



KR9900204

KAERI/TR-1273/99

MELCOR 코드내 동력학 모델의 추가 및  
정지불능 예상과도상태 (ATWS)의 분석

A Coupling of Kinetics Model with MELCOR Code  
and ATWS Analysis

1999년 3월

30 - 48

한국 원자력 연구소

Korea Atomic Energy Research Institute

2

# 제 출 문

한국원자력연구소장 귀하

본 보고서를 1999년도 "중대사고 위해도 완화전략 분석 종합전산코드 개발" 과제의  
기술보고서로 제출합니다.

1999 년 3 월

과 제 명 : 차세대원자로 기술개발 (중대사고 해석)

주 저 자 : 송용만

공 저 자 : 박선희

: 김동하

: 김시달

: 김희동

## 요 약 문

본 보고서의 주목적은 중대사고 기인사고의 하나인 ‘정지불능 예상과도상태’ (Anticipated Transients Without Scram : ATWS) 사고경위를 해석하기 위한 동력학 모델을 개발하고, 나아가 이를 중대사고 해석용 대형전산코드내에 삽입하는 기술을 정립하는 것이다. 이를 위하여, 기존 사고해석용 코드의 동력학 모델을 조사하고 참조코드를 선정한 후 모델을 보강하여 점근사 동력학 독립모듈 (‘PKINETIC’)을 구성하였다. 다음으로, 최근 중대사고 분야에서 널리 사용되고 있는 대형전산코드 MELCOR(1.8.3)에 개발된 독립모듈을 삽입하고 기존의 열수력 인자와의 연결을 완성해 ‘MELCOR-PK’를 개발하였다. 한편, 현재의 MELCOR 코드내에 내장된 기존의 Chexal-Layman 관계식은 BWR 조건에서 개발되어 PWR에 적용하기는 부적절한 것으로 나타났다. 개발된 독립모듈 및 MELCOR-PK는 RETRAN 코드와의 비교계산에 의해 검증되었으며, 검증된 MELCOR-PK를 이용해 완전급수상실사고 ATWS를 해석하였다.

ATWS란 터빈트립, 제어뱅크의 인출, 및 주급수 상실과 같이 원자력 발전소 수명기간동안 비교적 자주 (년 1,2회) 발생할 것으로 예상되는 과도상태가 발생했을 경우 원자로가 자동정지되지 않는 심각한 사고이다. ATWS 사고 해석시에 가장 주요한 관심은 사고 시작 초기의 수분내에 나타나는 일차계통의 최고 압력이며, 개발된 코드는 이를 잘 모사하는 것으로 나타났다. 현재 입력이 마련되어 있는 울진 3,4호기의 경우, 일차계통의 압력은 240초경에 약 24MPa (3500 psi)의 최고치를 보였다. 특히, 본 코드는 AMSAC (ATWS Mitigating System Actuation Circuitry) 대신 수동조치절차가 마련되어 있는 국내 초기 W 발전소에서, ATWS의 거동 및 영향을 결정론적인 방식으로 분석할 때 유용하게 이용될 수 있으며 이는 국내 발전소의 사고완화 및 관리 관점에서도 중요할 것으로 예상된다.

마지막으로, 본 보고서에는 ATWS 기본사고 분석과 더불어 몇가지 민감도 분석을 포함하고 있다. 이중 터빈 및 안전감압계통은 사고관리 측면에서 ATWS 사고시에 중요한 계통으로 판명되었다. 터빈의 정지는 소외전원상실을 초래하여 일차냉각재펌프 (RCP)를 정지시키고 이로 인해 이차측으로의 열전달 능력이 떨어지고 일차측 냉각수 온도가 상승하면, 감속재 부반응도에 의해 출력이 감소하는 효과를 가져오게 한다. 또한 수동 안전감압계통의 작동은 기존 가압기 안전밸브외의 추가 감압효과로 일차계통의 최고압력을 상당히 낮추는 효과가 있다.

## SUMMARY

Major purpose of the report is to develop a reactor kinetics model for analyzing the ATWS (Anticipated Transients Without Scram) which is one of severe accident initiating events, and to establish a coupling technology of the developed module with a large computer code for severe accident analysis. For this, a point kinetics module, PKINETIC, has been developed as a stand-alone code whose reference model is selected from the investigation of reactor kinetics models in the current accident analysis codes. In the next step, the 'MELCOR-PK' code has been developed via coupling PKINETIC with the MELCOR(1.8.3) code interconnecting several thermal hydraulic parameters between two codes. In the mean time, the Chexal-Layman correlation in the current MELCOR, which was developed under a BWR condition, is appeared to be inappropriate for a PWR. The PKINETIC module and the MELCOR-PK are compared and verified with a RETRAN calculation. Also, MELCOR-PK is used to analyze the ATWS initiated by a TLOF (Total Loss of Feedwater) transient.

ATWS is a trip failure severe accident initiated from the transients like a turbin trip, a control bank withdrawal, and a loss of feedwater which are expected to occur comparatively often (one or two occurrences / year). Major concern in the ATWS analysis is the primary peak pressure during the early few minutes into the accident and the MELCOR-PK code simulates this peak pressure quite well. In the case of Ulchin 3 and 4, the primary peak pressure was about 24MPa at 240 seconds into the accident. This code is valuable for analyzing the plant response during ATWS deterministically, especially for the early domestic westinghouse plants which rely on the operator procedure instead of an AMSAC (ATWS Mitigating System Actuation Circuitry) against ATWS. This capability of ATWS analysis is also important from the view point of accident management and mitigation.

Finally, this report includes several sensitivity studies along with the basic ATWS analysis. From these, turbins and safety depressurization system (SDS) are judged to be important system. The turbin trip results in a loss of offsite power and a RCP trip which degrades primary heat transfer to the secondary sides. This, in turn, increases primary coolant temperature which has an effect to decrease the reactor power from negative moderator temperature coefficient. Manual operation of SDS has an effect to lower the primary peak pressure considerably via supplementary depressurization in addition to the PORVs.

# 목 차

1. 서론.....	1
1.1 동력학 모델 추가의 목적 및 배경.....	1
1.2 연구수행 범위 및 내용.....	4
1.3 참고문헌.....	5
2. 중대사고 관점에서의 ATWS 검토.....	6
2.1 ATWS 사고의 역사적 배경 및 의미.....	6
2.2 기존의 ATWS 거동해석 및 조치사항 검토.....	8
2.2.1 ATWS 사고사례 및 예방조치.....	8
2.2.2 웨스팅하우스사 원자로의 ATWS 거동해석 및 조치사항.....	10
2.2.3 주요 가압경수로의 ATWS 거동비교 및 조치사항.....	13
2.2.4 신형원자로의 ATWS 조치사항.....	15
2.3 참고문헌.....	16
3. 기존 동력학 모델의 검토 및 선정.....	20
3.1 점근사 동력학 방정식의 유도.....	20
3.2 RELAP5 모델 검토.....	23
3.2.1 핵분열 생성물 붕괴 모델.....	24
3.2.2 Actinide 붕괴 모델.....	26
3.2.3 SCDAP/RELAP5 모델.....	27
3.3 TASS 모델 검토.....	29
3.3.1 핵계산 모형.....	29
3.3.2 제어봉 모형.....	31
3.3.3 Xenon 모형.....	31
3.3.4 출력 적응.....	31
3.3.5 1-D Kinetics 모델의 정상상태 계산.....	32
3.3.6 초기조건 자동화 방법.....	33
3.4 MELCOR 모델.....	35

3.4.1 핵분열 출력 생성.....	35
3.4.2 붕괴열 분배.....	40
3.5 코드간 동력학 모델의 비교 및 선정.....	43
3.6 참고문헌.....	44
<b>4. 동력학 독립모듈의 개발.....</b>	<b>47</b>
4.1 차분방정식의 유도.....	47
4.2 동력학 독립모듈의 특성 및 구성.....	50
4.3 붕괴열 계산.....	51
4.4 발전소 입력 데이터베이스.....	54
4.5 반응도 궤환효과.....	54
4.6 사용자 입력 및 계산출력.....	55
4.7 수치해법.....	56
4.8 참고문헌.....	58
<b>5. 동력학 독립 MODULE과 MELCOR 코드의 연결.....</b>	<b>63</b>
5.1 부프로그램의 분석.....	63
5.1.1 핵연료봉 온도/질량 변수의 분석.....	64
5.1.2 노심 냉각재 온도 변수의 분석.....	68
5.1.3 시간제어 변수의 분석.....	74
5.1.4 원자로 출력 변수의 분석.....	76
5.1.5 노심 냉각재 질량 변수의 분석.....	76
5.2 MELCOR 코드의 수정.....	81
5.2.1 동력학 module을 위한 초기화.....	81
5.2.2 핵연료봉의 평균온도.....	85
5.2.3 노심 냉각재온도.....	95
5.2.4 시간제어.....	97
5.2.5 원자로 출력.....	100
5.2.6 노심 냉각재 질량.....	102
5.2.7 PKINETIC Module의 연결.....	108

