같다.

- ① 의사 정지신호에 의한 일차열전달계통 펌프의 관성 운전: 일차열전달계통 펌프 2개의 기계적인 고장이나 전원상실에 의하여 냉각재 펌프가 정지하면서 관성서행을 하는 사건이다.
- ② 일차열전달계통 펌프 방출 배관 양단 파단: 펌프 출구에서 노심 유입실을 연결하는 4개의 배관 중의 한 배관에서 양단 파단이 발생하는 가상 사건이다.
- ③ 일차열전달계통 펌프 1개 고착: 일차열전달계통 펌프 1개의 고착으로 인하여 과도상태가 시작되는 사건이다.

## (2) 사고해석 방법론

노심유량상실 관련 사건들의 해석에 적용된 방법론과 가정은 다음과 같다.

- 고온집합체 내의 침투 냉각재온도를 고려하기 위해 노심설계에서 제공된 부수로에서의 최대냉각재온도에 대한 보상인자를 평균 냉각재온도에 대해 고려한다.
- 노심의 고온유로계수 (Hot Channel Factor, HCF)를 AOO와 DBA에 대해 각각  $2\sigma$ 와  $3\sigma$ 의 불확도로 적용한다[참고문헌 3].
- 핵연료 조건은 보수적으로 핵연료 사용주기말(End of Life, EOL) 조건을 고려한다.
- 초기 노심과 평형주기 노심 조건에서 운전제한조건(Limiting Condition of Operating, LCO)을 고려하여 안전허용기준인 누적손상분율, 소듐 냉각재 최고 온도, 핵연료피복재 최고 온도가 최댓값을 갖도록 초기조건으로 선정한다[참고문헌 4]. 표 3.4-2는 일차열전달계통 펌프 1개 고착 사건의 운전제한조건 분석 결과를 나타낸다.
- 가장 제한적인 운전제한조건에서 반응도 궤환불확도에 기초하여 가장 보수적인 조건을 선정한다[참고문헌 5]. 표 3.4-3은 일차열전달계통 펌프 1개 고착 사건의 반응도 궤환 민감도 분석 결과를 나타낸다.
- 잔열제거계통 1계열의 유지보수와 1계열의 단일고장을 가정한다.
- 노심 붕괴열모델로 ANS79-1을 사용한다[참고문헌 6].
- 원자로보호계통에 의해 원자로 정지신호 발생과 동시에 소의전원상실을 가정한다.

표 3.4-2 일차열전달계통 펌프 1개 고착 사건의 운전제한조건 분석 결과

EOEC	N	T <sub>in</sub>	T <sub>out</sub>		CDF(2?)	CDF(3?)	Na Temp(°C)	Clad Temp(°C)	Feul Temp(°C)
	NH	T <sub>inH</sub>	T <sub>outH</sub>	NH_T <sub>inH</sub> _T <sub>outH</sub>	1.89092E-02	5.02174E-02	789.45	783.95	689.41
			T <sub>outN</sub>	NH_T <sub>inH</sub> _T <sub>outN</sub>	1.51575E-02	4.01756E-02	783.05	777.85	685.26
			T <sub>outL</sub>	NH_T <sub>inH</sub> _T <sub>outL</sub>	1.20069E-02	3.18024E-02	776.45	771.65	681.07
		T <sub>inN</sub>	T <sub>outH</sub>	NH_T <sub>inN</sub> _T <sub>outH</sub>	2.04788E-02	5.49285E-02	791.75	785.95	689.6
			T <sub>outN</sub>	NH_T <sub>inN</sub> _T <sub>outN</sub>	1.63967E-02	4.38629E-02	785.35	779.85	685.45
			T <sub>outL</sub>	NH_T <sub>inN</sub> _T <sub>outL</sub>	1.31139E-02	3.50446E-02	778.95	773.75	681.3
		T <sub>inL</sub>	T <sub>outH</sub>	NH_T <sub>inL</sub> _T <sub>outH</sub>	2.19632E-02	5.95307E-02	793.85	787.85	689.69
			T <sub>outN</sub>	NH_T <sub>inL</sub> _T <sub>outN</sub>	1.79794E-02	4.86068E-02	787.95	782.15	685.8
			T <sub>outL</sub>	NH_T <sub>inL</sub> _T <sub>outL</sub>	1.43340E-02	3.86908E-02	781.45	775.95	681.58
	NN	T <sub>inH</sub>	T <sub>outH</sub>	NN_T <sub>inH</sub> _T <sub>outH</sub>	1.76533E-02	4.68269E-02	787.25	781.55	687.3
			T <sub>outN</sub>	NN_T <sub>inH</sub> _T <sub>outN</sub>	1.49685E-02	3.96633E-02	782.35	776.95	684.13
			T <sub>outL</sub>	NN_T <sub>inH</sub> _T <sub>outL</sub>	1.12816E-02	2.98622E-02	774.55	769.45	679.07
		T <sub>inN</sub>	T <sub>outH</sub>	NN_T <sub>inN</sub> _T <sub>outH</sub>	1.91619E-02	5.13558E-02	789.65	783.75	687.59
			T <sub>outN</sub>	NN_T <sub>inN</sub> _T <sub>outN</sub>	1.76944E-02	4.74137E-02	787.05	781.35	686.14
			T <sub>outL</sub>	NN_T <sub>inN</sub> _T <sub>outL</sub>	1.23238E-02	3.29129E-02	777.05	771.65	679.38
		T <sub>inL</sub>	T <sub>outH</sub>	NN_T <sub>inL</sub> _T <sub>outH</sub>	2.04414E-02	5.53553E-02	791.65	785.45	687.65
			T <sub>outN</sub>	NN_T <sub>inL</sub> _T <sub>outN</sub>	1.67214E-02	4.51699E-02	785.75	779.75	683.71
			T <sub>outL</sub>	NN_T <sub>inL</sub> _T <sub>outL</sub>	1.34798E-02	3.63603E-02	779.45	773.75	679.63

표 3.4-3 일차열전달계통 펌프 1개 고착 사건의 민감도 분석 결과

EOEC	NH_T <sub>inH</sub> _T <sub>outH</sub>	1	2	3	4	5	Cases	Na Temp(°C)	Clad Temp(°C)	
		Least	Least	Least	Least	Least	1L_2L_3L_4L_5L	1071.5	1075.8	
					Most	Least	1L_2L_3L_4L_5M	1071.5	1075.8	
					Least	Least	1L_2L_3L_4M_5L	1070.5	1074.8	
				Most	Most	1L_2L_3L_4M_5M	1070.5	1074.8		
				Least	Least	1L_2L_3M_4L_5L	1068.2	1072.6		
				Most	Most	1L_2L_3M_4L_5M	1068.2	1072.6		
			Most	Least	Least	1L_2L_3M_4M_5L	1067.2	1071.7		
				Most	Most	1L_2L_3M_4M_5M	1067.2	1071.7		
				Least	Least	1L_2M_3L_4L_5L	1068.7	1073.2		
				Most	Most	1L_2M_3L_4L_5M	1068.7	1073.2		
				Least	Least	1L_2M_3L_4M_5L	1067.8	1072.2		
				Most	Most	1L_2M_3L_4M_5M	1067.8	1072.2		
			Most	Least	Least	1L_2M_3M_4L_5L	1065.7	1070.2		
				Most	Most	1L_2M_3M_4L_5M	1065.7	1070.2		
				Least	Least	1L_2M_3M_4M_5L	1064.8	1069.3		
				Most	Most	1L_2M_3M_4M_5M	1064.8	1069.3		
				Least	Least	1M_2L_3L_4L_5L	1069.4	1073.8		
				Most	Most	1M_2L_3L_4L_5M	1069.4	1073.8		
		Most	Least	Least	Least	Least	Least	1M_2L_3L_4M_5L	1068.4	1072.8
						Most	Least	1M_2L_3L_4M_5M	1068.4	1072.8
						Least	Least	1M_2L_3M_4L_5L	1066.3	1070.8
				Most	Most	1M_2L_3M_4L_5M	1066.3	1070.8		
				Least	Least	1M_2L_3M_4M_5L	1065.4	1069.9		
				Most	Most	1M_2L_3M_4M_5M	1065.4	1069.9		
			Most	Least	Least	Least	Least	1M_2M_3L_4L_5L	1066.8	1071.3
						Most	Least	1M_2M_3L_4L_5M	1066.8	1071.3
						Least	Least	1M_2M_3L_4M_5L	1065.9	1070.4
				Most	Most	1M_2M_3L_4M_5M	1065.9	1070.4		
				Least	Least	1M_2M_3M_4L_5L	1063.9	1068.4		
				Most	Most	1M_2M_3M_4L_5M	1063.9	1068.4		
			Most	Least	Least	Least	Least	1M_2M_3M_4M_5L	1063	1067.6
						Most	Least	1M_2M_3M_4M_5M	1063	1067.6
						Least	Least	1M_2M_3M_4M_5L	1063	1067.6
				Most	Most	1M_2M_3M_4M_5M	1063	1067.6		
				Least	Least	1M_2M_3M_4M_5L	1063	1067.6		
				Most	Most	1M_2M_3M_4M_5M	1063	1067.6		

(3) 안전 해석 결과

노심유량상실 사건들은 노심으로 유입되는 유량의 감소로 소듐 냉각재 온도 상승을 야기하는 사건들이며, 사건들의 경위 및 계통의 운전은 유사하게 나타난다. 그림 3.7-3.12는 노심유

량상실 사전들 중에서 일차열전달계통 펌프 1개의 고착 사건에 대한 주요 변수들의 동적인 거동을 나타낸다. 표 3.5는 노심유량상실 사건들의 과도상태에 대한 주요 경위 시간 및 결과를 요약한 것이다. 0.0초에 일차열전달계통 펌프 1개의 고착 사건이 발생하면 그림 3.8과 그림 3.9에서 보이는 바와 같이 노심 냉각재 유량이 급격히 감소하여 노심 출구온도가 증가한다. 노심 냉각재 유량의 급격한 감소로 0.03초에 '고 출력유량비' 원자로 정지 설정치에 도달하여, 0.83초에 원자로 정지신호가 발생된다. 원자로 정지신호 발생과 동시에 소외전원상실에 의해 정상 작동중인 일차열전달계통 펌프 1개가 정지하여 관성서행을 시작한다(그림 3.8). 그리고 중간열전달계통의 펌프와 급수밸브가 격리됨에 따라 증기발생기를 통한 열제거 기능을 상실하게 되어, 열제거는 잔열제거계통을 통해서만 이루어진다(그림 3.10). 노심 냉각재 유량의 급격한 감소로 인해 노심 출구온도가 급격히 상승한다. 노심 출구온도가 상승함에 따라 40.29초에 '고 개별핵연료집합체출구온도' 설정치에 도달하여 잔열제거계통이 작동하기 시작하고, 4,805초에 잔열제거계통에 의한 열제거량이 노심 붕괴열을 초과하게 되어(그림 3.10), 노심 출구온도가 지속적으로 감소한다(그림 3.9). 그림 3.11과 그림 3.12에서 보는 바와 같이 소듐 냉각재 최고 온도, 핵연료피복재 최고 온도는 각각 798.6℃, 802.9℃로 안전허용기준을 만족한다.

표 3.5 노심유량상실 사건들의 과도상태에 대한 주요 경위 시간 및 결과

사건 경위	사건 번호 <sup>1</sup>		
	1	2	3
사건발생 [sec]	0.0	0.0	0.0
원자로 정지 설정치 도달 <sup>2</sup> [sec]	1.21 (고 출력유량비)	0.025 (고 출력유량비)	0.03 (고 출력유량비)
제어봉집합체 삽입 시작 [sec]	2.56	1.37	1.38
잔열제거계통 작동 시작 [sec]	2838	31.18	40.29
잔열제거계통의 제열용량이 노심의 잔열을 초과 [sec]	4106	4627	4805
<b>안전 허용 기준 인자</b>			
누적손상분율 [-]	1.38e-4	-	-
냉각재 최대 온도 [°C]	-	817.35	798.6
피복재 최대 온도 [°C]	-	820.35	802.9

<sup>1</sup>표3.4의 사건 번호

<sup>2</sup>괄호안의 변수는 원자로보호계통(RPS)의 작동된 변수

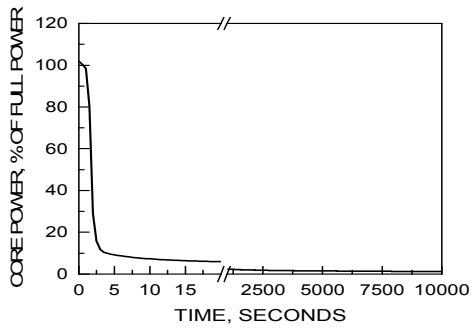


그림 3.7 노심유량상실: 노심 출력 변화

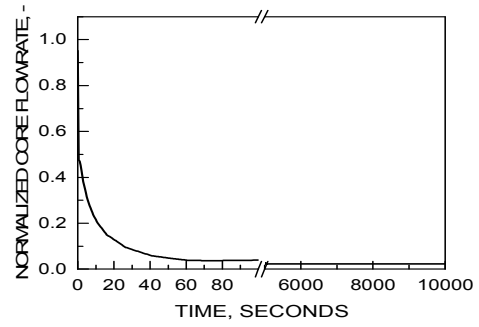


그림 3.8 노심유량상실: 노심 냉각재 유량 변화

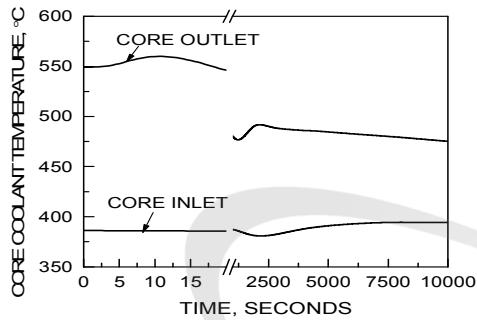


그림 3.9 노심유량상실: 노심 냉각재 온도 변화

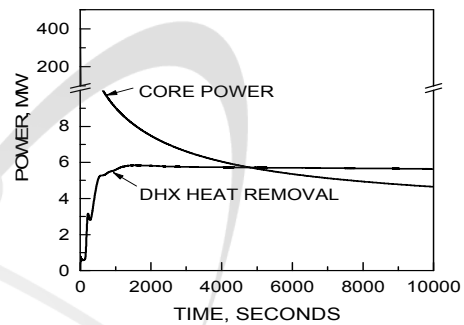


그림 3.10 노심유량상실: 열제거량 변화

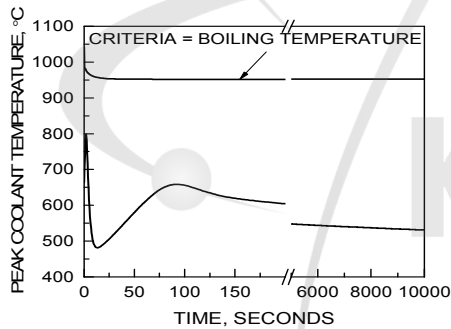


그림 3.11 노심유량상실: 소동 냉각재 최고 온도

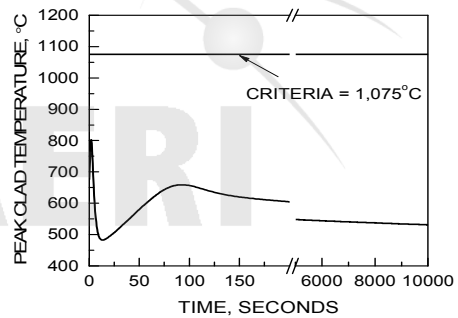


그림 3.12 노심유량상실: 핵연료피복재 최고 온도

## 다. 열제거원상실

### (1) 사건 개요 및 분류

SFR 원형로는 정상 운전 중, 원자로의 노심에서 발생하는 열은 중간열전달계통과 증기발생기와 물/증기를 공급하는 동력변환계통을 통하여 터빈으로 전달된다. SFR 원형로에서 고려하는 설계기준사고 중, 열제거원상실(Loss of Heat Sink, LOHS) 사건들은 중간열전달계통과 증기발생기 및 동력변환계통에서 기기의 기능 상실로 인하여 정상적으로 열제거 기능을 수행하지 못하기 때문에 발생하는 사건들을 나타낸다.



중간열전달계통과 증기발생기 및 동력변환계통에서 기기의 기능 상실로 인하여, 열제거원상실 사건들이 발생하게 되면 정상 출력 운전인 경우와 비교하여 중간열전달계통 냉각재의 온도가 증가하기 때문에 일차열전달계통 냉각재의 열을 정상적으로 제거할 수 없다. 따라서 일차열전달계통 펌프를 통하여 노심으로 유입되는 냉각재의 온도가 증가하게 된다. 사건 발생 초기에 노심 냉각재 온도가 증가하면 음(-)의 도플러 반응도계수를 갖는 핵연료 특성에 따라 노심 출력이 감소한다. 사건이 진행됨에 따라 노심 입구로 유입되는 냉각재의 온도가 점점 증가하여 원자로보호변수인 '노심입구온도'가 원자로정지 설정치에 도달하여 원자로정지신호가 발생된다. 이후 제어봉이 삽입됨에 따라 원자로는 정지하게 되고 잔열제거계통에 의한 총 열제거량이 노심에서 발생하는 잔열을 초과하면서 일차열전달계통 냉각재의 온도 및 압력이 안정화된다.

SFR 원형로에서 열제거원상실 사건들 중에, 중간열전달계통의 열제거 기능이 상실되어 발생하는 사건은 의사 정지신호에 의한 중간열전달계통 펌프의 정지 사건, 소듐-물 반응압력완화계통의 부적절한 작동 사건이다. 증기발생기의 열제거 기능이 상실되어 발생하는 사건은 증기발생기에서 전열관의 파손으로 인하여 발생하는 증기발생기 전열관에서 소형 누설 사건, 증기발생기 1개 전열관 양단파단 사건, 증기발생기 전열관에서 대형 누설 사건이 있다. 증기발생기 전열관 손상에 의한 소듐-물 반응 사건들에 관한 내용은 1절 2.소듐-물 반응에 상세히 기술되어 있다. 동력변환계통의 열제거 기능 상실이 상실되어 발생하는 사건은 의사 정지신호에 의한 급수 펌프의 관성운전 사건, 급수 펌프 1대 고착 사건, 터빈 정지 사건, 2시간 이하의 소외전원상실 사건, 2시간 이상 72시간 이하의 소외전원상실 사건으로 구성된다. 이들 초기 사건들은 사건의 발생빈도와 영향 및 결과에 따라 예상운전과도(AOO), 설계기준사고 등급-1(DBA Class-1), 설계기준사고 등급-2(DBA Class-2)로 분류된다. 각 사건별 안전해석허용기준은 발생하는 예상운전과도 사건의 누적손상분율 값은 0.05 이하이고 설계기준사고 등급-1은 각 사건별 누적손상분율 값이 0.05 이하 이다. 설계기준사고 등급-2는 노심 냉각재의 온도가 비등온도 이하이고, 핵연료 피복재의 내벽 첨두 온도는 1,075 °C 이하, 핵연료중심에서 첨두 온도는 1,275 °C 이하 이다. 표 3.6은 열제거원상실 사고의 초기 사건 분류를 나타낸다.

표 3.6 열제거원상실 사고의 초기 사건 분류

초기 사건	사건 분류
의사정지 신호에 의한 중간열전달계통 펌프의 정지	예상운전과도
소듐-물반응압력완화계통의 부적절한 작동	설계기준사고 등급-1
의사 정지신호에 의한 급수 펌프의 관성운전	예상운전과도
2시간 이하의 소외전원상실	설계기준사고 등급-1
2시간 이상 72시간 이하의 소외전원상실	설계기준사고 등급-1
급수 펌프 1대 고착	설계기준사고 등급-2

## (2) 초기 조건 및 가정

100% 정상 출력 운전이외에 노심 출력의 예측기 오차에 관한 불확실도를 고려하여, 102% 노심 출력 조건을 포함하여 민감도 분석을 수행하였다. 핵연료 피복재 건전성을 확인하기 위하여, 누적손상분율(CDF, Cumulative Damage Fraction) 값을 적용하되, 누적손상분율 값이 가장 높은 집합체에 대하여 고온수로계수(HCF, Hot Channel Factor)를 적용한다. 설계 기준사고에서 노심에 대한 반응도 궤환 효과는 보수적인 관점에서 도플러 계수와 소듐 냉각재 밀도 계수, 노심의 축방향 팽창 계수, 노심의 반경방향 팽창 계수, 제어봉구동 라인 및 원자로 용기 팽창 계수를 고려하였고 이들 변수들의 조합을 통하여 가장 보수적인 초기조건을 결정하였다. 노심에서 발생하는 붕괴열의 경우, 소듐냉각고속로의 운전경험이 경수로와 비교하여 부족하고 실측데이터 확보가 어렵기 때문에, 현 단계에서는 ANS 표준 붕괴열을 적용하였다. 열 제거원 상실이 발생하는 기기들에 관한 민감도 분석을 통하여, 안전해석 허용기준인 누적손상분율과 노심 냉각재, 핵연료 피복관 및 핵연료 중심에서 침투 온도 관점에서 가장 보수적인 안전해석 결과를 제공하는 초기조건을 결정하여 과도해석에 적용하였다. 안전계통인 잔열제거계통은 단일고장을 가정하여, 능동잔열제거계통 1대는 고장으로 가정하고 추가적으로 피동잔열제거계통 1대는 유지보수 중인 상태로 가정한다. 원자로 정지시 일차열전달계통 펌프가 정지될 경우에 노심으로 유입되는 냉각재 유량이 감소하여 누적손상분율 값과 노심 냉각재 및 핵연료 피복재의 온도가 더욱 증가하므로 원자로정지 신호와 동시에 소외전원이 상실되는 것으로 가정한다.

## (3) 민감도 분석

보수적인 안전해석을 위한 초기조건을 결정하기 위하여 운전제한조건(LCO, Limiting Condition of Operating) 변수들에 관한 민감도 분석을 수행하였다. 운전제한조건 변수는 플랜트의 정상적인 운전 범위를 제한하기 위한 운전 영역을 나타내며, 플랜트 수명기간 동안 운전 중, 이 영역 내에서는 이들 변수들은 다양한 원인에 의하여 그 값의 변화가 발생할 수 있기 때문에 사고해석에서는 가장 보수적인 사고 초기조건을 선정하기 위하여 운전제한조건 변수들에 관한 민감도 분석을 수행한다. 선정된 운전제한조건 변수로는 노심 출력, 노심입구온도, 노심출구온도 이다. 열제거원상실 사건들의 민감도 분석 결과에 의하면, 102% 노심 출력, 노심입구온도는 100% 출력시 온도보다 4도 낮고, 노심출구온도는 100% 출력시 온도보다 4도 높은 조건에서 각 사건별 안전해석허용기준 관점에서 가장 보수적인 결과를 나타냈다. 운전제한조건 변수에 관한 민감도 분석 결과를 기초로, 사건 발생시 반응도 궤환에 의한 영향 및 결과를 평가하기 위한 민감도 분석을 수행하였다. 분석에 사용된 반응도 궤환 변수로는 핵연료 도플러 계수, 냉각재 밀도 계수, 노심 축방향 팽창 계수, 노심 반경방향 팽창 계수, 제어봉 구동라인 및 원자로용기 팽창 계수이다. 반응도 궤환에 관한 민감도 분석 결과에 의하면, 열제거원상실 사건들의 경우 노심입구온도가 증가할수록 보수적인 결과를 나타내는 경향을 갖

고 있기 때문에, 각 반응도 궤환 변수들은 음(-)의 반응도 값이 가장 작게 삽입될 경우에 가장 보수적인 결과를 나타내는 것으로 계산되었다. 표 3.7은 의사 정지신호에 의한 급수 펌프 1대 고착 사건의 반응도 궤환 민감도 분석 결과를 나타낸다.

표 3.7 의사 정지신호에 의한 급수펌프 1대 고착 사건의 반응도 궤환 민감도 평가

		1	2	3	4	5	Cases	CDF (26)	CDF (36)	Na Temp(°C)	Clad Temp(°C)				
EOEC	NH <sub>2</sub> InLT <sub>out</sub> H	Least	Least	Least	Least	Least	1L_2L_3L_4L_5L	0.000969994	0.00519392	671.24	678.44				
					Most	Most	1L_2L_3L_4L_5M	0.000955306	0.00511763	670.91	678.17				
				Most	Least	Least	Least	1L_2L_3L_4M_5L	0.000938825	0.005031	670.54	677.86			
						Most	Most	1L_2L_3L_4M_5M	0.000928895	0.00497951	670.47	677.82			
				Most	Least	Least	Least	Least	1L_2L_3M_4L_5L	0.000928494	0.00497681	670.4	677.76		
							Most	Most	1L_2L_3M_4L_5M	0.000919946	0.00493252	670.38	677.76		
						Most	Least	Least	Least	1L_2L_3M_4M_5L	0.000908743	0.00487368	670.36	677.76	
								Most	Most	1L_2L_3M_4M_5M	0.000902602	0.0048419	670.36	677.76	
						Most	Least	Least	Least	Least	1L_2M_3L_4L_5L	0.000943824	0.00505709	670.61	677.91
									Most	Most	1L_2M_3L_4L_5M	0.000932757	0.0049997	670.51	677.85
					Most			Least	Least	Least	1L_2M_3L_4M_5L	0.00091923	0.00492864	670.36	677.76
							Most		Most	1L_2M_3L_4M_5M	0.000911569	0.00488894	670.36	677.76	
			Most				Least	Least	Least	1L_2M_3M_4L_5L	0.000910704	0.00488392	670.36	677.76	
					Most			Most	1L_2M_3M_4L_5M	0.000904079	0.00484963	670.36	677.76		
					Least	Least		1L_2M_3M_4M_5L	0.000894583	0.00479978	670.36	677.76			
			Most		Least	Least	Least	Least	Least	1M_2L_3L_4L_5L	0.000930538	0.00498755	670.42	677.78	
				Most				Most	1M_2L_3L_4L_5M	0.000921547	0.00494095	670.39	677.76		
				Most			Least	Least	Least	1M_2L_3L_4M_5L	0.000909862	0.0048796	670.36	677.76	
								Most	Most	1M_2L_3L_4M_5M	0.000903484	0.00484656	670.36	677.76	
				Most			Least	Least	Least	Least	1M_2L_3M_4L_5L	0.000902466	0.00484081	670.36	677.76
									Most	Most	1M_2L_3M_4L_5M	0.00089688	0.00481191	670.36	677.76
						Most		Least	Least	Least	1M_2L_3M_4M_5L	0.000888444	0.00476765	670.36	677.76
							Most		Most	1M_2L_3M_4M_5M	0.000884309	0.00474626	670.36	677.76	
							Most	Least	Least	Least	Least	1M_2M_3L_4L_5L	0.000911991	0.00489071	670.36
		Most				Most				1M_2M_3L_4L_5M	0.000911991	0.00489071	670.36	677.76	
		Most		Least		Least			Least	1M_2M_3L_4M_5L	0.000895216	0.00480316	670.36	677.76	
						Most		Most	1M_2M_3L_4M_5M	0.000890203	0.00477722	670.36	677.76		
				Most	Least	Least		Least	Least	1M_2M_3M_4L_5L	0.000888957	0.00477033	670.36	677.76	
		Most						Most	1M_2M_3M_4L_5M	0.000884596	0.00474777	670.36	677.76		
		Most				Least	Least	Least	1M_2M_3M_4M_5L	0.000877293	0.00470948	670.36	677.76		
					Most		Most	1M_2M_3M_4M_5M	0.000874007	0.00469251	670.36	677.76			

#### (4) 사고해석 결과

SFR 원형로 열제거원상실 사건들은 중간열전달계통 및 동력변환계통 기기의 기능 상실로 인하여 노심에서 발생한 열이 정상적으로 제거되지 않기 때문에 원자로보호변수인 노심입구온도에 의하여 원자로정지 신호가 발생되고 원자로는 정지된다. 따라서 각 사건별 초기 조건은 다르지만, 원자로보호변수 및 사고 이후에 발생하는 계통 내부에 동적 거동은 유사하다.

그림 3.13-3.23은 열제거원상실 사건들 중, 설계기준사고 등급-2로 분류되어 있는 급수 펌프 1대 고착 사건의 안전해석 결과를 나타낸다. 그림 3.13은 시간에 따른 노심 출력 변화를 나타낸다. 128.78 초에 원자로보호변수인 노심입구온도가 설정치에 도달하고 제어봉이 낙하하여 출력이 감소하는 것을 나타낸다. 그림 3.14는 노심에서 냉각재의 유량 변화를 나타낸다. 원자로보호변수의 발생과 동시에 소외전원상실이 가정되므로, 일차열전달계통 펌프가 정지되어 노심에서 냉각재 유량이 감소하는 것을 나타낸다. 그림 3.15는 일차열전달계통 상부 커버그스에서 압력 변화를 나타낸다. 시간에 따른 압력변화가 크게 발생하지 않는 것을 나타낸다. 그림 3.16은 시간에 따른 중간열전달계통 저온관에서 냉각재의 온도 변화를 나타낸다. 급수 펌프가 고착되어 정지됨에 따라, 증기발생기 쉘측 냉각재에 열이 전열관으로 전달되지 못하게 됨에 따라 증기발생기 쉘측 출구에 냉각재의 온도가 사건 초기에 증가하는 것을 나타낸다. 그림 3.17은 시간에 따른 반응도의 변화를 나타낸다. 그림 3.18은 노심 입구 및 출구에서 냉각재의 온도 변화를 나타낸다. 사건 초기 그림 3.16에서 중간열교환기 전열관 내부에 냉각재의 온도

가 증가함에 따라, 노심에서 발생된 열이 중간열전달계통으로 전달되지 못함에 따라, 노심입구에서 냉각재 온도가 증가하는 것을 나타낸다. 그림 3.19는 급수 펌프의 유량 변화를 나타낸다. 사건이 발생한 급수 펌프와 건전한 측의 급수 펌프의 유량을 나타낸다. 그림 3.20은 시간에 따른 잔열제거계통에 의한 열제거량의 변화를 나타낸다. 원자로가 정지된 이후, 4069.0초에 잔열제거계통에 의한 열제거량이 노심에서 발생하는 잔열을 초과함으로써 시간에 경과함에 따라 원자로는 냉각되고 있는 것을 나타낸다. 그림 3.21-3.23은 설계기준사고 등급-2 사건의 안전해석허용 기준인 노심 냉각재, 핵연료 피복관 및 핵연료 중심에서 침투 온도값들의 변화를 나타낸다. 계산 결과에 의하면, 안전해석허용기준과 비교하여 상당한 여유도가 있다. 표 3.8은 열제거원상실 사건들의 해석 결과를 나타낸다.



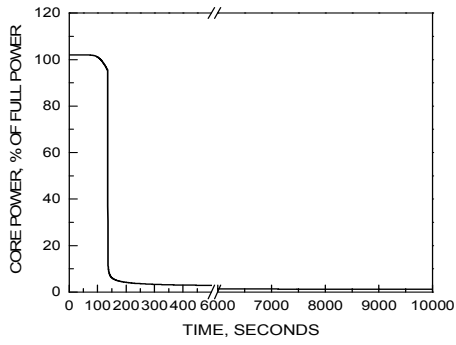


그림 3.13 열제거원상실: 시간에 따른 출력 변화

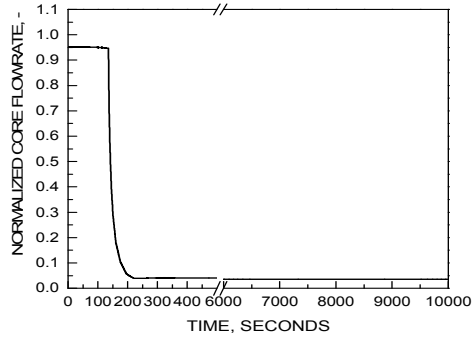


그림 3.14 열제거원상실: 노심 유량 변화

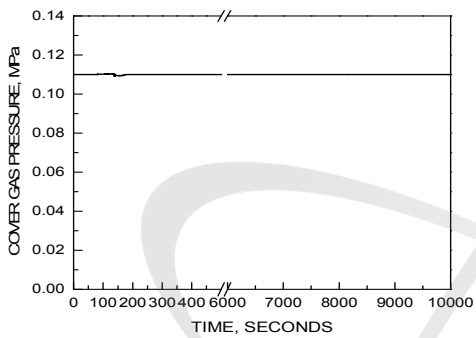


그림 3.15 열제거원상실: 일차열전달계통 커버가스 압력 변화

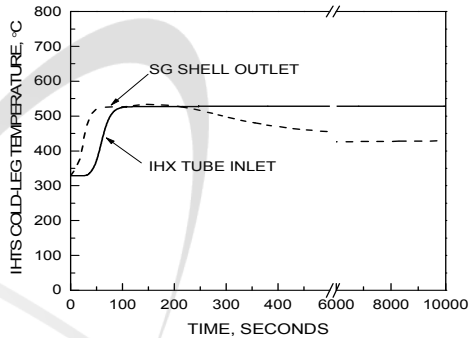


그림 3.16 열제거원상실: 중간열전달계통 저온관에서 냉각재 온도 변화

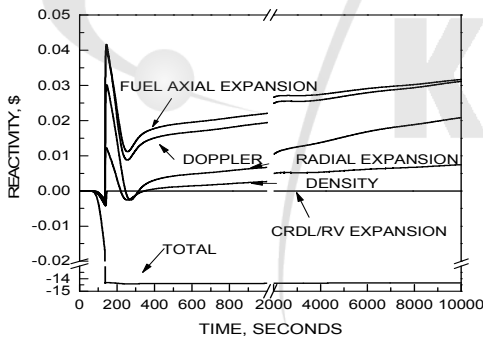


그림 3.17 열제거원상실: 반응도 변화

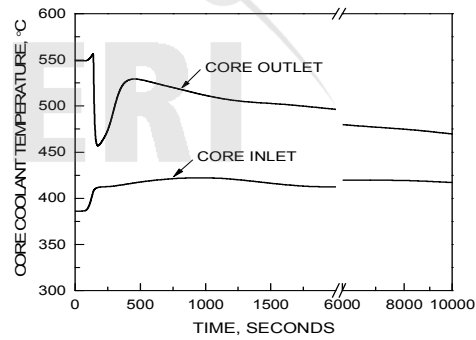


그림 3.18 열제거원상실: 노심 냉각재 온도 변화

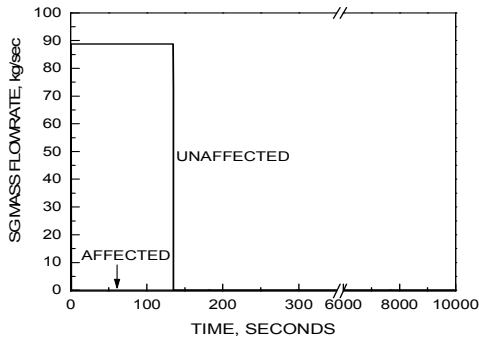


그림 3.19 열제거원상실: 급수 유량 변화

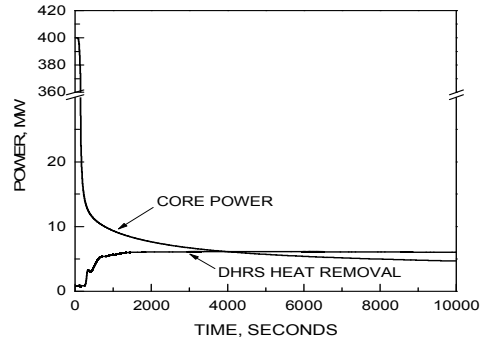


그림 3.20 열제거원상실: 잔열제거계통 열 제거량

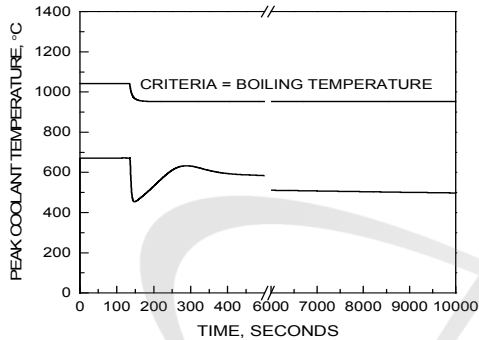


그림 3.21 열제거원상실: 냉각재 온도

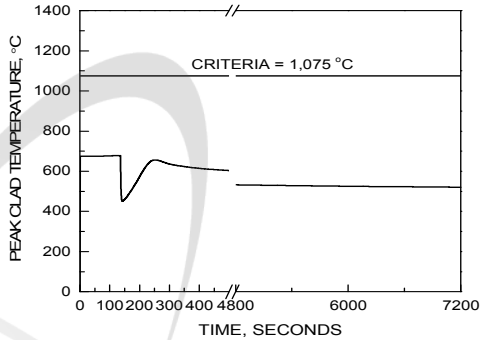


그림 3.22 열제거원상실: 피복관 첨두온도

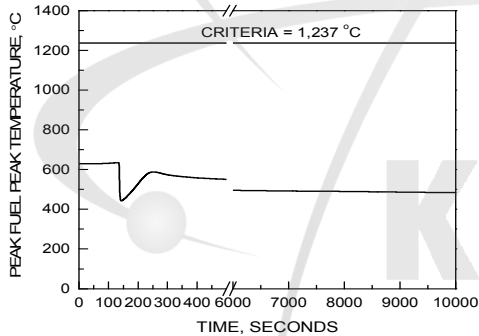


그림 3.23 열제거원상실: 핵연료 온도

표 3.8 열제거원상실 사건의 해석 결과

초기 사건	RPS 변수	RPS 발생시간
의사정지 신호에 의한 중간열전달계통 펌프의 정지	노심입구온도	71.98 초
소듐-물반응압력완화계통의 부적절한 작동	노심입구온도	69.86 초
의사 정지신호에 의한 급수 펌프의 관성운전	노심입구온도	144.82 초
2시간 이하의 소외전원상실	사건의 영향 및 결과는 의사 정지신호에 의한 급수 펌프의 관성운전 사건에 의하여 제한됨	
2시간 이상 72시간 이하의 소외전원상실	사건의 영향 및 결과는 발전소 정전 사건에 의하여 제한됨	
급수 펌프 1대 고착	노심입구온도	134.78 초

## 라. 노심 국부손상

### (1) 설계기준 고장 및 정상 조건 하에서의 핵연료봉 파손

설계기준 고장 및 정상 운전 조건에서 핵연료봉이 파손되는 사고는 제조 시 확인되지 않은 피복재 결함에 의해 발생할 수 있다. SFR 원형로의 경우, 예상운전과도사건에 대해 모든 사건들의 누적손상분율의 총 합이 0.05 이하가 되도록 설계하고, 설계기준사고에서는 각 사건 당 누적손상분율을 0.05 이하로 설계되기 때문에 때문에, 피복재 손상 발생 가능성이 극히 낮다.

따라서 설계기준 고장 및 정상 운전 조건에서 핵연료봉이 파손되는 사고는 제조상의 손상에 의해서만 가능하다. SFR 원형로에서 피복재 결함으로 정상 운전조건에서 소수(3개 이하)의 핵연료봉이 파손될 경우, 일차불활성가스공정계통 및 일차소듐정화계통에서는 방출된 핵분열생성물들의 제거 및 정화가 가능하도록 설계되어 원자로는 정상적인 운전상태의 유지가 가능하다[참고문헌 7-8]. 금속핵연료봉 파손 실험인 RBCB(Run Beyond Cladding Breach)에 따르면, 파손 핵연료봉에서 방출된 핵분열생성물들은 소듐과 어떠한 반응도 일으키지 않았고, 파손 부위도 확대 또는 전파되지 않았다[참고문헌 9-11].

### (2) 농축도 오류 사고

SFR 원형로에서 발생 가능한 핵연료 농축 오류 사고는 농축도 오류에 의해 과농축된 연료봉이 노심에 장전되어 출력변화에 영향을 주는 사고로 핵연료 슬러그를 합금하는 제조과정에서 발생할 수 있다. 하지만 핵연료봉이 노심에 장전되기 전에 농축도 공차 0.2wt.%로 철저한 품질검사를 실시함으로써 실제 발생가능성이 매우 낮다. 평형주기 노심의 경우, 단일농축도의 핵연료를 사용하기 때문에 과농축되는 한계가 농축도 제조 공차 범위 내에 분포하게 된다. 따라서, 이와 같은 사고가 소수의 핵연료봉에서 발생된다 할지라도 전체 출력대비 핵연료봉 출력이 매우 적기 때문에 노심출력분포에 주는 영향은 아주 미미하다. 초기 노심의 경우, 3가지 농축도의 핵연료를 사용하지만, 오장전사고가 원천적으로 배제되고 농축도 공차 0.2wt.%로 철저한 품질검사를 실시하기 때문에 소량의 과농축된 핵연료봉이 노심에 장전되어도 노심성능에는 전혀 문제가 없을 것으로 판단된다. 그럼에도 불구하고 핵연료 과농축에 의해 핵연료봉이 파손된다면, 파손된 핵연료봉을 통하여 불활성기체와 방사성물질이 일차열전달계통 소듐에 용해된다. 이 후, 불활성기체는 커버그스 영역으로 이송되어 일차불활성가스공정계통에 의해서 제거되고, 세슘, 바륨, 기타 핵분열생성물 및 악티늄원소들은 일차소듐정화계통에 의해서 정화되어 원자로는 안전한 상태를 유지하게 된다. 만약 다수의 핵연료봉이 파손된다면, 손상연료(결함핵연료)검출계통이 이를 계측하여 수동으로 원자료를 안전하게 정지시킬 수 있다.

### (3) 오장전사고

핵연료 집합체 오장전 사고는 핵연료 장전 장치의 고장 등에 의해 발생한다. 핵연료 집합체

오장전 사고가 발생하면 노심 배열이 바뀌면서 출력이 변동하게 된다. 출력 변동에 의해 핵연료 온도가 국부적으로 상승하게 되며, 핵연료봉이 국부적으로 손상되면 손상된 부위를 통해 방사성 물질이 방출된다. 따라서 이 사고는 사고 발생과 동시에 보호조치가 취해져야 하며, 방사성 물질 방출 제한을 보장해야 한다. SFR 원형로는 방출 핵연료집합체의 재사용과 셔플링을 허용하지 않도록 특정설계를 확정하여, 핵연료집합체마다 각기 다른 집합체 구분자 사용이 가능하도록 설계가 변경되었다. 현재 SFR 원형로 핵연료집합체 상세도면이 생산되지 않은 관계로, 유사한 구조를 가지고 있는 PRISM 집합체 형상을 그림 3.24에 나타내었다[참고문헌 12]. 그림 3.24에서 집합체 구분자의 위치를 확인할 수 있다.

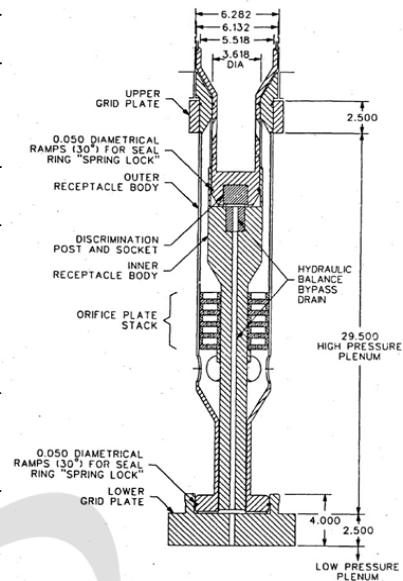


그림 3.24 PRISM 집합체 구분자

SFR 원형로 핵연료집합체는 단면이 육각형인 덕트와 상하부의 입출구 노즐, 상하부 노즐 사이에 핵연료봉 다발, 차폐체, 반사체를 배열한 구조를 가지며, 입구 노즐은 하부의 리셉터클에 핵연료집합체가 삽입되었을 때 핵연료집합체를 지지할 수 있도록 설계되어 있다. 입구 노즐에는 다수의 구멍이 존재하여 일부 막힘이 발생하더라도 냉각재 유입이 가능하고 핵연료집합체에 수력적 누름력이 작용하도록 설계되어 있다. 특히, 입구 노즐에는 핵연료집합체가 노심 내 정해진 위치에 장전될 수 있도록 각기 다른 구분자가 있다. 따라서 재장전기간 동안에 핵연료집합체를 오장전하는 사고는 SFR 원형로 설계에서 원천적으로 배제 가능하다. 재장전기간 동안 재장전 절차상 발생 가능한 오류는 검사 및 QA 절차를 철저히 이행하고, 시운전 절차의 적절한 개발을 통해 사전에 방지할 수 있다.

#### 마. 방사성물질 방출

##### (1) IHTS 배관에서 소듐 누설

IHTS 배관에서 소듐 누설 사건은, 주로 배관의 제조상 결함이나 부적절한 용접 부위에서 구멍을 형성하는 부식 또는 정상운전 중 진동으로 인한 피로 균열 등으로 발생된다. IHTS 배관에서 소듐 누설 사건이 발생하면, 중간열전달계통 배관 내부에 소듐 냉각재가 외부로 누설되기 때문에, 사고 중간열교환기의 전열관에서 열제거 기능을 완전 상실하게 된다. 따라서 사고 중간열교환기 헬릭스 출구의 소듐 냉각재의 온도는 증가하고 노심으로 유입되는 냉각재 온도는 증가하여 노심입구온도 원자로보호변수가 원자로정지 설정치에 도달하여 자동으로 원자로 정지신호가 발생한다. 원자로정지신호에 의하여 원자로가 정지되고 노심에서 발생하는 잔열은 잔열제거계통에 의하여 제거된다. IHTS 배관에서 소듐 누설 사건 발생 시 주요 핵증기공급계



통 변수의 동적 거동은 그림 3.25-3.27에 나타나 있다. IHTS 배관에서 소듐 누설 사건이 발생되어 중간열전달계통에 의한 열제거가 감소되면 노심입구의 소듐 냉각재 온도가 증가한다. 사건 발생 후 6.1초에 노심입구온도에 의한 원자로정지신호가 발생하였고, 동시에 소외전원상실을 가정하여 일차열전달계통 및 중간열전달계통 펌프와 급수 펌프가 정지한다. 6.6초에 제어봉 삽입이 시작하였고, 누적손상분율( $3\sigma$ ) 값은 최대치인  $4.712e-4$ 에 도달하였다. 잔열제거계통은 26.1 초에 입구 댐퍼가 개방되어 노심에서 발생하는 잔열 제거를 시작하였고 이후 자연대류 유량이 안정화되면서 약 4000 초에 총 열제거량이 노심에서 발생하는 잔열을 초과하면서 일차열전달계통의 온도 및 압력이 안정화되었다. IHTS 배관 누설 사건시, 노심 냉각재, 핵연료피복관 및 공칭 조건에서 핵연료 중심 온도의 최대값이 각각 허용기준보다 매우 낮고 누적손상분율이 0.05 보다 낮게 유지되므로 핵연료피복관의 건전성이 보장된다.

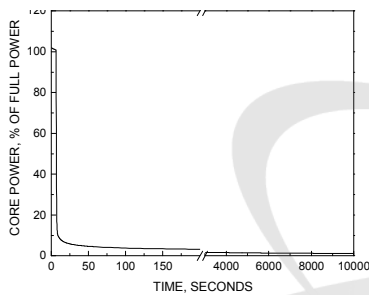


그림 3.25 IHTS 배관에서 소듐 누설: 노심 출력

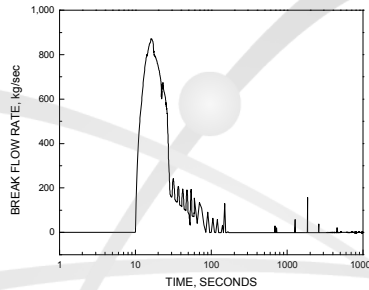


그림 3.26 IHTS 배관에서 소듐 누설: 파단 유량

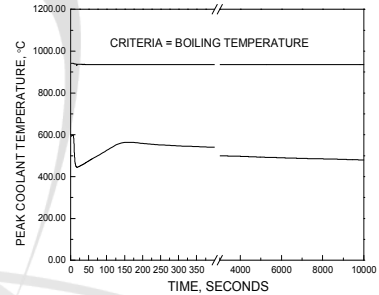


그림 3.27 IHTS 배관에서 소듐 누설: 냉각재 온도

## (2) DHRS 배관에서 소듐 누설

DHRS 배관에서 소듐 누설 사건은 주로 배관의 제조상 결함이나 부적절한 용접 부위에서 구멍을 형성하는 부식 또는 정상운전 중 진동으로 인한 피로 균열 등으로 발생된다. 사건이 발생하면, 잔열제거계통 배관 내부에 소듐 냉각재가 외부로 누설되기 때문에 잔열제거계통의 전열관에서 열제거 기능을 완전 상실한다. DHRS 배관 파단이 발생하더라도 소듐 누설량이 미비하여 냉각재 재고량에 급격한 변화를 주지 않아 원자로보호변수의 트립 설정치에 도달하지 않으며, 원자로 정지가 발생하지 않는다.

DHRS 배관에서 소듐 누설 사건시 잔열제거계통 배관 내부의 냉각재가 누설 부위를 통하여 외부로 방출되는 일련의 거동을 모의하기 위하여 배관에서 양단 파단을 가정한다. 잔열제거계통의 배관에서 구조 건전성에 관한 평가를 통하여 누설 부위를 선정하였다. 방출하는 소듐 냉각재의 거동을 모의하기 위하여 누설 위치에 밸브를 연결하여 양단 파단에 의한 현상을 모델링하고 사건 초기에 밸브를 완전 개방함으로써 사건이 시작하는 것으로 설정하였다.

원자로정지시 일차열전달계통 펌프가 정지될 경우 노심으로 유입되는 냉각재 유량이 감소하여 노심 냉각재 및 핵연료 피복관 온도가 더욱 증가하므로 원자로정지 신호와 동시에 소외전

원이 상실되는 것으로 가정한다. 단일고장은 능동잔열제거계통 1개를 가정하였고, 피동잔열제거계통 1개는 유지보수로 가정한다. 그리고 원자로정지시 가장 큰 반응도가를 갖는 하나의 제어봉집합체가 고착되어 작동하지 않는 것으로 가정한다. DHRS 배관에서 소듐 누설 사건 발생 시 주요 핵증기공급계통 변수의 동적 거동은 그림 3.28-3.30에 나타나 있다. DHRS 배관에서 소듐 누설 사건이 발생되어도 중간열전달계통에 의한 열제거 및 노심입구의 소듐 냉각재 온도가 변화가 없다. 사건 발생 후 동시에 소외전원상실을 가정하여 일차열전달계통 및 중간열전달계통 펌프와 급수 펌프가 정지한다. DHRS 배관 내의 소듐은 사건 발생 35초 후에 대부분의 소듐이 누설된다. DHRS 배관 파단에 따른 소듐누설은 PHTS에 미치는 영향이 미미하다. 운전원 조치에 의하여 원자로를 수동으로 정지시키면 원자로는 안전하게 정지하게 된다.

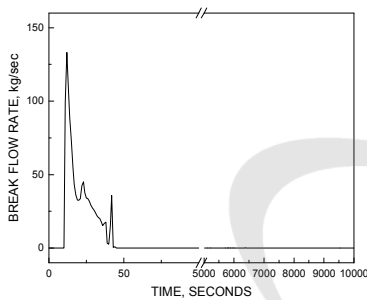


그림 3.28 DHRS 배관에서 소듐 누설: 파단 유량

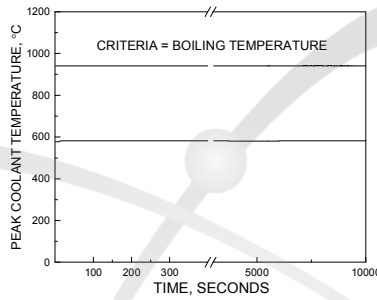


그림 3.29 DHRS 배관에서 소듐 누설: 냉각재 온도

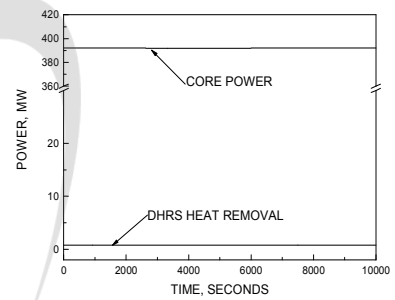


그림 3.30 DHRS 배관에서 소듐 누설: 열제거량 변화

### (3) 원자로용기 파손

원자로용기 파손에 따른 누출(격납용기 사이) 사고는 일차열전달계통 소듐 냉각재 계통의 압력경계인 원자로용기의 파손으로 인하여 일차열전달계통 소듐 냉각재가 하부 격납용기로 누출되는 사고이다. 이 사고는 가상사고로서, 원자로용기의 부적절한 용접으로 소형의 파손 부위가 형성되는 것으로 가정한다. 본 사고는 원자로용기의 파손으로 인하여 일차열전달계통 소듐 냉각재가 격납용기로 누출되는 것을 모의한다. 원자로용기의 파손 발생하더라도 원자로 정지가 발생하지 않아, 원자로는 정상적으로 가동된다. 원자로 용기에서 소듐 누출 사고 발생 시 주요 핵증기공급계통 변수의 동적 거동은 그림 3.31-3.33에 나타나 있다. 원자로 용기에서 소듐 누출 사고 발생되어도 중간열전달계통에 의한 열제거 및 노심입구의 소듐 냉각재 온도가 변화가 없다. 원자로 용기에서 소듐 누설은 내의 소듐은 사건 발생 후부터 281초까지 파단 유량 18.22kg/sec로 누출이 일어나고 그 이후부터 점차적으로 누출량이 감소한다. 원자로용기 파손에 따른 누출(격납용기 사이) 사고는 PHTS의 액위만 조금 낮아질 뿐, 그 미치는 영향이 매우 제한적이어서 원자로 정지가 발생하지 않는다. 사고 발생 후 2시간 이내에 운전원에 의하여 수동으로 원자로를 정지시키면 원자로는 안전하게 정지하게 된다. 노심 냉각재, 핵연료피복관 및 공칭 조건에서 핵연료 중심 온도의 최대값이 각각 허용기준보다 매우 낮고 누적손상분

율이 0.05 보다 매우 낮게 유지되므로 핵연료피복관의 건전성이 보장된다.

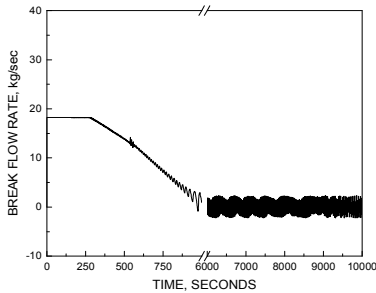


그림 3.31 원자로용기 파손: 파 단 유량

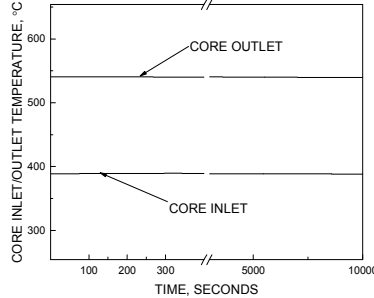


그림 3.32. 원자로용기 파손: 냉 각재 온도

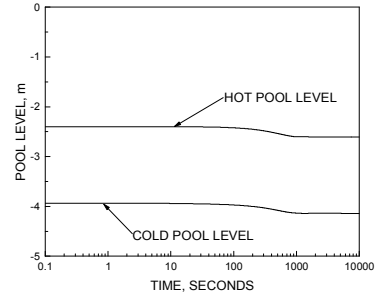


그림 3.33. 원자로용기 파손: 소 둌 액위

#### 바. 일차열전달계통 소둌 재고량 증가 또는 감소

##### (1) IHX 전열관 파손

IHX 전열관 파손에 따른 IHTS 소둌의 PHTS 내 유입 사고는 주로 전열관의 제조상 결함이나 부적절한 용접 부위에서 발생할 수 있지만, 일차열전달계통 경계의 건전성을 위한 기기 설계와 시험 및 검사를 통하여 실제로 발생한 가능성은 매우 낮다. IHX 전열관 파손이 발생되면, 정상 운전 중 IHTS는 PHTS보다 높은 압력으로 유지되고 있기 때문에, IHTS 소둌가 파손 전열관을 통하여 PHTS로 유입된다. 손상된 IHTS의 기능 저하로 노심입구 온도가 상승하여 원자로 정지에 이르게 된다. 이후에는 DHRs의 작동에 의하여 잔열이 제거된다. IHX 전열관 파손에 따른 IHTS 소둌의 PHTS 내 유입 사고 시 주요 핵증기공급계통 변수의 동적 거동은 그림 3.34-3.36에 나타나 있다. IHTS 배관에서 소둌 누설 사건이 발생되어 중간열전달계통에 의한 열제거가 감소되면 노심입구의 소둌 냉각재 온도가 증가한다. 사건 발생 후 56.7 초에 노심입구온도에 의한 원자로정지신호가 발생하였고, 동시에 소외전원상실을 가정하여 일차열전달계통 및 중간열전달계통 펌프와 급수 펌프가 정지한다. 57.2 초에 제어봉 삽입이 시작하였고, 누적손상분율( $3\sigma$ ) 값은 최대치인  $1.4E-3$  에 도달하였다. 잔열제거계통은 76.8 초에 입구 댐퍼가 개방되어 노심에서 발생하는 잔열 제거를 시작하였고 이후 자연대류 유량이 안정화되면서 약 4000 초에 총 열제거량이 노심에서 발생하는 잔열을 초과하면서 일차열전달계통의 온도 및 압력이 안정화되었다. 결론적으로, IHX 전열관 파손에 따른 IHTS 소둌의 PHTS 내 유입 사고는 ‘노심입구온도’에 의한 원자로 정지 설정치에 도달하여 원자로가 정지되며 이후 DHRs의 작동으로 잔열이 적절히 제거된다. 누적손상분율이 0.05 보다 낮게 유지되므로 핵연료피복관의 건전성이 보장된다.

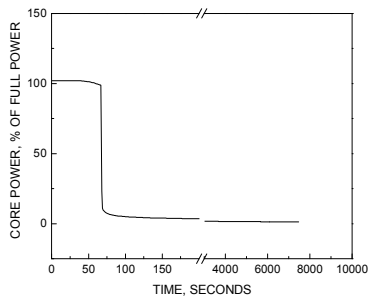


그림 3.34 IHX 전열관 파손 사건: 출력 변화

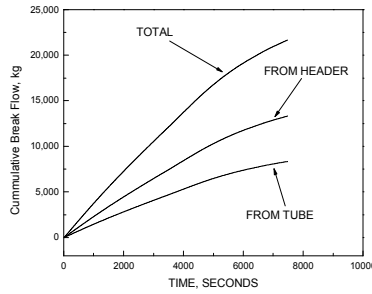


그림 3.35 IHX 전열관 파손 사건: 소듐 유입량

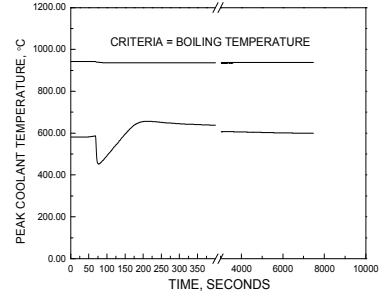


그림 3.36 IHX 전열관 파손 사건: 냉각재 첨두 온도 변화

## (2) DHX 전열관 파손

DHX 전열관 파손에 따른 DHRS 소듐의 PHTS 내 유입 사고는 주로 전열관의 제조상 결함이나 부적절한 용접 부위에서 발생할 수 있지만, 기기 설계와 시험 및 검사를 통하여 실제로 발생할 가능성은 매우 낮다. DHX 전열관 파손이 발생되면, 정상 운전 중 DHRS는 PHTS보다 높은 압력으로 유지되고 있기 때문에, DHRS 소듐이 파손 전열관을 통하여 PHTS로 유입된다. 사고 발생 시, DHRS 팽창탱크에서는 소듐 액위 변화를 계측하여 운전원에게 사고에 대처할 수 있는 정보를 제공하여 운전원에 의한 수동 정지가 가능하다. DHX 전열관 파손에 따른 DHRS 소듐의 PHTS 내 유입 사고는 원자로가 정상운전 상태에서 발생하는 것으로 가정한다. DHX 전열관 파손에 따른 DHRS 소듐의 PHTS 내 유입 사고 시 주요 핵증기공급계통 변수의 동적 거동은 그림 3.37-3.39에 나타나 있다. DHX 전열관 1개의 파손에 따른 DHRS 소듐의 PHTS 내 유입 사고는 원자로가 정상운전 상태에서 원자로 정지 신호가 발생하지 않으며 PHTS에 미치는 영향이 미미하다. 사고 발생 후 2시간 이내에 운전원이 개입하여 원자로를 수동으로 정지시키면 원자로는 안전하게 정지하게 된다.

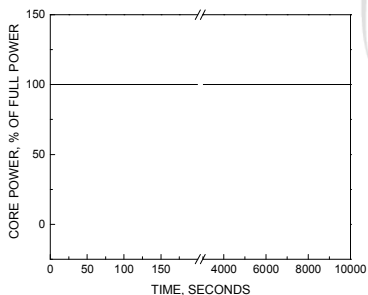


그림 3.37 DHX 전열관 파손 사건: 출력 변화

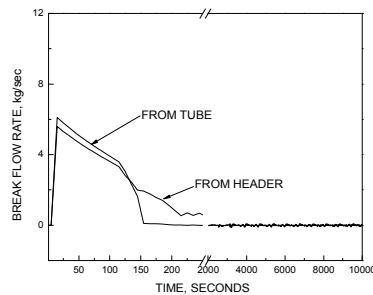


그림 3.38 DHX 전열관 파손 사건: 소듐 유입량 변화

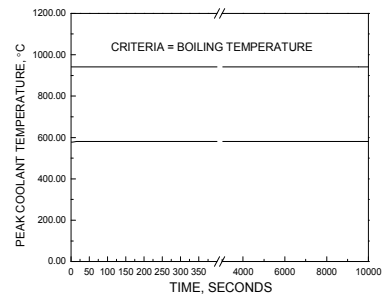


그림 3.39 DHX 전열관 파손 사건: 냉각재 첨두 온도 변화

사. PHTS/IHTS 비정상 커버가스 압력

## (1) PHTS 비정상 커버가스 압력

### ① 사건의 개요 및 원인

PHTS 커버가스의 압력은 일차불활성가스공정계통에 의해 제어되며 일차열전달계통 냉각재 경계에서 대기압보다 높은 압력으로 유지된다. PHTS 비정상 커버가스 압력 사건은 일차불활성가스공정계통을 구성하는 배관의 파단 및 누설, 계측기 및 제어기를 포함한 기기의 고장 및 오작동, 운전원 오작동에 의하여, PHTS 커버가스의 비정상적인 압력 변화에 의해 발생하는 것으로 가정한다.

### ② 사건경위 및 계통운전

일차열전달계통은 일차불활성가스공정계통을 통하여 소듐 자유액면 위의 커버가스 압력이 운전범위 내로 유지되도록 설계되어 있다. 일차불활성가스공정계통의 건전성은 불활성가스 유량, 원자로용기 내 커버가스 압력, 격납구조물 내 방사능 계측을 통해 감시한다. 일차불활성가스공정계통 불활성가스의 유량은 계통 정상운전 시 약  $8.0 \times 10^{-4} \text{ m}^3/\text{s}$ 이다. 원자로용기 내의 불활성가스가 일차불활성가스공정계통으로 주입되는 배관과 일차불활성가스공정계통의 불활성가스가 원자로용기 내로 배출되는 배관에서의 유량차를 감시하여 정상유량의 약 5% ( $4.7 \times 10^{-5} \text{ m}^3/\text{s}$ ) 수준에서 불일치할 경우 감지 가능하다.

일차불활성가스공정계통의 배관이나 밸브에서 파단이나 누설이 발생하면 누설된 방사성 기체를 격납구조물 내 방사능 계측기로 감지할 수 있고 불활성가스 주입/배출 배관에서 일정시간 동안 유량 불일치가 계속될 경우 경보가 울리며 설정치를 초과할 경우 일차불활성가스공정계통은 자동으로 격리된다. 또한, 원자로용기 내 커버가스 압력계측기를 통해 압력변동을 감시한다. 배관이나 기기를 통해 불활성가스가 누설될 때 위치에 따라 자체 구조물에 의해 격납공간으로의 유출이 차단되거나 격납구조물에 의해 방사능의 외부환경으로의 유출은 차단된다. 배관이나 밸브의 파단이나 균열로 외부공기가 일차불활성가스공정계통 배관으로 유입될 경우 가스 크로마토 그래프나 주입/배출 배관에서의 유량 불일치, 커버가스 압력계측을 통해 감지 가능하다. 계측기 및 제어기를 포함한 기기의 고장 및 오작동도 유량 불일치, 커버가스 압력계측을 통해 계측가능하고 설정치를 초과하면 자동 격리된다. 압축기 오작동에 의해 고압이 발생하더라도 일차불활성가스공정계통 배관 및 기기나 원자로용기, 원자로헤드 실이 견딜 수 있도록 설계되기 때문에 심각한 문제를 초래하지 않는다. 운전원에 의한 오작동 또한 감시 시스템 및 계측기 경보로 감지 및 계통 격리가 가능하다.

이와 같이, SFR 원형로 운전 중, PHTS 비정상 커버가스 압력 사고 발생 시, 불활성가스 주입/배출 유량불일치, 고유량 및 저유량, 원자로용기 내 커버가스 저압 및 고압 등에 대한 경보가 제공되고 압축기를 포함한 기기가 정지되고 일차불활성공정계통이 자동으로 격리되며 운전원에 의해 원자로가 정지된다.

### ③ 영향분석 및 결과

본 사고는 비정상 상태에 대한 경보가 제공되어, 원자로가 수동 정지되므로 일차열전달계통

내에 영향을 미치지 않는다.

#### ④ 결론

PHTS 비정상 커버가스 압력 사건에 의하여, 원자로 냉각재 압력경계의 건전성에 영향을 미치지 않는다.

### (2) IHTS 비정상 커버가스 압력

#### ① 사건의 개요 및 원인

IHTS의 비정상 커버가스 압력 사건은 중간불활성가스공정계통의 계측기, 제어기 및 밸브의 오류 또는 오작동에 의하여, IHTS 커버가스의 비정상적인 압력 변화에 의해 발생하는 것으로 가정한다.

#### ② 사건경위 및 계통운전

중간열전달계통의 커버가스 운전압력은 정상 운전 및 핵연료 교환 및 보수를 위한 원자로 정지 시, 일차열전달계통의 원자로 커버가스의 운전압력보다 약 0.04 MPa 높게 유지되도록 설계되어 있다. 중간열전달계통의 운전압력은 중간열전달계통 팽창탱크의 압력이을 통해 자동으로 조절된다. 중간열전달계통 팽창탱크에는 중간불활성가스공정계통 배관이 연결되어 있으며 불활성가스 주입 및 방출 배관에는 팽창탱크의 커버가스 압력을 일정하게 유지하기 위한 밸브들이 설치되어 있다. 팽창탱크 내 커버가스의 압력 설정치에 따라 주입 및 방출 밸브가 자동으로 열리고 닫히며 불활성 가스가 주입 및 방출(Feed & Bleed)된다.

정상운전 시 팽창탱크 커버가스의 압력은 0.15 MPa로 유지되는데 계측기, 제어기 및 밸브의 오류 또는 오작동에 의하여 주입밸브나 방출밸브가 계속해서 열려 있을 경우 IHTS 커버가스 압력은 비정상 상태가 된다. 방출밸브가 열린 후 닫히지 않을 경우 IHTS 팽창탱크의 커버가스 압력은 대기압이 되고 팽창탱크 압력 계측기의 저압 경보에 의해 운전원 조치가 이루어진다. 운전원 조치가 이루어지지 않더라도 팽창탱크로부터 IHX 전열관 하부까지 높이차에 의한 정수압으로 IHX 전열관에서의 압력은 일차열전달계통의 압력보다 높게 유지된다. 주입밸브가 열린 후 닫히지 않고 방출밸브가 닫혀 있을 경우 팽창탱크의 커버가스 압력은 서서히 상승하게 된다. 커버가스 체적을 고려하면 압력이 상승하는데 시간이 걸리므로 운전원이 탐지가능하며 팽창탱크 커버가스 고압 경보에 따라 조치가 가능하다. 운전원 조치가 없을 경우 주입밸브 완전개방에 따른 최대 압력은 0.38 MPa 이상이 되나 팽창탱크에 설치된 안전밸브 개방 설정치가 0.38 MPa 이하이므로 팽창탱크 커버가스 압력과 팽창탱크로부터 IHX 전열관 하부까지 높이차에 의한 정수압 0.55 MPa를 더하면 0.93 MPa 이하가 된다. 이 압력은 IHX 전열관 설계압력 2.6 MPa 보다 충분히 작고 IHTS 배관의 설계압력 1.1 MPa 보다 작으므로 과압에 의해 IHTS 소듐경계의 건전성 문제는 발생하지 않는다.

이와 같이, SFR 원형로 운전 중, 주요 공정변수와 밸브 위치가 감시되고 있어 IHTS의 비정

상 커버그스 압력 사고 발생 시, 비정상 상태에 대한 경보가 제공되고 운전원에 의해 원자로가 정지된다. 또한, 운전원 조치가 없더라도 압력변동에 따른 일차열전달계통 및 중간열전달계통에 미치는 영향은 미미하다.

### ③ 영향분석 및 결과

본 사고는 비정상 상태에 대한 경보가 제공되어, 원자로가 수동 정지되므로 일차열전달계통이나 중간열전달계통 내에 영향을 미치지 않는다.

### ④ 결론

IHTS의 비정상 커버그스 압력 사건에 의하여, 원자로 냉각재 압력경계의 건전성에 영향을 미치지 않는다.

## 아. 일차열전달계통 펌프 오일 누설

일차열전달계통 펌프 오일 누설사건은 기계식밀봉장치의 기밀 손상이나 부주의한 장치관리에 의해서 발생할 수 있다[참고문헌 13]. 오일 누설 사건은 5.2절에 기술된 일차냉각재경계의 건전성을 위한 일차열전달계통 기기 설계와 시험 및 검사를 통하여 감시되어 실제로 발생할 가능성은 매우 낮다. 본 사건에서 기계식밀봉장치의 기밀 손상에 의한 펌프오일 누설 범위를 26.0 L/min 으로 가정한다[참고문헌 14].

### (1) 사건경위 및 계통운전

일차열전달계통 펌프하우징 내부에는 펌프 축을 지지하는 추력베어링(Thrust bearing)과 회전하는 펌프 축의 원활한 냉각을 위하여 오일챔버(Oil Chamber)를 포함한 오일냉각계통이 연결되어있고[참고문헌 15], 윤활오일이 펌프 축으로 누설되지 않도록 기계식밀봉장치(Mechanical Seal)가 설치되어 있다[참고문헌 16]. 기계식밀봉장치의 기밀성이 손상되어 오일이 펌프 축으로 누설되면 고온에 의해 기화되거나 액체 상태로 펌프 축을 따라 흘러 내려 그림 3.40과 같이 오일챔버하부(Oil Chamber bottom)에 위치한 누설오일가이드(Leakage Oil Guide)를 따라 이동하여 최종적으로 누설오일용기(Leakage Oil bowl)로 모이게 된다. 만약 누설오일용기 용량을 초과하는 누설이 발생하게 되면 누설된 오일은 펌프 축을 따라 이동하여 일차열전달계통 하부의 펌프 축 하단에 설치된 유정압베어링(Hydrostatic Bearing)에서 윤활 및 냉각을 목적으로 제공되는 소듐 냉각재와 만나 반응하게 된다. 일차열전달계통 펌프 오일의 누설이 지속될 경우 그림 3.41과 같이 유동관 내부 유동에 의해 일차열전달계통 소듐으로 유입된다.

### (2) 영향분석 및 결과

일차열전달계통 펌프 오일의 누설 사건 발생 시 누설된 오일과 소듐 냉각재가 반응하여 반

응생성물이 발생하게 된다. 반응에 의해 발생된 고체반응생성물에 의해 일차열전달계통 소듐 유로를 플러징하거나, 기체반응생성물에 의해서는 노심 반응도에 영향을 제공한다[참고문헌 14]. 누설된 오일의 종류에 따라 반응생성물이 결정되며 일반적인 탄화수소 오일의 경우 소듐과 반응하여 수소가스와 탄소 파티클(particle)을 생성한다. 미네랄 오일(Mineral oil)의 경우 소듐과 반응은 하지만 탄소 파티클은 발생하지 않고 생성되는 수소는 펌프배럴을 통하여 빠져나가거나 소듐에 용해된다.

고체 반응생성물에 의한 일차열전달계통의 영향은 펌프의 작동 상태에 따라 결정되는데 일차열전달계통 펌프가 작동 중지 상태이면 고체 반응생성물은 일차열전달계통 펌프 하부에 침전된다. 펌프가 작동 상태이면 고체 반응생성물들은 일차열전달계통 냉각재 유로를 통하여 이동하여 플러징 온도에 따라 일차열전달계통 펌프의 출구 노즐 및 배관을 막을 수 있다. 또한 수소가 용융된 일차열전달계통 소듐 냉각재가 노심을 통과할 경우에는 노심 반응도에 영향을 제공할 수 있지만 이와 같은 사건이 발생할 확률은 매우 낮고 그 영향도 매우 작다[참고문헌 14].

### (3) 결론

일차열전달계통 펌프 오일 누설에 의해 소듐과의 반응생성물이 발생하며, 그 영향은 기체반응생성물에 의한 반응도 사고와 고체반응생성물에 의한 펌프 고착 사고로 제한된다.

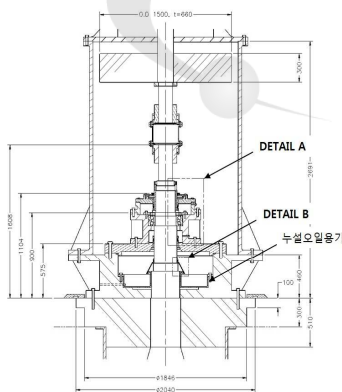


그림 3.40 펌프하우징 내부

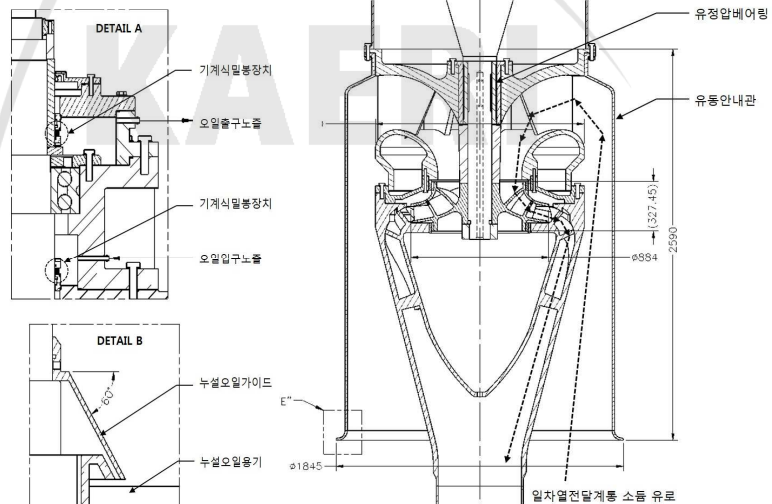


그림 3.41 일차열전달계통 펌프 하부

## 2. 소듐-물 반응

### 가. 사건 개요 및 분류



SFR 원형로 증기발생기 전열관은 수직 직관형 구조이고, 정상 운전중 전열관 내부를 통과하는 물/증기의 압력은 16.7 MPa 이상으로 유지되고 있고 증기발생기 셸측을 통과하는 소듐의 압력은 약 0.5 MPa 이하로 유지된다. 따라서 증기발생기 전열관 벽면은 내부와 외부의 높은 압력 차이로 인한 하중과 운전중 진동으로 인한 피로 균열 등이 발생할 수 있다. 특히 증기발생기 전열관에서 제조상 결함에 의하여 구조적으로 취약한 부위나 부적합하게 용접된 부위에서 발생한 균열 등이 확대 및 전파되면, 궁극적으로 손상된 전열관은 양단파단(DEGB, Double-Ended Guillotine Break)이 발생하는 사건으로 진행될 수 있다. 이로 인하여 누설된 다량의 물/증기는 증기발생기 셸측에 소듐과 화학적으로 반응하여 높은 반응열과 함께 고압의 압력파(Pressure wave)가 발생되고 계통으로 전파하여 증기발생기를 포함하여 중간열전달계통을 구성하는 배관 및 기기의 건전성을 위협할 수 있다.

증기발생기 소듐-물 반응 사건들은 노심에서 발생하는 열이 사건이 발생한 증기발생기 및 중간열전달계통을 통하여 정상적으로 제거되지 못하기 때문에, 핵연료 건전성 관점에서 “열제거원상실” 사건으로 분류된다. 증기발생기 전열관을 통하여 누설되는 물/증기의 누설률의 범위에 따라, 증기발생기 전열관 소형 누설 사건(예상운전과도), 증기발생기 전열관 1개 양단 파단 사건(설계기준사고 등급-1), 증기발생기 전열관에서 대형 누설 사건(설계기준사고 등급-2)로 분류된다.