5.3 ATWS 사고 분석.....	116
5.3.1 전출력 (100% full power) 경우 .....	119
5.3.2 원자로 정지(trip) 경우.....	121
5.3.3 Chexal-Layman 모델 적용 .....	127
5.3.4 전출력-기포효과의 경우 .....	131
5.3.5 동력학 모델의 경우.....	134
5.3.6 요약 .....	147
5.4 검증 .....	150
5.5 참고문헌.....	156
<b>6. 결론 및 추후 연구사항.....</b>	<b>157</b>
첨부 1. COMMON BLOCK .....	159
첨부 2. 변수의 확인 .....	161
첨부 3. SUBROUTINE에서 PARAMETER로서의 COMMON BLOCK 사용 예.....	163
첨부 4. MELCOR SUBROUTINE 수정후의 COMPILE/LINK 절차.....	169
첨부 5. BATCH PROCEDURE .....	184

## 그 립 목 차

그림 2.2-1. W 발전소의 급수상실사고시 일차계통 압력 .....	19
그림 2.2-2. CE 발전소의 급수상실사고시 일차계통 압력 .....	19
그림 2.2-3. B&W 발전소의 급수상실사고시 일차계통 압력 .....	19
그림 4.2-1. PKINETIC 계산 흐름도 .....	62
그림 5.1-1. 부프로그램 CORDBC의 XREAL 사용위치 .....	65
그림 5.1-2. 부프로그램 CORDBD의 XC 사용위치 .....	66
그림 5.1-3. 부프로그램 CORRN1의 TMP와 XMFU의 사용위치 .....	67
그림 5.1-4. 부프로그램 CORUVN의TEMP 사용위치 .....	69
그림 5.1-5. 부프로그램 CORPAR의TNEW 사용위치 .....	70
그림 5.1-6. 부프로그램 CVHDBC의 XREALX 사용위치 .....	72
그림 5.1-7. 부프로그램 CVHDBD의 C와 S 사용위치 .....	73
그림 5.1-8. 부프로그램 CVHRN3의TEMPSN과 X2 사용위치 .....	73
그림 5.1-9. 부프로그램 CVHDON의 TEMPSO 사용위치 .....	74
그림 5.1-10. 부프로그램 CORDBD의 시간제어변수(DTC) 계산위치 .....	75
그림 5.1-11. 부프로그램 CORPOW의 원자로 출력의 계산위치 .....	77
그림 5.1-12. 부프로그램 CVTHRM의 노심 냉각재 질량 계산위치 .....	79
그림 5.2-1. 부프로그램 MEXRUN의 동력학 module 변수 초기화 위치 .....	83
그림 5.2-2. 부프로그램 CORRN1내의 FUELMASS 및 FUELTEMP 사용 위치 .....	88
그림 5.2-3. MAAP4 code내의 핵연료봉 평균온도 산출 위치 .....	91
그림 5.2-4. 부프로그램 PKINETIC내의 핵연료봉 평균온도 산출 위치 .....	92
그림 5.2-5. 부프로그램 CVHRN3내의 POOLTEMP 사용 위치 .....	96
그림 5.2-6. 부프로그램 PKINETIC내의 DTC와 TCNTEND 사용 위치 .....	98
그림 5.2-7. 부프로그램 CORPOW내의 QFISTO 사용 위치 .....	101
그림 5.2-8. 부프로그램 CVTHRM내의 POOLMASS 사용 위치 .....	104



그림 5.2-9. 부프로그램 PKINETIC 내용 .....	109
그림 5.2-10. 부프로그램 PKINETIC의 Interpolation구현 위치 .....	114
그림 5.3-1. 울진 3,4호기의 RCS nodalization.....	117
그림 5.3-2. Core nodalization.....	118
그림 5.3-3. 전출력 경우의 출력거동 .....	120
그림 5.3-4. 전출력 경우의 일차계통 압력 .....	122
그림 5.3-5. 전출력 경우의 평균 핵연료 온도 .....	122
그림 5.3-6. 전출력 경우의 일차 계통 냉각재 온도 .....	123
그림 5.3-7. 원자로 정지 경우의 출력 거동 .....	125
그림 5.3-8. 원자로 정지 경우의 일차계통 압력 .....	126
그림 5.3-9. 원자로 정지 경우의 평균 핵연료 온도 .....	126
그림 5.3-10. 원자로 정지 경우의 일차 계통 냉각재 온도 .....	127
그림 5.3-11. Chexal-Layman 모델 적용 경우의 출력 거동 .....	129
그림 5.3-12. Chexal-Layman 모델 적용 경우의 일차계통 압력 .....	130
그림 5.3-13. Chexal-Layman 모델 적용 경우의 평균 핵연료 온도 .....	130
그림 5.3-14. Chexal-Layman 모델 적용 경우의 일차 계통 냉각재 온도 .....	131
그림 5.3-15. 전출력-기포효과 경우의 출력 거동 .....	133
그림 5.3-16. 전출력-기포효과 경우의 일차계통 압력 .....	133
그림 5.3-17. 전출력-기포효과 경우의 일차 계통 냉각재 온도.....	134
그림 5.3-18. 15% 출력-기포효과 경우의 출력 거동.....	135
그림 5.3-19. 15% 출력-기포효과 경우의 일차계통 압력.....	135
그림 5.3-20. 동력학 모델 경우의 일차 계통 냉각재 온도 .....	136
그림 5.3-21. 동력학 모델 경우의 출력 거동 .....	137
그림 5.3-22. 동력학 모델 경우의 평균 핵연료 온도 .....	137
그림 5.3-23. 동력학 모델 경우의 시간에 따른 궤환반응도값 변화 .....	138
그림 5.3-24. 동력학 모델 경우의 일차계통 압력 .....	139

그림 5.3-25. 일차 냉각재 펌프(RCP) 효과 경우의 출력 거동 .....	140
그림 5.3-26. 일차 냉각재 펌프(RCP) 효과 경우의 일차계통 압력 .....	141
그림 5.3-27. 안전 감압 안전 감압 계통(SDS) 효과 경우의 일차계통 압력 .....	144
그림 5.3-28. 상세값 적용의 출력 .....	145
그림 5.3-29. 상세값 적용의 핵연료 온도 .....	145
그림 5.3-30. 상세값 적용 전후의 출력 .....	146
그림 5.3-31. 상세값 적용 전후의 핵연료 온도 .....	146
그림 5.4-1. RETRAN 계산시 반응도 궤환 데이터 .....	153
그림 5.4-2. PKINETIC과 RETRAN의 계산결과 비교 .....	153
그림 5.4-3. 급수상실사고 ATWS에서의 출력거동 비교 .....	154
그림 5.4-4. 급수상실사고 ATWS에서의 1차계통 압력거동 비교 .....	155

## 표 목 차

표 2.2-1. 웨스팅하우스 ATWS 조치안에 대한 비용/효과 비교.....	18
표 2.2-2. PWR ATWS 완화기능 관련 설계변수 .....	18
표 2.2-3. W/CE/B&W 발전소의 ATWS 관련 설계변수값 .....	18
표 3.3-1. TASS1.0 과 ONED90 코드간의 초기화 계산 과정 .....	46
표 4.3-1. 붕괴열 관련 상수 .....	59
표 4.4-1. PKINETIC 모듈의 발전소 입력 데이터 .....	60
표 4.7-1. PKINETIC 모듈의 사용자 입력 데이터 .....	61
표 5.2-1. 점검을 위한 변수들 .....	82
표 5.2-2. 핵연료봉 온도 변수 및 내용 .....	86
표 5.2-3. 노심 냉각재온도 변수 및 내용 .....	95
표 5.2-4. 시간제어 변수 및 내용 .....	97
표 5.2-5. 원자로 출력 변수 및 내용 .....	100
표 5.2-6. 노심내 냉각재 질량 변수 및 내용 .....	103
표 5.3-1. Trip되지 않는 전출력 (100% full power) 관련 입력.....	121
표 5.3-2. 증기발생기 수위저하로 Trip되는 MELCOR 출력관련 입력.....	124
표 5.3-3. Chexal-Layman 관계식 관련 MELCOR부분.....	128
표 5.3-4. 전출력에 기포효과가 고려된 MELCOR 출력 관련 입력 .....	132
표 5.3-5. 200초 후에 RCP를 정지시키는 MELCOR의 RCP관련 입력 .....	140
표 5.3-6. SDS가 열린 MELCOR 감압계통 관련 입력 .....	143
표 5.3-7. 상세값 적용을 위해 사용된 데이터 .....	144
표 5.3-8. ATWS 계산결과 요약.....	149
표 5.4-1. RETRAN 과의 비교계산을 위한 데이터 및 결과.....	152