## 나. 분석 방법 및 초기 조건

SFR 원형로 증기발생기 소듐-물 반응 사건은 ANL(Argonne National Laboratory)에서 개발된 SWAAM(Sodium Water Advanced Analysis Method)[참고문헌 17]-II 코드를 사용하여 분석한다. 해당 코드는 1980년대 미국 ANL에서 개발되었으며 대량누설시험시설(Large Leak Test Rig)에서 실시한 증기발생기 전열관 양단파단 시, 소듐-물 반응 시험을 통해 코드 평가와 검증이 실시되었다. 해당 코드의 인허가 획득을 위한 특정기술주제보고서(TR) 초안이 작성 완료되었으며 승인 신청이 예정되어있다. 기본적으로 노드(Node)와 유로(Path)를 이용하여 계통을 모델링하며 주로 구성 배관 및 기기에서 발생하는 압력 변화를 계산한다. SWAAM-II 코드는 소듐을 냉각재로 사용하는 증기발생기에 전열관 파손에 따른 물/증기 누설 시, 소듐과 물간의 화학적인 반응식을 이용하여 발생하는 압력파의 크기를 계산하고 압력파가 계통을 통하여 전파하는 것을 모의한다. 본 코드의 지배방정식으로 물/증기 각 상에 관한 질량방정식, 운동량 방정식, 에너지 방정식을 이용하여 계통 내에 압력파의 거동을 모의한다. 소듐-물 반응 영역에서는 에너지 방정식을 사용하여 소듐-물 반응으로 발생하는 반응열을 이용하여 증기발생기에서 발생 압력을 계산한다. 소듐과 물/증기 간의 화학 반응 및 발생 압력파의 거동을 모의하기 위하여, 코드에 포함된 모델로는 반응 생성물의 상변화를 포함한 소듐-물 반응의 열화학적인 거동, 반응 생성물인 수소 기포의 성장 및 팽창, 전열관 파단 위치에서

감압에 따른 물/증기의 상변화 및 발생 압력파의 전파(Propagation), 파열판의 파열(Burst) 모의 및 동적 거동, 발생 압력파로 인한 증기발생기와 연결된 계통의 구조적 동적 변형 등이 있다.

SWAAM-II 코드를 이용한 분석을 위하여, SFR 원형로 설계자료를 기초로 중간열전달계통 배관 및 기기, 파열판 및, 증기발생기 전열관 등에 관한 기하학적, 열수력적 입력 자료가 사용된다. 그림 3.42는 증기발생기를 포함한 중간열전달계통을 구성하는 배관의 형상을 나타낸다. 중간열교환기와 연결된 고온관, 저온관과 저온관과 연결되어 있는 팽창탱크, 중간열전달계통 펌프 및 증기발생기로 구성된다. 그림 3.43은 증기발생기 내부에 수직으로 설치된 전열관 지지판(TSP, Tube Support Plate)의 형상을 나타낸다. 전열관을 수직방향으로 지지하기 위하여 증기발생기 축방향으로 두께 30.0 mm인 전열관 지지판이 15가 설치된다. 증기발생기 입구로 유입된 소듐은 전열관 지지판내에 내경 12.5 mm이고 총 1638개인 원형 홀을 통과하여 수직 하강하여 출구로 이동한다. 그림 3.44는 증기발생기 소듐-물 반응 해석을 위한, SWAAM-II 코드의 격자계를 나타낸다. 격자계는 증기발생기 셸측, 물/증기 전열관, 중간열전달계통의 고온관 및 저온관, 원자로용기 내에 두 개의 중간열교환기 전열관, 고온관과 저온관에 각각 연결된 주파열판과 소듐덤프탱크 그리고 저온관에 연결된 팽창탱크(Expansion Tank)와 중간열전달계통 펌프로 구성된다. 그리에서 빨간색으로 표시된 실선은 고온관을 나타내고, 파란색으로 표시된 실선은 저온관을 나타낸다. 격자계를 구성하는 총 노드 개수는 80개이고, 노드를 연결하기 위한 연결점(Junction)은 81로 구성된다. 그리고 원형 홀 안의 숫자는 노드 연결을 위한 연결점의 번호를 나타내고, 연결점 사이에 표시된 숫자들은 노드 번호를 나타낸다. 또한 모든 노드에서 발생하는 압력을 비교할 수 없기 때문에, 검정색 사각 실선으로 중요하게 고려되는 위치를 표시하였다.

증기발생기 전열관 양단 파단 사건이 발생할 경우, 소듐-물 반응에 의하여 증기발생기 내부에는 고압의 압력파가 발생하는데, 이를 모의하기 위하여 소듐-물간의 반응율(Reaction rate)은 발생하는 압력파의 크기에 영향을 주는 인자이다. ANL에서 증기발생기 형상에 따른 실험 결과를 통하여 수직관을 갖는 증기발생기에 적용 가능한 반응율인 1.524 m/s를 적용하였다. 실제 소듐-물 반응 사건이 발생하면, 사건 초기 반응율은 소듐-물 반응을 통한 수소 기체 및 반응 생성물들에 의하여 시간에 경과함에 따라 급격하게 감소된다. 그러나 본 계산에서는 보수적인 분석을 위하여, 계산 시간 동안 일정한 반응율을 유지하도록 적용하였다.

#### 다. 소듐-물 반응 해석 결과

증기발생기 전열관 양단 파단 사건에 의하여 발생하면, 소듐-물 반응에 의하여 수소기체가 생성 및 팽창하면서 고압의 압력파가 발생한다. 발생한 압력파는 중간열전달계통 배관을 통하여 전파되어 증기발생기 입구와 출구 약 1.0 m에 위치한 고온관과 저온관에 연결된 주파열판

에 도달한다. 이 때 주파열판 후단에서 압력이 0.15 MPa 이므로, 도달된 압력파가 주파열판의 파열 설계 압력인 1.0 MPa 이상이면, 주파열판이 파열되면서 증기발생기 및 계통 내부의 압력은 급속히 감소하게 된다. 그림 3.45는 1개 전열관 DEGB 발생 시, 시간에 따른 증기발생기 내부에서 발생된 압력파의 거동을 나타낸다.

증기발생기 전열관 양단 파단이 발생하는 경우, 보수적인 해석 관점에서 증기발생기 수직 방향으로 최대 압력이 발생하는 위치를 파악하는 것이 매우 중요하다. 이를 위하여 증기발생기 수직방향으로 각 위치에서 전열관 양단 파단을 모의하고 발생하는 최대 압력을 계산한다. 그림 3.46은 1개 전열관 양단 파단 시, 증기발생기 전열관의 수직방향으로 발생된 최대 압력 값을 나타낸다. 계산 결과에 의하면, 증기발생기 하부(J520)에서 전열관 양단 파단 시, 가장 높은 압력이 발생한다. 전열관 양단 파단 시, 물/증기는 임계속도로 누설되는데 증기 상태보다는 물이 누설량이 많기 때문에 발생된 압력이 더 높은 것으로 분석된다. 그림 3.47은 증기발생기 하부(J520)에서 전열관 양단 파단 시, 주파열판의 파열 설계 압력에 따른, 양단 파단 되는 전열관 개수별 주파열판의 파열 시간을 나타낸다. 양단 파단 되는 전열관의 개수가 작을 때에는 주파열판이 파열되는 시간의 차이가 있지만, 전열관의 개수가 증가함에 따라 주파열판의 파열시간의 차이는 작아진다. 그림 3.48은 증기발생기 하부(J520)에서 전열관 양단 파단 시, 전열관 개수에 따른 증기발생기 내부, 증기발생기 입구 및 출구, 중간열전달계통 저온관 연결된 팽창탱크, 중간열교환기 전열관에서 발생된 최대 압력값을 나타낸다. 증기발생기 쉘측 상부의 설계 압력은 17.5 MPa 이고 하부 쉘측 설계 압력은 18.5 MPa 이다. 중간열교환기 전열관에서 설계 압력은 2.5 MPa 이다.

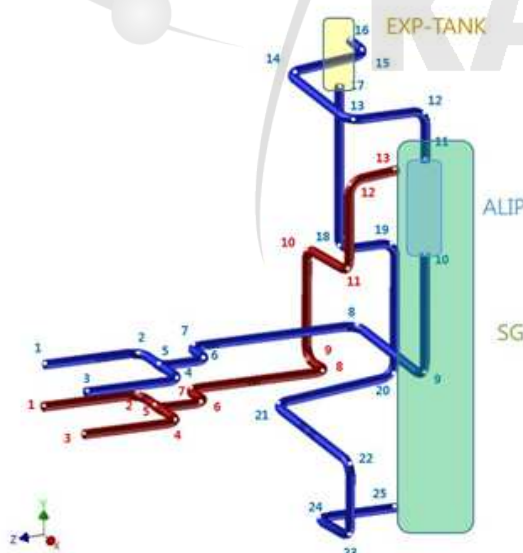


그림 3.42 중간열전달계통 배관 형상

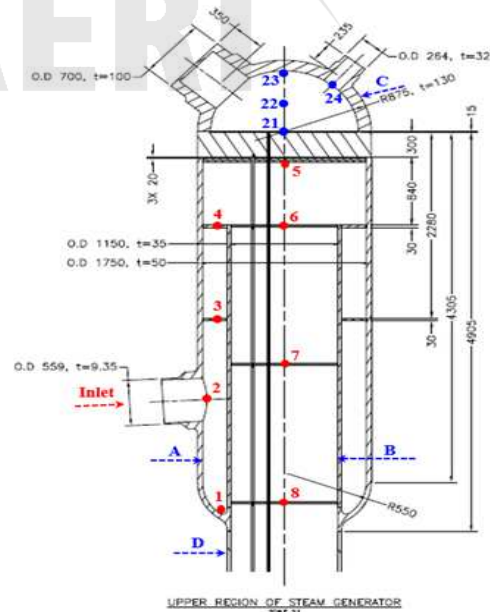


그림 3.43 증기발생기 형상

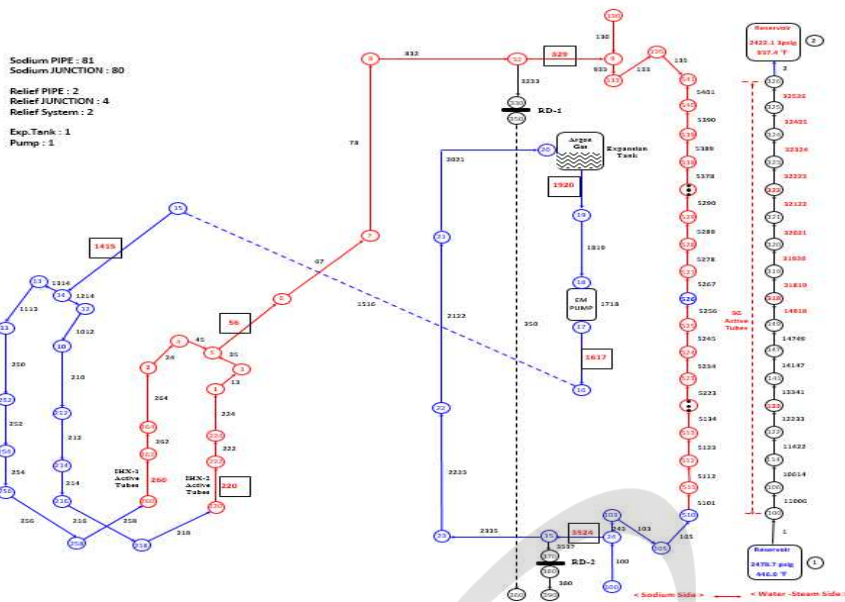


그림 3.44 증기발생기 소듐-물반응 해석을 위한 SWAAM-II 격자계

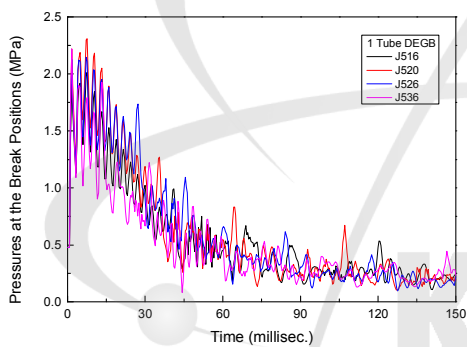


그림 3.45 증기발생기 전열관에서 시간에 따른 압력파의 거동(1 DEGB)

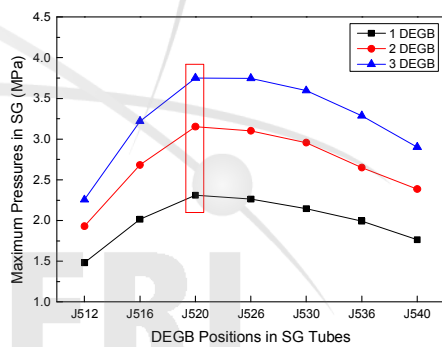


그림 3.46 증기발생기 수직방향에 따른, 최대 압력값 계산 결과 (1 DEGB)

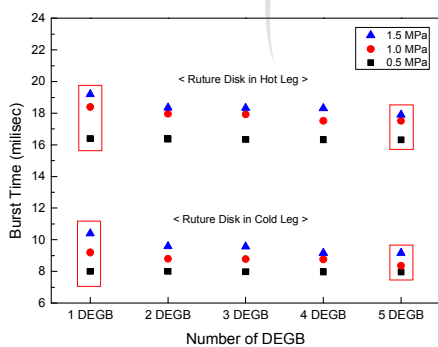


그림 3.47 주파열판의 파열 설계압력에 따른 파열 시간 비교

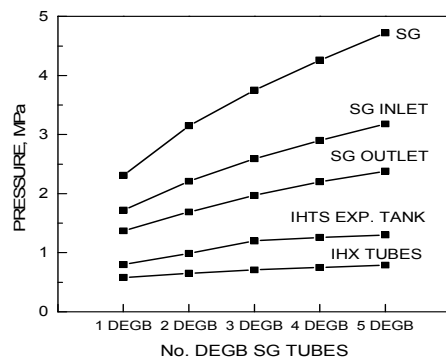


그림 3.48 증기발생기 전열관 DEGB 개수에 따른 위치별 최대 압력값

### 3. 비보호 사고

#### 가. 비보호 반응도 이상

비보호 단일제어봉 인출 사고는 제어봉구동장치, 제어계통, 원자로제어계통의 단일고장 또는 운전원 실수로 인하여 발생되고, 동시에 원자로보호계통(RPS)의 고장으로 원자로 정지가 유예 기간(grace period) 동안 불능인 것으로 가정한다. 그러나 원자로보호계통과는 독립적으로 기능을 수행할 수 있는 다양성보호계통(Diverse Protection System: DPS)에 의해 원자로정지가 발생할 수 있다. 원자로정지 발생 시 일차열전달계통, 중간열전달계통 및 증기발생기 급수계통의 펌프는 소외전원상실로 인해 불능인 것으로 가정한다.

전출력 상태에서 비보호 단일제어봉 인출 사고에 대한 주요 핵증기공급계통 변수의 동적 거동을 그림 3.49-3.51에 나타낸다. 전출력상태(392.2MWt)에서 단일제어봉 인출은 노심에 양(+)의 반응도를 삽입하며, 그 결과 첨두 출력이 전출력 대비 119 %까지 상승하다가 노심 고출력유량비에 의해 원자로정지가 발생한다(그림 3.49). 원자로정지 전 삽입 반응도를 제외한 모든 반응도는 출력증가로 인해 음(-)의 반응도를 갖는다. 원자로정지 후 출력이 감소하면서 대부분의 양의 반응도를 변화하나 총 반응도는 정지 제어봉에 의해 음(-)의 반응도를 가진다(그림 3.50). 초기 노심 출력 증가는 노심 입출구 온도와 압력을 상승시킨다. 원자로정지 후에도 붕괴열에 의해 노심 입출구 온도가 서서히 증가하다가 약 2,950초에 잔열제거계통이 동작하면서 서서히 감소한다(그림 3.51).

결과적으로, 비보호 단일제어봉 인출 사고는 설계확장사고의 안전허용기준을 만족한다. 사고 초기 반응도 삽입으로 출력 증가하나 다중보호계통의 동작으로 원자로는 안전하게 정지된다. 사고 기간 동안에 고온 집합체의 냉각재 첨두 온도는 소듐 포화 온도 대비 충분한 안전 여유도를 갖는다. 원자로 정지 후 붕괴열은 잔열제거계통을 통해 적절히 냉각되어 원자로가 안정 상태를 유지한다. 결론적으로, 본 사고는 SFR 원형로의 고유 안전 특성에 의해 안전한 상태로 유지된다.

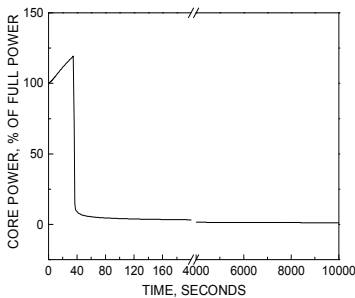


그림 3.49 UTOP: 노심출력

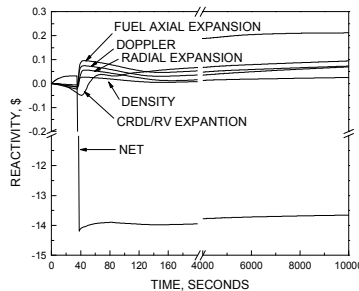


그림 3.50 UTOP: 반응도

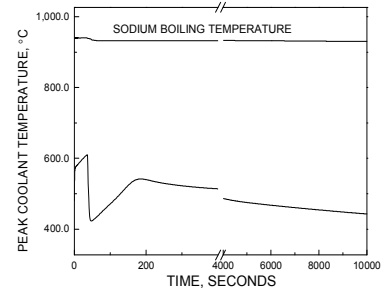


그림 3.51 UTOP: 냉각재온도

## 나. 비보호 노심유량상실

비보호 일차열전달계통 펌프 2대 전원상실 사건은 모든 일차열전달계통 펌프의 전원상실 또는 고장으로 인한 정지와 함께 원자로보호계통이 유예기간(grace period) 동안에 불능인 것을 가정한다. 그러나 원자로보호계통과는 독립적으로 기능을 수행할 수 있는 다양성보호계통(Diverse Protection System: DPS)에 의해 원자로정지가 발생할 수 있다. 원자로정지 발생 시 일차열전달계통, 중간열전달계통 및 증기발생기 급수계통의 펌프는 소외전원상실로 인해 불능인 것으로 가정한다.

그림 3.52-3.54는 일차열전달계통 펌프 2대 전원상실 사고 후 주요 원자로 내 변수들의 시간에 따른 추이를 나타낸다. 사고 초기 원자로 노심 출력은 반응도 궤환으로 감소하다가 노심 고출력유량비에 의해 원자로정지가 발생한다(그림 3.52). 그림 3.53은 본 사고 동안의 반응도 궤환을 나타낸다. 사고 초기 원자로정지 후 출력이 감소하면서 대부분의 양(+)의 반응도를 변화하나 총 반응도는 정지 제어봉에 의해 음(-)의 반응도를 가진다. 사고 초기노심 출력유량비 증가로 인해 원자로 정지 시점에 노심 출구 온도는 첨두를 가지며, 원자로 정지 후 노심 출력 저하에 따라 감소한다(그림 3.54). 냉각재의 포화온도는 압력강화로 인해 낮아지지만, 냉각재 온도는 포화 온도보다 매우 낮게 유지되어 비등 현상은 일어나지 않는다. 원자로정지 후 잔열 제거계통을 통한 열제거량은 노심 열원을 충분히 제거할 수 있는 안정적 상태를 유지한다.

결과적으로, 비보호 일차열전달계통 펌프 2대 전원상실 사고는 설계확장사고의 안전허용기준을 만족한다. 사고 초기 일차열전달계통 펌프 유량 상실로 노심 온도가 증가하나 다중보호계통의 동작으로 원자로는 안전하게 정지된다. 사고 기간 동안에 고온 집합체 내의 냉각재 온도는 소등 포화온도보다 낮은 상태로 유지된다. 원자로 정지 후 붕괴열은 잔열제거계통을 통해 적절히 냉각되어 원자로가 안정상태를 유지한다. 결론적으로, 본 사고는 SFR 원형로의 고유 안전 특성에 의해 안전한 상태로 유지된다.

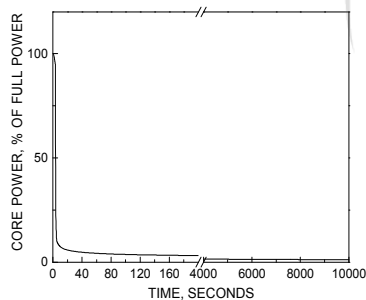


그림 3.52 ULOF: 노심출력

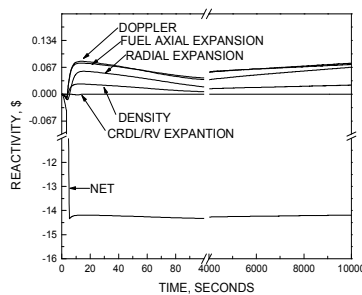


그림 3.53 ULOF: 반응도

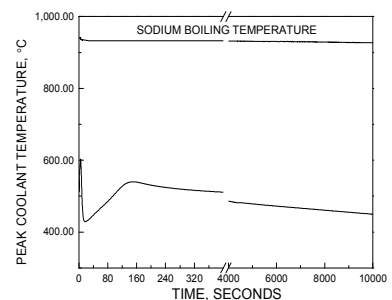


그림 3.54 ULOF: 냉각재온도

## 다. 비보호 열제거원상실

비보호 열제거원상실 사고는 비보호 중간열전달계통 펌프 1대의 유사 트립이나 증기발생기 급수 펌프 1대의 전원상실 또는 고장으로 인한 정지와 함께 원자로보호계통의 유예기간 동안 작동 불능을 가정한다. 그러나 원자로보호계통과는 독립적으로 기능을 수행할 수 있는 다양성 보호계통(Diverse Protection System: DPS)에 의해 원자로정지가 발생할 수 있다. 원자로정지 발생 시 일차열전달계통, 중간열전달계통 및 증기발생기 급수계통의 펌프는 소외전원상실로 인해 불능인 것으로 가정한다.

그림 3.55-3.57은 비보호 중간열전달계통 펌프 1대의 정지로 인한 계통 유량 상실 사고 후 주요 원자로 내 변수들의 시간에 따른 추이를 나타낸다. 중간열전달계통 펌프가 정지된 중간열전달계통 유량은 약 10초 만에 급속히 감소된다. 따라서 사고 루프의 증기발생기의 열제거 기능은 급속히 감소한다. 원자로 노심 출력은 사고 초기 반응도 궤환으로 감소하다가 약 300초에 양(+)의 반응도 궤환으로 바뀌어 67.0 %까지 증가한다(그림 3.55). 그림 3.56은 사고 동안의 반응도 궤환을 나타낸다. 노심 반경방향 팽창 반응도가 주된 음(-)의 반응도로 제어봉구동 라인과 원자로용기 팽창 반응도가 주된 양(+)의 반응도를 궤환한다. 열제거원 상실로 인해 노심 입출구 온도가 증가한다(그림 3.57). 노심 냉각재의 온도 증가에 따라 밀도 감소로 약간의 노심 유량 감소가 나타난다. 고온 집합체 내의 냉각재 온도는 포화 온도보다 낮게 유지되어 비등 현상은 일어나지 않는다. 피동 및 능동 잔열제거계통의 열제거량은 각각 약 5.7 MW와 6.1 MW로 설계치인 5.0 MW보다 높게 나타났다. 이는 저온풀의 온도 증가로 잔열제거계통의 성능이 향상되기 때문이다. 노심 출력 발생 열은 증기발생기 및 잔열제거계통을 통해 한 지속적으로 제거되어 열평형상태가 유지된다.

결과적으로, 비보호 중간열전달계통 펌프 1대의 정지로 인한 계통 유량 상실 사고는 설계확장사고의 안전허용기준을 만족한다. 중간열전달계통 유량 상실로 인한 원자로 내의 핵연료와 구조물 및 냉각재 등의 온도 상승에 따른 반응도 궤환에 의해 노심 출력은 정상출력보다 낮은 상태에서 유지된다. 사고 기간 동안에 고온 집합체 내의 냉각재 온도는 소듐 포화온도보다 낮은 상태로 유지된다. 노심 출력 발생 열은 증기발생기와 잔열제거계통을 통해 지속적으로 제거되어 원자로는 열평형상태를 이루며 안정화된다. 결론적으로, 본 사고는 SFR 원형로의 고유 안전 특성에 의해 안전한 상태로 유지된다.

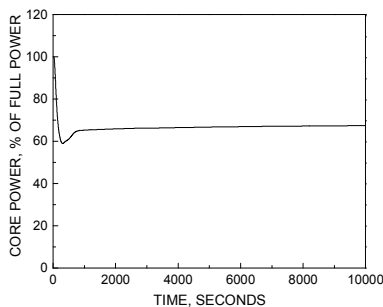


그림 3.55 ULOHS: 노심출력

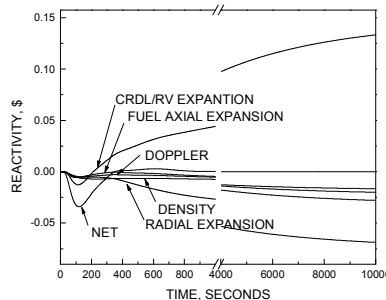


그림 3.56 ULOHS: 반응도

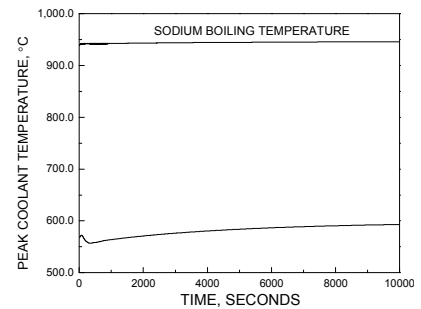


그림 3.57 ULOHS: 냉각재온도

#### 4. 중대사고 분석

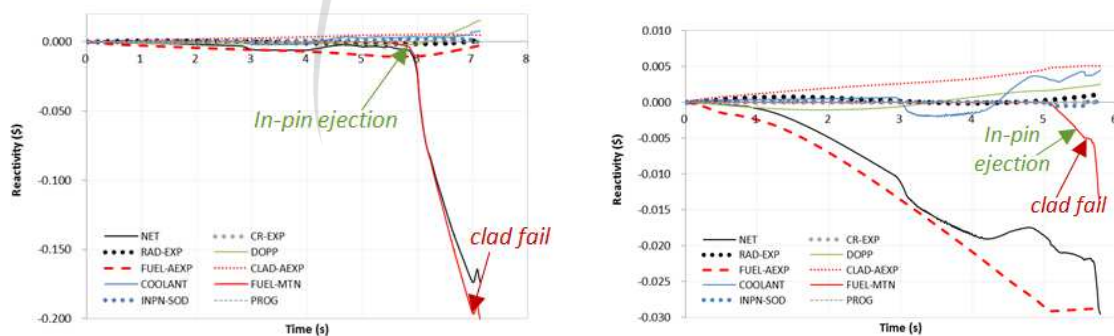
본 연구를 통해 SAS4A 금속연료 버전 전산코드 개발을 완료하였고, 이를 활용한 PGSFR 중대사고 해석 수행을 통해 개발 코드의 정합성과 중대사고 거동 등을 분석하였다.

##### 가. 단일 집합체 입구 막힘사고(AFB, Assembly Inlet flow Blockage) 해석

SAS4A 2494 버전 코드를 사용하여 신규 개발 금속연료 모델인 SSCOMP-A, DEFORM-5A, PINACLE-M, LEVITATE-M 적용 특성 분석을 위한 PGSFR 중대사고 해석을 수행하였다. 사고 조건으로 과도상태 시작 시 유량 대비 출력이 가장 높은 1개의 집합체 입구 유로 막힘을 설정 하였다. 이를 모사하기 위해 SAS4A 입력자료의 집합체의 입구에서의 압력 손실 값을 증가시켰다.

노심 입구 막힘으로 인해 냉각재 유량이 과도상태 시작과 거의 동시에 정상 값 대비 20% 미만으로 감소하였다, 유량 감소로 인해 냉각능력이 저하되어 노심 출구 냉각재 온도는 상승하였고, 약 3초 후에 포화온도에 도달하여 비등이 발생하였다. 0.1초 시점 급격한 유량 변량 변동은 갑작스런 노심 입구 유로 감소에 의한 수격현상에 기인하며, 이로 인해 포화압력이 감소하여 순간적으로 비등이 발생하였다. 3초 이후 유량의 완만한 감소는 비등 발생으로 인한 유동 진동에 기인하고 5초 근방의 유량의 급격한 진동 역시 비등 발생의 증가에 기인한다.

그림 3.58은 전체 노심에 대한 반응도 값이다. 반응도 총합은 BOEC, EOEC 두 조건에서 음의 값을 유지되었다. 핵연료 축 방향 팽창에 의한 값이 가장 큰 음의 값을, 피복재 팽창에 의한 반응도 값은 양의 값을 보였다.



(a) BOEC

(b) EOEC

그림 3.58 AFB: 반응도

그림 3.59는 과도상태 노심 용융 거동을 보여준다. 조건에서 핵연료 용융은 핵연료 중심 부분에서 발생하였고, 피복재 내부 용융 핵연료 유동을 해석하는 PINACLE-M 모델이 기동하였



다. 이후 핵연료 용융이 상부까지 확산되면서 피복재 내 용융핵연료 상부 분출 현상이 발생하였고, Hoop stress에 의한 피복재 파손이 발생하여 냉각재로 용융 핵연료 분출 현상이 발생하였고 이를 해석하는 LEVITATE-M 모델이 기동하였다.

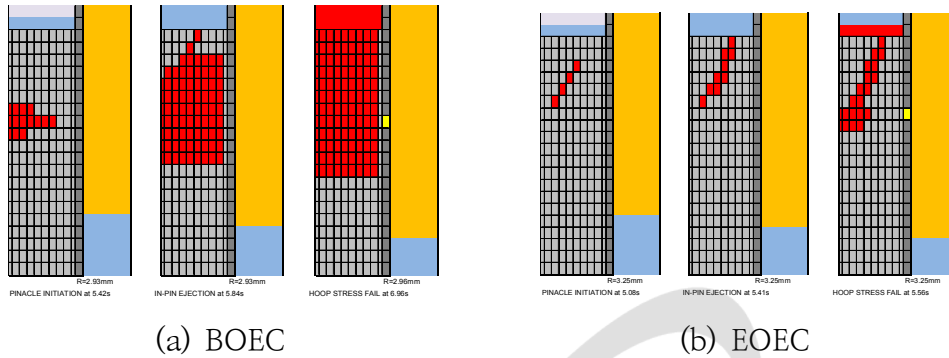


그림 3.59 AFB: 최고 출력 채널 봉 내 핵연료 용융 거동

그림 3.60은 핵연료, 피복재, 냉각재 온도 결과이다. 각 온도의 최고값에 근접한 값을 얻기 위해 핵연료 온도는 최상단 중심부, 피복재 온도는 최상단 내부 그리고 냉각재 온도는 핵연료 최상단과 지점의 격자 값을 출력하였다. 냉각재 비등 발생 후 열전달 능력 저하로 인해 핵연료와 피복재의 온도 증가율이 더 증가하였다. 그리고 피복재 온도 증가율이 더 커서 핵연료 온도와의 차이가 시간에 비례하여 감소하였다.

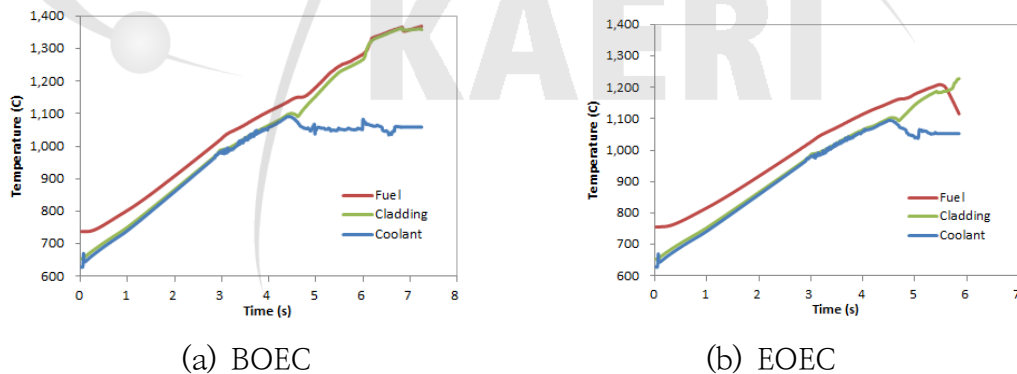


그림 3.60 AFB: 핵연료, 피복재, 냉각재 온도

#### 나. 반응도삽입 및 유량상실 동시 사고(LOF-TOP)

본 사고해석 조건으로 과도상태 시작 후 10초 후 냉각재 펌프 2기의 토크가 “0”에 도달하도록 입력을 설정하였다. 동시에 반응도는 초당 0.02\$씩 30초 동안 증가하여 최대 0.6\$에 도달하도록 하였다.

그림 3.61은 전체 노심에 대한 반응도 값이다. 반응도 총합은 BOEC, EOEC 두 조건 모두 초기에는 반응도 삽입량 영향으로 양의 값을 보였고 이후 핵연료의 축방향 팽창, 소듐냉각재 밀도, 도플러 반응도 등의 영향으로 음의 값을 보였다. 핵연료 축 방향 팽창과 도플러 반응도 값이 가장 큰 음의 값을, 피복재 팽창에 의한 반응도 값은 양의 값을 보였다.

피복재 내부에서 용융핵연료 상부 분출이 발생하는 시점 BOEC 결과에서 급격한 음의 반응도가 삽입되었으며, EOEC 조건에서도 역시 그 정도는 약하지만 (BOEC 조건에 비해 핵연료 용융량이 적은 이유로) 음의 반응도가 삽입되었다. 피복재 파손 이후 즉, LEVITATE-M 모델이 기동되는 시점 용융핵연료 분출 현상이 발생하게 되고 이로 인해 용융핵연료 유동에 의한 음의 반응도가 삽입되었다.

AFB 사고에서는 BOEC 조건에서는 피복재 파손 직후 용융핵연료 유동 반응도 값이 짧은 시간 동안 증가하였으며, 이러한 값은 피복재의 파손 위치가 핵연료 중심에 가깝기 때문에 나타난 것으로 보였다. 그러나 LOF-TOP 사고에서는 이러한 경향이 발생하지 않았다.

BOEC 조건에서의 용융핵연료 유동 반응도 값이 다른 반응도 값에 비해 매우 컸다. 이러한 결과는 핵연료 용융량이 많음에 기인한다. EOEC 조건에서 핵연료 용융량은 BOEC 조건의 결과에 비해 적기 때문에 용융핵연료 유동 반응도 역시 BOEC 결과에 비해 작았다. 그렇지만 반응도 총합의 방향성에는 큰 영향을 주었다.

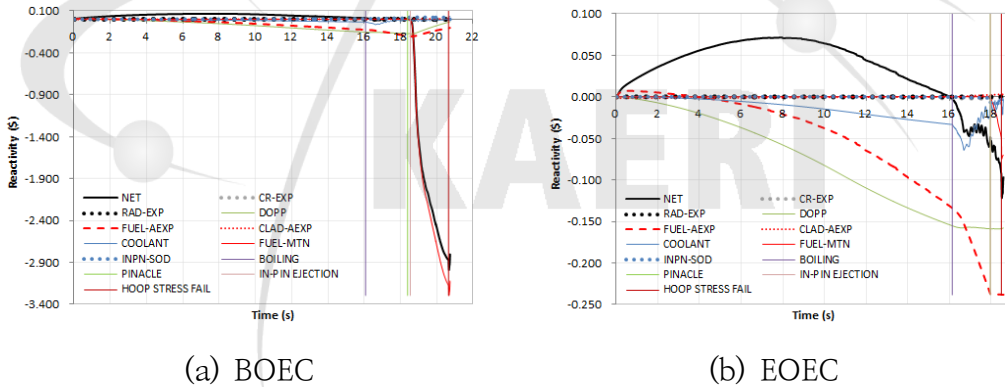


그림 3.61 LOF-TOP: 반응도

그림 3.62는 과도상태 노심 용융 거동을 보여준다. 조건에서 핵연료 용융은 핵연료 중심 부분에서 발생하였고, 피복재 내부 용융 핵연료 유동을 해석하는 PINACLE-M 모델이 기동하였다. 이후 핵연료 용융이 상부까지 확산되면서 피복재 내 용융핵연료 상부 분출 현상이 발생하였고, Hoop stress에 의한 피복재 파손이 발생하여 냉각재로 용융 핵연료 분출 현상이 발생하였고 이를 해석하는 LEVITATE-M 모델이 기동하였다.

AFB 사고와 비교하여 냉각재 유량이 높기 때문에 냉각재가 노심 하부에서 상부로 유동하면서 온도가 증가하고 이로 인해 핵연료 역시 상부의 온도 증가량이 더 증가한다. 따라서 핵연

료 용융이 AFB 경우 보다 높은 위치에서 발생하였다.

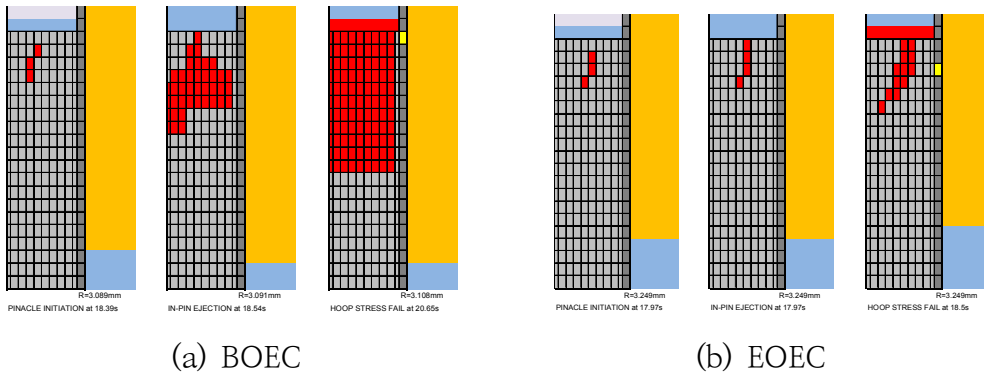


그림 3.62 LOF-TOP: 최고 출력 채널 봉 내 핵연료 용융 거동

그림 3.63은 핵연료, 피복재, 냉각재 온도 결과이다. 각 온도의 최고값에 근접한 값을 얻기 위해 핵연료 온도는 최상단 중심부, 피복재 온도는 최상단 내부 그리고 냉각재 온도는 핵연료 최상단과 지점의 격자 값을 출력하였다. 냉각재 비등 발생 후 열전달 능력 저하로 인해 핵연료와 피복재의 온도 증가율이 더 증가하였다. 그리고 피복재 온도 증가율이 더 커서 핵연료 온도와의 차이가 시간에 비례하여 감소하였다.

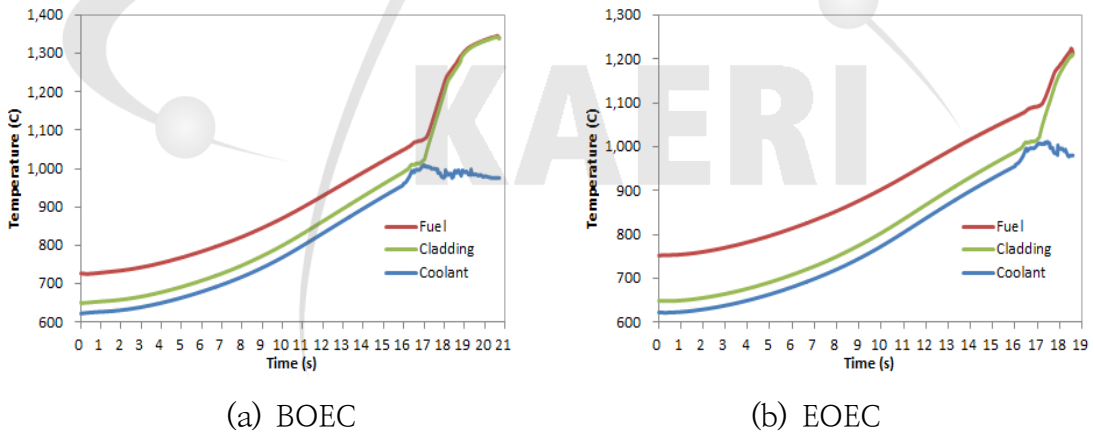


그림 3.63 LOF-TOP: 핵연료, 피복재, 냉각재 온도

신규 개발된 SAS4A 전산코드 중대사고 모델에 대한 기능 및 계산 특성을 기술하였고, 개발된 SAS4A 코드를 사용하여 PGSFR 중대사고 해석을 수행하였다. 정상상태 해석을 통해 핵연료 구성 성분 변화 거동을 반영한 물성치 값을 계산하고 이 결과를 초기 조건으로 과도상태 해석을 수행하였다. 과도사고 해석은 AFB(Assembly inlet Flow Blockage)와 LOF-TOP(Loss Of Flow and Transient Over Power) 사고에 대해 수행하였다. 해석을 통해 사고 발생 시 냉각재 비등 발생 및 이에 의한 노심 냉각 능력 감소에 따른 핵연료와 피복

재 용융 및 파손 거동을 관찰하였다. 또한 이러한 노심에서의 현상 진행에 따른 반응도 및 출력 거동을 분석하였다.

## 5. 선원항 분석

금속핵연료를 사용하는 SFR 선원항 평가는 실험 자료와 운전 경험의 부족으로 비기계적(non-mechanistic)이고 보수적인 방법론이 적용된다. TID-14844[참고문헌 18]는 경수로에서 사고해석, 중대사고 및 소외 방사선피폭량 계산에 사용하도록 요구되는 선원항 관련 규제 기준이다. SFR 원형로에서는 경수로에서 사용하는  $UO_2$  산화물핵연료와는 다른 특성을 갖는 금속핵연료를 사용하여 설계되기 때문에 SFR 원형로와 경수로의 선원항을 단순히 비교하는 것은 적합하지 않다. 그러나, SFR 원형로에 직접 적용 가능한 규제 문서의 부재로 기존 경수로의 문헌인 TID-14844에서 제시하는 보수적인 즉각(instantaneous) 방출과 NUREG-1465 [참고문헌 19] 및 Regulatory Guide(RG) 1.183[참고문헌 20]에서 제시하는 방사성핵종 그룹과 원소들의 분류 방법을 도입하여 보수적으로 선원항을 평가한다. 일차열전달계통 소듐에서 커버그스 영역으로의 방사성핵종 그룹의 방출분율은 관련 참고문헌에 수록된 수식 및 실험 자료를 이용하여 계산하고, 이를 기반으로 SFR 원형로의 선원항 평가를 수행한다.

### 가. 방사성물질 결말 분석에 사용된 가정

SFR 원형로는 풀형 원자로로서 정상 운전 중에 일차열전달계통은 대기압 수준의 낮은 압력으로 유지되고, 열교환기를 포함한 주요 기기들이 충분한 양의 소듐을 보유하고 있는 원자로 용기 내부에 위치하고 있다. 또한, 금속핵연료의 높은 열전도도는 핵연료의 중심 온도를 크게 낮추고, 금속핵연료의 낮은 용융점과 큰 팽창률은 임의의 사고가 발생하여 중대사고로 진전되기 전에 출력을 크게 낮추는 역할을 한다. 이와 같은 이유로 중대사고가 발생할 가능성은 희박하며, 만약 중대사고가 발생하여도 초기에 종료된다. 따라서, 원자로용기내 선원항 분석에서는 최대가상사고로 전핵연료봉파손(whole fuel rod failure)을 가정한다. 노심 재고량은 핵연료 수명말(End of Life: EOL)까지 생성된 방사성물질 총 재고량에 불확도를 고려한 값을 사용한다. 일차열전달계통 소듐 온도가 실제로는 핵연료 온도보다 낮으나 방사성물질 방출 관점에서 최대 방출을 모의하기 위해, 커버그스 영역으로의 방출분율 평가 시 일차열전달계통 소듐 온도를 가상적으로 핵연료 solidus 온도 범위의 상한( $1,300^{\circ}C$ )과 같다고 가정한다.

### 나. 방사성핵종 그룹과 재고량

SFR 원형로 선원항 평가에서 방사성핵종 그룹과 원소들은 NUREG-1465와 RG 1.183에서

제시하는 분류방법을 따른다. U(uranium, 우라늄)은 RG 1.183에 정의되어 있지 않아서 Ce(cerium, 세륨) 그룹에 포함된다. 운전 중에 방사화된 소듐은 하나의 독립된 그룹으로 분류된다. 반감기가 1분 이상인 방사성핵종들만 고려[참고문헌 21]하고, 9 가지 방사성핵종 그룹들과 원소들은 표 3.9와 같이 분류된다. 핵종별 방사성물질 재고량은 ORIGEN-2 코드를 사용하여 첨두 연소 조건에서 불확도를 고려하여 계산된 값을 적용된다[참고문헌 22].

표 3.9 방사성핵종 그룹 별 원소

방사성핵종 그룹	방사성핵종
Noble Gases (불활성기체)	Xe, Kr
Halogens (할로겐)	I, Br
Alkali Metals (알칼리 금속)	Cs, Rb
Te Group (텔루륨 그룹)	Te, Sb, Se
Ba, Sr (바륨, 스트론튬)	Ba, Sr
Noble Metals (귀금속)	Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co
Lanthanides (란타나이드)	La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am
Ce Group (세륨 그룹)	Ce, Pu, Np, U
Coolant (냉각재)	Na

#### 다. 방사성핵종의 방출 경로

그림 3.64은 SFR 원형로 선원항 평가에 사용된 방사성핵종들의 방출 경로를 나타낸다. 방출 경로는 (1) 손상된 핵연료에서 일차열전달계통 소듐으로 핵분열생성물의 방출, (2) 일차열전달계통 소듐에서 커버가스 영역으로 핵분열생성물과 방사화된 소듐의 방출, (3) 커버가스 영역에서 원자로건물로의 누설과 (4) 원자로건물에서 환경으로의 누설로 구분된다. ANL-ART-38[참고문헌 23]을 참고하여 가정된 손상된 핵연료에서 일차열전달계통 소듐으로 핵분열생성물의 방출 비율은 표 3.10과 같다. 표 3.11은 일차열전달계통 소듐에서 커버가스 영역으로의 방출비율을 나타낸다.[참고문헌 21] 커버가스 영역에서 원자로건물로의 누설과 원자로건물에서 환경으로의 누설은 정상운전 시 0.1 %(vol.)/day로 설계되어있으며, 사고 시 누설률은 이보다 증가할 것으로 보여지며, 상세설계가 진행된 후 확정 될 계획이다.

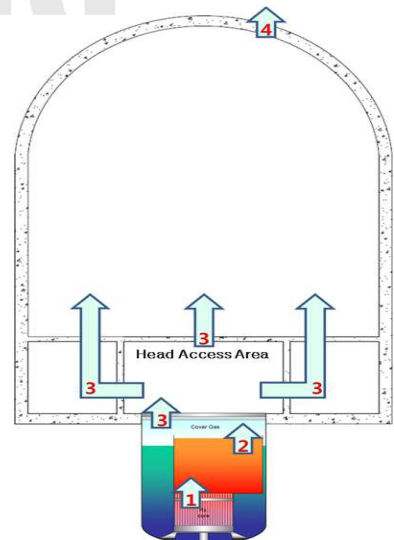


그림 3.64 방사성핵종 방출

표 3.10 노심에서 일차열전달계통 소듐으로의 방출분율

방사성핵종 그룹		방출분율 (노심에서 일차열전달계통 소듐)
Noble Gases (불활성기체)		1.00E+00
Halogens (할로겐)		1.00E+00
Alkali Metals (알칼리 금속)		1.00E+00
Te Group (텔루륨 그룹)		5.00E-02
Ba, Sr (바륨, 스트론튬)		2.00E-01
Noble Metals (귀금속)		5.00E-02
Lanthanides (란타나이드)		3.00E-01
Ce Group (세륨 그룹)	Ce	1.50E-01
	U & Pu	1.00E-03

표 3.11 일차열전달계통 소듐에서 커버가스 영역으로의 방출분율

방사성핵종 그룹		방출분율 (일차열전달계통 소듐에서 커버가스 영역)
Noble Gases (불활성기체)		1.00E+00
Halogens (할로겐)		1.40E-03
Alkali Metals (알칼리 금속)		1.20E-02
Te Group (텔루륨 그룹)		9.00E-04
Ba, Sr (바륨, 스트론튬)		9.00E-04
Noble Metals (귀금속)		9.00E-04
Lanthanides (란타나이드)		9.00E-04
Ce Group (세륨 그룹)	Ce	9.00E-04
	U & Pu	9.00E-04
Coolant (냉각재)		9.00E-04

## 6. 확률론적 안전성 평가(PSA)

SFR 원형로 특정설계 PSA(확률론적안전성평가)는 SFR 원형로의 안전성을 확률론적 측면에서 평가하기 위하여 수행된다. PSA는 크게 3단계로 수행된다. Level-1 PSA는 노심손상 가능성을, Level-2 PSA는 방사성 물질의 누출 가능성 및 누설량을, Level-3 PSA는 주민에 미치는 리스크를 평가하는 측면에서 수행된다.

지난 단계까지는 예비 Level-1 PSA 및 설계 개선안을 도출하는 업무 등을 수행하였으며, 이번 단계에서는 SFR 원형로의 안전성을 평가하기 위하여 다음과 같은 업무를 수행하였다.

- Level-1 PSA 개정
- Level-2 PSA 분석 체계 구축 및 시범 평가
- Level-3 PSA 분석 체계 구축 및 시범 평가
- 외부사건 PSA 평가

### 가. Level-1 PSA 개정

지난 단계에서 예비 Level-1 PSA를 수행한 바 있으며, 이번 단계에서는 그 동안의 설계 변경 사항을 조사하고, Level-1 PSA를 개정하였다. PSA 측면에서 안전 계통의 주요 변경 사항은 아래와 같다.

- 능동 잔열제거계통에서 전자펌프(EMP) 제거: EMP 없이 기능 수행.
- 원자로공동구역 냉각계통(RVCS) 성능 가정: RVCS를 이용하여 충분히 잔열제거를 수행할 수 있도록 설계하고 있음. 현 단계에서 검증되지는 않았지만, 추후 검증을 수행할 예정임. 이에 따라 PSA에서는 노심손상을 방지하는 것으로 가정하였으며 이에 대한 민감도 분석도 수행함.

PSA 모델 개정에서는 능동 잔열제거계통에서 EMP를 제거한 것으로 변경하였으며, RVCS는 지난 단계와 같이 잔열제거 기능을 충분히 수행하는 것으로 가정하였다. 이에 대해 PSA 측면에서의 효과를 검토하면 아래 표와 같다.

표 3.12 설계 변경 사항 조사 및 PSA 재평가

RVCS 성능	EMP 필요	EMP 불필요	비고
RVCS를 이용한 노심손상 방지	1.21e-9/yr	9.26e-10/yr	CDF 23% 감소
RVCS를 이용한 노심손상 방지 불가능	5.59e-7/yr	2.79e-7/yr	

EMP 없이 능동 잔열제거계통의 기능을 수행할 수 있으면 노심손상빈도가 약 23% 감소하는 것으로 평가된다. RVCS 성능은 PSA 측면에서 매우 중요한 것으로 평가되어, RVCS 성능이 잔열제거를 충분히 할 수 있도록 설계하는 것이 필수적으로 나타난다.

내부사건에 대한 Level-1 PSA 결과인 노심손상빈도는 기존의 상업용 원전보다 약 1/1000 수준으로 평가된다. 이는 SFR 원형로의 다음과 같이 고유 안전성 설계를 도입한 효과이다.

- 다양성 및 피동으로 구현한 잔열제거 기능: 피동으로 작동하는 잔열제거계통 및 원자로공동구역 냉각계통
- 부반응도 궤환 효과: 정지불능 예상과도상태에도 피동 부반응도 궤환효과로 출력을 제어
- 냉각재상실사고 대처 기능: 주요 기기 및 배관을 원자로용기 내부에 설치하여 누설 가능성을 최소화하였으며, 또한 원자로용기 누설시에도 이를 둘러싼 격납용기로 인해 누설 효과를 최소화

## 나. Level-2 PSA

Level-2 PSA의 주요 목표는 Level-1 PSA에서 도출된 노심손상 사고경위들에 대해서, 중대 사고가 진행됨에 따른 원자로건물 건전성 여부를 확률적으로 파악하고, 건전하지 않는 경우에 환경으로 누출되는 핵분열생성물 선원량을 계산하여 Level-3 PSA에 제공하는 것이다. SFR 원형로의 Level-2 PSA 수행을 통하여 얻게 된 주요 결과는 다음과 같으며, 상세 내용은 뒤에 기술하였다.

- SFR 원형로는 소듐냉각재가 가진 물리화학적 특성, 풀-타입(Pool) 설계 등으로 인하여 가압경수로에 비하여 고려 가능한 중대사고 현상이 적으며, 중대사고 안전설비가 미비하기 때문에 중대사고 현상의 진행이 매우 단순함.
- 원자로용기 및 격납용기 파손 확률에 대한 기술 및 지식의 부재로 인하여 Level-2 PSA를 통해 도출된 원자로건물 실패확률의 불확실성이 큼.
- ISFRA 코드에 의한 격리실패 모의 시 15일 동안 누출되는 NaI(대표 휘발성 방사선원)은 약 0.35%에 불과하며, 소듐증발에 의해 노심 노출시점은 15일 이후임.
- ISFRA 코드는 원자로용기 및 격납용기 파손, 우회사고 모의하는데 한계가 있기 때문에 중대사고 현상 모의 및 선원량 분석용 전산코드의 개선이 필요함.

### (1) 원자로건물 성능평가 모델 개발 및 정량화

SFR 원형로의 원자로건물 성능평가를 위하여 발전소손상군(Plant Damage State: PDS)과 격납건물사건수목(Containment Event Tree: CET) 모델을 개발하였으며, 이 모델들과 Level-1 PSA 결과를 종합하여 원자로건물 실패유형별 빈도를 정량화하였다.

발전소손상군 논리도는 아래 그림과 같으며, 이를 이용하여 8개의 초기사건에서 도출된 33개의 노심손상 사고경위들을 세 가지의 발전소손상군으로 분류하였다.

ENTRY FROM LEVEL1 PDS ET	Direct Release by IHX & SG Tube Rupture	Fission Power Control	Seq#	Frequency
CRITERIA	BYPASS	FPC		
		SUCCESS	1	4.987014E-10
	NO BYPASS	FAIL	2	1.0226E-13
	BYPASS		3	4.277E-10

그림 3.65 SFR 발전소손상군 논리도 및 정량화 결과

발전소손상군 이후에 중대사고 현상을 격납건물 사건수목을 이용하여 평가한다. 격납건물 사건수목 및 원자로건물 실패유형별 빈도 정량화 결과는 아래 그림과 같다. 여기서 분기 표제



는 다음과 같이 고려되었다.

- 우회사고(BYPASS): 발전소손상군에서 분류된, 노심용융물의 우회 누출 사고
- 원자로건물격리계통(ISO): 원자로건물 격리 실패사고로서,  $2.3E-4$ 를 가정함. (현재 PGSFR의 원자로건물격리계통의 설계가 미확정이므로 경수로의 격납건물격리계통 이용 불능도를 참조하였음, PGSFR 격납건물격리계통의 이용불능도는 이와 크게 차이하지 않을 것으로 예상. “KAERI, 한울 3,4호기 확률론적 안전성 평가: 격납건물 성능분석, 2015.12”)
- 원자로용기 실패(RV): 원자로용기 하부 용융 파손으로 전문가 판단으로 실패확률을 평가. 노심출력제어가 성공하는 경우, Degree of believe 척도 중 ‘미확정 (indeterminate)’인 0.5 값을 가정. 노심출력제어가 실패하는 경우, 노심출력제어 성공했을 경우보다 더 혹독한 조건이므로 원자로용기 실패확률은 증가할 것임. 0.5~1.0의 값일 것으로 추정됨. 본 분석에서는 전체 경우의 10% 만큼이 더 실패한다고 가정하여 0.6 값을 사용.
- 격납용기 실패(CV): 전문가 판단으로 실패확률을 평가하였음. 원자로용기가 실패한 조건에서는 노심용융물의 냉각이 어려운 상황이 자명하므로 격납용기까지 실패하는 경우가 ‘가능성이 많음(likely)’인 0.9 값을 가정.

CET	Direct Release by Intermediate SG tube rupture	Containment Isolation System	Reactor Vessel Condition	Containment Vessel Condition	Seq#	Frequency
CET	BYPASS	ISO	RV	CV		
PDS 1-3	NO BYPASS	ISOLATED	INTACT		1	2.493E-10
			RUPTURE	INTACT	2	2.494E-11
		NOT ISOLATED	INTACT	RUPTURE	3	2.244E-10
			INTACT	INTACT	4	5.736E-14
			RUPTURE	INTACT	5	5.736E-15
		BYPASS		RUPTURE	6	5.163E-14
					RUPTURE	7

그림 3.66 PGSFR 격납건물수목 및 정량화 결과

격납건물 우회함으로써 격납건물을 거치지 않고 바로 환경으로 누출될 확률은 46.2%이다. 격납건물 격리실패의 경우 (사건수목 최종분기점 4,5,6번) 는 매우 확률이 낮으며, 원자로용기가 건전할 확률이 26.9%, 원자로용기 및 격납용기가 모두 파손될 확률은 24.2%이다. 원자로용기는 파손되지만 격납용기는 건전할 확률은 2.7%이다. 즉, 노심손상이 발생하는 모든 경우에 대해서 격납건물이 손상되지 않을 확률은 약 30%이며, 격납건물손상 또는 우회실패에 의하여 방사성물질이 누출될 확률은 약 70%이다. 즉 다량누출빈도 (Large Release Frequency)는  $6.5E-10/y$  이다.

전문가판단에 의한 확률값이 전체 결과를 좌우할 수 있으므로, 추후 관련 지식 축적 및 추가 분석을 통하여 지속적으로 개정되어 보다 합리적인 값을 제시할 필요성이 있다.

## (2) 방사선원항 특성분석

SFR 원형로에 대해 사고경위 별로 외부로 방출되는 방사선원항을 평가하는 것이 필요하다. SFR 원형로의 고유 방사선원항 분석 도구로서는 ISFRA 코드를 활용할 수 있다. 그러나, ISFRA 코드는 아직 개발 중인 코드이며 중간 결과물로 완료된 ISFRA코드 알파버전을 이용하여 분석을 수행하였다. 현재의 ISFRA로서는 PGSFR 격납건물수목의 'BYPASS', '원자로용기 파손', 및 '격납용기 파손'을 모의하는데 한계가 있다.

- 분석 가능한 사고경위: 격납건물사건수목의 1, 4번
- 추가적인 코드 개발이 필요한 사고경위: 격납건물사건수목의 2, 3, 5, 6, 7번

분석된 시나리오 중 심각한 사고경위인 4번 사고경위의 결과, 분석의 가정사항이 다음에 요약되어 있다.

- 분석 대상 사고경위: 발전소 정전사고를 가정하였으며 따라서 소내/소의 전력상실로 인하여 원자로냉각재펌프, 중간열전달 펌프, 및 증기발생기 급수펌프가 상실됨. 또한 모든 잔열제거계통도 작동되지 않고, 격납건물 격리실패(직경 10인치)되는 것을 가정. 즉, 원자로건물 격리실패를 동반하는 노심손상사고이며 SFR 원형로에서 노심손상을 야기하는 사고는 모든 안전계통이 작동되지 않는 경우임.
- ISFRA 코드 알파버전을 이용하여 사고 후 15일 경과까지 분석을 수행
- 노심손상에 의해 핵연료로부터 핵분열생성물이 방출되기 시작하는 시점은 사고시작 후 약 61시간 이후임.
- 소듐 증발에 의해 노심이 노출되는 시간은 15일 이후임.
- 15일 동안에 걸쳐 격납건물 외부로 방출되는 핵분열생성물은 (1) Xe, Kr 등 Noble Gas는 초기 노심 재고량의 약 53.1% 이며, (2) NaI 등 휘발성 방사선원항은 초기 재고량의 약 0.35% 로 분석됨
  - 일반 경수로에 비하여 사고 진행시간도 매우 느리며 핵분열생성물의 방출량 역시 매우 적음
  - 핵분열 생성물이 상당 부분 격납건물로 이동되나, 격납건물 압력이 크게 증가하지 않기 때문에, 대부분 격납건물 내에 남으며 외부방출은 상대적으로 소량임.

아래 그림은 NaI가 노심으로부터 방출되는 시점과 원자로용기 내부, 격납건물 내부 분포 및 외부 방출율을 보여주고 있다.

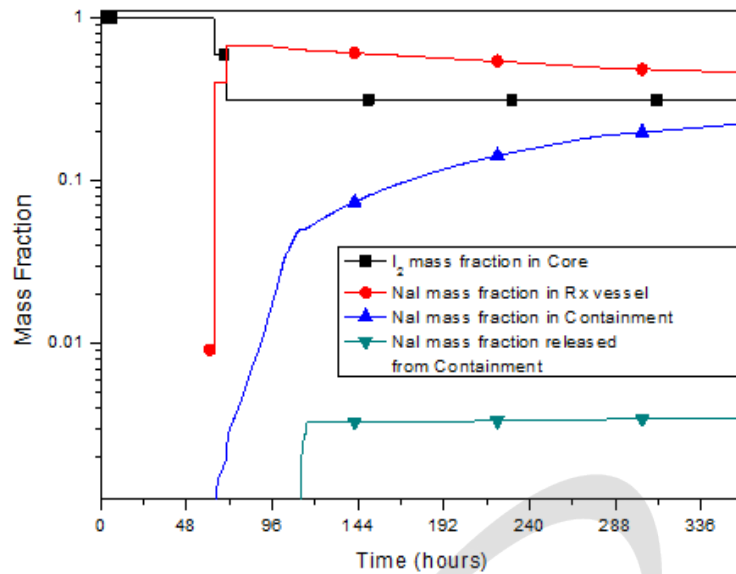


그림 3.67 격납건물 격리실패를 동반한 발전소정전사고 시, NaI 분포 및 방출분율

#### 다. Level-3 PSA

Level-3 PSA는 환경으로 누출된 방사성 물질로 인근 주민에 미치는 리스크를 평가하는 것이다. 전형적인 Level-3 PSA 방법에 기초하여 SFR 원형로의 Level-3 PSA 분석 방법을 정립하고 예비 분석을 수행하였다. 분석 범위는 SFR 원형로 사고로 인한 초기단계 분석에 한정하였다. 분석 유형은 Level-3 PSA의 전형적인 결과로 제시되고 있는 급성사망리스크와 암사망리스크를 고려하였다. 전형적인 Level-3 PSA는 원전부지 주변의 환경에 미치는 방사선영향을 평가하는 것으로 부지주변에 대한 자료를 일차적으로 요구한다. 현 단계에서 SFR 원형로의 부지정보를 활용할 수 없기 때문에 본 예비 분석에서 수행한 일차적인 부지 자료는 일반적 부지 특성에 기초하여 분석하였으며, 특별히 세부적 부지 자료가 필요한 경우는 참조원전의 부지 자료를 차용하였다. 본 예비 분석에서 수행한 내용은 다음과 같다.

- Level-2 PSA 선원항 결과인 ISFRA의 2개의 사고경위에 대한 선원항 검토 및 분석
- 선원항 결과에 기초한 Level-3 PSA 분석 작업 수행
  - 60개 주요 방사성핵종에 대한 SFR 원형로의 노심재고량 고려
  - 2개 사고유형 적용
  - 참조원전 부지 특성 고려
- 2개의 사고경위에 대한 급성사망리스크 및 암사망리스크 평가
  - 주어진 사고경위에 대해 Level-3 PSA 리스크는 매우 적은 것으로 나타남
- 추후 부지가 결정된 이후에 Level-3 PSA를 수행할 수 있는 기반을 수립하였음.

## 라. 외부사건 PSA

지진, 화재, 침수에 대해 다음과 같이 리스크 평가를 수행하였다.

- 지진 리스크 평가: 부지가 정해지지 않은 관계로 PSA 기반 내진여유도평가 (PSA-Based Seismic Margin Analysis)를 수행함.
- 화재 및 침수 리스크 평가: Level-1 PSA를 수행함.
  - SFR 특성상 소듐 배관의 누설 또는 파단은 화재로 연결될 수 있으므로, 화재 PSA에 포함시켜 수행함.
  - 배관 파단으로 인한 침수 리스크는 무시할 만한 수준으로 평가됨.

### (1) PSA 기반 내진여유도 평가

SECY-93-087에서는 부지가 정해지지 않은 원전의 경우 PSA 기반 내진여유도 평가를 수행하여 원전의 HCLPF(High Confidence, Low Probability of Failures)가 설계기준 안전 정지지진의 1.67배 이상이 되는가를 보이도록 요구하고 있다. PSA 기반 내진여유도 평가는 원전 수준에서 HCLPF를 평가하는 것으로서, 다음과 같이 3항목으로 이루어진다.

- 내진여유도 평가용 PSA 모델 개발: 일반적인 PSA와 같이 지진이 발생한 경우에 시나리오(사고경위)를 구성
- 지진 취약도 분석: 지진 시나리오에 나타나는 모든 SSC(Structure, System, and Component)에 대해 취약도를 평가
- 원전 HCLPF 평가: 각 시나리오에 대해 HCLPF를 평가. 이중 가장 작은 HCLPF가 원전 수준의 HCLPF가 됨

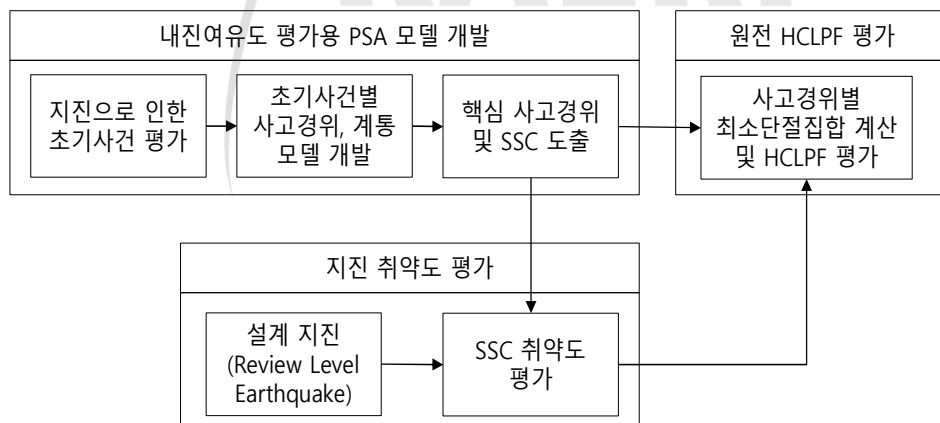


그림 3.68 PSA 기반 내진여유도 평가 절차

지진 취약도 평가는 노심손상에 영향을 미치는 SSC들에 대해 수행되었다. SFR 원형로 고유 SSC에 대해서는 지진취약도 평가를 수행하였으며, 자료가 부족하거나 상용원전에 있는 기기의 경우 Generic fragility data(EPRI-TR-3002000709)을 우선 사용하였으며, 이에 없는 경우,

NUREG/CR-7040, U34 PSA 자료를 사용)를 사용하였다.

- 지진 취약도 분석: SFR 원형로의 고유 SSC에 대해 확률론적 취약도 분석방법을 적용하여 아래 그림과 같이 평가
  - 입력지진하중의 선정 (표준지반응답스펙트럼, NRC Reg.1.60)
  - 아래 그림에 주어진 분석대상에 대해 상세 지진응답 분석을 수행
  - 구조물과 기기의 성능은 경험식 혹은 실험결과로부터 도출
- 지진 취약도 분석 결과는 아래 표에 주어짐

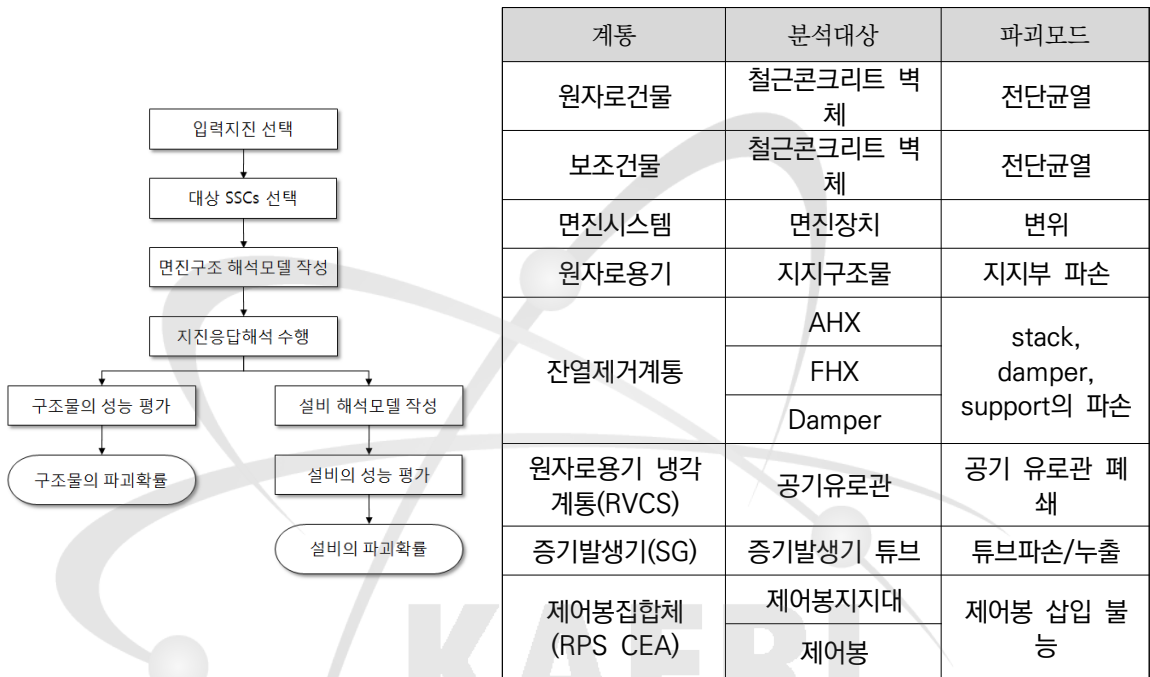


그림 3.69 지진취약도 평가 절차 및 지진취약도 분석 대상 SSC

지진 시나리오 분석을 위한 PSA 모델은 아래와 같이 지진 초기사건 계통논리수목을 작성하는 것으로부터 시작한다. 이중 1, 2번째 사고경위는 소외전원상실 및 증기발생기세과파단으로 보다 상세한 PSA 모델을 구성하였으며, 3~6번째 사고경위는 각기 면진장치 파손, 원자로건물 파손, 보조건물 파손, 원자로용기 파손에 해당하며, 이 경우들은 바로 모두 노심손상이 발생하는 것으로 가정하였다.

표 3.13 지진취약도 평가 결과

계통	대상 SSCs	Am(g)	$\beta_c$	HCLPF(g)	비고
원자로건물	철근콘크리트 벽체	3.10	0.35	1.83	확률론적 지진취약도 평가
보조건물	철근콘크리트 벽체	8.06	0.35	3.57	확률론적 지진취약도 평가
면진시스템	면진장치	2.08	0.35	0.92	확률론적 지진취약도 평가
원자로용기	지지구조물	2.39	0.35	1.06	확률론적 지진취약도 평가
잔열제거계통	AHX	3.33	0.40	1.31	확률론적 지진취약도 평가
	FHX	7.49	0.40	2.95	확률론적 지진취약도 평가
	Damper	9.80	0.61	2.40	Generic Data에 면진 특성을 반영하여 보정
증기발생기(SG)	증기발생기 튜브	3.06	0.40	1.24	Generic Data에 면진 특성을 반영하여 보정
제어봉집합체 (RPS CEA)	제어봉	4.60	0.50	1.45	Generic Data에 면진 특성을 반영하여 보정

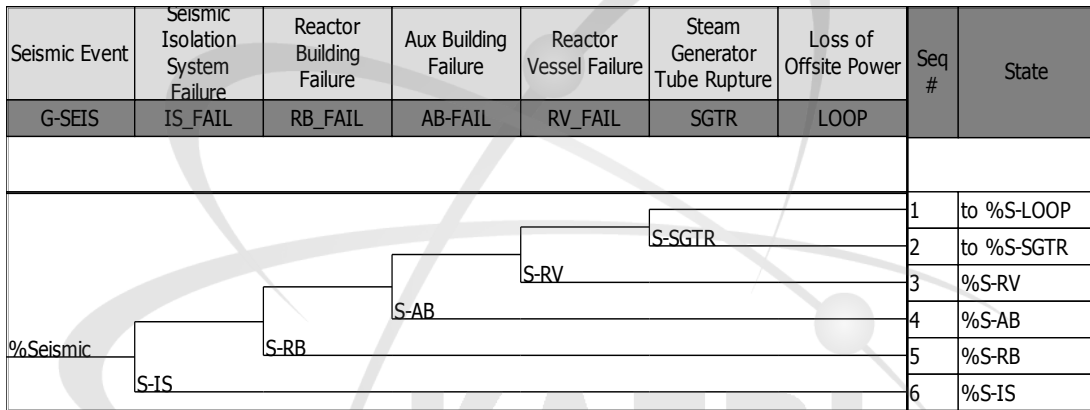


그림 3.70 지진 초기사건 계층논리수목

각 안전계통의 모델은 내부사건을 기본으로 하여, 여기에 지진으로 인한 SSC의 고장사건들을 추가하여 개발된다. 이후 지진 PSA 모델을 분석하여 각 시나리오별로 최소단절집합을 계산하고, Min-Max 방식을 이용하여 시나리오별 HCLPF를 계산한다. 이중 최소 HCLPF가 원전 전체의 HCLPF 값이 된다. 분석 결과를 요약하면 다음과 같다.

- 원전 수준 HCLPF > 0.5g (설계기준 안전정지지진의 1.67배)

SFR 원형로 특성을 반영하여 취약도를 평가한 SSC들은 모두 충분히 큰 HCLPF를 가지는 것으로 평가되었다. 그러나 원전 수준의 HCLPF는 일반 취약도 자료를 사용한 SSC에 의해 지배되며, 이 들 SSC의 HCLPF는 면진을 고려하지 않은 일반적인 원전에서의 평가결과를 인용하였다. 추후에는, 일반 취약도 자료를 사용한 많은 수의 SSC들에 대해 면진 상황에서 취약도를 평가하는 것이 필요하다.

(2) 화재 및 침수 Level-1 PSA

SFR 원형로에서의 주요 화재 구역에 대해 발생하는 화재 사건들로 인한 리스크를 아래 그림과 같은 절차로 평가하였다. 먼저 주요 화재구역을 선정하고, 화재구역별 점화원 및 소듐배관 경로를 파악하여, 이들 화재가 주변 케이블 및 기기/계통에 미치는 영향을 파악하여 노심손상빈도를 계산하였다.

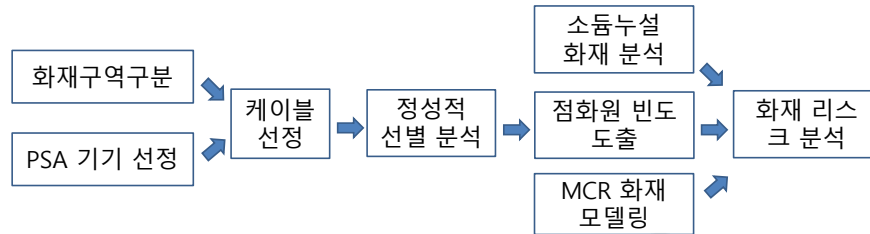


그림 3.71 화재 PSA 절차

### 화재구역구분 및 선별분석

화재사건 분석에서는 RG 1.189 등의 설계기준에 따라 화재구역을 구분하였으며, 이들 화재구역은 발전소 외부와 접하는 경계를 제외하고는 2시간 이상의 내화등급을 만족하는 방화벽으로 격리되어 있다. PGSFR의 일반배치도(원자로건물, 보조건물, 핵연료건물, 디젤발전기건물), Room Number DBD(원자로건물, 보조건물) 도면을 검토하여 화재구역을 분류하였다. 이중 노심손상과 관련된 기기(PSA에 모델된 기기)가 설치되어 있는 화재구역은 총 36개로 선정되어, 이에 대해 화재 PSA 분석을 수행하였다.

### MCR 화재 모델링

일반적인 원전의 화재 리스크 분석에서, 주제어실(MCR, Main Control Room)이 상실되는 경우에, 원전의 제어가 불가능하여 리스크가 크게 나타난다. 본 분석에서는 주제어실 화재시 공간 내부의 화재 특성을 파악하기 위해 FDS(Fire Dynamics Simulation) 코드를 이용한 화재 시뮬레이션을 수행하였고, 그 결과를 주제어실 화재 PSA 분석에 활용하였다.

### 화재발생빈도 평가

36개 화재구역별로 존재하는 기기 및 인화물질, 정비작업의 화재위험성 및 작업빈도, 그리고, 소듐배관의 소듐누설에 의한 화재 발생 가능성을 고려하여, 화재구역별로 점화원 빈도를 도출하였다.

### 화재 리스크 정량화

각 화재 구역별 노심손상빈도 통해, PGSFR의 화재로 인한 노심손상빈도는  $7.95e-11/yr$ 로 평가되었다. 표 3.14에서 보듯이 소듐배관이 지나가는 화재구역 중 하나인 F-C304(Head

Access Area)가 주요 화재구역으로 나타났다. 이 구역 화재 위험성이 차지하는 비중이 17.7%이다. 이 화재구역은 관통하는 소듐배관 등이 많은데, 이들 소듐배관의 누설로 인해 화재가 발생하면, 피동 잔열제거계통의 히터 및 온도 계측기의 손상으로 피동 잔열제거계통 고화 가능성이 증대하기 때문이다. 그 다음은 주제어실 화재로 인한 것으로 주제어실 화재의 경우는 피난 갈 경우와 안 갈 경우의 확률을 고려하여, 노심손상빈도를 계산하였다. 노심손상빈도에서 주제어실 화재가 차지하는 비중은 약 9%가 된다 (표 3.14 참조).