## 1. 서론

### 1.1 동력학 모델 추가의 목적 및 배경

본 연구의 목적은 중대사고 기인사고의 하나인 ‘정지불능 예상과도상태’ (Anticipated Transients Without Scram : ATWS) 사고경위를 해석하기 위한 동력학 모델을 개발하고, 나아가 이를 중대사고 해석용 대형전산코드내에 삽입하는 기술을 정립하는 데 있다. 추진전략은 기존의 동력학 모델을 검토·분석하여 기본모듈을 구성하고, 기존코드의 약점으로 생각되는 중대사고시의 특성을 쉽게 반영할 수 있도록 기본모듈을 보강하는 방법을 사용할 예정이다. 대부분의 기존 설계코드 (TASS/MARS/KMRRSIM 등)는 정상상태에서의 노심변화를 추적하므로 중대사고시 고압 및 다량의 기포 조건에서의 노심변화를 고려하지 않으며, 기존의 천이사고 (Transient) 해석코드 (RELAP5/RETRAN 등)는 위 조건에서의 반응도 궤환계수 (reactivity feedback coefficient)를 입력데이터로 요구하고 있어 사용자의 불편이 예상된다. 따라서 기본모듈의 보강은 기존코드에서 이미 계산되는 노심의 열수력 변수 (온도/압력/기포율/수위 등)만을 이용하여 반응도 궤환효과를 쉽게 예측하도록 하는 방향으로 추진하려고 한다. 이와 병행하여 ATWS 사고해석에 필수적인 노심의 열수력 인자와의 연결을 대형코드내 삽입을 통하여 피한후 최종적으로 기존결과와의 비교해석이 가능한 예제계산을 수행하여 결과를 검증하려 한다. 삽입대상 대형코드로는 다음 단락에서 기술한 이유로 MELCOR 최신판 (1.8.3)이 선택되었다. 이러한 수행결과는 ‘중대사고 위해도 완화전략 분석용 종합전산코드’의 한 모듈로 최종 이용되어 이의 개발에 기여하게 되고, 이와 더불어 수행과정의 완성에서 중대사고로서의 ATWS 사고해석 기술의 향상, 대형코드내 (특히, MELCOR) 모듈삽입기술의 정립과 현재 ATWS 사고해석 능력이 없는 MELCOR의 사고해석 능력을 강화하는 부수적인 효과도 거둘 수 있으리라 예상된다.

본 연구는 ‘중대사고 위해도 완화전략 분석용 종합전산코드 개발’이란 중장기 과제(주 과제)의 세부과제 하나로 수행되었으며, 주 과제의 연구수행 배경 및 특성은 ‘국내 중대사고 해석 코드 개발 방향에 대한 고찰’ 기술보고서[1-1]에 잘 나타나 있다. 여기에 따르면, 기존 중대사고 해석코드의 장점을 최대한 활용하고 부족한 면을 보완하는 쪽으로 코드개발 방향을 잡았고, 주요한 기존 코드의 특성을 각각 분석하여 MELCOR 코드가 코드 개발의 기준요건에 가장 부합한 것으로 판단하였다. 왜냐하면, MELCOR는 계통 모사의 유연성 때문에 상용 발전소뿐만 아니라 앞으로 개발 계획중인 차세대나 중소형 원자로까지도 확장이 가능하며, 상세한 열수력 기본 지배방정식을 활용하고, 모델분석 및 개선에 필요한 코드에의 자유로운 접근이 허용되며, 지속적인 코드 개선이 이루어져 최신 모델을 보유하는 등의 장점이 있기 때문이다. MELCOR 코드는 비교적 계산시간이 빠른 특성을 가진 중대사고 해석용 종합 전산코드로서 제 1세대 코드인 STCP (Source Term Code Package)와 구별하여 제 2세대 코드로 명명되고 있다. 이 코드는 위험도 평가를 위해 1985년에 개발된 STCP 코드를 대체하기 위해 미국 NRC 후원으로 Sandia 국립연구소에서 개발되었다. MELCOR는 중대사고시 일차계통의 열수력 현상, 노심 손상 과정, 핵분열 생성물의 거동, 격납건물 내에서의 열수력 및 에어로졸 거동, 수소생성 및 연소 등 노심 손상으로부터 격납건물 파손까지의 전반적인 중대사고 현상을 종합적으로 해석한다. 개발의 역사를 살펴보면, 1985년 1.0, 1986년 6월에 1.5, 1986년 10월에 1.6, 1987년 6월에 1.7, 1989년 3월에 1.8 이 발표되었고, 최근에 (1994년 9월) MELCOR 1.8.3이 출시되었다.

ATWS란 터빈트립, 제어뱅크의 인출, 및 주급수 상실과 같이 원자력 발전소 수명기간동안 비교적 자주 (년 1,2회) 발생할 것으로 예상되는 과도상태가 발생했을 경우 원자로가 자동정지 되지 않는 심각한 사고를 말한다. 정상적인 경우, 예상과도 상태가 발생하면 원자로 보호계통은 이를 감지하고 자동으로 제어봉을 삽입시켜 원자로심에서의 핵연쇄반응을 종식시킴으로써 원자로의 안전성을 확보한다.

중대사고로서의 ATWS는 예상과도 상태가 발생하였을 경우 원자로 보호계통의 기능이 상실되어 제어봉의 삽입이 실패되면 핵연쇄반응이 종식되지 않고 원자로의 출력이 충분히 감소하지 않아 원자로의 각종 운전변수들이 빠른 시간내에 안전허용 한계를 초과하는 경우이다. 즉, 중대사고로서의 ATWS가 발생하면 원자로 냉각수의 온도가 상승하고 원자로 계통의 압력도 급격히 증가하여 압력경계의 파손을 초래하며 아울러 온도상승에 의한 핵연료의 손상으로 과도한 방사성 물질의 누출을 초래할 수 있다는 데 그 중요성이 있다.

이러한 ATWS 사고는 확률적으로 발생 가능성이 매우 희박한 것으로 알려져 있다. 그러나 우리나라의 W 종류의 원자로 (고리 1/2/3/4 및 영광 1/2 호기)는 운영허가당시 AMSAC (ATWS Mitigating System Actuation Circuitry)의 설치법령이 미국에서 효력이 발생되기 이전이어서 AMSAC 설비가 설계에 고려되어 있지 않으며, AMSAC의 기능을 운전원이 대신하는 절차 즉, 보조급수를 주입시키고 터빈을 정지시키는 절차와 원자로를 수동으로 정지시키며 미임계가 유지되도록 조치하는 절차가 마련되어 있다. 여기서, 문제는 운전원이 어떻게 ATWS 발생을 신속히 감지하여 조치를 취하느냐 하는 점과 교육의 강화로 어느정도 운전원의 능력이 향상되느냐 하는 점이다. 따라서 일단 발생하면 심각한 결과를 초래하는 ATWS의 거동 및 영향을 결정론적인 방식으로 분석하는 일이 국내 초기발전소의 사고완화 및 관리 관점에서 반드시 필요하다고 사료된다. 그러나 현재의 MELCOR에는 동력학 모델이 없어 ATWS 사고의 해석이 불가능하므로 동력학 모델을 개발. 추가해야 할 필요가 있었으며, 최종적으로 개발된 동력학 모델은 하나의 독립된 모듈로서 MELCOR의 코드내에 이식하여 검증되었다.

## 1.2 연구수행 범위 및 내용

현재 국내에서 개발 또는 사용되는 사고해석용 코드중에 PWR의 ATWS 사고분석이 가능한 코드에는 다음이 있다.

1. TASS
2. KMRRSIM
3. MARS
4. RELAP5/MOD3 + SCDAP
5. RETRAN(-02)
6. CE codes : CESEC(-ATWS) 및 PDQ-TH

본 연구의 수행방안은 위 코드중 최신판의 접근이 용이한 1/2/4 코드의 동력학 모델의 내용 및 장.단점을 파악하고 이를 기본으로 모델을 선정.개선하여 MELCOR의 동력학 모듈을 완성하였다.

본 연구에서 개발된 MELCOR 동력학 모델의 특성은 다음과 같다:

- 중대사고 해석에서는 노심의 위치에 따른 상세한 출력분포값보다 노심평균 출력값이 중요하므로 점근사 모델을 선정하였다.
- 최종 출력은 핵분열에 의한 원자로의 열출력 (Fission thermal power) 및 핵분열 생성물 (fission product)의 붕괴에 의한 붕괴열 (decay heat)을 모두 고려한다.
- 발전소의 특성이 고려된 (동력학 모델 관련) 발전소 입력 데이터베이스의 구축이 몇 개의 국내 발전소에 대해 이루어졌다.
- 반응도 궤환효과는 ATWS 진행에서 가장 변화정도가 크고 중요한 요소인 핵연료 온도 및 냉각재 온도(밀도)를 우선 고려하였다.
- 수치해법 관련 오차 허용도 및 계산시간/계산간격/출력간격 등 사용자 편의성을 제공하였다.

본 보고서의 2장에서는 중대사고 관점에서 ATWS 사고의 역사적 배경 및 의미를 검토하였고, 3장에서는 동력학 모델 선정을 위한 기존 모델의 검토내용 및 개선사항을 다루었으며, 4장 및 5장에서는 동력학 모듈의 구성 및 특성과 모듈검증을 위한 사고해석 내용을 각각 수록하였으며, 결론을 6장에 기술하였다.

### 1.3 참고문헌

1. KAERI, “국내 중대사고 해석 코드 개발 방향에 대한 고찰”, To be published.



## 2. 중대사고 관점에서의 ATWS 검토

### 2.1 ATWS 사고의 역사적 배경 및 의미

미국 NRC에 의해 미해결안전성문제 task number A-9 [2-1]으로 지정되었던 ATWS가 원자력발전소의 설계 및 안전성 평가에 있어서 미국 내 원자로제작회사, 전력회사 그리고 원자력규제기관 사이에 문제시되고 논란의 대상이 된 것은 과거 1969년 말까지 거슬러 올라간다. 그 당시 미국의 원자력안전자문위원회(ACRS ; Advisory Committee on Reactor Safeguards)는 만약 예상과도 상태가 발생했을 경우 공동인자실패 (common mode failure)에 의하여 원자로보호계통 (reactor protection system)이 작동하지 않는다면 원자력발전소 안전성 확보에 매우 심각한 문제를 야기시킬 수 있는 가능성이 존재한다는 점을 지적하였다. 이와 같은 우려에 대한 조사결과 ATWS의 발생 가능성은 극히 희박하나 사고의 결과는 원자로 용기나 배관의 과압과 파손을 초래할 수도 있다는 결론에 도달하였으며 이에 근거하여 미국원자력위원회는 1973년 9월에 경수로의 ATWS에 대한 보고서 WASH-1270 [2-2]을 발간하였다.

WASH-1270의 골자는 공동인자실패의 가능성을 고려할 때 원자로정지계통의 신뢰도는 정확히 분석하기가 어렵고 또 건설 가동되는 원자로의 기수가 증가함에 따라 동 사고에 대하여 보다 높은 안전여유도를 확보해야 하기 때문에 ATWS를 원자력발전소의 안전성분석을 요하는 설계기준 사고로 다루어야 한다는 것이다. 본 보고서에서는 1976년 10월 1일 이후에 건설 허가가 승인될 후속 발전소에 대해서는 기존 원자로정지계통 이외에 독립된 또 하나의 다른 정지계통을 추가해야 한다고 요구하고 있다. 그러나 1976년 10월 1일 이전 1968년 이후에 건설허가를 받은 발전소의 경우에는 ATWS가 발생할 경우 그 결과가 심각하지 않도록 하기 위하여 설계를 변경하는 등 필요한 조치를 취하도록 요구하고 있다.

이에 반해 전력회사와 원자로제작회사는 기존 원자로보호계통의 신뢰도는 매우 높기 때문에 ATWS가 발생할 가능성이 극히 희박하여 ATWS를 설계기준사고로 처리할 필요는 없으며, 1975년에 발표된 원자로안전성연구보고서 WASH-1400 [2-3]은 PRA 결과에 의하면 ATWS가 원자력발전소의 안전성에 미치는 영향은 크지 않다고 주장함으로써 전력회사와 원자력산업체의 입장을 옹호해 주었다.

이러한 전력회사 및 원자력산업체의 견해를 포함하여 NRC (Division of Systems Safety)는 1978년 4월 경수로에서의 ATWS라는 제목의 보고서 NUREG-0460, Volume 1과 2 [2-4]를 발간하였다. 본 보고서는 과거 10년 동안 개발되고 수집된 ATWS에 관한 제반자료에 대한 NRC의 검토, 평가결과보고서로서 본문과 17편의 부록으로 구성되어 있다. 본문에서는 ATWS의 발생이 원자로의 안전성 확보에 미치는 영향과 ATWS의 발생 확율을 다루고 있으며 이 값을 원자로 안전성 확보를 위하여 요구되는 제한치와 비교하여 보여줄 뿐 아니라 ATWS 발생 빈도를 요구치 이하로 줄이기 위해 필요한 방법도 제시하였다. 또한 ATWS의 평가에 적용하는 NRC의 평가기준을 제시하고 끝으로 NRC의 요구조건을 만족시키기 위한 계통의 설계변경에 따른 예산과 효과에 대하여 다루고 있다. 부록에서는 ATWS에 관련된 특별한 사항에 대하여 좀더 구체적인 자료를 추가적으로 제시하였다.

NUREG-0460, volume 1과 2의 발간에 이어서 NRC는 1978년 12월에 volume 3 [2-5]을 발간하였다. Volume 3에서는 ATWS의 발생 빈도를 줄이고 결과의 심각성을 경감시키기 위한 계통의 설계변경에 따른 4가지 대안(alternatives)이 제시되었다. 대안들의 구체적인 내용은 참고문헌 [2-6]에 잘 요약되어 있으니 참조하기 바란다. NRC는 본 보고서에서 각 대안의 적용이 안전성 제고에 미치는 영향을 평가하였으며 발전소의 설계조건과 가동 년수에 따라 서로 다른 설계변경 요건을 제시하였고, 본 보고서에 제시된 대안의 적용으로 ATWS의 발생빈도가 감소되고

사고결과의 심각성도 완화된다는 것을 확인하는 포괄적인 안전분석을 수행하여야 한다고 제안하고 있다. 이러한 제안에 대한 산업체의 입장 및 답변은 NRC를 만족시키지 못했고, NRC는 volume 3에서의 요구조건에 대한 원자력산업체의 답변이 불충분하다고 결론짓고 1980년 3월에는 NUREG-0460의 최종 volume인 volume 4 [2-7]를 발간하였다. 본 책자에는 NRC가 volume 3에서 제시한 ATWS 예방과 완화를 위한 요구조건(대안)에 대한 수정안과 단계별 추진계획이 기술되어 있다.

이러한 과정을 거쳐 NRC는 1980년 9월 ATWS문제를 입법절차를 통하여 해결할 것을 제안하였으며, 1984년 6월 26일에는 관련 최종법령 (49 FR 26036)이 공포되었다. 본 법령에 규정되어 있는 ATWS에 관한 최종법 (10 CFR 50.62)중 가압경수로에 관한 요구항목을 자세히 살펴보면 다음과 같다.

1. 가압경수로에는 ATWS 증상을 나타내는 운전조건이 감지될 경우 보조급수계통을 자동 가동시키고 터빈을 정지시킬 수 있는 감지기(sensor)에서부터 최종기동장치 (final actuation device)까지 기존 원자로정지계통으로부터 독립된 보조완화계통 기동회로를 설치하여야 한다.
2. CE와 B&W 경수로는 감지기 출력에서부터 제어봉 구동전원 차단지점까지 기존의 원자로정지계통과 독립된 또 하나의 다른 원자로 다중정지계통을 설치하여야 한다.

상기의 요구조건 이외에도 NRC는 전력회사에게 원자로정지계통의 신뢰도 분석 및 동 계통 운전이력의 지속적인 평가 등 일련의 자발적인 신뢰도 보증계획의 수립과 원자로정지계통에 대한 품질보증계획의 개발을 권고하였다.