표 3.14 화재구역별 CDF 상세 정량화 결과

화재구역 번호	화재구역명	CCDP	원전 접화원 빈도 NUREG-2169	소듐배관 접화원 추가	CDF	CDF %
F-C304	HEAD ACCESS AREA	3.09E-10	1.26E-05	4.56E-02	1.41E-11	17.7%
F-C303	CONTAINMENT ANNULUS AREA	3.09E-10	3.54E-04	2.01E-02	6.27E-12	7.9%
F-A122A	Steam Generator room	2.13E-10	1.15E-05	2.05E-02	4.36E-12	5.5%
F-A122B	Steam Generator room	2.13E-10	1.15E-05	2.05E-02	4.36E-12	5.5%
F-A316A	PIPE CHASE	2.13E-11	7.58E-06	1.09E-02	2.32E-13	0.3%
F-A316B	PIPE CHASE	2.13E-11	7.58E-06	1.09E-02	2.32E-13	0.3%
F-A123A	SWRPR SODIUM DUMP TANK RM	2.13E-11	7.58E-06	1.79E-02	3.81E-13	0.5%
F-A123B	SWRPR SODIUM DUMP TANK RM	2.13E-11	7.58E-06	1.79E-02	3.81E-13	0.5%
F-A202A	480V CLASS 1E LOAD CENTER & MCC RM	1.06E-08	9.50E-04		5.06E-12	6.4%
F-A202B	480V CLASS 1E LOAD CENTER & MCC RM	1.06E-08	9.50E-04		5.06E-12	6.4%
F-A205A	CLASS 1E BATTERY RM	2.13E-11	6.45E-04		6.90E-15	0.0%
F-A205B	CLASS 1E BATTERY RM	2.13E-11	4.85E-05		5.19E-16	0.0%
F-A207A	DC & IP EQUIPMENT RM	2.13E-11	8.00E-04		8.56E-15	0.0%
F-A207B	DC & IP EQUIPMENT RM	2.13E-11	8.00E-04		8.56E-15	0.0%
F-A209A	4.16kV CLASS 1E SWGR RM	1.06E-09	1.99E-03		1.06E-12	1.3%
F-A209B	4.16kV CLASS 1E SWGR RM	1.06E-09	1.99E-03		1.06E-12	1.3%
F-A223A	RVCS STACK	2.13E-11	1.69E-05		1.81E-16	0.0%
F-A223B	RVCS STACK	2.13E-11	1.69E-05		1.81E-16	0.0%
F-A401A	I&C EQUIPMENT RM	2.82E-11	1.57E-04		2.23E-15	0.0%
F-A401B	I&C EQUIPMENT RM	2.56E-11	1.57E-04		2.02E-15	0.0%
F-A407A	MSIV RM	2.13E-10	2.05E-05		2.19E-15	0.0%
F-A407B	MSIV RM	2.13E-10	2.05E-05		2.19E-15	0.0%
F-A412A	STEAM GENERATER RM	2.13E-11	1.15E-05		1.23E-16	0.0%
F-A412B	STEAM GENERATER RM	2.13E-11	1.15E-05		1.23E-16	0.0%
F-A518A	AHX RM	1.05E-09	1.98E-04	7.68E-03	1.05E-13	0.1%
F-A518B	AHX RM	1.05E-09	4.52E-04	7.68E-03	8.32E-12	10.5%
F-A519A	FHX RM	1.05E-09	4.45E-04	1.02E-02	8.31E-12	10.5%
F-A519B	FHX RM	1.05E-09	4.45E-04	1.02E-02	1.10E-11	13.8%
F-D201A	DIESEL GENERATOR ROOM	2.20E-11	3.33E-03		2.61E-13	0.3%
F-D201B	DIESEL GENERATOR ROOM	2.14E-11	3.32E-03		3.58E-14	0.0%
F-T000	TURBINE BUILDING GENERAL AREA	2.33E-11	4.01E-02		4.69E-13	0.6%



F-D202	SWITCHGEAR ROOM	1.06E-09	2.83E-03	1.16E-12	1.5%
F-Y001	MAIN TRANSFORMER	2.33E-11	3.00E-03	3.51E-14	0.0%
F-Y003	UNIT AUX TRANSFORMER	2.33E-11	1.88E-03	2.20E-14	0.0%
F-Y004	STANDBY AUX TRANSFORMER	2.14E-11	1.88E-03	2.02E-14	0.0%
...	....	....	....	....	....
F-A433B	MCR 피난			4.19E-13	0.5%
F-A433B	MCR 피난 안감			6.74E-12	8.5%
				7.95E-11	100 %

### 내부 침수 분석

정성적 선별분석을 수행한 결과 총 104개의 침수구역 중 84개가 선별제외 되었다. 정성적 선별 과정에서 선별 제거되지 않은 침수구역 20곳에 대해, 보조건물 및 터빈건물의 침수빈도를 이용하여 노심손상빈도를 계산한 결과, 1.89e-11/yr을 가지는 것으로 평가되었다.

표 3.14-1 침수구역별 CDF 상세 정량화 결과

침수구역 번호	침수 구역명	CCDP	침수빈도	CDF	CDF %
D-A 122A	STEAM GENERATOR RM	2.13E-10	0.0062	1.32E-12	6.98%
D-A 122B	STEAM GENERATOR RM	2.13E-10	0.0062	1.32E-12	6.98%
D-A 209A	4.16kV CLASS 1E SWGR RM	1.06E-09	0.0062	6.57E-12	34.77%
D-A 209B	4.16kV CLASS 1E SWGR RM	1.06E-09	0.0062	6.57E-12	34.77%
D-A 309B	REMOTE SHUTDOWN RM	2.13E-11	0.0062	1.32E-13	0.70%
D-A 401A	I&C EQUIPMENT RM	2.82E-11	0.0062	1.75E-13	0.93%
D-A 404A	I&C EQUIPMENT RM	2.82E-11	0.0062	1.75E-13	0.93%
D-A 412A	STEAM GENERATER RM	2.13E-11	0.0062	1.32E-13	0.70%
D-A 401B	I&C EQUIPMENT RM	2.56E-11	0.0062	1.59E-13	0.84%
D-A 404B	I&C EQUIPMENT RM	2.56E-11	0.0062	1.59E-13	0.84%
D-A 412B	STEAM GENERATOR RM	2.13E-11	0.0062	1.32E-13	0.70%
D-A 509A	CONTROL ROOM SUPPLY AHU RM	2.13E-11	0.0062	1.32E-13	0.70%
D-A 511A	CONTROL ROOM EMERGENCY MAKEUP ACU RM	2.13E-11	0.0062	1.32E-13	0.70%
D-A 509B	CONTROL ROOM AIRLOCK SUPPLY AHU RM	2.13E-11	0.0062	1.32E-13	0.70%
D-A 511B	CONTROL ROOM EMERGENCY MAKEUP ACU RM	2.13E-11	0.0062	1.32E-13	0.70%
D-D201A	DIESEL GENERATOR ROOM	2.20E-11	0.006	1.32E-13	0.70%
D-D201B	DIESEL GENERATOR ROOM	2.14E-11	0.006	1.28E-13	0.68%
D-T100	TB B1 GENERAL AREA	2.13E-10	0.006	1.28E-12	6.76%
				1.89E-11	100.05%

## 제2절 SFR 안전성 평가 체계 구축

### 1. 과도 안전해석 코드 MARS-LMR 코드 TR

#### 가. MARS-LMR TR의 목적

국내에서 개발되어 설계된 PGSFR(Prototype Gen IV Sodium cooled Fast Reactor)을 건설하기 위해서는 표준설계안전성분석보고서(SDSAR; Standard Design Safety Analysis Report)를 작성해 규제기관에 제출하고 심사를 거쳐 인.허가를 득해야 한다. 규제기관의 인.허가 심사를 위해서는 PGSFR의 설계안전성을 담보할 수 있는 안전해석의 방법론에 대한 타당성 입증의 필수적으로 요구된다. 규제기관의 인.허가 획득에 필수 조건인 PGSFR 설계에 대한 안전해석을 위해서는 MARS-LMR 코드가 사용된다. 설계 안전성 확보에서 가장 우선적으로 제시해야 할 내용은 이 코드를 이용한 사고해석 결과에 대한 신뢰성의 확보이다. 이를 위해서 본 주제별기술보고서(TR; Topical Report)에서는 MARS-LMR 코드의 성능 및 적용범위 그리고 적용한계에 대한 분석을 수행해 PGSFR 적용 타당성에 대해 기술되어야 한다. 원래 MARS 코드는 경수로 계통분석에 사용되면서 이미 많은 입증 작업이 수행되어 대부분의 모델들과 수치해석 등에 관해서는 신뢰성이 확보된 코드이다. MARS 코드의 지배방정식 자체는 단상(Single Phase) 냉각재 계통에만 국한한다면 기본적으로 경수로나 PGSFR에 다 같이 적용될 수 있다. 다만 두 원자로형의 냉각재 특성이 다르므로 일부 냉각재 물성 차이로 인한 상관식 모델들과 노심 핵연료 및 유로 등 설계특성이 구별되는 부품의 모델은 달리 적용되어야 한다. 이미 검증된 MARS 모델들은 그대로 사용하더라도 설계특성 및 냉각재 차이로 인한 코드의 예측 능력에 대해서는 추가적인 입증이 필요하다. 따라서 본 보고서에는 MARS-LMR 코드의 전체 내용에 대한 신뢰성을 입증하지는 않는다. 대신 PGSFR 적용을 위해 변경된 사항들과 이와 관련해 수행된 검증업무를 중심으로 기술하는 것을 원칙으로 한다. 검증에 사용된 자료는 실제 SFR 원형로에서 행해진 실험 뿐 아니라 SFR 실험로에서 얻은 과도기 실험자료도 활용된다. 이와 같은 종합실험결과와의 비교 외에도 경수로에서 사용되지 않는 부품인 DHRS(Decay Heat Removal System; 잔열제거계통)나 열전달 및 압력강하와 같은 분리효과 실험에 대해서도 검증작업을 수행했다.

이런 배경에서 본 표준설계안전성분석보고서의 작성 목적은 MARS-LMR 코드에 대한 PGSFR 적용 타당성을 기술하여 규제기관의 인.허가 심사를 위해 제출하는 것이다. 따라서 코드 내용 중 이미 경수로 적용 단계에서 얻어진 입증 결과는 그대로 수용한다. 다만 PGSFR 적용을 위해 새롭게 개발된 내용을 중심으로 검증결과 및 코드 변경사항이 상세하게 기술된다. 국.내외 실험자료 및 문헌을 이용한 검증 내용 뿐 아니라, 예시로서 실제 PGSFR에 적용한 해석결과도 언급된다. 작성 목적을 충족하기 위해 이 보고서는 규제기관의 주제별 기술보

고서의 심사절차와 관련 법령 및 지침서 [원자력법 시행규칙 제 128조, KINS/GE-N005] 에 따라 작성된다.

#### 나. MARS-LMR TR의 적용범위 및 제한사항

루프(Loop)로 구성된 경수로와 풀 형태(Pool type)의 PGSFR은 지형적으로 차이가 있지만, 적용되는 지배방정식에 있어서는 단상(Single Phase) 경우에 한해서는 차이가 없다. 다만 냉각재 물성치 차이에서 오는 열전달 및 운동량전달과 관계된 모델들을 제외하고는 대부분 그대로 사용이 가능하다. 물과 특성이 다른 것으로 파악된 소듐관련 소수의 모델들은 기존 해당 모델들을 대체함으로써 문제가 없다. 또한 경수로에서 사용하지 않는 전자기 펌프는 기존에 내장된 펌프모델에 대해 적절한 입력 조절로 모의가 가능하다. 증기발생기 관측(Tube Side) 출구의 수증기는 과열상태(Superheated Steam)이지만, 경수로에서 사용되는 모델이 그대로 사용되므로 적용에는 전혀 문제가 없다. 또 관(Pipe) 대신 풀에서의 다차원 유동 및 온도분포 계산, 그리고 저온풀 속에 잠겨있는 DHRS의 소듐-소듐 열교환기(DHX; Decay Heat Exchanger) 모의도 기본적으로 적절하게 노드를 입력함으로써 극복이 가능하다. 특히, MARS-LMR은 일반적인 지형과 계통 배열에 적용할 수 있는 코드이므로 전 계통의 모델링은 입력을 통해 충분히 가능하다. PGSFR은 경수로와 달리 대기압에서 운전되므로 대량냉각재상 실사고(LBLOCA)와 같은 복잡한 모의가 필요치 않다. 경계조건, 제어계통, 보호계통, 반응도 궤환 모의에서도 경수로와 동일하므로 제한이 없다. 따라서 냉각재가 비등하기 전 대상 사고 해석에는 적용범위에 있어서 문제가 없다.

이 코드의 성능 및 적용성에서는 심각한 문제점이 없으나, 대형 코드인 관계로 사용이 간편하지 못하고 계산시간이 너무 오래 걸린다. 계통설계 시 민감도 분석 및 성능분석 그리고 LCO 결정을 위한 다수의 모의계산에는 불리한 점이 존재한다. 그러나 일단 PGSFR 노심에서 소듐 비등이 발생하면 경수로와는 전혀 다른 특성을 나타내므로 MARS-LMR 코드는 계산 능력이 된다. PGSFR 안전해석의 대상 사고들은 항상 단상유동이 유지되는 과도기이고, 소듐 비등단계의 사고에는 다른 코드가 적용되므로 PGSFR 설계기준사고 해석에는 결론적으로 문제가 없다.

#### 다. 방법론 및 시나리오

경수로 표준심사지침서와 해외 소듐냉각고속로의 안전성분석보고서 등을 참조하고 국내외 전문가들의 자문 및 SFR 원형로의 수명, 부지 방사성물질 선원, 발전소 운전 등을 고려하여 SFR 원형로 특정설계에 대한 사고 시나리오를 선정한다. 설정된 운전제한조건(LCO) 평가를 수행하여, 안전해석 초기조건에 대한 보수성을 체계적으로 평가한다. 또한 SFR 원형로 원자로

보호변수와 그 설정치에 대한 평가해석을 수행하여 원자로 보호계통의 적합성을 확인한다. 반응도이상(TOP), 유량상실사고(LOF), 열제거원상실사고(LOHS), 원자로용기파손사고, 잔열제거계통(DHRS) 배관파단사고, 발전소정전사고(SBO) 등 대표사고에 대해 안전해석을 수행하여, SFR 원형로 금속핵연료 노심의 고유 안전 특성을 확인한다.

## 라. MARS-LMR 코드 PIRT

### (1) PIRT 개발 목적

국내에서 개발 중인 SFR 원형로는 금속연료를 사용하는 풀형 원자로로서 경수로와 상이한 설계특성을 가진다. 정상상태뿐만 아니라 과도상태 및 사고 상태에서의 원자로 거동을 정확하게 예측하는 것은 원자로 설계 개발과 인·허가를 위해 필수적이다. 현재 SFR 원형로 안전해석을 위한 계통해석 코드로 MARS-LMR 코드가 사용되고 있다. MARS-LMR 코드의 적합성을 평가하기 위한 기초 단계로서 PIRT를 개발하여 SFR 원형로에서 발생 가능한 과도 및 사고 조건에서의 주요현상을 도출하는 것이 필요하다. 개발되는 PIRT는 SFR 원형로의 비보호사고 해석을 위해 사용되는 MARS-LMR 코드 모델의 적합성, 한계점, 그리고 개선 필요성을 도출하는 것을 주요 목적으로 한다.

### (2) PIRT 개발 방법 및 절차

SFR 원형로 MARS-LMR PIRT는 설계 및 안전해석업무에 직접 참여하여 수년간의 경험을 가진 전문가들과 외부의 열수력 전문가로 구성된 전문가 그룹에 의해 개발하였다[참고문헌 24]. 이들 전문가 그룹은 SFR 원형로의 MARS-LMR 코드의 적합성을 평가하기 위한 기초 단계로서 PIRT를 개발하여 SFR 원형로에서 발생 가능한 과도 및 사고 조건에서의 주요현상을 도출하고 이들 현상의 상대적 중요도를 평가하였다. SFR 원형로 MARS-LMR PIRT 프로세스를 결정하기 위하여 기존의 PIRT 관련 자료를 검토하였다. SFR 원형로 MARS-LMR PIRT 개발에는 최근에 국내 신형 원전 개발에서 수행되었던 APR1400의 LBLOCA PIRT 절차[참고문헌 25]와 DVI 배관 파단 사고의 PIRT에 적용되었던 절차 및 SMART-330 PIRT[참고문헌 26] 절차를 고려하여 작성되었다. 실제 PIRT 수행 목적 및 상황에 따라서 몇몇 단계는 생략될 수도 있다. PIRT의 15단계 절차(그림 3.72)는 다음과 같다[참고문헌 27].

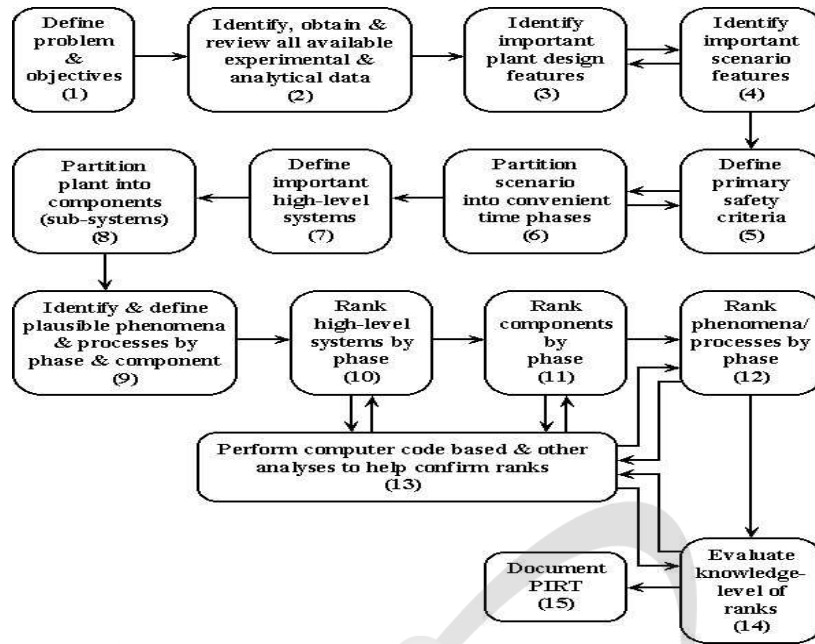


그림 3.72 PIRT 절차

### (3) Phenomena/Process 등급과 Knowledge 등급

현상의 중요도 Ranking을 정하는 단계는 PIRT 프로세스에서 가장 중요한 단계로 Ranking process는 PIRT의 사용목적에 따라 결정된다. 사건발생시 안전허용기준에 미치는 물리 현상과 프로세스의 상대적 중요도를 정하는 가장 간단한 방법은 L=Low(낮음), M=medium(보통), H=high(높음) 3단계 scale을 적용하는 방법이다. SFR 원형로 MARS-LMR PIRT에서 적용한 Ranking scale의 의미는 다음의 표 3.15와 같다.

표 3.15 SFR 원형로 MARS-LMR PIRT의 상대적 중요도에 따른 Ranking scale

Rank	General Description
High (H)	1. Highest of the high 2. Experimental simulations and analytical modeling, with high degree of accuracy, is critical 3. High influence on Figure of Merit
Medium (M)	1. Moderate influence on Figure of Merit 2. Needs to be experimentally present and/or analytically modeled with moderate degree of accuracy 3. High influence on Figure of Merit
Low (L)	1. Low influence on (or importance to) Figure of Merit 2. Very low influence on (or importance to) Figure of Merit 3. Approximately one-half the importance of rank L

PIRT의 활용에는 물리현상 및 프로세스의 상대적 중요도의 척도로 정의된 Ranking의 정확도에 대한 이해는 대단히 중요하다. PIRT의 정확도는 PIRT 작성에 참여하고 있는 전문가들이 활용할 수 있는 Knowledge level과 밀접한 관계를 가진다. 현상 및 프로세스에 대한 Ranking과 Knowledge-Level의 조합은 특정 현상에 대한 오류 위험도(잘못 정의된 Ranking의 결과)의 척도로 간주 될 수 있다. SFR 원형로 MARS-LMR PIRT에서 Knowledge-Level Rank에 사용된 scale은 다음의 표 3.16과 같다.

표 3.16 Knowledge-Level 정의에 사용된 scale

Rank	Meaning
High(H)	Fully Known. Small uncertainty.
Medium(M)	Partially Known. Large uncertainty.
Low(L)	Very Limited Knowledge or Totally Unknown. Uncertainty cannot be characterized

#### (4) PIRT 결과 및 검토

SFR 원형로 MARS-LMR PIRT 결과를 표 3.17에 나타내었다. SFR 원형로 발전소의 설계 확장조건에 해당하는 사고 중 비보호사고 안전해석에 적용할 목적으로 개발 중인 전산해석 코드의 검증을 목적으로 SFR 원형로 MARS-LMR PIRT를 개발하였다. SFR 원형로 MARS-LMR PIRT는 설계 및 사고해석에 수년간의 경험을 가진 전문가와 열수력 시험 전문가들로 SFR 원형로 MARS-LMR PIRT 위원회를 구성하여 운영하였으며 이들 전문위원들의 평가에 근거하여 SFR 원형로 발전소의 비보호사고들로부터 이들 사건에서 예상되는 주요 물리적 현상을 포함하는 핵심 사건들을 도출하고 이들 핵심 사건 발생 후 각 단계에서 예상되는 물리 현상 및 프로세스를 안전허용기준(safety acceptance criteria)에 미치는 중요도에 따라 Rank를 정의하였다. 특히 H 등급으로 정의된 현상은 SFR 원형로의 안전성에 중요한 영향을 미치는 인자로 이들 현상의 발생 및 프로세스와 관련된 계통의 설계기술, 사고해석 코드의 관련모델은 해석을 통한 검증이 필요한 것으로 판단된다. 지식수준이 L 등급인 현상은 유일하게 원자로용기를 통한 열손실이며, 이는 해석상에서 보수적으로 단열로 가정한다. 표 3.17에서 파단색으로 표시한 현상들은 중요도가 H 등급이며, 지식수준은 M 등급인 경우이며, SET실험으로는 반경방향 팽창, 핵연료 축방향 팽창, PDHRS의 자연순환을 제외하고는 검증실험자료가 확보되었다. 이에 대해서는 V&V 매트릭스에서 확인이 가능하다.

SFR 원형로 PIRT로 현재 진행 중인 계통설계, 해석결과 및 이들 사건에 대한 해석결과를 반영하여 개발된 것이다. 본 연구에서 개발된 PIRT는 SFR 원형로 발전소의 비보호사고 해석에 사용되는 사고해석 코드의 인·허가를 위한 검증 뿐 아니라 SFR 원형로의 설계 및 열수력

모델 및 계통해석 코드의 개발 등 SFR 원형로의 설계 및 관련 기술의 개발 및 검증에 매우 효과적인 수단으로 사용될 수 있을 것이다.

표 3.17 SFR 원형로 MARS-LMR PIRT

SYSTEM	Subsystem/ Component	Phenomena	UTOP	ULOF	ULOHS	Knowledge Level
Reactor Core	Core	Fuel rod heat transfer	H	H	H	M
		Rate of reactivity insertion	H	N/A	N/A	H
		Coolant Density effect	M	M	M	H
		Radial core expansion	H	H	H	M
	Fuel Assembly (including CRDL)	Axial expansion of fuel and cladding	H	H	H	M
		Control rod drive line expansion	H	H	H	H
		Doppler reactivity feedback	M	M	H	H
		Inter Assembly Heat transfer	M	H	M	M
	Fuel Rod	Core Pressure Drop	L	H	L	H
		Fission gas generation	L	L	L	M
		Fuel-clad eutectic formation	L	L	L	M
	Reactor vessel	PHTS pump	Pump coastdown	N/A	H	N/A
Pump Heat Generation			L	L	M	H
PHTS		Natural circulation (1D global flow)	N/A	H	N/A	M
		Primary system pressure drop	L	H	L	H
		Thermal stratification	L	L	L	M
		reactor vessel heat loss	L	M	M	L
		Internal structure heat transfer	L	H	L	H
		3D flow in reactor vessel	L	M	L	M
IHX	IHX tube side (secondary side)	Tube side pressure drop	L	L	L	H
		Tube side heat transfer	H	H	M	H
	IHX shell side (primary side)	Shell side pressure drop	L	M	L	H
		shell side heat transfer	H	H	M	H
IHTS	Expansion tank	sodium volume expansion	N/A	N/A	N/A	H
	IHTS pipe	Pressure drop	L	L	L	H
	IHTS pump	EM Pump characteristic curve	N/A	N/A	N/A	M
SGS	SG Tube side	SG tube heat transfer	H	H	L	M
	SG shell side	SG shell heat transfer	H	H	L	H
DHRS	ADHRS	Blower characteristic curve	L	L	M	H
		EM Pump characteristic curve	L	L	M	M
		FHX Na tube heat transfer	L	L	H	M
		FHX air shell heat transfer	L	L	H	H
		DHX Na-Na tube heat transfer	L	L	H	H
		DHX Na-Na shell heat transfer	L	L	H	H
	PDHRS	AHX Na tube heat transfer	L	L	H	H
		AHX air shell heat transfer	L	L	H	M
		DHX Na-Na tube heat transfer	L	L	H	H
		DHX Na-Na shell heat transfer	L	L	H	H
		Natural circulation	L	L	H	M

#### 마. V&V 매트릭스

##### (1) 기초 개념 문제 검증

기초문제검증은 물리적 MARS-모델의 기능이 물리적 현상을 정성적으로 잘 예측하고 있음을 확인하는데 목적이 있다. 또한, MARS-LMR 코드는 MARS 코드에서 수정된 코드이므로, MARS-LMR 코드가 MARS 코드를 기초로 새로운 모델을 추가함에 있어, 기존 MARS 코드에 영향을 주는지 확인하기 위해서 MARS 해석 결과와 비교하여 확인하였다. 표 3.18은 확인에 사용된 개념문제들이다.

표 3.18 MARS-LMR 기초개념문제 검증표

번호	기초개념문제	목적	확인 방법
1	수직관에서의 액상 및 기상 역 분포 실험	중력 수도 효과, 이상 유체 운동학	이론 해, MARS
2	Oscillating Manometer	비응축 상태, 진동 흐름	이론 해, MARS
3	T자형 분기관을 통한 재진입 유동 실험	분기 컴포넌트의 T자 모델	MARS
4	T자형 Cross-Flow 유동 시험	직교류 기능의 T자 모델	MARS
5	Cross-Flow 연결을 가진 두개의 탱크 유동 실험	직교류 기능, 재순환 유동	MARS
6	수평성층 대향류 유동	대향류 유동 모델	이론 해, MARS
7	Pryor의 배관 문제	물 패킹 (Water packing)	MARS

### (2) 개별효과실험(SET) 검증

MARS-LMR 주요현상우선순위표(PIRT)에 기술된 주요 물리적 현상 및 모델들을 검증할 수 있는 적합한 개별효과실험을 선정하고 MARS-LMR 계산 결과와 실험 값을 비교하여 물리적 모델의 타당성을 검증하였다. 표 3.19는 MARS-LMR 코드를 검증하기 위해 사용한 주요 개별효과실험 항목이다.

표 3.19 MARS-LMR 개별효과실험 검증표

번호	개별효과실험 항목	목적	확인 방법
1	KALIMER 연료봉 집합체에서의 압력 강하 실험	노심 핵연료봉 압력 강하	실험비교
2	와이어 스페이서 형상에 따른 압력강하 실험	노심 핵연료봉 압력 강하	실험비교
3	STELLA-1 DHX 열전달 실험	DHX 열전달 모델	실험비교
4	STELLA-1 AHX 열전달 실험	AHX 열전달 모델	실험비교
5	JOYO FHX 열전달 실험	FHX 열전달 모델	실험비교
6	PFBR FHX 열전달 실험	FHX 열전달 모델	실험비교
7	JOYO IHX 열전달 실험	IHX 열전달 모델	실험비교
8	Monju SST 실험	열성층화 현상	실험비교

### (3) 종합효과실험(IET) 검증

MARS-LMR 주요현상우선순위표(PIRT)에 기술된 주요 물리적 현상 및 모델들을 검증할 수 있는 적합한 종합효과실험을 선정하고 MARS-LMR 계산 결과와 실험값을 비교하여 시스템 거



동의 타당성을 검증하였다. 표 3.20은 MARS-LMR 코드를 검증하기 위해 사용한 주요 종합효과실험 항목이다.

표 3.20 MARS-LMR 종합효과실험 검증표

번호	종합효과실험 항목	시험 조건 및 시나리오	확인 방법
1	EBR-II SHRT-17 시험	원자로보호계통이 가용한 상태에서, 일차열전달계통의 펌프가 정지하여 관성운전하는 사고를 모의	실험비교
2	EBR-II SHRT-45R 시험	원자로보호계통이 불능인 상태에서 일차열전달계통 펌프가 정지하여 관성운전하는 사고를 모의	실험비교
3	Phenix EOL 자연순환 시험	원자로보호계통이 가용한 상태에서 증기발생기 열제거원 상실후 원자로정지와 동시에 일차열전달계통 펌프가 정지하여 관성운전하는 사고를 모의	실험비교

#### 바. MARS-LMR 선정 이유

PGSFR 설계기획 이전까지 국내에서 안전해석용 전산코드로는 KALIMER 개념 설계[참고문헌 28]에서 사용된 SSC-K[참고문헌 29]가 유일했다. SSC-K는 원래 미국 BNL에서 SFR 원자로 계통에 적용하기 위해 개발된 SSC-P 코드를 참조하여 KALIMER 계통의 모의에 적합하도록 개발한 코드였다. 당시 KALIMER는 PRISM[참고문헌 30]이 참조되었으므로 개략적인 계통 배치 및 부품이 이미 결정되어 있던 단계였다. 이에 따라 SSC-K를 KALIMER 계통에 맞도록 수정하는 것이 비교적 간단했다. 더구나 당시의 KALIMER 개념 설계에서는 금속핵연료가 장전된 노심의 고유안전성과 피동잔열제거안전계통(PSDRS; Passive Safety Decay heat Removal System)의 성능 입증에 안전해석의 핵심 과제였다. 따라서 노심 반응도궤환이 매우 중요했으며, 피동안전계통으로서 사고 시 격납용기 외벽을 대기의 자연순환을 통해 냉각시키는 PSDRS 모델을 개발하여 연결시켰다. 그러나 노심만을 독립적으로 모의할 수가 없었고, 중간열전달계통(IHTS; Intermediate Heat Transport System) 및 증기발생기를 포함한 BOP 계통의 모의가 여의치 않았다. 사고해석에서는 IHX를 경계조건으로 주로 비보호 사고(Unprotected Accidents), 즉 UTOP(Unprotected Transient Over-Power), ULOF(Unprotected Loss of Flow), ULOHS(Unprotected Loss of Heat Sink)에 국한되었다. 모든 계통의 모의에는 한계가 따랐고, 결정적인 단점은 계통배치 순서가 바뀌거나 새로운 계통이 추가될 때 마다 그에 맞도록 코드를 수정해야 하는 어려움이었다. 따라서 새로운 계통 설계에 신속하고 효율적으로 하게 대응하기에는 분명히 한계가 존재하는 일반성이 결여된 코드였다. PGSFR의 설계에서는 주요 계통 외에도 새롭게 설치되거나 설계와 배치가 수시로 변경되는 과정을 거쳐야 했다. 특히, LCO(Limiting Core Operation) 결정 등과 같은 전 계통 모의가 이루어져야 하는 상황이었다. 상기했듯이 국내에서 유일한 SSC-K는 일반적 과도기 모의에는 부적합했다. 이에 따라 세계적으로 널리 알려져 있고 경수로 계통분석에 검증되어

활발히 사용되던 MARS 코드의 열수력 모델이 단상(Single Phase) 모의의 경우 PGSFR에서도 동일하게 적용될 수 있다는 점에서 선정하게 되었다. 다만, 냉각재 물성치와 노심 반응도궤환 모델 및 노심 지형에는 차이가 있었기 때문에 PGSFR의 설계특성에 맞도록 일부 수정은 필요했다. 다른 선택이 없었고, 특히 경수로 적용 경험에서 쌓인 신뢰성 확보가 MARS 코드를 기반으로 한 MARS-LMR 코드가 PGSFR 안전해석용으로 개발된 중요 계기가 되었다.

## 사. MARS 코드에서 MARS-LMR로 수정 내용

### (1) 소듐 물성치

1977년 David A. Young[참고문헌 31]은 당시 증식로의 열수력 해석을 위해 다양한 액체 금속에 대한 Semi-empirical Soft-sphere 모델을 개발하여 상태 방정식에 이용하였다. 이 방법은 일부 실험 자료를 이용하여 액체금속의 열역학적 특성을 400 MPa, 7000 K까지 기술할 수 있다. Young의 상태 방정식은 기본적으로 Hoover[참고문헌 32]의 모델을 이용한다. 본 상태 방정식으로부터 MARS 코드에서 이용 가능한 소듐 물성치 표를 적용하여 MARS-LMR 코드를 작성하였다.

### (2) 열전달 상관식

액체금속과 열구조물 사이의 열전달 모의를 위해 다양한 문헌과 기존 SSC-K코드[참고문헌 33-34]를 검토하여 다음의 4가지 상관식을 MARS-LMR 코드에 이식하였다. Modified Schad 상관식은 핵연료봉 영역에 적용되며, Graber-Rieger 상관식은 열교환기 Shell 측에 적용된다. 배관과 튜브 내측에는 Aoki 상관식을 적용하고, 정체 유동에 대해서는 Seban and Shimazaki 상관식을 적용할 수 있도록 MARS-LMR 코드에 이식하였다. 나아가 잔열제거계통에서 소듐-공기의 열교환을 수행하는 AHX와 FHX 열교환기 Shell 측(공기 측)에 Zukauskas 상관식들을 적용하였다[참고문헌 35].

### (3) 노심 마찰 계수 모델

MARS 코드의 벽 마찰 인자 모델들[참고문헌 36]은 액체금속로의 일반 배관 및 벽면에 대해서는 그대로 이용 가능하지만, 연료봉이 Wire-wrap으로 감겨있는 소듐냉각고속로의 노심에 대해 적용하기에는 부적절하다. 이를 보완하기 위해 1984년 S. C. Cheng과 N. E. Todreas가 Wire-wrap이 감겨 있는 봉 다발에 대해 개발한 아래의 마찰 인자 모델[참고문헌 37]을 MARS-LMR 코드에 적용하였다.

### (4) 소듐냉각고속로 반응도 궤환 모델

일반적으로 노심의 반응도는 인가된 반응도(applied reactivity)와 다양한 반응도 궤환

(reactivity feedback)들의 합으로 나타낼 수 있다. 기존의 MARS 코드의 반응도 궤환은 도플러와 냉각재의 밀도 관련 반응도 궤환 모델만 갖추어져 있다. 하지만 안전해석(설계기준사고, 초과설계기준사고)을 수행함에 있어 소듐냉각고속로에 적합하고 정확한 반응도 궤환 모델에 대한 고려가 필요하기 때문에 추가로 핵연료의 축방향 팽창 반응도 궤환 모델, 노심 전체의 반경방향 팽창 반응도 궤환 모델, 원자로 용기와 노심의 상대적인 팽창으로 인한 제어봉 삽입 반응도 궤환 모델들을 MARS-LMR 코드에 적용하였다.

#### ① 핵연료 축방향 팽창 반응도 계수

핵연료 축방향 팽창 반응도 계수는 핵연료의 축방향 팽창에 따라 유효 노심 내의 핵연료 유효질량이 줄어들어 생기는 반응도 궤환을 나타내는 인자이다. 핵연료 축방향 팽창 반응도는 핵연료와 피복재의 축방향 팽창을 동시에 고려하며, 핵연료와 피복재 팽창이 힘의 균형에 의해 결정되는 모델을 사용하였다.

#### ② 노심 반경방향 팽창 반응도 계수

노심 반경방향 팽창 반응도 계수는 온도 변화에 따른 노심의 반경방향 크기 변화에 대한 반응도 궤환을 나타내는 인자이다. 노심 반경방향 팽창은 핵연료 영역의 중심을 기준으로 반경 방향으로 균일한 팽창을 가정한다.

#### ③ 제어봉구동라인 및 원자로용기 팽창 반응도 계수

제어봉구동라인(Control Rod Drive Line: CRDL)과 원자로용기(Reactor Vessel: RV)의 팽창은 유효 노심 내의 제어봉의 위치를 변화시킴으로써 반응도 궤환을 야기한다. 제어봉구동라인이 팽창할 경우 제어봉의 삽입으로 음(-)의 반응도가 궤환되며, 원자로용기가 팽창할 경우 제어봉의 인출로 양(+)의 반응도가 궤환된다. 유효 제어봉구동라인 및 원자로용기 팽창은 제어봉구동라인과 원자로용기의 유효 길이와 선팽창계수를 사용하여 사고동안의 상대적인 제어봉의 위치 변화를 계산한다.

#### (5) 고온유로계수를 적용한 누적손상분율

MARS의 핵연료봉에 대한 피복재와 핵연료의 온도 계산은 원통형 좌표계에서 반경방향으로 열전도 방정식을 이용한다. 핵연료봉 상부는 핵연료나 소듐이 없는 커다란 빈 공간이 존재하며, 여기에는 핵분열기체가 축적된다. 연소가 진행되면서 핵분열기체의 축적으로 봉 내압이 증가하며, 또한 핵연료와 피복재 간의 상호작용으로 피복재 두께가 얇아지면서 원주응력(hoop stress)을 증가시킨다. 이 원주응력과 피복재 온도, 가열률을 조합하여 피복재가 파열될 때까지의 시간을 계산한 후 이 값을 누적하여 누적손상분율(Cumulative Damage Fraction: CDF)을 추산한다[참고문헌 38].

과도 안전 해석 결과 산출되는 누적손상분율과 냉각재 및 피복재 온도에 고온유로계수 및 불확도[참고문헌 39]를 적용하여 보수적으로 계산할 수 있는 부프로그램을 MARS-LMR 코드에 적용하였다.

## 아. MARS-LMR 검증 내용

V&V 매트릭스에 기초하여, 기초개념문제, 개별효과실험, 종합효과실험에 대한 검증 해석을 수행하였고, 다음과 같은 결과를 얻을 수 있었다.

### (1) 기초 개념 문제 검증

MARS-LMR 코드가 기존의 MARS-KS 코드와 동일한 결과를 생산하는지 확인하기 위해서, [참고문헌 40]을 준용하여 표 3.18의 기초 개념 문제에 대한 검증해석을 수행하였다. 그림 3.73-3.76은 대표적인 기초 개념 문제 검증 해석 결과를 나타낸다. 그림 3.73은 중력 수도 효과와 물-증기 계면으로부터 대향류 유동 발달을 확인하기 위한 해석 결과, 그림 3.74는 비응축상태 계산과 진동 흐름을 확인하기 위한 해석 결과, 그림 3.75는 대향류 유동 모델을 확인하기 위한 해석 결과, 그림 3.76은 유한차분법에서 발생할 수 있는 수밀봉(water packing) 모델을 점검하기 위한 해석 결과이다. 모든 결과들에서 MARS-KS 코드의 해석 결과와 잘 일치하는 것을 확인하였다.

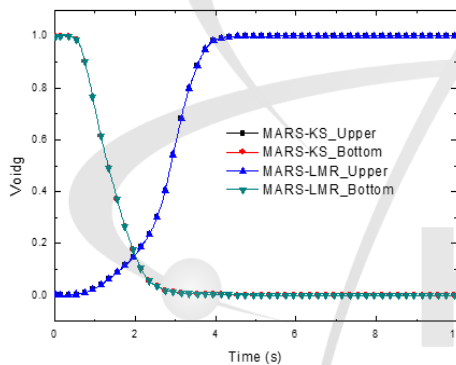


그림 3.73 수직관에서의 액상 및 기상 역 분포 실험

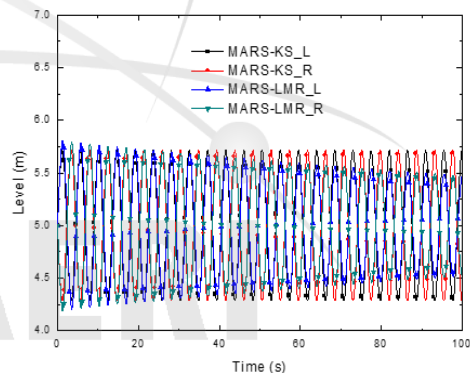


그림 3.74 Oscillating Manometer

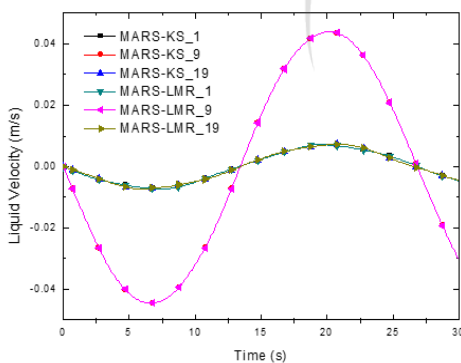


그림 3.75 수평성층 대향류 유동

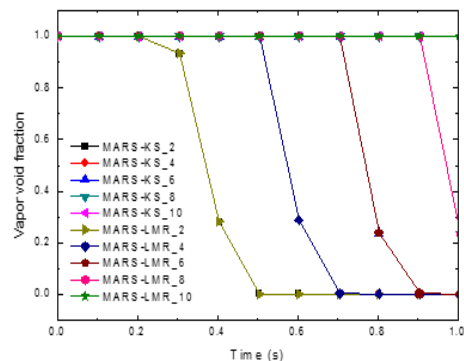


그림 3.76 Pryor의 배관 문제

### (2) 개별효과실험(SET) 검증

① KALIMER 연료봉집합체에서의 압력강하 실험

KALIMER 설계조건에 기초하여 핵연료봉 피치와직경의비 (P/D)가 1.2에 대해서 다양한 유량조건에 대해서 레이놀즈수 상사에 기초하여 물을 이용한 압력강하 실험을 수행하였다[참고 문헌 41]. MARS-LMR에 내장된 Cheng and Todreas 모델[참고문헌 42]과 실험이 2%의 오차로 잘 일치함을 알 수 있다(그림 3.77).

② 와이어스페이서 형상에 따른 압력강하 실험

P/D가 1.18, 1.178, 1.256, 1.255에 대해서 레이놀즈수 상사에 기초하여 물을 이용한 핵연료집합체에서의 압력강하 실험을 수행하였다[참고문헌 43]. MARS-LMR에 내장된 Cheng and Todreas 모델과 실험이 15.5%의 오차로 일치함을 알 수 있다(그림 3.78).

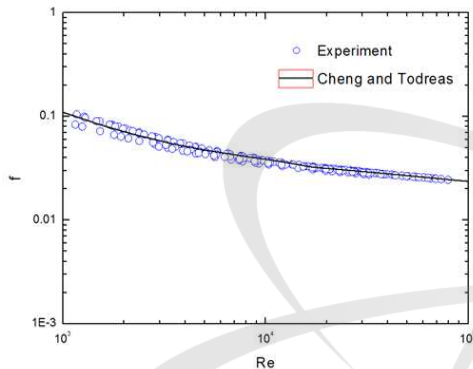


그림 3.77 KALIMER 실험

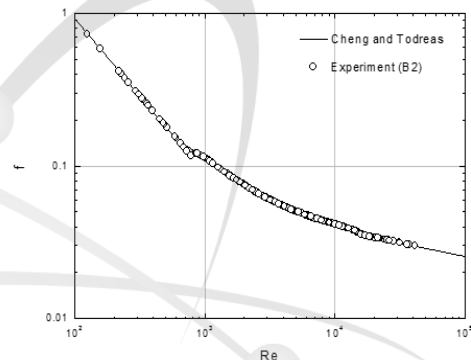


그림 3.78 와이어스페이서 형상실험

③ STELLA-1 DHX 열전달 실험

DHX(decay heat exchanger)는 소듐-소듐 대향류방식의 열교환기로 잔열제거시스템의 기기 로 SFR 원형로의 저온풀에 담겨있다. STELLA-1의 기기실험의 하나로 SFR 원형로의 예상 운전조건을 만족하는 실험범위에서 검증 실험을 수행하였다[참고문헌 44]. MARS-LMR의 DHX 열전달 모델은 튜브측은 Aoki 상관식[참고문헌 45]을 쉘측은 Graber-Rieger 상관식[참고문헌 46]을 사용한다. 그림 3.79는 DHX 열교환기 검증 해석 결과를 나타낸다. 대수평균온도오차(Log mean temperature difference, LMTD)로 8%의 정확도를 나타내었다.

④ STELLA-1 AHX 열전달 실험

AHX(air-sodium heat exchanger) 열교환기는 원자로 저온풀에 설치되는 DHX와 잔열제 거루프 배관으로 연결되어 일차열수송계통(PHTS)으로부터 잔열제거루프로 유입된 열을 최종 열침원인 공기로 제거하는 잔열제거시스템의 기기이다. STELLA-1의 기기실험의 하나로 SFR 원형로의 예상 운전조건을 만족하는 실험범위에서 검증 실험을 수행하였다[참고문헌 47]. MARS-LMR의 AHX 열전달 모델은 튜브측은 Aoki 상관식을 쉘측은 Zukauskas 상관식[참고 문헌 48]을 사용한다. 그림 3.80은 AHX 열교환기 검증 해석 결과를 나타낸다. 대수평균온도

오차(LMTD)로 9.3%의 정확도를 나타내었다.

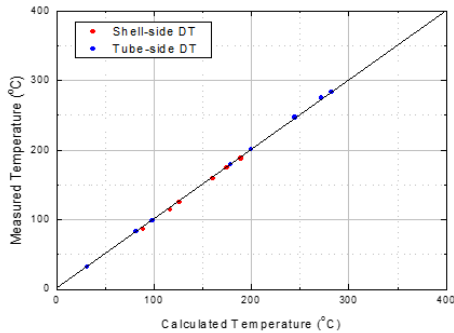


그림 3.79 DHX 검증

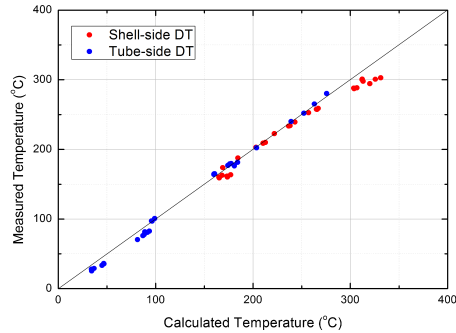


그림 3.80 AHX 검증

⑤ JOYO FHX 열전달 실험

FHX(finned heat exchanger)는 AHX 열교환기처럼 원자로 저온쪽에 설치되는 DHX와 잔열제거루프 배관으로 연결되어 일차열수송계통(PHTS)으로부터 잔열제거루프로 유입된 열을 최종열침원인 공기로 제거하는 잔열제거계통의 기기이다. 일본의 JOYO의 실험장치에서는 FHX 열교환기와 유사한 강제통풍식 핀형 소듐-공기 열교환기의 성능 실험을 수행하였다[참고 문헌 49]. 실험 영역이 SFR 원형로와 벗어나 있지만, 열전달모델 자체를 검증하는데 있어서 활용도가 높기 때문에 검증해석을 수행하였다. MARS-LMR FHX모델은 튜브측은 Aoki 상관식을 셸측은 Zukauskas 상관식[참고문헌 48]을 사용하였다. 그림 3.81은 검증해석 결과를 나타낸다. 대수평균온도오차로 7.4%의 정확도를 나타내었다.

⑥ PFBR FHX 열전달 실험

PFBR의 FHX 검증 시험을 위해서 SGTF(Steam Generator Test Facility)를 이용하여 SFR 원형로의 FHX와 유사한 소듐-공기 열교환기 성능 시험을 수행하였다[참고문헌 50]. 실험 조건이 셸측은 일부 SFR 원형로와 유사하지만, 튜브측은 벗어난 실험 데이터이다. 그림 3.82는 검증해석 결과를 나타낸다. 대수평균온도오차로 2.5%의 정확도를 나타내었다.

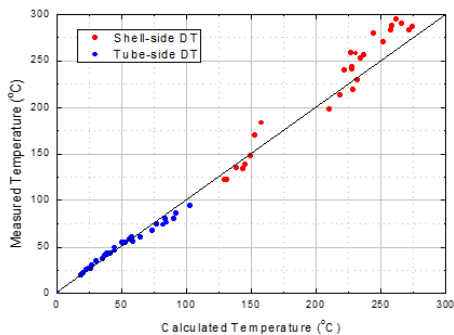


그림 3.81 JOYO FHX 검증

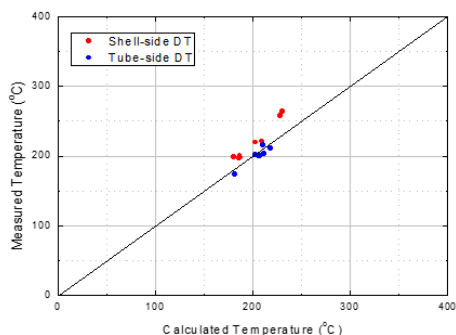


그림 3.82 PFBR FHX 검증

⑦ JOYO IHX 열전달 실험

IHX(intermediate heat exchanger)는 원자로 고온풀의 열을 증기발생기로 전달하는 중간 열전달계통에 위치한 열교환기이다. JOYO 실험장치에서는 SFR 원형로와 같은 IHX에 대한 소듐-소듐 대향류 열교환기의 성능시험을 수행하였다[참고문헌 51]. MARS-LMR에서는 IHX 열전달 모델은 DHX와 같은 모델을 사용한다. 그림 3.83은 검증 해석 결과를 나타낸다. 대수 평균온도오차가 17.5%의 정확도를 나타내었다.

### ⑧ Monju SST 실험

Monju에서는 노심 출구에서 발생하는 열성층화 시험을 수행하였다[참고문헌 52]. MARS-LMR을 통해서 열성층화 예측 능력을 평가하기 위해 검증해석을 수행하였고, 그 결과는 그림 3.84에 나타내었다. 1D와 Multi-D해석을 동시에 수행하였고, Multi-D해석 결과가 더 정확도가 높게 나타났지만, 1D의 결과는 실험보다 45%정도 보수적으로 예측함을 확인하였다.

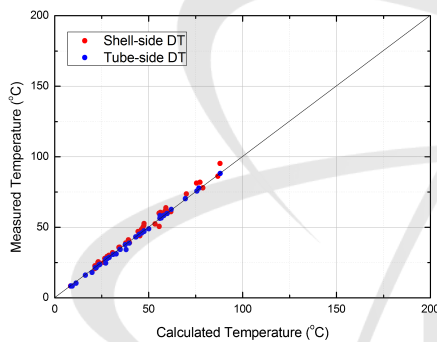


그림 3.83 JOYO IHX 검증

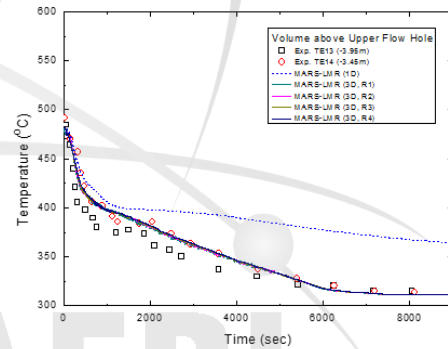


그림 3.84 Monju SST 검증

### (3) 종합효과실험(IET) 검증

#### ① EBR-II SHRT-17 시험

EBR-II(Experimental Breeder Reactor)는 ANL(Argonne National Laboratory)에서 설계하여 운전된 SFR실험로로, SHRT(Shutdown Heat Removal Test) 프로그램을 통해서 검증용 시험자로 생산을 하였다. SHRT-17 시험은 그중에 하나의 시험으로 일차열전달계통의 펌프 두 대가 동시에 관성 운전을 하고, 원자로 원자로보호계통으로 정상 정지되는 사고를 모의하였다[참고문헌 53]. 시험 중에 핵연료집합체 XX09에서의 냉각재 온도와 유량을 측정하였으며, 검증 해석 결과와 그 값을 비교하였다. 그림 3.85는 XX09 집합체의 TTC위치에서의 냉각재온도를 비교한 결과이다. 실험의 최대와 최소온도 내에서 그 경향을 잘 예측함을 알 수 있다.

#### ② EBR-II SHRT-45R 시험

SHRT-45R은 SHRT-17시험처럼 일차열전달계통의 펌프 두 대가 동시에 관성 운전을 하는 사고를 모의한 시험이다. 차이점은 본 시험에서는 원자로보호계통의 작동 불능을 모의하였다. 그러므로 반응도 궤환에 의해서 출력이 제어되는 것을 모의하였다[참고문헌 53]. 그림 3.86은 XX09 집합체의 TTC위치에서의 냉각재 온도를 비교한 결과이다. 시험 결과와 유사한 경향을 나타냄을 알 수 있다.

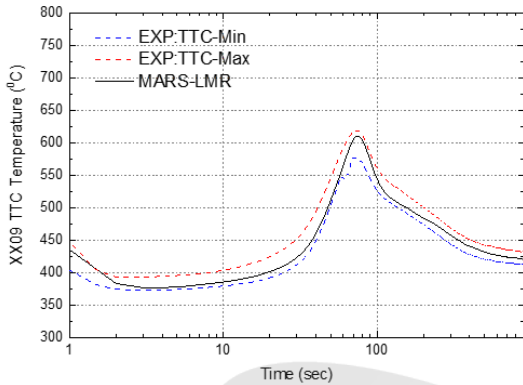


그림 3.85 EBR-II SHRT-17 검증

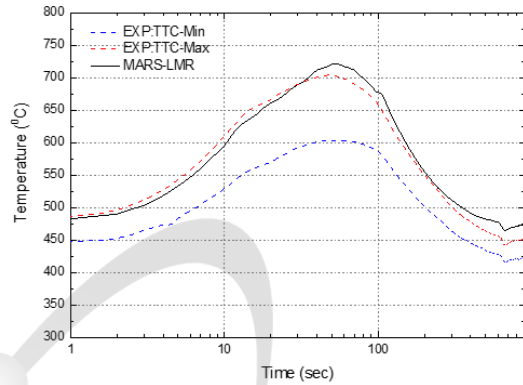


그림 3.86 EBR-II SHRT-45R 검증

### ③ Phenix EOL 자연순환 시험

Phenix 발전소는 CEA와 EdF에 의해 36년 동안 운전된 풀 형태의 SFR이다. 발전소 정지 이후에 EOL(End of Life) 자연순환 시험을 수행하였고, 전세계적으로 검증용 자료로 활용이 되고 있다[참고문헌 54]. EOL 자연순환 시험은 급수유량의 감소로 증기발생기의 고갈 상태에서 수행되었으며, 이후 원자로를 수동 정지하였다. 원자로 정지 8초 후에 일차열전달계통의 펌프가 정지되고, 10320초에 증기발생기의 케이싱을 열어 시험이 끝날 때까지 공기에 의한 냉각을 수행하였다. 검증해석은 1D와 풀에서의 Multi-D에 대해서 수행하였다. 그림 3.87은 노심 출구 온도에 대한 비교 결과를 나타낸다. Multi-D의 해석 결과가 1D보다 시험결과에 가까운 결과를 예측하였으며, 1D의 결과가 초반 최대 온도 값을 나타냄으로 보수적임을 확인하였다.

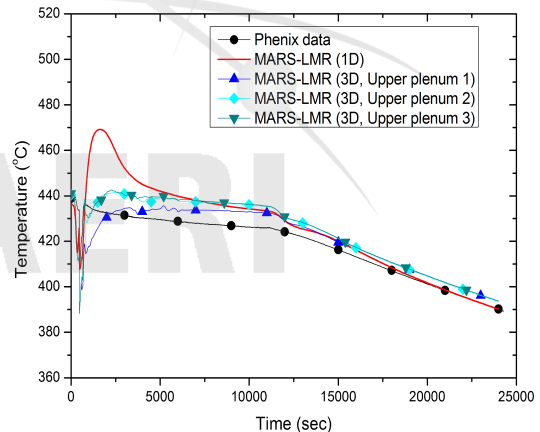


그림 3.87 Phenix EOL 출구온도

## 2. 격납 성능분석 코드 CONTAIN-LMR 코드 TR

### 가. CONTAIN-LMR TR의 목적

CONTAIN-LMR 코드는 소듐냉각고속로 원형로(Prototype Gen-IV Sodium-cooled Fast



Reactor, PGSFR)의 격납구조물에서 발생하는 소듐화재를 분석하기 위한 코드이다.

격납구조물 내부의 소듐화재 분석에 사용되는 전산코드는 평가 모델의 능력과 적합성의 입증에 요구되고, 이를 위하여 해당 코드는 적절한 현상 예측능력과 사용 목적에 적합 결과를 생산할 수 있는 능력을 보여야 하며, 코드의 품질 요건, 사용 목적과 사용 방법, 코드 내부의 구조 등을 기술한 서류가 코드 인허가 과정에서 필수적으로 요구된다.

따라서 본 코드를 이용한 소듐화재 분석 결과의 예측 능력에 유효성 검증을 포함하여 적용성과 적합성 측면에서 평가를 받기 위하여 CONTAIN-LMR 코드 TR 보고서를 제출하고자 한다.

#### 나. CONTAIN-LMR TR의 적용범위 및 제한사항

본 코드는 소듐을 냉각재로 사용하는 소듐냉각고속로에서 소듐과 공기 간의 화학적 반응에 의하여 발생하는 소듐화재 분석을 통하여, 격납구조물 내부의 온도 및 압력 계산에 적용된다. CONTAIN-LMR은 SNL(Sandia National Laboratory)에서 경수로 격납 구조물 내부의 열수력적 현상을 분석하기 위하여 사용되는 CONTAIN[참고문헌 55] 코드에 기초하여 개발이 완료된 코드이다. 소듐냉각고속로 격납구조물 내부에서 발생하는 소듐화재 분석을 위하여, 소듐과 관련된 소듐 풀화재, 소듐 스프레이 화재 모델 등이 추가되었다. CONTAIN-LMR 코드는 격납구조물 경계에 내부 공간을 해석 범위로 제한하며, 해석 영역에서 소듐과 공기 간의 화학 및 연소반응 및 에어로졸 거동 분석을 통하여 격납구조물내부에서 발생하는 온도 및 압력 평가를 위한 결과를 제공한다.

#### 다. 방법론 및 시나리오

SFR 원형로 격납구조물의 배관 및 기기에서 소듐 누설 시, 격납구조물 내부에 공기간의 연소반응에 의하여 소듐화재가 발생하여  $\text{Na}_2\text{O}$ (일산화소듐),  $\text{Na}_2\text{O}_2$ (이산화소듐)과 같은 연소생성물들과 반응열에 의하여 격납구조물 내부에 온도 및 압력이 증가한다. 격납구조물 내부에 배관 및 기기에서 누설되는 소듐의 형태에 따라 소듐화재는 소듐 풀(Pool) 화재와 소듐 스프레이(Spray) 화재로 분류된다. 일반적으로 누설되는 소듐의 압력이 낮을 경우, 누설된 소듐은 격납구조물 바닥에 풀을 형성하게 되고 대기 중에 공기와 반응하여 소듐 화재가 발생된다.

소듐 풀 화재 시, 사건 발생 초기에 대기 중에 공기의 양이 가장 많이 존재하기 때문에 사건 초기에 격납구조물 내부에 온도 및 압력이 급격하게 증가하게 된다. 소듐과 공기간의 연소반응이 진행됨에 따라, 대기 중의 공기의 양이 감소하므로 연소 반응에 의한 반응열이 감소하게 되어 격납구조물 내부의 온도 및 압력은 점점 감소하게 되고 추가적으로 공기가 제공되지 않는다면 소듐과 공기의 연소반응에 의한 소듐 화재는 자연 소화된다. 소듐 스프레이 화재의

경우, 누설된 소듐이 고압 상태로 누설되는 경우에 발생한다. 초기 배관 및 기기에서 소듐 누설 시, 소듐은 스프레이와 같이 매우 작은 입자(Droplet) 형태를 갖고 있고 소듐 입자는 격납구조물 바닥으로 낙하하는 동안 대기중에 공기와 연소 반응에 의한 연소열을 발생시킨다. 소듐 화재 시, 격납구조물과 격납 대기의 온도 및 압력을 증가시키는데 주된 요인으로 소듐-공기 간의 연소열이다. 소듐과 공기의 반응 면적에 따라, 연소 반응에 의하여 발생하는 연소열의 양이 다르다. 스프레이 화재의 경우, 소듐 풀 화재와 비교하여 격납 대기 중에 공기와 반응하는 소듐의 반응 면적이 크기 때문에, 소듐 화재 발생 시 격납구조물 및 격납 대기의 온도 및 압력값이 더 크게 증가한다. SFR 원형로 격납구조물 내부에 배관은 이중 배관이고, 저압배관으로 분류되어 있기 때문에 소듐화재가 발생하게 되더라도 소듐 풀 화재가 발생할 가능성이 매우 높다.

#### 라. CONTAIN-LMR 코드 PIRT

SFR 원형로의 격납구조물 내부 사고의 안전성 평가 및 인허가를 위하여 CONTAIN-LMR 코드는 소듐화재 사고로 발생하는 다양한 현상들을 분석하기 위한 예측 능력을 가지고 있어야 하며, 분석 결과의 타당성이 검증되어야 한다. CONTAIN-LMR 코드의 모델 검증을 위하여 SFR 원형로 PIRT(Phenomena Identification and Ranking Table)[참고문헌 56]에 기초한 검증체계를 마련하였다.

SFR 원형로 PIRT에서는 소듐화재 설계기준사고 시나리오를 선정하고, 시나리오 동안에 안정성 평가에 영향을 주는 현상을 도출하여 중요도 순서로 분류하였다. 또한 CONTAIN-LMR 코드 모델 검증 분석을 위한 실험 자료를 상세하게 검토함으로써 검증 분석 대상이 되는 항목을 도출하였다. 만약, 도출된 특정 현상의 중요도가 높고 분석 모델의 한계로 인하여 예측 능력이 낮을 경우, 실험 항목으로 선정되도록 하거나 그에 따른 입력값이 충분히 보수적이 되도록 하여야 한다. 최종적으로는 CONTAIN-LMR 코드 검증을 통하여 SFR 원형로의 격납구조물 내부 소듐 화재에 관한 설계기준사고 해석을 위한 보수적이고 유효한 사용자 입력 데이터를 정의함으로써, 소듐화재 사고해석 결과에 관한 신뢰성을 확보하였다.

소듐화재 설계기준사고 현상에 관한 PIRT는 다음과 같은 절차로 수행되었다. 사고 시나리오 선정, 해당 시나리오에서 발생하는 안전관련 현상 이해 그리고 현상의 상대적 중요성에 관한 순위 결정. SFR 원형로 PIRT에서는 사고 현상의 세부 항목으로 소듐 누설 이후에 발생하는 주요 현상들을 11개로 구분하고, 스프레이 형태의 특성과 풀 형태에서의 연소 특성으로 나누어 고려한다. 각 세부 항목에 관한 중요도는 격납구조물의 구조건전성 및 누설 취약성을 평가하기 위하여 요구되는 인자를 대상으로 평가되었으며, 이러한 인자로는 구조물의 온도, 격납구조물 대기 온도 및 압력이 해당된다. 또한 지식수준은 실험 자료와 코드 분석 모델로 구분하여 평가되었다. 표 3.21은 저압 소듐 누설 시나리오에 관한 PIRT이다. CONTAIN-LMR 코

드는 미국 규제기관 코드로서, 소듐화재 사고 분석 결과의 유효성 및 타당성은 이미 검증되었다. 또한, 국내에서 소듐(Na)은 위험물로 분류되어 있기 때문에, 소듐 화재 분석을 위한 추가적인 실험이 제한되어 있는 상황이다. 따라서, 해외에서 수행된 소듐 풀 화재 및 스프레이 화재 실험 결과들을 통하여, 원자로건물의 온도 및 압력에 영향을 제공할 수 있는 주요 입력 인자들에 관한 민감도 분석을 통하여 보수적인 입력값의 범위를 결정하였다.

표 3.21 저압 소듐 누설 시나리오에 관한 PIRT

Phenomena	Importance			Knowledge	
	Structure temperature	Containment gas temperature	Containment gas pressure	Experiment data	Codes/ Models
Jet/spray breakup	L	L	L	H	L
Spray combustion	L	L	L	H	M?
Oxygen deficiency in spray	L	L	L	L	L
Heat transfer from spray	L	L	L	H	M?
Aerosol (smoke) formation from spray	L	L	L	L	M?
Pool combustion	H	H	H	H	H
Heat transfer from pool to atmosphere	L	H	H	H?	M
Aerosol (smoke) formation from pool	L	M	M	M/H	L
Heat transfer from pool to structure	H	L	L	H	H
Heat transfer from atmosphere to structure	L	H	H	M?	M
Sodium-concrete interaction	H	H	H	H	M

마. V&V 매트릭스

CONTAIN-LMR 코드 내에 소듐 풀화재 및 스프레이 화재 모델 검증을 위하여 총 42건의 관련 자료를 검토하여 실험 및 세부사항 등을 검토한 후, CONTAIN-LMR 검증에 필요하다고 판단되는 자료들을 분류 및 선정하였다. 이러한 과정을 거쳐 소듐 풀 화재, 소듐 스프레이 화재 모델의 검증을 위하여 선정된 V&V 매트릭스는 각각 표 3.22와 표 3.23에 요약되어 있다.

표 3.22 소듐 풀 화재 V&V 매트릭스

문서 색인	제목	년도	구분	기 하 학 적 모 델 링 여 부	시 나 리 오 조 건	실 험 중 과 과 무 검 결 유 무	전산코드				검 증 능 성 검 탈 가 성
							해 석 코 드	입 수 여 부	Input 유 무	코 드 중 과 과 무 검 결 유 무	
AP-1	Aerosol Behavior During Sodium Pool Fires In a Large Vessel - CSTF TESTS AB1 AND AB2	1979	이론/실험	0	0	0	SOFIRE-II HAA-3B	0 X	X X	0 0	H
PS-4	Metal Fire Implications for Advanced Reactors, Part3: Experimental and Modeling Results	2010	이론/실험	0	0	0	IHCP1D	X	0	0	H
PS-9	소듐 화재 특성의 실험적 연구	1994	실험	0	0	0	X	N/A	X	X	H

A(Aerosol), C(Concrete reaction), F(Ferric reaction), P(Pool fire), S(Spray fire), W(Water reaction), Z(이론 등 기타항목)

표 3.23 소듐 스프레이 화재 V&V 매트릭스

문서 색인	제목	년도	구분	기 하 학 적 모 델 링 여 부	시 나 리 오 조 건	실 험 중 과 과 무 검 결 유 무	전산코드				검 증 능 성 검 탈 가 성
							해 석 코 드	입 수 여 부	Input 유 무	코 드 중 과 과 무 검 결 유 무	
PS-9	소듐 화재 특성의 실험적 연구	1994	실험	0	0	0	X	N/A	X	X	H
S-6	Thermodynamic Consequences of Sodium Spray Fires in Closed Containments: Part1-Experiments	1985	이론/실험	0	0	0	X	N/A	N/A	N/A	H
S-1	A Study on Sodium Spray Combustion	1982	이론/실험	0	0	0	SOFIA- II	0	X	0	H

A(Aerosol), C(Concrete reaction), F(Ferric reaction), P(Pool fire), S(Spray fire), W(Water reaction), Z(이론 등 기타항목)

### 바. CONTAIN-LMR 선정 이유

SFR 원형로 격납구조물 내에서 발생하는 소듐화재 분석을 위해서는 사용된 코드의 예측 능력 및 분석 결과의 유효성에 관한 높은 신뢰성이 요구한다. CONTAIN-LMR 코드는 경수로 격납건물 내에서 발생하는 다양한 열수력적 현상을 모의 및 분석하기 위하여, U.S NRC에서 지원 받아 SNL에서 개발된 CONTAIN 코드에 기초로 개발되었다. CONTAIN-LMR 코드는 소듐냉각고속로인 미국 PRISM 원자로의 격납건물 내부에서 발생하는 소듐화재 시에 격납구조물 내부에 온도 및 압력을 분석하기 위하여 적용되었다. 또한 SFR 원형로 격납구조물 내부에는 다양한 격실로 구성되어 있고, 소듐 배관이 통과하는 다수의 격실을 모의하기 위해서는 다중 셀(Multi Cell) 모델링이 가능해야 하고 이들 셀 간에 유로를 통한 연소 반응에 의한 질량

및 에너지의 전달 및 상호 작용에 관한 모의 및 분석이 가능해야 한다.

#### 사. CONTAIN 코드에서 CONTAIN-LMR로 수정 내용

초기 CONTAIN 코드는 경수로 격납건물 내에서 물리적, 화학적, 방사능 물질의 거동 및 열수력적 현상을 종합적으로 분석하기 위한 최적 계산 코드이다. CONTAIN-LMR은 SNL에서 CONTAIN 코드에 포함된 열역학적 모델, 격실간 대기 유동 모델, 구조물 표면에서 응축/증발 모델, 에어로졸 및 핵분열 생성물질 거동 모델 등을 기초로 소듐 냉각재 특성을 반영하여 소듐 풀 화재 모델, 소듐 스프레이 화재 모델 및 소듐-콘크리트 상호작용 모델 등을 추가하여 개발된 코드이다.

#### 아. CONTAIN-LMR 코드 검증 내용

CONTAIN-LMR 코드의 모델 검증을 위하여, 소듐화재 시 발생하는 다양한 현상 및 코드의 지식수준을 중요도에 따라 분류한 소듐사고 관련 PIRT를 기반으로 소듐 풀 화재 및 소듐 스프레이 화재에 관한 다양한 실험 자료들이 사용되었다. 그림 3.88은 소듐 풀 화재 시, 사용자 입력으로 제공하는 주요 인자들에 관한 민감도 분석을 통하여 격납구조물 대기에서 발생하는 첨두 온도를 나타낸다. 그림 3.89는 격납구조물 대기에서 발생하는 첨두 압력을 나타낸다. 그림 3.90은 소듐 풀 표면에서 온도 계산 결과를 나타낸다. 소듐 풀화재 모델 검증 시, 주요 검증 인자로는  $f_1$ (소듐이 연소하는 경우, 일산화소듐이 생성되는데 소모되는 산소의 총 비율)과  $f_2$ (소듐이 연소하는 경우, 연소열이 소듐 풀 내부로 전달되는 비율)이다. 주요 변수들에 값에 따른 민감도 분석 결과에 의하면, 적용된  $f_1$  및  $f_2$  변수들의 값들 중, 실험값인 실선보다 높게 계산된 값들은 실험값보다 보수적인 결과를 나타내는 것을 알 수 있다. 그림 3.91은 소듐 스프레이 화재 시, 격납구조물 대기에 발생하는 첨두 온도를 분석한 결과를 나타낸다. 그림 3.92는 격납구조물 대기에서 발생하는 첨두 압력을 분석한 결과를 나타낸다. 소듐 스프레이 화재 모델 검증 시, 검증된 주요 인자로는 누설된 소듐 입자의 높이를 나타내는  $h_{ite}$  변수와, 입자의 크기를 나타내는  $d_{me}$  변수이다.

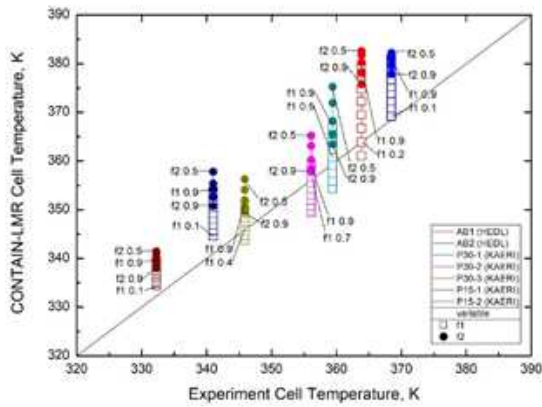


그림 3.88 격납구조물 대기에서 첨두 온도 (소듐 풀 화재)

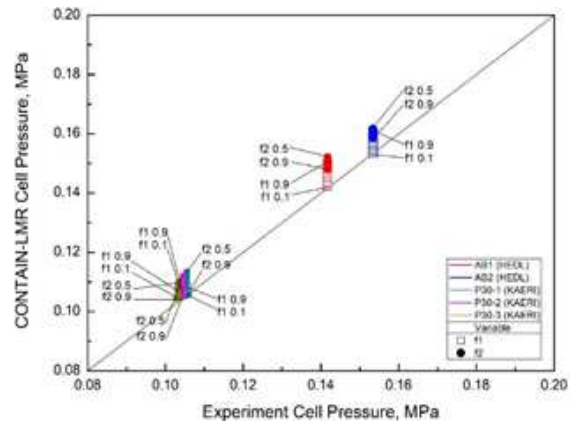


그림 3.89 격납구조물 대기에서 첨두 압력 (소듐 풀 화재)

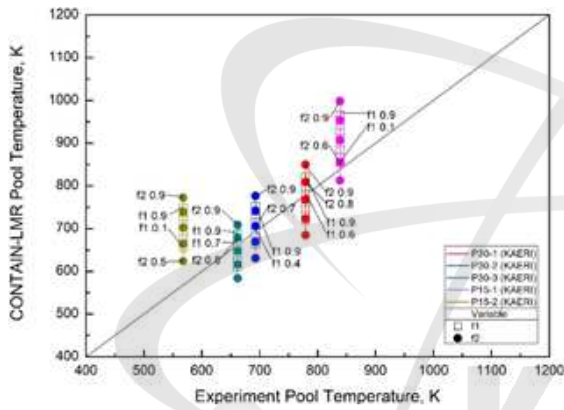


그림 3.90 소듐 풀에서 첨두 온도 (소듐 풀 화재)

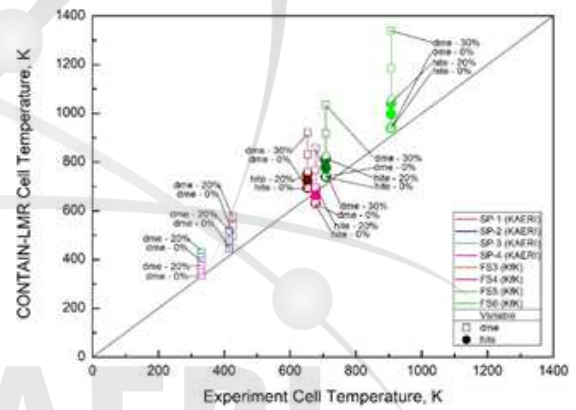


그림 3.91 격납구조물 대기에서 첨두 온도 (소듐 스프레이 화재)

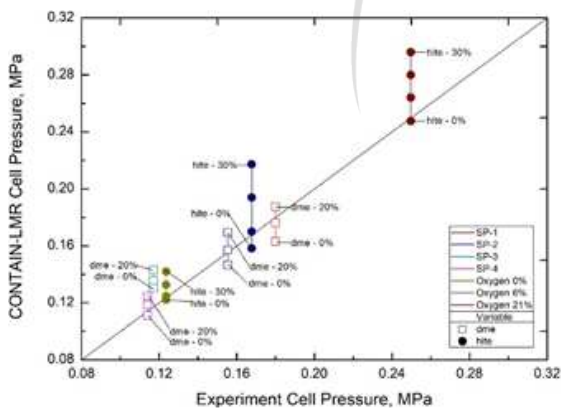


그림 3.92 격납구조물 대기에서 첨두 압력 (소듐 스프레이 화재)

### 3. 소듐-물 반응 해석 코드 SWAAM-II 코드 TR

#### 가. SWAAM-II TR의 목적

SWAAM-II 코드는 소듐냉각고속로 원형로(Prototype Gen-IV Sodium-cooled Fast Reactor, PGSFR)의 증기발생기에서 발생하는 소듐-물 반응을 분석하기 위한 코드이다.

증기발생기 내부의 소듐-물 반응에 의한 영향 분석에 사용되는 전산코드는 평가 모델의 능력과 적합성 입증에 요구되고, 적절한 현상 예측능력과 사용 목적에 적합 결과를 생산할 수 있는 능력을 보여야 한다. 또한 코드의 품질 요건, 사용 목적과 사용 방법, 코드 내부의 구조 등을 기술한 서류가 코드 인허가 과정에서 필수적으로 요구된다.

따라서 본 코드를 이용한 소듐-물 반응 분석 결과의 예측 능력에 유효성 검증, 코드의 적용성과 적합성을 평가를 받기 위해 SWAAM-II 코드 TR 보고서를 제출하고자 한다.

#### 나. SWAAM-II TR의 적용범위 및 제한사항

본 코드는 ANL(Argon National Laboratory)에서 LMFBR 증기발생기에서 소듐-물 화학반응에 의한 열수력적 현상을 분석하기 위한 코드로 개발되었다. 본 코드는 소듐과 물의 화학반응으로 수소 기체의 생성(Generation), 팽창(Expansion) 그리고 전파(Propagation)하는 압력파의 거동을 분석한다. 본 코드는 증기발생기 내부에서 발생하는 소듐-물 반응 사고에 의한 시스템의 압력과 온도를 계산하는 소듐-물 반응사고영향 분석에 적용이 가능하다. 소듐을 냉각재로 사용하고, 직관형 일체형 타입의 전열관을 사용하는 증기발생기에 적용된다. 계산된 결과값의 유효성이 100ms 이내로 제한함. (소듐-물 반응 사고의 단기 거동 분석)

#### 다. 방법론 및 시나리오

증기발생기에서 소듐-물 반응 사고 발생 시, 증기발생기에서 발생된 고압의 압력파는 IHTS 계통을 통하여 수 ms 이내에 파열판까지 전파된다. 파열판의 설계 파열 압력인 1.0 MPa에 도달하면, 파열판이 파열되고 사고 IHTS 내부에 소듐은 파열판을 통하여 소듐 덤프 탱크로 방출된다. 이후, 소듐-물반응압력완화계통(SWRPRS, Sodium-Water Reaction Pressure Relief System)이 작동하여 추가적인 소듐-물 반응을 차단하기 위한 사고 후 조치들이 이루어진다.