## 2.2 기존의 ATWS 거동해석 및 조치사항 검토

### 2.2.1 ATWS 사고사례 및 예방조치

상업용 원자력 발전소에 대한 최초의 ATWS 사고는 1983년 2월 미국 Public Services Electric & Gas 사의 Salem-1 (1136 MWt의 웨스팅하우스 가압경수로) 발전소에서 발생했다. Salem 발전소 ATWS 사고 발생의 직접적인 원인은 원자로정지차단기의 저전압트립계전기 (under-voltage trip relay)가 윤회작용 불량으로 고착되어 원자로 정지신호의 발생에도 불구하고 원자로정지 차단기가 개방되지 않은데 있었다. 즉 Salem 발전소가 계통병입 직후 14% 출력으로 운전되고 있던 중 증기발생기 “A”에서 저-저수위 경보가 발생하였는데 이는 Salem 발전소 20개 트립 논리회로중의 하나로서 당연히 원자로보호계통의 기능에 의하여 원자로정지차단기를 개방시켰어야 했다. 이상과 같이 저-저수위 경보 발생에도 불구하고 원자로가 트립되지 않자 운전원은 경보발생 25초만에 원자로를 수동정지 시키고 발전소를 상온정지상태로 전환시킴으로써 발전소의 안전성은 유지하였다.

당시 상업운전중이던 우리나라 고리1호기의 정지차단기는 Salem 발전소의 차단기와 동일한 DB-50으로 한국전력측에서는 Salem 사고발생 직후 차단기의 보수 및 점검절차서를 개정하고 예방보수를 강화하였으며 감시시험에 철저를 기하였다. 고리1호기의 원자로정지 차단기점검에 이어서 상업운전 직전의 고리2호기 정지차단기도 점검하였다. 고리2호기 원자로정지 차단기는 DS-416 타입으로 DB-50 차단기와는 형태가 상이하지만 원자로정지신호를 받으면 저전압정지코일이 작동하는 방법 등이 유사하고 또 미국내에서 DS-416 차단기가 단락시험중 여러번 개방되지 않았던 사례가 있었던 점등으로 보아 제작자의 권고사항을 받아들여 보수 및 점검절차서를 재작성하였다. 또한 Westinghouse사가 DS-416 차단기를 사용하는 발전소에 대하여 원자로 자동정지신호가 발생할때는 필히 운전원으로 하여금 수동정지를 시도하도록 요구하는 임시운전절차서의 채택을 권유한 점과 적절한 비상운전절차서의 확립과 운전원 교육의 중요성을 인지하여 ATWS 발생에 대비하여

기존 비상운전절차서 및 운전원 교육계획을 재검토하였다. 참고로 당시에 개선된 고리 1호기의 ATWS에 대한 비상운전절차를 순서에 따라 기술하면 다음과 같다:

1. 원자로의 정지를 확인하고 만약 정지되지 않았으면 수동으로 정지시킨다.
2. 터빈의 정지를 확인하고 만약 정지되지 않았으면 수동으로 정지시킨다.
3. 보조급수펌프의 가동을 확인하고 만약 작동치 않으면 수동으로 기동시킨다.
4. 원자로냉각계통의 비상붕산주입을 시작한다.
5. 원자로와 터빈의 정지를 확인하고 만약 정지되지 않았으면 현장에서 정지시킨다.
6. 보조급수유량을 확인하고 만약 유량이 확인되지 않으면 펌프를 수동으로 기동시키고 필요한 밸브를 정열시킨다.
7. 붕산회석유로가 모두 차단되었는지 확인하고 모두 차단되지 않았으면 수동으로 차단시킨다.
8. 원자로냉각계통이 제어불능한 상태로 냉각되며 반응도가 삽입되는 가를 점검하고 만약 제어불능한 냉각이 진행중이면 주증기차단밸브를 폐쇄하고 손상된 증기발생기가 있으면 이를 차단시키며 원자로가 미임계 상태에 있는가를 확인한다.

### 2.2.2 웨스팅하우스사 원자로의 ATWS 거동해석 및 조치사항

국내에서 가동중인 발전초기의 원자로<sup>1</sup>는 대부분 웨스팅하우스사(W) 제작이기 때문에, ATWS 사고시 발전소의 특성분석, 원자로정지계통의 신뢰도 분석, ATWS 사고의 대안에 대한 경제성 분석 및 원자로 제작회사의 입장등을 W 발전소를 중심으로 우선 검토해 보기로 한다. ATWS 사고시 W 발전소에 대한 특성분석은

---

<sup>1</sup> 고리 1/2/3/4 호기, 영광 1/2 호기

Salem 사고이전 WCAP-8330 [2-8]에, Salem 사고에 대해서는 NUREG-0977 [2-9]을 참조할 수 있다.

먼저, 정격출력에서 주급수의 완전상실사고가 발생하고 원자로가 자동정지계통의 사고<sup>2</sup>로 인하여 정지되지 않으며 터빈도 자동정지<sup>3</sup>되지 않은 ATWS 사고를 가정한다. 이 사고는 1차계통에서 생산되는 열량과 2차계통에서 제거되는 열량의 커다란 차이로 원자로 냉각수의 온도와 압력을 급격히 상승시킨다. 이때 압력은 급격히 상승하였다가 감속재의 온도 부반응도 (negative MTC)에 의해 다시 감소하는데, 경과시간에 따른 압력의 변화는 그림 2.2-1 (W 발전소의 경우)에 나타나 있다. 그림 2.2-1에 의하면 최대압력은 사고후 약 2분후에 3650 psia가 되어 NRC의 안전한계치 3200 psia를 크게 초과하고 있다. 만약 운전원이 1.25분 이내에 원자로를 정지시킨다면 1차계통의 압력은 정상압력인 2250 psia로 유지될 수 있으나 1.5분 이후에 정지시킨다면 최대압력을 감소시키는 데는 도움을 주지 못하는 것으로 나타나고 있다. 만약 운전원이 사고후 30초에 터빈을 정지시킨다면<sup>4</sup> 최대압력은 2700 psia로서 NRC의 기준치이내로 유지시킬 수 있다. 이와 같이 W 원자로는 타사의 원자로에 비해 ATWS 사고시 가장 소규모의 압력과도현상을 나타내며 터빈정지만 보장된다면 ATWS 사고시에도 발전소가 안전할 수 있다는 이유로 1982년 ATWS에 관한 법규제정시에도 W 발전소는 AMSAC<sup>5</sup> (ATWS Mitigating System

---

<sup>2</sup> 원래는 증기발생기 저수위 또는 가압기 고압력에 의해 원자로 정지가 발생한다.

<sup>3</sup> 원래는 원자로정지이후에 터빈정지밸브의 폐쇄로 터빈이 정지된다.

<sup>4</sup> 터빈을 정지시키면 소외전원상실에 의해 RCP가 죽고 원자로냉각재 유량은 감소한다. 보조급수는 터빈정지와 상관없이 증기발생기 저수위로 인해 자동적으로 주입된다.

<sup>5</sup> ATWS 발생시, 원자로보호계통과는 독립적으로 터빈을 정지시키고 보조급수 계통을 작동시키는 기능을 가진 설비를 말한다.

Actuation Circuitry)만 설치하고 DSS<sup>6</sup> (Diverse Scram System)에 대해서는 면제할 것을 주장하였다. 그러나 Salem 사고이후 W 발전소에 대해서도 DSS 설치에 대한 재검토가 시작되었다. 재검토는 원자로 정지계통의 신뢰도에 대해 PRA 기법을 통한 이론적인 분석, 발전소 운전경험에 의한 데이터 분석 및 각 대안에 대한 경제성 분석을 통해 이루어졌다. 원자로정지계통의 세계적인 사고경험치를 토대로한 분석에 의하면 W 원자로 정지계통의 가동실패율 (Unavailability)이  $2 \times 10^{-4}/\text{demand}$  로서 타사보다 6배나 높으며, NRC 평가로는 W의 원자로 정지계통이 최소의 다중성 (Redundancy)과 높은 가동실패율을 갖는 것으로 나타났다.

ATWS 사고로 인하여 발전소가 관련 허용한계치를 초과할 확율에 대한 PRA 분석결과와, 이러한 가능성을 줄일 수 있는 여러 가지 대안들에 대한 경제성 분석은 표 2.2-1과 같이 나타나고 있다. 이 표에서 기본 경우의 값은 W 발전소에 대해 Salem 사고 후속조치사항 (Generic Letter 83-28 [2-10])인 자동 Shunt 트립의 설치를 가정한 값이다. 표에서 보는 바와 같은 여러안에 대한 경제성 분석을 바탕으로 NRC는 W 발전소에 대하여 제2안 (AMSAC 설치)을 권고하였다. AMSAC 설치 이외에 DSS 추가설치에 대한 NRC 권고는 비용/효과 비율에 있어서도 경제성이 있을 뿐만 아니라 Salem 사고 분석결과 W 발전소는 원자로 정지계통의 신뢰도를 크게 높여야 한다는데 기인한 것이다. 그러나 W는 NRC의 분석이 너무 보수적이며 W 발전소는 설계상의 이점때문에 AMSAC 설치만으로도 ATWS 사고시 발전소가 안전할 수 있다는 이유를 들어 AMSAC의 설치만을 계속 주장하였으며, 이러한 W의 주장은 NRC 투표에서 받아들여졌다.