SWAAM-II 코드를 이용한 소듐-물 반응 사고 분석에서는 100 ms 이내의 단기 거동 분석을 통하여, 사고 초기에 증기발생기 및 IHTS 내부에서 소듐-물 반응에 의하여 발생하는 압력파의 최대 압력값을 계산한다. 본 사고는 증기발생기 전열관 5개가 동시 양단파단(DEGB) 사

고를 가정한다. (경수로 SGTR 사고의 발생 빈도를 고려, NUREG -CR6936) 또한 사고해석 방법으로 소듐-물 반응에서 수소 기체 생성율을 0.7, 반응률(Reaction Rate)을 1,524 m/s로 일정한 값으로 가정한다. (일반적으로 시간에 따라 반응률은 감소) 설계허용기준은 IHTS와 증기발생기의 설계압력 이하를 기준으로 해석을 수행한다.

#### 라. SWAAM-II 코드 PIRT

SFR 원형로의 증기발생기 안전성 평가를 위한 SWAAM-II 코드는 소듐-물 반응 사고로 발생하는 다양한 현상들을 예측가능 하여야 하며, 분석 결과의 타당성이 검증되어야 한다. 이에 따라 미국 ANL에서는 LLTR(Large Leak Test Rig)시설을 이용한 소듐-물 반응 시험을 수행하였으며 이를 기반으로 SWAAM-II 코드를 검증하였다. 하지만 해당 자료는 ANL-KAERI간 보안 문서로서 미 DOE의 승인 없이는 공개가 불가하다. 하지만 일부 SWAAM-II 검증 결과를 “사. SWAAM-II 검증 내용”에 기술하였다.

#### 마. V&V 매트릭스

SWAAM-II 코드를 활용하여 증기발생기에서 발생하는 소듐-물 반응사고에 대한 영향분석은 3가지 실험에 대한 4개의 검증보고서를 표 3.24와 같이 나열하였다. 이중 SWAAM-II 코드 검증에 적합하다고 판단되는 보고서는 검증활용가능성에 H로 표시하였으며 코드 검증에 활용된다.

표 3.24 소듐-물 반응 V&V 매트릭스

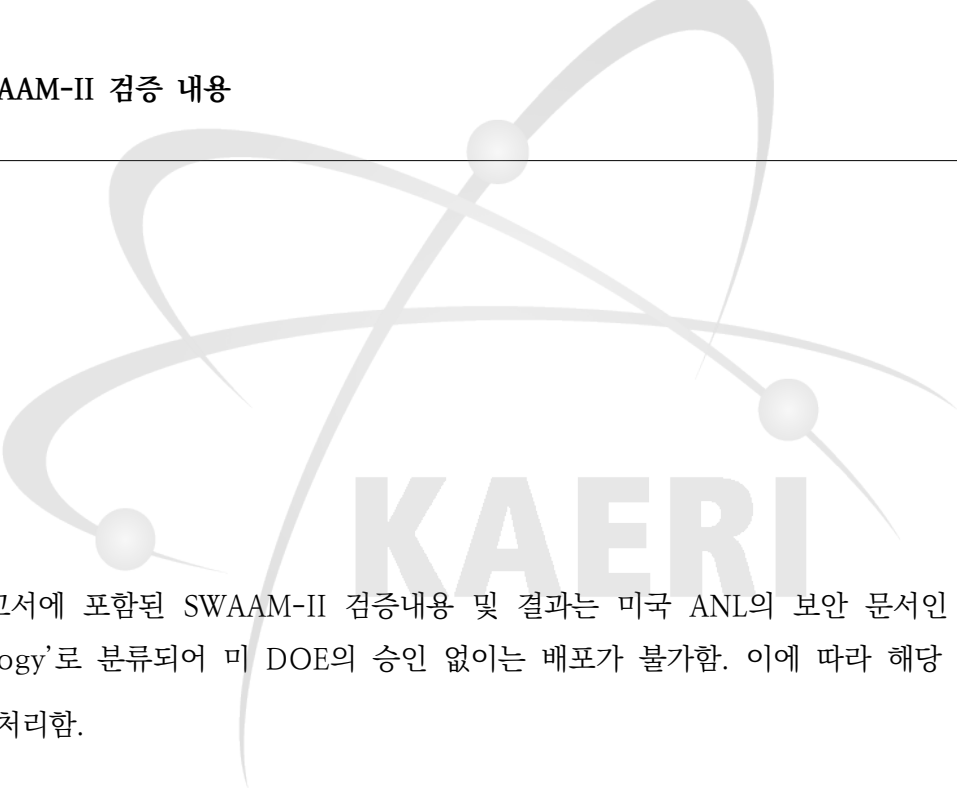
문서 색인	제목	년도	구분	반응 구분	시 나 리 오 조 건	실 험 과 결 유 무	전산코드				검 증 활 용 가 능 성
							해석코드	입 수 여 부	Input 유무	코 드 검 증 과 결 유 무	
ANL- CT-8 2-4	Analysis of Large-Leak Test Data SWAT-3 RUN-6 Data by Use of SWAAM-I Code	1982	이론/ 실험	소듐- 물	0	0	SWAAM-II	0	X	0	L
ANL- CT-8 1-12	Posttest analysis of LLTR series-II <A-2 test using SWAAM-I code>	1981	이론/ 실험	소듐- 물	0	0	SWAAM-II	0	X	0	H
ANL- CT-8 0-2	SWAAM-I prediction of large leak test rig series-II A2 test <Test sodium/water reaction test>	1979	이론/ 실험	소듐- 물	0	X	SWAAM-II	0	X	0	L
ANL- CT-7 9-35	SWAAM prediction of LLTR series-II A-1a test	1979	이론/ 실험	소듐- 질소	0	X	SWAAM-II	0	X	0	L



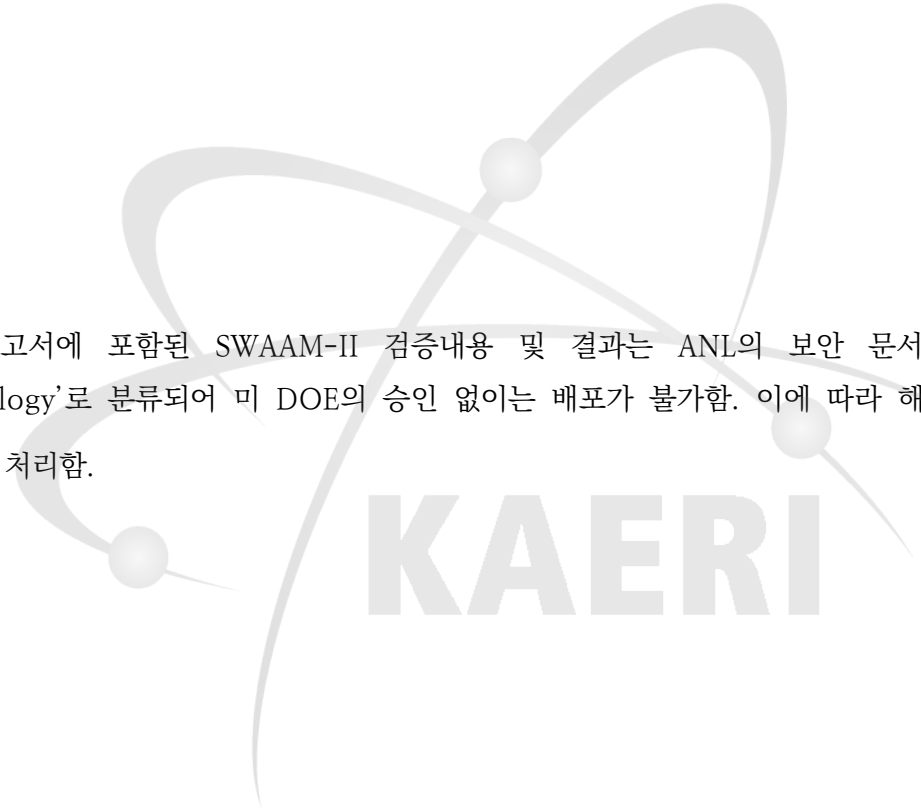
#### 바. SWAAM-II 선정 이유

증기발생기 전열관에서 물/증기의 대형 누설 사고는 소듐냉각고속로에서 고려해야 하는 설계기준사고이다. 소듐-물 반응 현상을 정량적으로 평가 및 분석하기 위한 코드는 충분한 실험 데이터를 기초로 개발되어야 하지만, 현실적으로 소듐-물 반응 현상이 갖고 있는 실험의 위험성과 복잡성으로 인하여 충분한 실험 데이터가 존재하지 않는다. SFR 원형로 개발 과제를 2012년 이후부터 ANL과 함께 수행해 왔다. 소듐냉각고속로 증기발생기에서 발생하는 소듐-물 반응 현상을 정량적으로 평가하기 위하여, ANL에서 LLTR (Large Leak Test Rig, 1981년) 실험 장치를 이용하여 수집된 소듐-물 반응 관련 실험 데이터들과 이를 기반으로 개발 및 검증된 SWAAM-II 코드를 SFR 원형로 소듐-물 반응 사고의 분석에 사용하고자 한다.

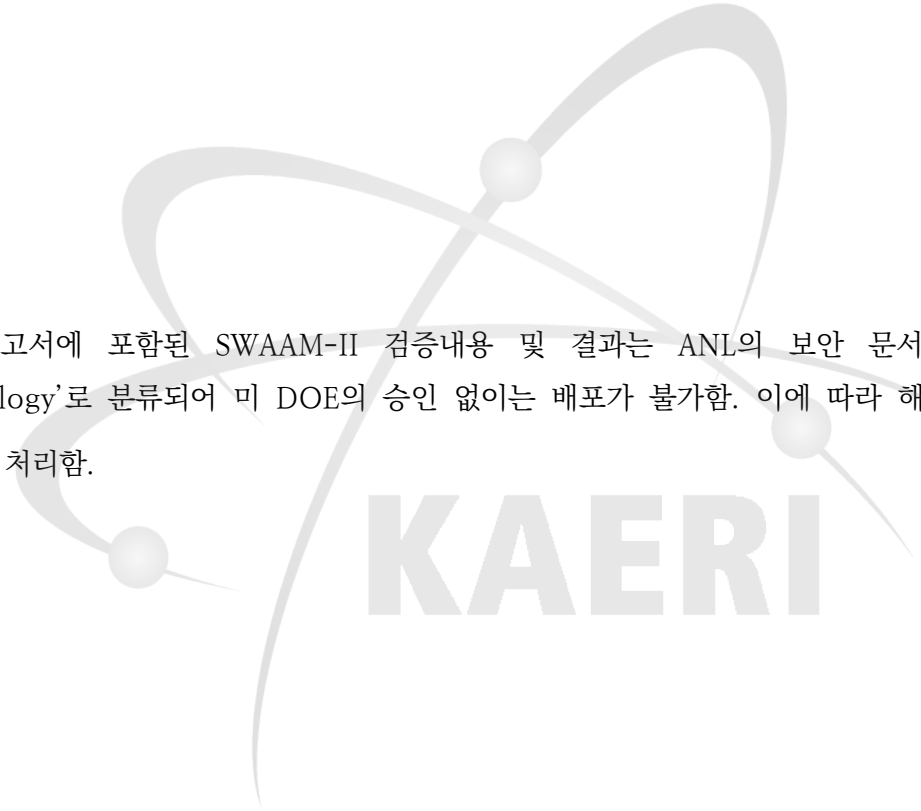
#### 사. SWAAM-II 검증 내용



본 보고서에 포함된 SWAAM-II 검증내용 및 결과는 미국 ANL의 보안 문서인 'Applied Technology'로 분류되어 미 DOE의 승인 없이는 배포가 불가함. 이에 따라 해당 내용을 모두 공백 처리함.

The image features a large, faint watermark of the KAERI logo in the background. The logo consists of three stylized, overlapping loops or orbits, each with a small sphere at its center, resembling a molecular or atomic structure. The word "KAERI" is printed in a bold, sans-serif font across the middle of the page, partially overlaid by the watermark.

본 보고서에 포함된 SWAAM-II 검증내용 및 결과는 ANL의 보안 문서인 'Applied Technology'로 분류되어 미 DOE의 승인 없이는 배포가 불가함. 이에 따라 해당 내용을 모두 공백 처리함.

The image features a large, faint watermark of the KAERI logo in the background. The logo consists of three stylized, overlapping loops or orbits, each with a small sphere at its center, resembling a molecular or atomic structure. The word "KAERI" is printed in a bold, sans-serif font across the middle of the page, partially overlaid by the watermark.

본 보고서에 포함된 SWAAM-II 검증내용 및 결과는 ANL의 보안 문서인 'Applied Technology'로 분류되어 미 DOE의 승인 없이는 배포가 불가함. 이에 따라 해당 내용을 모두 공백 처리함.

#### 4. 종합안전해석코드 ISFRA 코드 개발

##### 가. ISFRA 코드 상세모델 개발

ISFRA(Integral Sodium Fast Reactor Analysis)는 Level 2 PSA를 위한 안전해석 프로그램으로 SFR에서의 중대사고 시 주요 거동을 모의하는 기능을 한다. 또한 이 코드는 특히 금속핵연료로 구성된 PGSFR을 모의할 수 있도록 개발되었다. ISFRA는 PSA를 지원하기 위해 중대사고 평가에 필요한 각종 중요 현상 혹은 과정을 기술할 수 있는 모델들로 만들어졌는데, 이 모델들은 단순 모델 혹은 정교한 결정론적 계산을 수행할 수 있는 모델들로 구성된다. ISFRA는 이런 모델들을 통해 핵분열 생성물이 냉각재를 거쳐 원자로용기, 원자로건물 및 환경으로 방출하는 것을 기본적으로 기술해 PSA 관점에서 사고 진행을 해석할 수 있다. ISFRA 코드는 PGSFR 계통분석을 위해 노심 열수력 모델링, 반응도 궤환효과 모델링을 포함하여 원자로용기 내부구조물, 중간열전달계통, 잔열제거계통, 격납용기를 모의할 수 있다. 가상사고 발생 시 예상되는 노심 가열, 소듐 비등, 유로 기포화, 핵연료 핀 손상, 핵분열 생성물 방출 및 수송 등의 주요 현상을 기술한다. 잔열제거계통 상실사고의 해석에 대비해 소듐 비등을 포함한 노심의 노출, 가열 및 용융, 그리고 핵연료 용융물의 재배치 해석을 위한 모델이 포함되어 있다. PGSFR 계통 및 노심 모의를 위한 ISFRA 노드 모델링은 그림 3.98과 같다.

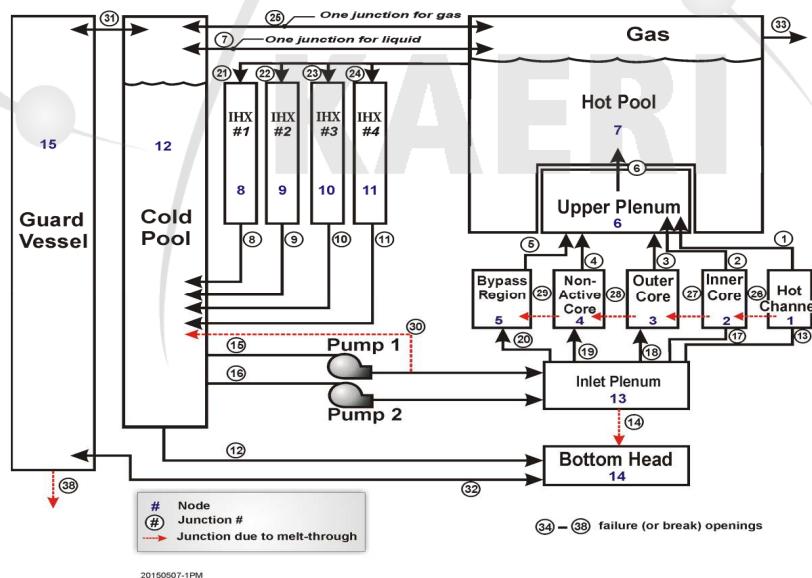


그림 3.98 PGSFR 계통 및 노심 모의를 위한 ISFRA 노드 모델링

2단계 PSA 기술에 가장 중요한 핵연료 핀 파손 모델은 단순 피복재 파손온도 모델 뿐 아니라, SAS4A/SASSYS-1 코드에서 사용하는 핀 파손에 대한 압력, 온도 및 시간에 대해 피복재 파손율을 예측할 수 있는 상세모델도 장착하고 있다. 피복재 파손 직후 용융 핵연료는 핀 내

부 핵분열 기체의 급격한 팽창에 의해 용융 핵연료 및 본드 소듐이 균일하게 핀 기체 플레넘으로 넘쳐 나가고, 파열 부위의 크기는 핵연료 원주에 비해 작다고 가정한다. 핀에서 냉각재로의 방출은 균일한 핵연료-소듐-핵분열 기체가 혼합되어 임계유속으로 빠져 나간다고 가정한다.

핵분열 생성물은 3단계로 나뉘어 모델되는데, 1단계에서는 상승하는 핵분열 생성물 기체 기포에 의한 수송을 모델한다. 비활성 기체인 Kr과 Xe은 상승 핵분열 기포로 밀봉기체로 운송되고, Cs는 기포를 빠져나와 액체 소듐 냉각재에 용해되는 것으로 모델된다. Iodine는 핵분열 기포가 형성되어 상승하기 직전 기포 내에서 NaI로 전환하며, NaI, Te, Sr 에어로졸은 입자 및 핵분열 기포의 크기에 따라 밀봉기체로 수송된다. 2단계는 소듐 냉각재로부터 밀봉기체로의 핵분열 생성물 수송되는 기간이다. 용해된 핵분열 생성물이 밀봉기체로 증발되는 양을 계산하고, 밀봉기체 영역에서 소듐증기 응축으로 인한 소듐 Fog가 형성될 경우에는 핵분열 생성물 증발이 활성화된다. 마지막 3단계는 소듐 풀 비등에 의해 핵분열 생성물이 수송되는 기간이다. 소듐 비등 시 핵분열 생성물이 상승 소듐증기 기포로 수송되고, 기포는 즉시 핵분열 생성물 기체로 포화된다. 치움 작용(Scavenging mechanism)에 의해 핵분열 생성물이 밀봉기체 영역으로 수송되는 것이 지배적 현상이며, 핵분열 생성물 선원항의 증발이 이 현상에 의해 활성화된다. 비등 소듐 풀 표면에서 발생하는 소듐 방울을 통해 밀봉기체 영역으로 수송이 예상되는데, 용해된 기화핵종(CsI, NaI, Te, Sr)보다는 비휘발성 핵종(Ba, Ru)이 중요하게 된다.

격납용기 모델에서는 격납용기 내 사고 시 방출된 핵분열 생성물의 거동을 분석하기 위해 격납용기로 방출되는 소듐 증기에 의한 소듐 화재 모델이 포함되어 있다. 그 외에도 핵분열 생성물 에어로졸 수송과 침전도 모델되어 있다. 격납용기 노드는 그림 3.99와 같이 4개의 격납용기 영역과 한 개의 열침원 영역(원자로 용기 외벽냉각 영역)을 합해 총 5개의 체적으로 모델한다. 소듐화재 모델에서는 방출된 소듐증기가 격납용기 내 수증기 및 산소와의 완전 반응을 가정한다. 먼저 소듐증기와 수증기가 반응해 수소가 발생하고, 수증기가 모두 소진된 후에는 산소와 반응을 진행하여  $\text{Na}_2\text{O}$ 와  $\text{Na}_2\text{O}_2$ 가 생겨난다. 이 과정에서는 소듐증기 제트(Jet)와  $\text{Na}_2\text{O}_2$  에어로졸이 반응하여  $\text{Na}_2\text{O}$  에어로졸도 생겨난다. 잉여 소듐증기는 응축되어 에어로졸 형태로 존재하게 되는데, 격납용기 모델은 이들 산화물 및 소듐증기 에어로졸의 수송 및 중력에 의한 침전도 추적한다.

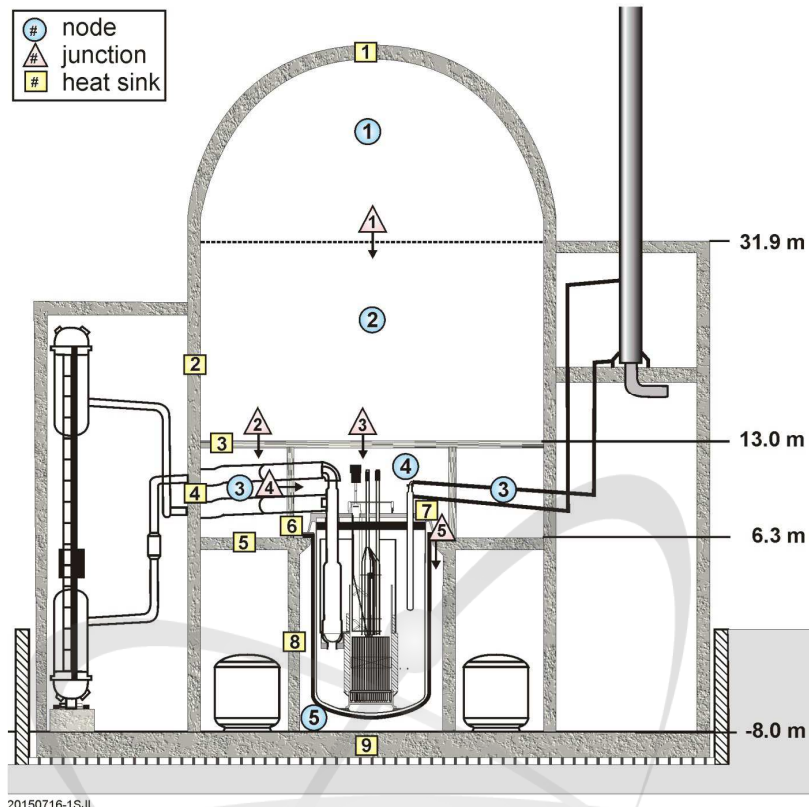


그림 3.99 PG-SFR 노드 및 노심 열수력 모델링

#### 나. START 코드 개발

ISFRA 코드는 사고 발생 후 다양한 현상을 빠르게 모의할 수 있는 장점을 가지고 있지만 상세한 계산에 있어서는 한계점을 보인다. 따라서 평가의 정확성을 높이기 위해 SAS4A/SASSYS-1 코드와 결합한 START(SFR Transient and Radionuclide Transport) 코드를 개발하였다. START 코드는 SAS4A/SASSYS-1 코드의 정교한 노심/핵연료 모델을 통해 사고 시나리오를 모의하여 원자로의 상태와 노심손상 정도를 평가하고, 그 결과를 바탕으로 ISFRA 코드의 핵분열 생성물 수송 모델을 이용하여 환경으로 방출되는 방사성 물질의 거동을 평가한다. 다만 SAS4A/SASSYS-1 코드는 실패한 핵연료로부터 방출되는 방사성 물질을 계산하지 못하기 때문에 RRM(Radionuclide Release Module)이라는 독립적인 모듈이 그 역할을 하게 된다. 즉, START 코드는 세 가지의 프로그램이 그림 3.100과 같은 과정을 통해 최종적으로 환경을 방출되는 방사성 물질을 분석할 수 있다.

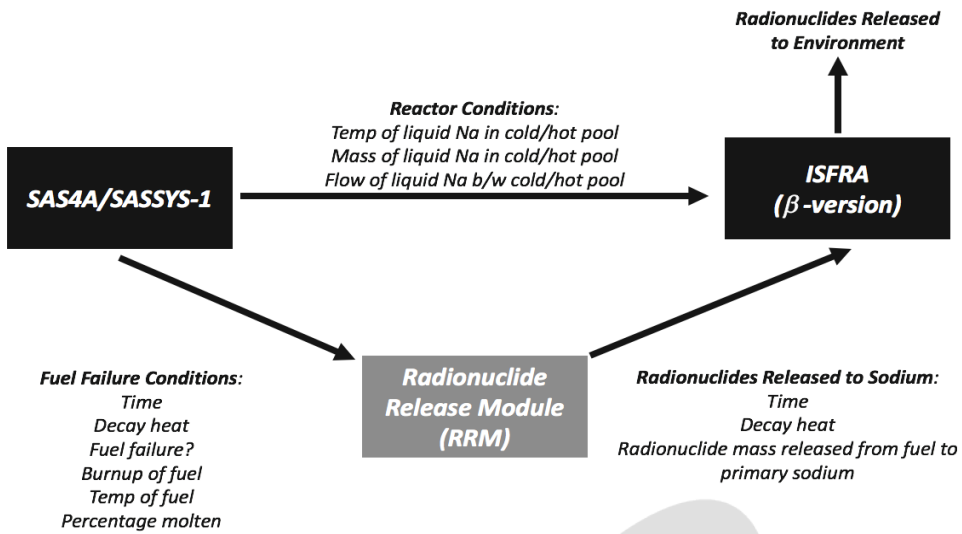


그림 3.100 START 코드 개요

SAS4A/SASSYS-1 코드는 사고 시나리오를 모의하고 정확한 원자로와 핵연료 정보를 전달하기 위해서 그림 3.101과 같이 노심, 일차계통, 커버가스 구역, 중간계통, 증기발생기, 잔열 제거계통, 원자로공동냉각계통을 모두 모델하여 계산한다. 반면 ISFRA 코드는 SAS4A/SASSYS-1 코드로부터 원자로 정보를 받아서 계산을 진행하기 때문에 노심, 일차계통, 중간계통, 증기발생기, 잔열제거계통, 원자로공동냉각계통 등을 모델하지 않는다. 다만 SAS4A/SASSYS-1 코드를 통한 커버가스 온도와 압력 계산의 경우, 원자로용기 상부 누설이나 커버가스 구역에서의 열손실을 고려하지 않기 때문에 방사성물질 방출 계산에 부적합하다고 판단하였고, 더욱 상세한 커버가스 계산이 가능한 ISFRA 코드를 이용하여 커버가스의 온도와 압력을 계산하도록 하였다.

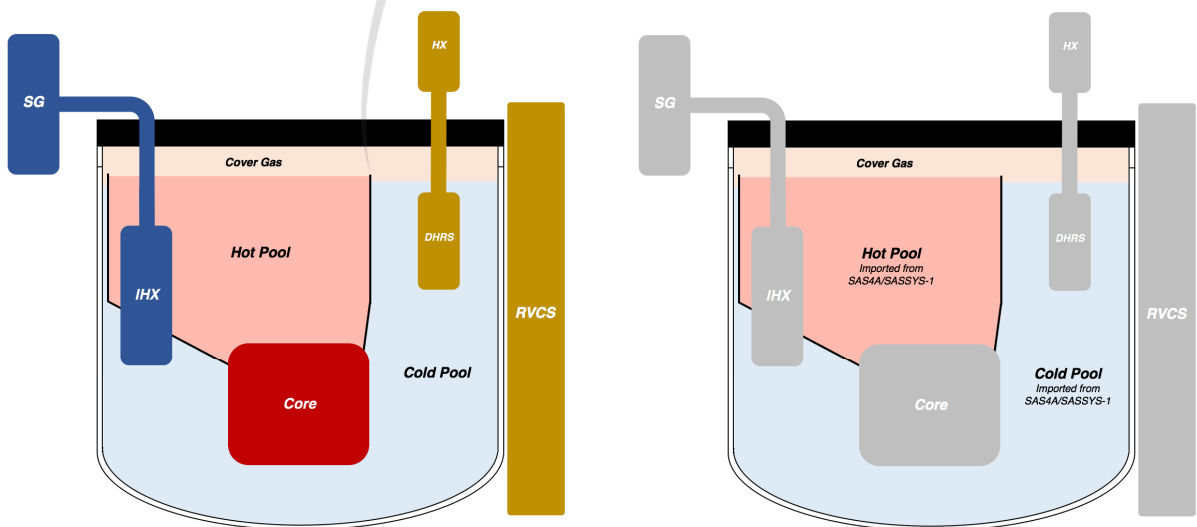


그림 3.101 START 코드에서의 PG-SFR 모델링 범위  
(좌: SAS4A/SASSYS-1, 우: ISFRA)

## 5. 중대사고 초기단계 해석코드 SAS4A 개발

### 가. 정상상태 핵연료원소 거동 해석모델(SSCOMP-A) 개발

SSCOMP-A 모델은 정상상태 핵연료 조사에 따른 U, Pu, Zr 확산 거동과 핵분열 물질의 생성과 소멸, Bond 소듐의 핵연료 내부 침투 그리고 핵연료와 피복재의 화학적 상호 반응인 피복재 구성 원소 철의 핵연료 침투와 란탄족 원소의 피복재 침투 현상 등을 해석한다. 본 모델의 계산결과는 과도상태 해석모델의 초기 조건으로 제공되어, 핵연료 구성 성분 변화에 따른 열역학적 물성변화 및 이로 인한 용융 특성 변화 해석의 초기 조건으로 활용된다. 그림 3.102는 SSCOMP-A 해석 현상을 보여준다.

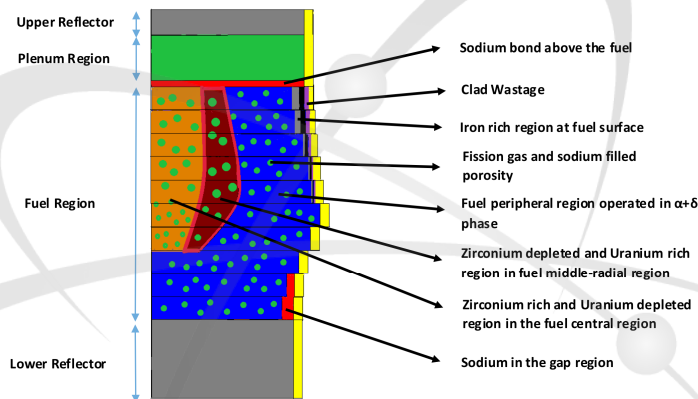


그림 3.102 SSCOMP-A, DEFORM-5A 해석 현상

SSCOMP-A 개발 모델에 대한 계산 정합성 분석 및 검증을 위해 예비해석을 수행하였다. 이를 통해 핵연료 조사에 따른 주요 구성물질인 U, Pu, Zr의 확산 거동 계산 결과를 기존 실험 결과와 비교를 통해 개발 모델의 보완 및 확장 연구를 수행하였다. 또한 핵연료와 피복재 사이의 화학반응에 의한 란탄족 원소의 피복재 내부 침투와, 철 원소의 핵연료 내부로의 침투 거동을 분석하였다.

그림 3.103과 그림 3.104는 본 해석을 통해서 도출한 핵연료 조사 기간에 따른 U, Pu, Zr 무게 분율 해석 결과이다. 조사 기간 동안 각 원소들이 확산 이동하였기 때문에 반경 방향으로 각각의 분포 정도가 변하였다. 이러한 변화는 핵연료의 물성치를 변화시킨다. 특히 이러한 조성 변화는 핵연료 용융점에 변화를 주어, 사고 발생 시 온도가 가장 높은 중심에서가 아니라 Zr 농도가 가장 낮은 가운데 영역에서 핵연료 용융이 시작되도록 한다.



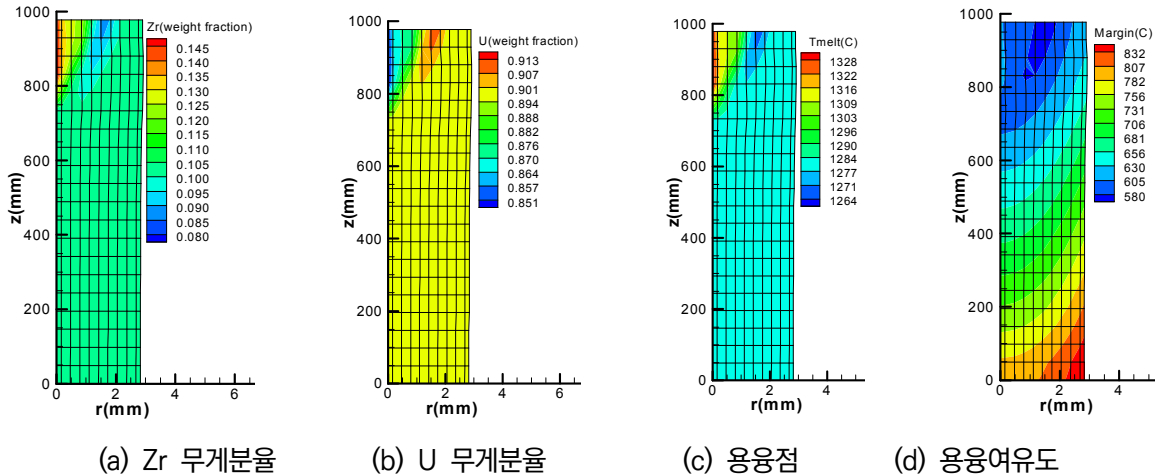


그림 3.103 핵연료 조성 및 물성치 (BOEC)

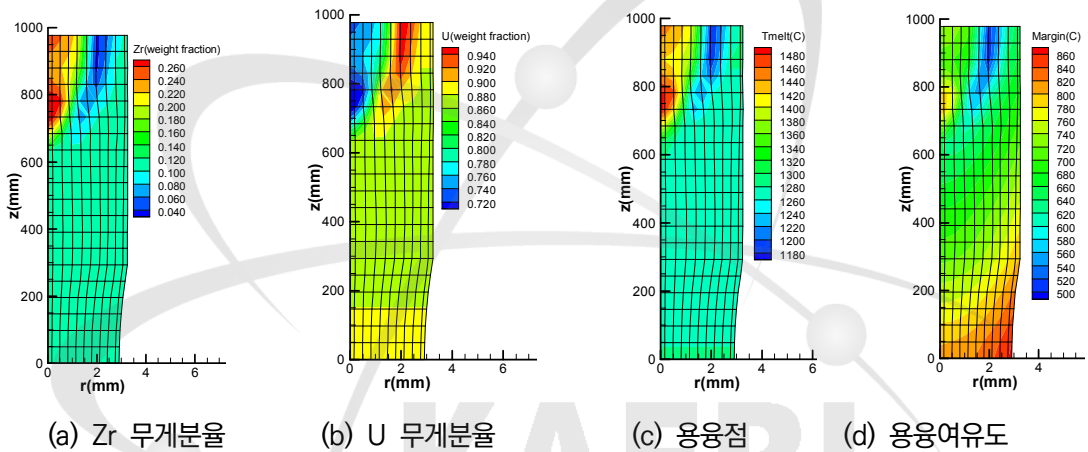


그림 3.104 핵연료 조성 및 물성치 (EOEC)

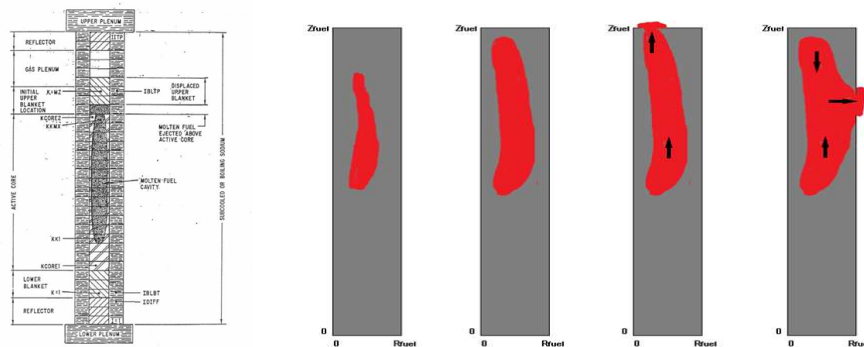
#### 나. 과도상태 노심 원소 거동 및 건전성 해석모델(DEFORM-5A) 개발

본 모델은 유한요소법을 기반으로 과도상태 금속핵연료 노심의 건전성을 해석하며, 기계적인 방법을 통해 핵연료와 피복재의 성분 변화, 피복재 내면에서의 란탄족 및 공용 층 형성, 피복재에서 핵연료 내부로의 철 성분 침투 현상, 핵분열 기체 및 기공 거동, 핵연료의 축방향 팽창, 피복재 건전성 등의 현상을 해석한다. 또한 그림 5에 설명된 과도상태 핵연료봉 내부의 소듐, 피복재 손상, 피복재 구성물의 핵연료의 침투, 핵분열 기체와 소듐으로 구성된 기공 거동, Zr 등과 같은 핵연료 구성성분 확산, 핵연료 조성 변화에 따른 물성치, 핵연료 및 피복재 손상 현상 등을 계산한다. 본 모델은 SAS4A 코드 내의 MFUELS 모듈 내에 위치하며, 열수력 모델로부터 핵연료 온도 값을 받아 노심의 형상, 조성 변화, 핵연료 내부 기공 및 소듐 침투 거동 등의 해석 결과를 계산하고, 그 결과를 PINACLE, LEVITATE, PLUTO 등의 중대사고 모델과 반응도 해석모델에 전달한다. 최종 해석결과인 피복재 파손 여부는 기계적인 모델과,

실험식 기반의 CDF 모델 둘 다 사용하여 계산할 수 있으나, 기본적으로 기계적인 모델을 사용하여 계산한다.