---

<sup>6</sup> 감지기 신호에서 최종 구동장치까지 기존의 원자로정지계통과 독립된 또 하나의 다른 원자로 정지계통을 말한다.

한편, 우리나라의 W 종류의 원자로 (고리 1/2/3/4 및 영광 1/2 호기)는 운영허가당시 AMSAC의 설치법령이 미국에서 효력이 발생되기 이전이어서 AMSAC 설비가 설계에 고려되어 있지 않으며, 앞절의 (ATWS 관련) 고리 1호기 비상운전절차서에서 보여주듯이, AMSAC의 기능을 운전원이 대신하는 절차 즉, 보조급수를 주입시키고 터빈을 정지시키는 절차와 원자로를 수동으로 정지시키며 미임계가 유지되도록 조치하는 절차가 마련되어 있다. 여기서, 문제는 운전원이 어떻게 ATWS 발생을 신속히 감지하여 조치를 취하느냐 하는 점과 교육의 강화로 어느정도 운전원의 능력이 향상되느냐 하는 점이다.

### 2.2.3 주요 가압경수로의 ATWS 거동비교 및 조치사항

Transient가 일어나는 빈도에 있어서는 터빈정지 (Turbine trip), 교류전원 완전상실 (Loss of Offsite Power), 이차측 급수상실 (Loss of Feedwater)등이 자주 일어난다. 그러나, 그 결과에 있어서 가장 심각한 것은 PWR의 경우 Loss of Feedwater 이다. 각 Vendor는 주요한 가압경수로에 대한 ATWS 사고결과를 분석하였으며, 민감도조사를 통해 가장 중요한 안전장치 및 설계변수를 밝혔다. 표 2.2-2에서 중요한 설계변수 및 그의 ATWS에 대한 완화기능을 보여준다. 또한 표 2.2-3에서는 W, CE, 및 B&W 발전소에 대한 중요한 설계변수를 정리했는데, 이를 각 항목별로 기술하면 다음과 같다:

1. 감속재온도계수 (MTC) : 사용된 자료는 각 발전소 종류별로 운전이력에 따라 적분했을 때 95%에 해당하는 값으로서 각 vendor 에서 ATWS 분석에 이용하는 값이다. 일정한 온도상승에 대하여 B&W 원자로가 가장 큰 출력감소를 초래하며 CE가 가장 불리하다.
2. 방출밸브용량 (relief valve capacity) : W가 가장 큰 압력변화 수용능력을 가지고 있으며 CE 3800 MWt 발전소를 제외하고는 CE가 가장 불리하다.



3. 증기발생기 냉각수 용량 (S/G water inventory) : 이 양은 증기발생기가 고갈되기 전에 얼마만한 에너지를 제거시킬 능력이 있느냐 즉, 가장 기본적인 열제거원이 상실될 때까지 얼마나 지속되느냐의 척도가 된다. W가 가장 유리하며 B&W 증기발생기에서 냉각수 고갈이 가장 먼저 일어난다.
4. 냉각수 계통에 대한 가압기의 체적비 : 이 양은 가압기가 물로 차기 전에 온도 상승에 따른 수위 증가를 수용할 수 있는 척도가 된다. CE가 가장 불리하며, B&W는 가장 큰 값을 가지고 있지만 이 장점은 작은 증기발생기 수량 때문에 축소된다.

이외에 중요한 변수로는 이차측 안전밸브 설정압력과 터빈우회용량등이 있지만 구체적 자료는 조사되지 않았다. 위는 단지 각 발전소별로 ATWS 사고결과의 상대적인 영향을 평가하기 위한 것이다.

가압경수로의 천이사고중 압력상승이 가장 높은 이차측급수상실의 경우, 각 발전소별 분석결과를 그림 2.2-1/2/3 에 표시했고 여기서 압력 최대치를 보면 다음과 같다:

- W : 3650 psia
- CE-2560 : 3968 psia
- CE-3410 : 3943 psia
- CE-3800 : 2918 psia
- B & W : 3464 psia

위에서 보듯이 CE 발전소가 3800 MWt 원자로를 제외하고는 W와 B&W에 비하여 큰 압력상승을 보여주고 있는데, 이는 앞에서 분석되었듯이 주로 다음의 4가지 변수에 기인한다:

1. 작은 압력 구조 능력

2. 작은 냉각재온도 계수
3. 적은 이차측 수량
4. 작은 가압기 (surge line 포함) 용량

이에 따라 국내 CE형 발전소에는 기존의 원자로보호계통과 독립적인 다중보호계통 (Supplement Protection System)이 설치되어 있다 [2-11]. 이 계통은 원자로보호계통이 동작하여 원자로 정지가 되지 않는 운전중 예상사고시에 보호동작을 하여 원자로보호계통을 보조한다. 다중보호계통은 입력신호부터 신호처리 및 출력까지 원자로보호계통과 물리적, 전기적으로 독립되어 다중성 (Redundancy) 개념으로 원자로/터빈을 정지시키고 보조급수 계통을 동작시켜 발전소 안전성을 향상시킨다. 따라서, 울진3,4호기와 같은 국내 CE 발전소는 정지불능예상과도상태를 설계기준사고로 간주하지 않으며, 이에 대한 영향을 분석하지 않고 있다. 한편, CE형 발전소는 Salem 후속조치와는 관련사항이 없다.

#### 2.2.4 신형원자로의 ATWS 조치사항

신형경수로 (Evolutionary ALWR)에 대해 ATWS 문제를 해결하기 위한 EPRI의 입장은 ATWS 법령 (10 CFR 50.62)을 따른다는 것 (즉, 가압경수로의 경우, 다중정지계통 (DSS)을 설치한다)이며, 그 이상의 설계요건은 제안한 바 없다.

다음으로 각 원자로공급사 (Vendor)의 입장을 살펴보면, W사의 신형원자로인 RESAR SP/90 에서는 W사의 이전의 원자로에서와 마찬가지로 DSS가 아래의 이유로부터 불필요하고 ATWS 사고결과가 수용할만하다는 상세해석 결과를 추후 FDA 신청시 제출하겠다는 입장이다:

1. 원자로보호계통 (Integrated reactor protection system)의 높은 신뢰도
2. 원자로보호계통과 독립된 터빈정지 및 비상급수 기동회로

3. 주 제어판에서 제어봉조정 모터발전기 (rod control motor generator)의 수동정지 능력
4. 높은 부(negative) 값의 감속재온도계수

CE사의 CE System 80+ 에서는 안전등급 (safety-grade)의 원자로정지계통과 독립적인 제어등급 (control-grade)의 보조보호계통을 설계에 포함하고 있다.

이상에 대한 미 NRC의 입장 (SECY-93-087)은 EPRI의 신형로 요건 및 CE System 80+ 의 입장에 이의가 없고, RESAR SP/90 도 앞으로 DSS의 대안으로 ATWS 사고결과가 수용할만하다는 점을 증명하면 문제가 없다는 결론이다.

### 2.3 참고문헌

1. Unresolved Safety Issues Source Book, Nuclear Utilities Service Corporation.
2. USNRC, "Technical Report on Anticipated Transients Without Scram for Water Cooled Reactors", WASH-1270, Sep. 1973.
3. USNRC, "Reactor Safety Study-An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants", WASH-1400, NUREG-75/014, Oct. 1975.
4. USNRC, "Anticipated Transients Without Scram for Light-Water Reactors", Vol. 1 and 2, NUREG-0460, Apr. 1978.
5. USNRC, "Anticipated Transients Without Scram for Light-Water Reactors", Vol. 3, NUREG-0460, Dec. 1978.
6. KNS, 원자력학회지, 제17권, 제2호, pp.139-144, 1985. 6.
7. USNRC, "Anticipated Transients Without Scram for Light-Water Reactors", Vol. 4, NUREG-0460, Mar. 1980.
8. WCAP-8330, "Westinghouse Anticipated Transients Without Trip Analysis", Westinghouse Elec. Co., August 1974.