#### 다. PINACLE-M 모델 개발

PINACLE-M 모델은 피복재 내에서 핵연료 내부 용융 공동의 형성과 이동 및 확장 거동을 해석한다. 공동은 용융핵연료와 핵분열 기체 등으로 구성되며, 반응도 및 열유동 조건에 따라서 팽창, 수축 혹은 이동하게 된다. 용융 공동이 핵연료 상단에 도달할 경우, 저압의 핵분열 가스 공동으로 분출된다. 이로 인해 핵연료의 밀도가 급격히 감소하고 반면 밀도 감소에 따른 부반응도의 급격한 증가로 인해 사고 완화 측면에서 긍정적인 영향을 줄 수 있다. 본 모델은 용융노심의 외부 분출 이전에 중대사고 초기 종료를 해석하는 중요한 모델로, 용융 핵연료의 내부 거동을 해석하기 위해 핵연료 구성물과 핵분열 기체 각각에 대한 질량, 운동량, 에너지 보존방정식을 계산한다. 본 모델은 용융핵연료와 핵분열 기체 그리고 용융핵연료에 용해된 핵분열기체 각각을 추적하며, 이 3개의 물질 각각에 대해 질량보존식을 계산한다. 반면 모멘텀 및 에너지 보존식은 용융핵연료만을 대상으로 계산한다. 핵연료의 구성 성분 변화는 핵연료의 열역학적 물성치 변화에 영향을 주어 용융 공동 생성 위치와 이의 확산 그리고 이에 따른 반응도 변화 등에 영향을 준다. ANL과의 2015년 공동 연구 수행을 통해 이러한 효과를 반영하도록 모델 확장 연구가 완료되었다. 이와 관련 2015 ~ 2016년 연구를 통해서 PINACLE-M 모델 지배방정식 내의 물성치 계산 시 SSCOMPA와 DEFORM-5A에서 계산된 핵연료 구성 성분의 변화를 반영하도록 관련 모델을 개선하였다. 또한 U-235, U-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242, Na, Zr, Fe 등의 핵연료 및 피복재 구성물의 이동 거동을 추적할 수 있도록 모델을 보완하였다. 이 외 신규 개발 모델인 DEFORM-5A에서 계산하는 핵분열 기체의 거동과 이에 의한 피복재 내부 압력 값을 반영하도록 모델을 보완하였다. 그림 3.105는 PINACLE-M 모델의 격자 구조와 핵연료 용융물의 거동 개요를 보여준다.



(a) 격자 구조 (b) 핵연료 용융물 거동 개요

그림 3.105 PINACLE-M 격자 및 핵연료 용융물 거동 해석

## 라. LEVITATE-M 모델 개발

LEVITATE-M 모델은 중대사고 시 용융핵연료의 피복재 파손 부위로의 분출 현상 거동을 해석한다. LEVITATE-M 모델은 금속연료 물성치 및 성분비 변화에 근거하여 핵연료의 용융, 피복재의 용융 혹은 공용현상에 의한 손상, 핵연료와 피복재 용융물의 단상 및 이상유동 해석, 핵연료 및 피복재 용융물의 응고, 냉각 채널에서의 냉각재와 노심 용융물의 반응과 유동 현상 등을 기계적 열수력 모델을 사용하여 해석한다. Hoop stress에 의해 피복재가 파손되면 고온 고압의 용융핵연료는 냉각재와의 압력 차이에 의해 냉각재로 분출된다. 용융핵연료는 냉각재와 반응하여 일부는 고화될 수 있고, 냉각재를 가열하여 냉각재 기화를 촉진시킬 수 있으며, 피복재 혹은 집합체 내벽에 부착되어 공용 현상 등에 의해 피복재를 손상시킬 수 있다. LEVITATE-M 모델은 이러한 현상과 이로 인한 반응도 및 출력 거동 등을 해석한다.

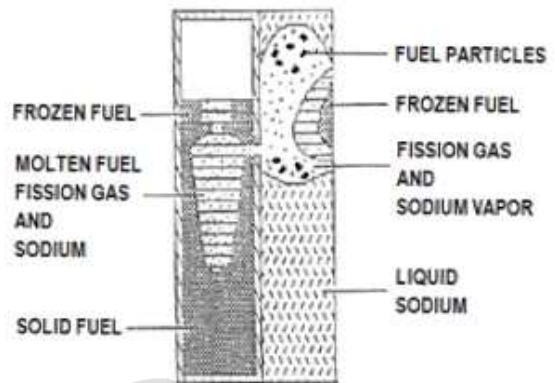


그림 3.106 LEVITATE-M 모델 해석 개요

차이에 의해 냉각재로 분출된다. 용융핵연료는 냉각재와 반응하여 일부는 고화될 수 있고, 냉각재를 가열하여 냉각재 기화를 촉진시킬 수 있으며, 피복재 혹은 집합체 내벽에 부착되어 공용 현상 등에 의해 피복재를 손상시킬 수 있다. LEVITATE-M 모델은 이러한 현상과 이로 인한 반응도 및 출력 거동 등을 해석한다.

KAERI



## 제4장

# 목표달성도 및 관련분야에의 기여도

제1절 목표 달성도 및 관련분야에의 기여도

제2절 관련분야에의 기여도

KAERI



# 4

## 목표달성도 및 관련분야에의 기여도

### 제1절 목표달성도

세부 연구목표	주요 연구개발 실적 <sup>1)</sup>	가 중 치 <sup>2)</sup> (% )	연구 목표 달성 도 <sup>3)</sup> (%)	비고 <sup>4)</sup>
특정설계 안전 해석 (2016)	- 특정설계 안전 특성 평가 - 계통 경계 안전 해석 - 안전 해석 입력 준비	5	100	- DHRS, RVCS 안전 특성 평가 수행 - IHTS, PSPS 배관 파단 소동 방출량 계산 및 증기관 파단 사고에 대한 안전 해석 수행 - 설계자료 검토 및 안전해석 입력자료 요청서 발간 및 열교환기 등 주요 기기 해석 모델링에 대한 민감도 분석 수행
특정설계 PSA (2016)	- Level 1 PSA - Level 2 PSA - Level 3 PSA	5	100	- 내부사건 PSA 설계변경 사항 반영 및 내부사건 PSA 최종 보고서 발간, 내진여유도 (SMA) 예비 분석 및 화재 및 홍수 분석 예비 해석 수행 - Level 2 PSA를 위한 내부사건 수목도 (Tree) 작성 및 초안 완료 - Level 3 PSA를 위한 분석체계 구축
특정설계 선원향 분석 (2016)	- 설계기준사고 선원향 평가	5	100	- 설계기준사고에 대한 예비 노내 선원향 평가 수행
안전 해석 방법론 개발 및 검증 (MARS-LMR) (2016)	- 안전 해석 방법론 개발 및 검증	5	100	- SASSYS-1 및 MARS-LMR 코드의 반응도 궤환모델에 관한 비교 보고서 및 EBR-II 및 FFTF 실험을 이용한 반응도 모델 검증 보고서 발간
Level-2 PSA 전산코드 개발 (ISFRA) (2016)	- ISFRA 코드 개발	5	100	- ISFRA 코드 모델 정교화 및 알파버전 모델링 업무 수행 및 ISFRA 상세모델 개발 보고서 발간
중대사고 해석 코드 개발 (SAS4A) (2016)	- 중대사고 분석 방법 (SAS4A/SASSYS-1)	5	100	- LEVITATE 모델 및 PLUTO-2 모델 개발 업무 수행 및 중대사고 예비해석 보고서 및 용융노심 팽창 거동 해석 보고서 발간

세부 연구목표	주요 연구개발 실적 <sup>1)</sup>	가 중 치 <sup>2)</sup> (% )	연구 목표 달성 도 <sup>3)</sup> (%)	비고 <sup>4)</sup>
특정설계 과도 안전 해석 (2017)	- 안전계통 제한설정치 (LSSS) 분석 - DBEs 안전 해석 - DEC 안전 해석	10	100	- 안전계통 제한설정치 (LSSS) 분석을 위해 대표설계기준사고에 대해 원자로보호변수 설정치 분석 업무 수행 - TOP, LOF, LOHS, PHTS 배관파단, SBO 등 안전관련설계기준사고 해석 업무 수행 및 보고서 발간 - 설계확장조건 분석을 위해 UTOP, ULOF, ULOHS 해석 수행 및 보고서 발간
특정설계 중대 사고 해석 (2017)	- 중대사고 scoping 및 기계적 분석	5	100	- 중대사고 scoping 해석을 수행하여 에너지 방출량 계산 및 기계적 에너지량 평가 업무 수행, SAS4A/SASSYS-1 코드를 이용한 노심용융사고 분석 및 보고서 발간
특정설계 PSA (2017)	- Level 1 PSA - Level 2 PSA - Level 3 PSA	5	100	- 주요 SSC에 관한 취성 분석 및 내진여유도 (SMA) 분석 보고서 발간, 화재 모델링 분석 및 화재 및 홍수 PSA 보고서 발간 - Level 2 PSA 시나리오 안전성 평가 및 소듐냉각고속로 리스크분석 보고서 발간 - Level 3 PSA 예비 해석 업무 수행
소듐-물 반응 사고 해석 (2017)	- 소듐-물 반응 사고 해석	5	100	- 소듐-물 반응에 따른 SG 및 IHTS 건전성 평가 및 PHTS 건전성 평가 후 보고서 발간
사고관리계획 작성계획서 준비 (2017)	- 사고관리계획작성계획서 준비	5	100	- 중대사고예방계획서 작성을 위한 자료 수집 및 초안 작성
선원항 분석 (NSSS 경계) (2017)	- 설계기준사고 선원항 평가	5	100	- 설계기준사고에 대한 노내 선원항 평가 및 보고서 발간
특정설계안전 성분분석보고서 작성 (2017)	- 특정설계안전성분석보고서 작성	10	100	- 특정설계안전성분석보고서 작성 및 발간
안전 해석 방법론 개발 및 TR작성 (2017)	- 안전 해석 방법론 개발 및 TR 작성 - CONTAIN-LMR 코드 TR 작성 - SWAAM-II 코드 TR 작성	10	100	- 설계기준사고 대표사고 안전해석 방법론 보고서 및 검증보고서, 사용자보고서, 이론보고서 발간 - 화재 해석 방법론 보고서 및 검증보고서, 사용자보고서, 이론보고서 발간 - 소듐-물 반응 해석 방법론 보고서 및



세부 연구목표	주요 연구개발 실적 <sup>1)</sup>	가 중 치 <sup>2)</sup> (% )	연구 목표 달성 도 <sup>3)</sup> (%)	비고 <sup>4)</sup>
				검증보고서, 사용자보고서, 이론보고서 발간
Level-2 PSA 전산코드 개발 (2017)	- ISFRA 코드 개발	10	100	- ISFRA 코드 개발 및 평가 보고서 발간
중대사고 해석 코드 검증 및 개발 (SAS4A) (2017)	- 중대사고 분석 방법 (SAS4A/SASSYS-1)	5	100	- SAS4A 금속연료 모델 검증 보고서, LEVITATE 모델 개발 보고서, 노심 용융중대사고 해석 보고서 발간
	총계 <sup>5)</sup>	100	100	

## 제2절 관련분야에의 기여도

- 경수로 표준심사지침서와 해외 소듐냉각고속로의 안전성분석보고서 등을 참조하고 국내외 전문가들의 자문 및 SFR 원형로의 수명, 부지 방사성물질 선원, 발전소 운전 등을 고려하여 SFR 원형로 특정설계에 대한 사고분류를 완료함. 과도 안전해석을 위해 필요한 SFR원형로 특정설계 입력자료 목록을 문서화하고, 각 설계 입력 자료에 대한 출처와 미확정 자료를 명기함. 이를 바탕으로 정상상태 입력 계산서를 발행하여 특정설계 과도 안전해석에 활용된 자료의 신뢰성을 체계적으로 마련함.
- 특정설계에서 처음으로 설정된 운전제한조건(LCO) 평가를 수행하여, 안전해석 초기조건에 대한 보수성을 체계적으로 평가함. 또한 SFR원형로 원자로보호변수와 그 설정치에 대한 평가해석을 수행하여 원자로 보호계통의 적합성을 확인함.
- 반응도이상(TOP), 유량상실사고(LOF), 열제거원상실사고(LOHS), 원자로용기파손사고, 잔열 제거계통(DHRS) 배관파단사고, 발전소정전사고(SBO) 등 특정설계 사고분류에 포함된 안전관련설계기준사고에 대해 안전해석을 수행하여, SFR원형로 특정 설계의 안전성과 계통의 신뢰성을 확인함. 비보호반응도이상(UTOP), 비보호유량상실사고(LOF), 비보호열제거원상실사고(ULOHS) 등 설계확장조건에 해당하는 사고의 영향을 평가하여 SFR원형로 금속핵연료 노심의 고유 안전 특성을 확인함.
- 증기발생기 소듐-물 반응 사고 해석을 위해, ANL에서 개발된 SWAAM-II 코드를 사용하여 분석을 수행하고, 증기발생기 전열관의 양단 파단 개수에 따른 사고 영향을 평가함. 전열관 5개 동시 양단 파단 사고에도, 증기발생기, 중간열전달계통의 기기 및 중간열교환기 전열관의 건전성

이 유지되는 것을 확인함.

- 금속핵연료를 사용하는 SFR 선원항 평가는 실험 자료와 운전 경험의 부족으로 비기계적(non-mechanistic)이고 보수적인 방법론이 적용을 적용하여 평가를 수행함. SFR 원형로 선원항 평가를 위한 최대가상사고는 전핵연료봉파손(whole fuel rod failure)으로 가정하여 노내 선원항 평가를 수행함. NUREG-1465와 RG 1.183을 참고하여 방사성핵종 그룹과 원소들을 분류하고, 그룹별 방출분율을 적용하여 선원항을 계산함.
- SFR 원형로 특정설계 PSA(확률론적안전성평가)는 SFR 원형로의 안전성을 확률론적 측면에서 평가하기 위하여 수행됨. Level-1 PSA는 노심손상 가능성을, Level-2 PSA는 방사성 물질의 누출 가능성 및 누설량을, Level-3 PSA는 주민에 미치는 리스크를 평가하는 측면에서 수행됨. SFR 원형로의 안전성을 평가하기 위하여 Level-1 PSA, Level-2 PSA·Level-3 PSA 분석 체계 구축 및 시범 평가, 외부사건 PSA 평가를 수행함.
- MARS-LMR 주요현상우선순위표(PIRT)에 기술된 주요 물리적 현상 및 모델들을 검증할 수 있는 개별효과실험과 종합효과실험을 선정하고, MARS-LMR 계산 결과와 실험 값을 비교하여 물리적 모델의 타당성을 검증함. STELLA-1에서 생산된 DHX, AHX, 실험자료와 JOYO IHX 실험자료등을 활용하여 열교환기 모델 및 상관식 검증 계산을 수행함. EBR-II 원자로에서 수행된 전출력 유량상실사고(SHRT-17), 비보호유량상실사고(SHRT-45R), 열제거원상실사고(Loss of Heat Sink, BOP) 시험과 Monju 원자로에서 수행된 열성층 실험, Phenix EOL 자연순환실험 등의 결과를 활용하여 MARS-LMR 코드 검증 계산을 수행함.
- ISFRA 코드는 SFR에서의 사고 발생 시 예상되는 노심 가열, 소듐 비등, 유로 기포화, 핵연료 핀 손상, 핵분열 생성물 방출 및 수송 등의 주요 현상을 모의함. 초기 사건에 의한 노심의 기계적 거동 특성 평가의 정확성을 높이기 위해 SAS4A/SASSYS-1 코드와 결합하여 START 코드를 개발함. START 코드는 SAS4A/SASSYS-1 코드의 정교한 노심/핵연료 모델을 통해 사고 시나리오를 모의하여 원자로의 상태와 노심손상 정도를 평가하고, 그 결과를 바탕으로 ISFRA 코드의 핵분열 생성물 수송 모델을 이용하여 최종적으로 환경으로 방출되는 방사성 물질의 거동을 평가함. START 코드를 활용하여 SFR원형로에서 발생 가능한 Level-2 PSA 사고 해석을 수행함.
- 신규 개발된 SAS4A 전산코드를 사용하여 PGSFR 중대사고 해석을 수행하고, 용융핵연료 공동의 형상, 공동 내에서의 유동, 용융핵연료의 피복재 내부 그리고 외부 분출 현상 및 노심 반응도와 출력 변화 거동을 분석함. 이를 통해 PGSFR 중대사고 초기단계 조기 종료 및 재임계 사고 방지 가능성을 확인함.
- 중대사고 모델 검증을 위해, TREAT M 시리즈 반응도 삽입사고 결과를 활용하여 SAS4A 코드 금속연료 모델 계산 결과와의 비교 검증 해석을 수행함. 핵연료 용융 공동 형성과 용융핵연료의 피복재 내부 및 외부 분출 현상에 대한 반응도 귀한 결과 및 반응도 거동 해석 결과가 실험 결과를 잘 예측함을 입증함.

## 제5장

### 연구개발결과의 활용계획



KAERI



- SFR 원형로 특정설계에 대해 수행된 사고 분류, 안전허용기준, 해석 방법론 등을 바탕으로 설계 기준사고와 설계확장조건에 대한 사고 해석을 수행하였으며, 향후 설계변경사항과 규제 요건 등을 고려하여 보완될 필요성이 있음. SFR 원형로 특정설계에 적용된 안전해석기술은 향후 국내 제4세대 소듐냉각고속로의 상용로 안전성 평가에 활용 예정임.
- SFR 원형로 안전 해석에 사용하는 MARS-LMR, SWAAM-II, CONTAIN-LMR 코드에 대한 특정기술주제보고서를 작성 준비하였으며, 이를 인허가기관에 제출하고 인허가 대응을 위한 자료를 준비하여 향후 소듐냉각고속로 인허가에 활용 예정임.
- MARS-LMR 전산코드는 소듐냉각고속로에서 발생 가능한 설계기준사고 시에 시스템의 과도 현상을 모의할 수 있도록 개발된 코드로 국내외 실험 자료를 통해 검증업무가 수행되었으며, 향후 소듐냉각고속로의 시뮬레이터 개발에 활용 가능함. MARS-LMR 코드 검증 완료를 위해 SFR 원형로를 대상으로 하는 종합효과실험장치를 통한 검증 업무가 추가적으로 필요함.
- 격납성능분석 및 소듐화재해석에 사용되는 CONTAIN-LMR 코드는 다양한 실험을 대상으로 열유체 모델 검증이 수행되었으며, 소듐화재 해석외의 기기 검증에 활용하기 위해 선원항 거동 및 에어로졸 모델에 대한 추가 검증이 필요함.
- Level 2 PSA 종합안전해석을 위한 ISFRA 코드는 노심의 기계적 거동 특성 평가의 정확성을 높이기 위해 ISFRA 코드와 SAS4A/SASSYS-1 코드를 결합하여 START 코드로 개발됨. START 코드는 SAS4A/SASSYS-1 코드의 정교한 노심/핵연료 모델을 통해 사고 시나리오를 모의하여 원자로의 상태와 노심손상 정도를 평가하고, 그 결과를 바탕으로 ISFRA 코드의 핵분열 생성물 수송 모델을 이용하여 최종적으로 환경으로 방출되는 방사성 물질의 거동을 평가함. 이를 활용하여 Level-2 PSA 사고 해석을 수행하였고, 차기단계에서 코드에 활용된 모델 검증 업무가 필요함.
- SAS4A/SASSYS-1 코드는 ANL이 개발한 중대사고 초기단계 해석코드로서, ANL과 공동연구를 수행하여 2014년부터 2017년까지 금속연료 중대사고 모델을 개발함. 신규 개발된 SAS4A 전산코드를 사용하여 PGSFR 중대사고 해석을 수행하고, 용융핵연료 외부 분출 현상 및 노심 반응도와 출력 변화 거동을 분석함. 이를 통해 PGSFR 중대사고 초기단계 조기 종료 가능성을 확인함. 차기단계에서 중대사고 모델 확장을 통해 금속연료 SFR 원형로의 고유 안전성에 의한 중대사고 조기 종료 특성을 정량적으로 분석할 예정임.
- 소듐냉각고속로 안전성 평가 기술을 기반으로 Gen IV 국제공동연구 등에 능동적으로 참여하여 소듐냉각고속로 개발 선진국들과의 교류를 통해 선진 기술과 설계 자료를 경제적으로 확보할 수 있음.



## 제6장

# 연구개발과정에서 수집한 해외과학기술정보

---

KAERI





## □ Gen IV SFR 연구결과물

## ○ SO(Safety &amp; Operation) 프로젝트

연도	입수한 Deliverables (국가, 문서번호)
2016년 (11건)	<ul style="list-style-type: none"> <li>- SFR system analysis code development and validation (SFR-SO-2016-003, 중국)</li> <li>- Development of Analysis Code for Mechanical Energy Release in HCDA(SFR-SO-2016-004, 중국)</li> <li>- Simplified models for severe accidents calculations. (SFR-SO-2016-005, 중국)</li> <li>- Simulation of GR19 Sodium Boiling Experiments With Cathare 2 System Code and Trio_U MC Subchannel Code (SFR-SO-2016-006, 프랑스)</li> <li>- Evaluation of the ASTRID core behaviour in ULOF before sodium boiling (SFR-SO-2016-007, EU)</li> <li>- Mechanistic Source Term - Metal Fuel Radionuclide Release (SFR-SO-2016-008, 미국)</li> <li>- Passive Safety System Reliability Demonstration (SFR-SO-2016-009, 미국)</li> <li>- Risk assessment methodology of decay heat removal function against external hazards (SFR-SO-2016-010, 일본)</li> <li>- Evaluation method for Sodium-concrete reaction (SFR-SO-2016-011, 일본)</li> <li>- Station blackout analysis for the Monju reactor (SFR-SO-2016-013, 일본)</li> <li>- Experimental investigation of degradation of fuel pin claddings on model assemblies (SFR-SO-2016-015, 러시아)</li> </ul>



## 제7장

### 참고문헌



KAERI



- [1] KINS/HR-1034, “가압경수로 사고등급 분류체계 및 허용기준 정립,” 한국원자력학회, 2010.
- [2] 최치웅, 안전해석을 위한 노심 모델 계산서, SFR-910-DS-301-004, 2017.
- [3] 최선락, 원형로 노심 열유체 설계 불확도 평가보고서, SFR-120-DR-486-017, 2016.
- [4] 이승원, 2017년 SFR원형로 안전해석을 위한 설계입력자료 취합본, SFR-900-DS-301-005, 2017.
- [5] 원중혁, SFR원형로 노심 안전해석 입력자료 생산 보고서, SFR-111-DR-486-048, 2016.
- [6] 정재호, 설계기준사고 안전성 평가에 사용되는 노심 붕괴열의 평가, SFR-900-DS-499-002, 2015.
- [7] Eric Jin, Mitch Farmer, Chris Grandy, “Preliminary Design of Primary Sodium Purification System,” ANL-KAERI-SFR-14-39, Revision. 1, pp. 11-12, Nuclear Engineering Division Argonne National Laboratory, Chicago, July, 2015.
- [8] J. D. Lambert et al., “Preliminary Layout for the Cover Gas Cleanup System,” Revision. 0, pp. 1-5, KAERI-ANL joint program on design development of PGSFR, 8th Joint Project Meeting at KAERI, July, 2014.
- [9] Abdellatif M. Yacout, “Long-Life Metallic Fuel for the Super Safe, Small And Simple (4S) Reactor,” Pre-application review meetings, AFT-2008-000056, Revision. 0, pp. 11-26, TOSHIBA CORPORATION, JAPAN, June, 2008.
- [10] J. D. Lambert, “Failed Fuel Detection & Location System,” ANL-KAERI-SFR-13-25, Revision. 0, pp. 1-3, Nuclear Engineering Division Argonne National Laboratory, Chicago, August, 2013.
- [11] Charles E. Till, Yoon Il Chang, “Plentiful Energy - The Story of the Integral Fast Reactor,” pp. 131-132, Argonne National Laboratory, Chicago, 2011.
- [12] NUREG-1368, “Preliminary Safety Evaluation Report for the Power Reactor Innovative Small Module(PRISM) Liquid-Metal Reactor.”
- [13] CRBRP Preliminary Safety Analysis Report, Chap 15.7.2, Volume 10, November, 1981.
- [14] 이성현, “PHTS펌프설계도면 및 설계자료,” SFR-IOC-M/F-16-013, Rev.0, 한국원자력연구원, May, 2016.
- [15] 예휘열, “일차열전달계통펌프 수력성능 시험장치 구축보고서,” SFR-230-DF-462-004, Rev.0, pp.7-8, 한국원자력연구원, February, 2016.
- [16] 이성현, “PHTS pump arrangement drawing,” SFR-230-DM-175-001, Rev.01, 한국원자력연구원, November, 2016.
- [17] Y. W. Shin, et al., “User Manual for the Sodium-Water Reaction Analysis Computer Code SWAAM-II,” ANL-83-75, 1975.
- [18] J. J. DiNunno, F. D. Anderson, R. E. Baker, and R. L. Waterfield, Calculation of Distance Factors for Power and Test Reactor Sites, Technical Information Document (TID)-14844, U. S. Atomic Energy Commission, 1962.
- [19] L. Soffer, S. B. Burson, C.M. Ferrell, R. Y. Lee, and J. N. Ridgely, Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants, NUREG-1465, U. S. Nuclear Regulatory Commission, 1995.

- [20] U. S. Nuclear Regulatory Commission, Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors, Regulatory Guide (RG) 1.183, 2000.
- [21] 4S Safety Analysis, Toshiba Corporation, AFT-2009-000155 Rev. 000(0), 2009.
- [22] 임재용, SFR 원형로 방사선 설계 지침서, SFR-112-DR-405-001 Rev01, February, 2017.
- [23] D. Grabaskas, M. Bucknor, and J. Jerden, Regulatory Technology Development Plan Sodium Fast Reactor - Mechanistic Source Term - Metal Fuel Radionuclide Release, Nuclear Engineering Division, Argonne National Laboratory, ANL-ART-38, February, 2016.
- [24] SFR원형로 MARS-LMR 안전해석 코드 PIRT 개발, SFR-960-DS-472-002, 2016
- [25] Phenomena Identification and Ranking Table for APR1400 Main Steam Line Break, KAERI B.D. Chung et. at. 2004
- [26] Development of a Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT) of Thermal Hydraulic Phenomena for SMART, KAERI/TR-3780/2009, 2009
- [27] G. E. Wilson and B. E. Boyack, The role of the PIRT process in identifying code improvements and executing code development, Scientech, July 1997
- [28] Hahn, D.H., "KALIMER-600 Conceptual Design Report," 2007.
- [29] Kwon Y.M. , "Unprotected Accident Analyses of the 1200MWe GEN-IV Sodium-Cooled Fast Reactor Using the SSC-K Code", 2010.
- [30] GER-00793, "PRISM Preliminary Safety Information Document," USDOE, 1987.
- [31] David A. Young, "A Soft-sphere Model for Liquid Metal", UCRL-52352, 1977.
- [32] William G. Hoover, et al., "Generalized Van der Waals equation of state", J. of Chemical Physics, Vol. 63, No. 12, 1975
- [33] Y. M. Kwon, et al., "SSC-K User's Manual," KAERI/TR-1619/2000, 2000.
- [34] N. E. Todreas and M. Kazimi, "NUCLEAR SYSTEM I," MIT, Hemisphere Publishing Co.
- [35] A. Zukauskas and J. Karni, "High-performance Single-phase Heat Exchangers," Hemisphere Publishing Corporation, 1989.
- [36] D. J. Zigrang and N. D. Sylvester, "A Review of Explicit Friction Factor Equations," Transactions of ASME, Journal of Energy Resources Technology, 107, 1985.
- [37] S. K. Cheng and N. E. Todreas, "Hydrodynamic Models and Correlations for Bare and Wire-wrapped Hexagonal Rod Bundles - Bundle Friction Factors, Subchannel Friction Factors and Mixing Parameters," N.E.D. 92, 1986.
- [38] 최치용, "Supplement of Cumulative Damage Function in MARS-LMR," SFR-960-DS-486-001 Rev.01, April, 2014.
- [39] 최선락, "노심 열유체 고온유로계수," SFR-IOC-R/Z-15-015, July, 2015.
- [40] MARS CODE MANUAL, VOLUME IV: Developmental Assessment Report, KAERI/TR-3042/2005, Page 7-65, 2009
- [41] 최석기 외, "KALIMER 연료봉 집합체에서의 압력 강하에 대한 실험적 연구," 2001 추계학술발표회 논문집, 2001
- [42] S.K. Cheng and N.E. Todreas, "Hydrodynamic Models and Correlations for Bare and Wire-wrapped Hexagonal Rod Bundles - Bundle Friction Factors, Subchannel Friction Factors and Mixing Parameters," Nuclear Engineering and Design, 92, 1986
- [43] 서경원 외, "핵연료집합체 Wire Spacer 형상에 따른 압력강하 특성 연구," 한국과학기술원,

- KAERI/CM-300/98, 1989
- [44] 홍종간 외, “소듐 열유체 종합효과 시험시설(STELLA-1) 이용한 소듐-소듐 열교환기(DHX) 성능시험 결과보고서,” 한국원자력연구원, SFR-710-TF- 458-001, Rev. 00, 2014
- [45] S. Aoki, “Current Liquid-metal Heat Transfer Research in Japan,” Prog. Heat Mass Transfer, 7, 1973
- [46] H. Graber and M. Rieger, “Experimental study of heat transfer to liquid metals flowing in-line through bundles,” Prog. Heat Mass Transfer, 1973
- [47] 홍종간 외, “소듐 열유체 종합효과 시험시설(STELLA-1) 이용한 공기-소듐 열교환기(AHX) 성능시험 결과보고서,” 한국원자력연구원, SFR-710-TF- 458-002, Rev. 00, 2014
- [48] A. Zukauskas and J. Karni, “High-performance Single-phase Heat Exchangers,” Hemisphere Publishing Corporation, 1989
- [49] Takeshi Nanashima, et al., “[JOYO] Start-Up Test Report PT-12 Heat Transfer Characteristics of IHX and DHX,” PNC (Power Reactor and Nuclear Fuel Development), PNC-TN941-79-128, 1979
- [50] V.Vinod, et al., “Experimental evaluation of sodium to air heat exchanger performance,” Annals of Nuclear Energy 58, 6-11, 2013
- [51] Motoo Doi, et, “[JOYO] 75MW Start-Up Test Report PT-12 Heat Transfer Characteristics of IHX and DHX,” PNC (Power Reactor and Nuclear Fuel Development), PNC-SN941-80-65, 1980
- [52] K. Okusa, Monju System Startup Tests (SSTs) Related to Thermal-hydraulics, Plant Dynamics Analysis Group, FBR Plant Engineering Center, Japan Atomic Energy Agency, 2012
- [53] T. Sumner and T. Y. C. Wei, “Benchmark Specifications and Data Requirements for EBR-II Shutdown Heat Removal Tests SHRT-17 and SHRT-45R,” Nuclear Engineering Division, Argonne National Laboratory, ANL-ARC-226, Rev.1, 2012
- [54] IAEA, "Benchmark Analysis on the Natural Circulation Test Performed During the PHENIX End-of-Life Experiments", IAEA (International Atomic Energy Agency), IAEA-TECDOC-1703, 2013
- [55] K. K. Murate, D. E. Carroll, K. E. Washington, F. Gelbard, G. D. Valdez, D. C. Williams, K. D. Bergeron, “User’s Manual for CONTAIN 1.1: A Computer Code for Severe Nuclear Reactor Accident Containment Analysis”, Sandia National Laboratories, NUREG/CR-5025, 1985.
- [56] L.W. Deitrich, C.B. Reed, “Phenomena Identification and Ranking Table(PIRT) Development”, ANL-KAERI-SFR-13-42, 2013.
- [57] H. C. Lin, Y. W. Shin and C. K. Youngdahl, Posttest Analysis of LLTR Series-II (A-2 Test Using SWAAM-I Code), Report ANL-CT-81-12, November 1981
- [58] User’s Manual for the Sodium-Water Reaction Analysis Computer Code SWAAM-II, Y. W. Shin, C. K. Youngdahl, H. C. Lin, B. J. Hsieh and C. A. Kot, Report ANL-83-75. August, 1983





## 서지정보양식

KAERI보고서번호	KAREI/RR-4308/2017	보 고 서 종 류	연구보고서
제 목 / 부 제	SFR 원형로 안전해석		
연구 책임자 및 부서명	이귀림 / SFR원자로설계부		
연구자 및 부서명	강석훈, 정재호, 최치웅, 임성혁 / SFR원자로설계부 박근엽, 장원표, 안상준, 정태경 / SFR원자로설계부 김진태, 윤 철, 주형국 / SFR원자로설계부 김대희 / SFR계통설계부 김길유, 박수용, 한상훈, 황미정, 박준희, 조재현, 한석중 / 종합안전평가부		
출 판 지	대전	발 행 일	2018. 01. 31.
공 개 여 부	공개( O ), 비공개( )		총 페이지 p.144
비 밀 여 부	대외비( ), __ 급 비밀		
INIS 공개여부	공개( O ), 비공개( )		
참고사항			
표( 26 )개, 그림( 106 )개, 참고문헌( 58 )개			
초록 (15-20줄 내외)			
<p>SFR 원형로 특정설계에 대한 사고분류를 완료하고, 운전제한조건(LCO) 평가를 수행하여, 안전해석 초기조건에 대한 보수성을 체계적으로 평가하고 원자로보호변수와 그 설정치에 대한 평가해석을 수행하여 원자로 보호계통의 적합성을 확인함. 반응도이상(TOP), 유량상실사고(LOF), 열제거원상실사고(LOHS), 원자로용기파손사고, 잔열제거계통(DHRS) 배관파단사고, 발전소정전사고(SBO) 등 특정설계 사고분류에 포함된 안전관련설계기준사고에 대해 안전해석을 수행하여, SFR원형로 특정 설계의 안전성과 계통의 신뢰성을 확인함. 비보호반응도이상(UTOP), 비보호유량상실사고(LOF), 비보호열제거원상실사고(ULOHS) 등 설계확장조건에 해당하는 사고의 영향을 평가하여 SFR원형로 금속핵연료 노심의 고유 안전 특성을 확인함.</p> <p>SFR 원형로의 확률론적 안전성 평가를 위해, Level-1 PSA 평가, Level-2 PSA·Level-3 PSA 분석 체계 구축 및 시범 평가, 외부사건 PSA 평가를 수행하고, SFR 원형로 선원항 최대가상사고에 대해 노내 선원항 평가를 수행함. STELLA-1에서 생산된 DHX, AHX, 실험자료와 JOYO IHX 실험자료등을 활용하여 열교환기 모델 및 상관식 검증 계산을 수행함. EBR-II 원자로에서 수행된 전출력 유량상실 사고(SHRT-17), 비보호유량상실사고(SHRT-45R), 열제거원상실사고(Loss of Heat Sink, BOP) 시험과 Monju 원자로에서 수행된 열성층 실험, Phenix EOL 자연순환실험 등의 결과를 활용하여 MARS-LMR 특정주제기술보고서를 작성함.</p> <p>ISFRA 코드의 초기 사건에 의한 노심의 기계적 거동 특성 평가의 정확성을 높이기 위해 SAS4A/SASSYS-1 코드와 결합하여 START 코드를 개발함. START 코드를 활용하여 SFR원형로에서 발생 가능한 Level-2 PSA 사고 해석을 수행함. 신규 개발된 SAS4A 전산코드를 사용하여 PGSFR 중대 사고 해석을 수행하고, 용융핵연료 공동의 형성, 공동 내에서의 유동, 용융핵연료의 피복재 내부 그리고 외부 분출 현상 및 노심 반응도와 출력 변화 거동을 분석함. 이를 통해 PGSFR 중대사고 초기단계 초기 종료 가능성을 확인함. 중대사고 모델 검증을 위해, TREAT M 시리즈 반응도 삽입사고 결과를 활용하여 SAS4A 코드 금속연료 모델 계산 결과와의 비교 검증 해석을 수행함. 핵연료 용융 공동 형성과 용융 핵연료의 피복재 내부 및 외부 분출 현상에 대한 반응도 궤환 결과 및 반응도 거동 해석 결과가 실험 결과를 잘 예측함을 입증함.</p> <p>SFR 원형로 안전 해석에 사용하는 MARS-LMR, SWAAM-II, CONTAIN-LMR 코드에 대한 특정기술주제보고서를 작성 준비하였으며, 향후 소듐냉각고속로 인허가에 활용할 예정임.</p>			
주제명키워드 (10단어내외)	SFR 원형로, 안전해석, 금속연료, 확률론적 안전성 분석, 설계기준사고, 계통과도, 설계확장조건, 반응도궤환, 고유안전성		

## BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET

KAERI Report No.	KAREI/RR-4308/2017	Report Type	Research Report
Title / Subtitle	Safety Evaluation of Prototype Gen-IV Sodium Cooled Fast Reactor		
Project Manager and Department	Lee, Kwi Lim / SFR Reactor Design Division		
Researcher and Department	Kang, S.H., Jeong, J.H, Choi, C.W., Im, S.H. / SFR Reactor Design Division Park, G.Y., Chang, W.P., Ahn, S.J. / SFR Reactor Design Division Jeong, T.K. Kim, J.T., Yoon, C., Joo, H.K. / SFR Reactor Design Division Kim, D.H. / SFR System Design Division Han, S.H., Kim, K.Y., Park, S.Y., Hwang, M.J., Park, J.H., Cho, J.H., Han, S.J./ Integrated Safety Assessment Division		
Publication Place	Daejeon	Date of Publication	2018. 01. 31.
			Total number of page
			p.144
Open	Open( O ), Closed ( )	Reference	Tabs. ( 26 ) Figs. ( 106 ) Refs. ( 58 )
Classified	Restricted( ), __Class Document		
INIS Open	Open( O ), Closed ( )		
Abstract (15-20 Lines)			
<p>The classification of accidents for a specific design of the PGSFR(Prototype Gen-IV Sodium-cooled Fast Reactor) was completed. The design data used in the safety analysis was summarized as a document. Based on the design data, safety analysis of design basis events such as transient over power, loss of flow, loss of heat sink, PHTS pipe break, and station black out were implemented. Furthermore, safety analysis of design extension conditions such as ATWS and multi-failure event etc. was also conducted.</p> <p>The final report of the Level-1 PSA was prepared in a specific design of PGSFR, and PSA related with the seismic margin and the fire/flood was carried out. Evaluation of in-vessel source term was conducted in case of whole pins failures of PGSFR.</p> <p>In order to improve the accuracy of evaluation for mechanical behavior characteristic of reactor core, START code was developed by coupling with ISFRA code and SAS4A/SASSYS-1 code. The START code can evaluate the degree of reactor core damage through the elaborate reactor core and fuel model of the SAS4A/SASSYS-1 code. The behavior of the radioactive material eventually released into the environment was evaluated using the transport model of the fission products. Level-2 PSA analysis was also carried out by START code for the PGSFR.</p> <p>The severe accident analysis of PGSFR was carried out using the newly developed SAS4A code, and the molten fuel, the flow in the molten fuel, internal and external ejection phenomena, and core reactivity behaviors was evaluated. The analysis results showed that severe accident could be early terminated. In order to verify a severe accident model, the reactivity insertion results of TREAT M series was used. The comparative verification was conducted with the analysis results of SAS4A code with metal fuel model, and the results showed a good prediction of molten fuel behavior and reactivity.</p>			
Subject Keywords (About 10 words)	Sodium-cooled Fast Reactor, Metal Fuel, PSA, Design Basis Event, Design Extension Condition, Reactivity Feedback, Inherent Safety		

## 주 의

1. 이 보고서는 과학기술정보통신부에서 시행한 원자력기술개발사업의 연구보고서입니다.
2. 이 보고서 내용을 발표하는 때에는 반드시 과학기술정보통신부에서 시행한 원자력기술개발사업의 연구결과임을 밝혀야 합니다.
3. 국가과학기술 기밀유지에 필요한 내용은 대외적으로 발표 또는 공개하여서는 아니됩니다.