9. NUREG-0977, USNRC, “NRC Fact-Finding Task Force Report on the ATWS Event at Salem Nuclear Generating Station, Unit 1, on Feb. 25, 1983”, March 1983.
10. USNRC, “Required Actions Based on Generic Implications of Salem ATWS Events”, Generic letter 83-28, July 1983.
11. 한국전력공사, 영광원전훈련센터, “표준경수로 계통설비(상)”

표 2.2-1. 웨스팅하우스 ATWS 조치안에 대한 비용/효과 비교

조치 대안	ATWS 사고확률 ( $P_{atws}/year$ )	비용 (Millions)	효과 (Millions)	비용/효과 지수
기본안	$3.7 \times 10^{-5}$			
AMSAC	$5.8 \times 10^{-6}$	\$ 9.4M	\$ 2.8M	3.3
DSS	$5.3 \times 10^{-6}$	\$ 9.5M	\$ 2.8M	3.4
AMSAC+DSS	$2 \times 10^{-6}$	\$ 10.5M	\$ 3.8M	2.8

표 2.2-2. PWR ATWS 완화기능 관련 설계변수

설계변수	완화기능
MTC	감속재 온도 상승에 따라 출력 감소
PORV/Safety Valve Open	일차측의 과도한 압력 증가방지
PORV/Safety Valve Reclose	일차측 냉각수량의 과다방출 방지
S/G Heat Capacity	이차측으로의 열전달 정도
Turbine Trip	이차측 급수상실시 이차측 수량보존
AFW (보조급수)	이차측 수량 보충
Boron Injection	Hot-shutdown 유지
RHR (잔열 제거)	잔열 제거
Long-term cooling	Cold-shutdown 유지

표 2.2-3. W/CE/B&W 발전소의 ATWS 관련 설계변수값

발전소 종류	MTC ( $\Delta p/^\circ F$ )	Relief Capacity per Unit Power (lbm/hr MWt)	S/G Mass Per Unit Power (lbm/MWt)	Ratio of Pressurizer to RCS volume
W 3-LOOP	$-0.8 \times 10^{-4}$	524.1	109.8	0.1497
W 4-LOOP	"	492.5	119.2	0.1463
CE-3410 MWt	$-0.2 \times 10^{-4}$	271.3	96.2	0.1271
CE-2560 MWt	$-0.63 \times 10^{-4}$	330.2	94.6	0.1351
CE-3800 MWt	$-0.62 \times 10^{-4}$	529.1	85.8	0.1331
CE-2815 MWt	$-0.49 \times 10^{-4}$	490.2 <sup>7</sup>	104.8	0.1893
(울진 3,4)	(1주기,BOC)			
B&W-177 FA	$-1.05 \times 10^{-4}$	358.2	32.5	0.1581
B&W-205 FA	$-1.2 \times 10^{-4}$	337.4	16.8	0.2108

<sup>7</sup> Maximum relief capacity (by critical flow) is expected to be about 1691.6 (= 600 kg/s MWt)

그림 2.2-1 W 발전소의 급수상실사고시 일차계통 압력

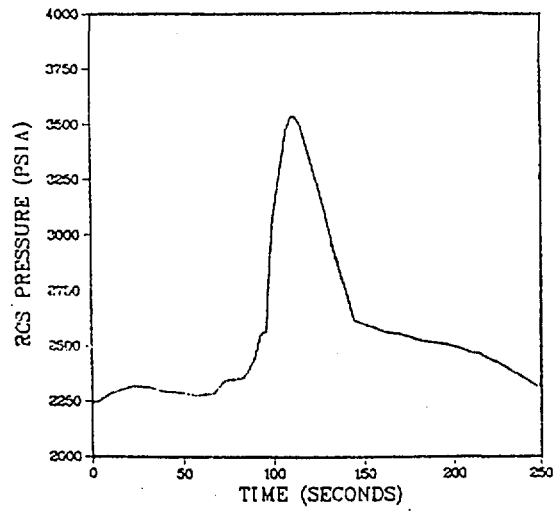


그림 2.2-2 CE 발전소의 급수상실사고시 일차계통 압력

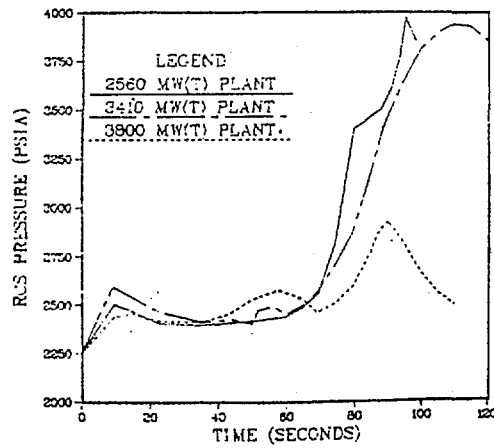
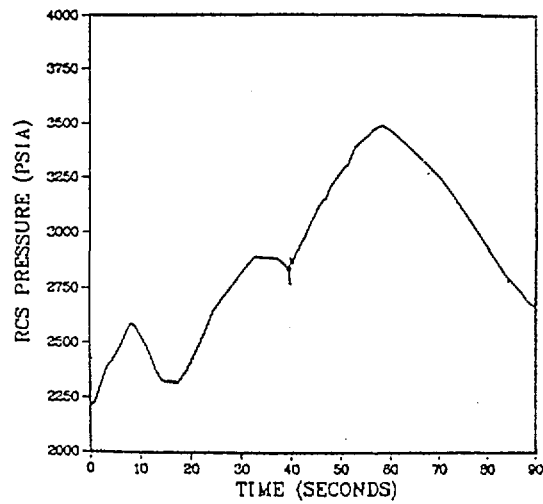


그림 2.2-3 B&W 발전소의 급수상실사고시 일차계통 압력



### 3. 기존 동력학 모델의 검토 및 선정

#### 3.1 점근사 동력학 방정식의 유도

시간 및 위치에 따른 1군 중성자 확산 방정식 (1-group neutron diffusion equation) 으로부터 점근사 동력학 방정식 (point kinetic equation)을 유도하는 과정을 정리했다. 먼저, 시간 및 위치에 따른 중성자 확산 방정식은 다음과 같다.

$$\frac{\partial N(r,t)}{\partial t} = Dv\nabla^2 N(r,t) - \sum_a vN(r,t) + S(r,t) \quad (3.1-1)$$

여기서,

$N(r,t) dV$  = number of neutrons in a volume element  $dV$  at a point  $r$  at time  $t$

$Dv\nabla^2 N dV$  = number of neutrons diffusing into  $dV$  per unit time at time  $t$

$\sum_a vN dV$  = number of neutrons absorbed in  $dV$  per unit time at time  $t$

$S(r,t) dV$  = number of neutrons produced in  $dV$  per unit time at time  $t$

한편, 식 (3.1-1)에서 사용된 주요한 가정은 다음 2가지 이다.

1. 현 중성자 밀도는 Fick's law ( $j = -Dv\nabla N$ )에 따른다.
2. 사용된 계수 ( $D, v, \Sigma_a$ )는 위치에 무관하고, 중성자 속도 분포에서 평균치에 대한 값이다.

1군 방정식을 이용했으므로,  $S(r,t)$  는 다음처럼 표시할 수 있다.

$$S(r,t) = (1 - \beta)k_{\infty} \sum_a vN(r,t) + \sum_i \lambda_i C_i(r,t) + S_0(r,t) \quad (3.1-2)$$

여기서,

$(1 - \beta)k_{\infty} \sum_a vN$  = prompt neutron contribution to the source

$\sum_i \lambda_i C_i$  = delayed neutron contribution to the source

$S_0$  = sources of neutrons extraneous to the fission process

식 (3.1-2)를 식 (3.1-1)에 대입하면,

$$\frac{\partial N}{\partial t} = Dv\nabla^2 N - \sum_a vN + (1-\beta)k_\infty \sum_a vN + \sum_i \lambda_i C_i + S_0 \quad (3.1-3)$$

여기서,  $\beta = \sum_i \beta_i$  라고 놓고 핵분열생성물의 누설이 없다고 가정하면,

$$\frac{\partial C_i}{\partial t} = \beta_i k_\infty \sum_a vN - \lambda_i C_i \quad (3.1-4)$$

다음으로 식 (3.1-3)/(3.1-4)의  $N(r,t)$  및  $C_i(r,t)$ 를 시간 및 위치에 대해 분리하여 표시하면 아래와 같으며, 이는 eigenfunction 확장에서 최하의 모드만을 남기는 것을 의미한다. 또한 이는 임계상태 (critical state) 근처에서 부분적인 섭동이 크지 않을 때 유효하다.

$$N(r,t) = f(r)n(t); \quad C_i(r,t) = g_i(r)c_i(t) \quad (3.1-5)$$

식 (3.1-5)를 식 (3.1-4)에 대입하면,

$$\frac{dc_i}{dt} = \beta_i k_\infty \sum_a v \frac{f(r)}{g_i(r)} n(t) - \lambda_i c_i(t) \quad (3.1-6)$$

여기서,  $f(r)$  및  $g_i(r)$ 의 함수모양이 같고 더 나아가  $f/g_i = 1$  이라 가정하면, 식 (3.1-6)은,

$$\frac{dc_i}{dt} = \beta_i k_\infty \sum_a v n - \lambda_i c_i \quad (3.1-7)$$

그리고, 식 (3.1-5)를 식 (3.1-3)에 대입하면,

$$\frac{dn}{dt} = Dv \frac{\nabla^2 f}{f} n(t) - \sum_a v n(t) + (1-\beta)k_\infty \sum_a v n(t) + \sum_i \lambda_i \frac{g_i}{f} c_i(t) + \frac{S_0}{f} \quad (3.1-8)$$



여기서, 다음 4가지를 이용하면,

1.  $g_i = f$
2.  $f(r)$ 은 Helmholtz 식 ( $\nabla^2 f + B^2 f = 0$ )을 만족한다. 여기서  $B^2$ 은 기초모드의 buckling 이다.
3.  $q(t) = S_0(r,t)/f(r)$
4. infinite-medium neutron lifetime,  $l_\infty = 1/v\Sigma_a$ ; migration (or diffusion) area,  $L^2 = D/\Sigma_a$

$$\frac{dn}{dt} = \frac{(1 - \beta)k_\infty - (1 + L^2 B^2)}{\ell_\infty} n + \sum_i \lambda_i c_i + q \quad (3.1-9)$$

여기서, effective reproduction factor ( $k = k_{\text{eff}} = k_\infty / (1 + L^2 B^2)$ ) 및 neutron lifetime ( $l_0 = l^* = l_\infty / (1 + L^2 B^2)$ )을 이용하여 식 (3.1-7) 및 (3.1-9)를 정리하면,

$$\frac{dn}{dt} = \frac{k - 1 - \beta k}{l_0} n + \sum_i \lambda_i c_i + q \quad (3.1-10)$$

$$\frac{dc_i}{dt} = \frac{\beta_i k}{l_0} n - \lambda_i c_i \quad (3.1-11)$$

여기서, neutron generation time ( $l = l_0 / k = \Lambda$ ) 및 reactivity ( $\rho = (k-1) / k$ )를 이용해 식 (3.1-10) 및 (3.1-11)를 다시한번 정리하면 아래와 같은 점근사 동력학 방정식이 유도된다.

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\ell} n + \sum_i \lambda_i c_i + q \quad (3.1-12)$$

$$\frac{dc_i}{dt} = \frac{\beta_i}{\ell} n - \lambda_i c_i \quad (3.1-13)$$

### 3.2 RELAP5 모델 검토

본 모델은 다음절에 설명될 SCDAP의 노심거동 모델 없이 원자로에서의 출력거동을 계산하며, 이를 위해 출력거동은 노심내 위치에 상관없는 점근사 (point kinetics approximation) 방식을 사용한다. 점근사는 출력이 위치 및 시간의 함수로 분리가 가능하다는 가정에 기초하며, 위치에 따른 출력분포가 거의 일정하여 부분적인 섭동 (perturbation)이 크지 않을 때 사용하기 적당하다.

본 동력학 모델은 핵분열에 따른 즉발 (prompt) 출력 (핵분열생성물의 운동에너지 및 고속중성자의 감속에 따른 에너지를 포함)과 핵분열생성물의 붕괴에 따른 지발 (delayed) 출력을 모두 계산한다. 여기서 지발출력은 사용자가 선택사항인 1973 ANS Standard [3-1] 또는 1979 ANS Standard [3-2]를 이용해 계산한다.

점근사 동력학 방정식은 앞절에서 유도되었듯이 아래와 같다:

$$\frac{d\phi(t)}{dt} = \frac{[\rho(t) - \beta]}{\Lambda} \phi(t) + \sum_{i=1}^N \lambda_i c_i(t) + S \quad (3.2-1)$$

$$\frac{dc_i(t)}{dt} = \frac{\beta f_i}{\Lambda} \phi(t) - \lambda_i c_i(t), \quad i = 1, 2, \dots, N \quad (3.2-2)$$

$$\psi(t) = \Sigma_f \phi(t) \quad (3.2-3)$$

$$P_f(t) = Q_f \psi(t) \quad (3.2-4)$$

여기서,

t = 시간

$\phi$  = 중성자속밀도 (neutron flux)

$C_i$  = i-그룹 지발중성자 모핵 (precursor)의 개수

$\beta$  = 유효(effective) 지발중성자의 분율

$\Lambda$  = 즉발중성자의 generation time

$\rho$  = 반응도

$f_i$  = i-그룹 지발중성자 비율

$\lambda_i$  = i-그룹의 붕괴상수 (decay constant)

$S$  = 핵분열이 아닌 외부로부터의 중성자원 (extraneous neutron source)

$\psi$  = 핵분열율 [횃수/초]

$\Sigma_f$  = 핵분열 단면적 (fission cross section)

$P_f$  = 즉발출력 [Mev/sec]

$Q_f$  = 핵분열당 즉발에너지 [Mev]

### 3.2.1 핵분열 생성물 붕괴 모델

1979 ANS Standard 에서는 0초에 동위원소  $\alpha$ 가 일회 분열한 결과로 생성되는 출력 [Mev/sec]을 시간의 함수로써 다음처럼 표시했다.

$$P_\alpha(t) = \sum_{j=1}^{N_\alpha} a_{\alpha j} \exp(-\lambda_{\alpha j} t) \quad (3.2-5)$$

여기서,  $\alpha$ 로는 3가지 동위원소 ( $U^{235}/U^{238}/Pu^{239}$ )에 관한 데이터가 제공되어 있으며  $a$  및  $\lambda$  변수는 붕괴열 데이터를 식과 맞추어 (fitting) 구했는데, 이 과정에서 23개 그룹 ( $N_\alpha = 23$ )이 사용되었다. 식 (3.2-5)를 임의의 핵분열율  $\psi_\alpha(t)$ 에 대해 convolution integral 을 이용하여 확장하면,

$$P_\alpha(t) = \sum_j^{N_\alpha} a_{\alpha j} \exp(-\lambda_{\alpha j} t) * \psi_\alpha(t) \quad (3.2-6)$$

여기서, convolution 연산은 다음처럼 정의된다.

$$A(t) * B(t) = \int_0^t A(t-\tau)B(\tau)d\tau = \int_0^t A(\tau)B(t-\tau)d\tau \quad (3.2-7)$$

그러나 convolution integral 에 대한 수치해석은 접근이 용이하지 않으므로, 동등한 미분방정식으로 유도한다.

각 그룹으로부터의 출력이 i-핵분열생성물의 붕괴에서 기인한다고 가정하면,

$$P_{aj}(t) = \lambda_{aj} \gamma_{aj} = a_{aj} \exp(-\lambda_{aj} t) \quad (3.2-8)$$

위 식에서  $\alpha$  및 j 하첨자를 제거하면,

$$\gamma(t) = \frac{a}{\lambda} \exp(-\lambda t) \quad (3.2-9)$$

Laplace 변환을 하면,

$$\gamma(s) = \frac{a}{\lambda(s + \lambda)} \quad (3.2-10)$$

식을 재정리하면,

$$s\gamma(s) = \frac{a}{\lambda} - \lambda\gamma(s) \quad (3.2-11)$$

실시간 변환을 하면

$$\frac{d\gamma(t)}{dt} = \frac{a}{\lambda} \delta(0) - \lambda\gamma(t) \quad (3.2-12)$$

여기서  $\delta(0)$ 는 impulse 함수이며, 단일 핵분열대신 시간에 따른 핵분열을  $\psi(t)$ 를 적용하면, 위의 두식은

$$s\gamma(s) = \frac{a}{\lambda} \psi(s) - \lambda\gamma(s) \quad (3.2-13)$$

$$\frac{d\gamma(t)}{dt} = \frac{a}{\lambda} \psi(0) - \lambda\gamma(t) \quad (3.2-14)$$

위의 두 식을  $P=\lambda\gamma$  를 이용하여 impulse에 대해 풀면, 식 (3.2-5) 및 표준(standard)에서 동등한 식을 만들수 있고, 임의의 핵분열 원(source)에 대해 두 식을 풀면 식 (3.2-7)을 만들 수 있다.  $\psi(t)$ 를 다음처럼 지정하여, 두 식을 풀면

표준에서의 또다른 해를 구할 수 있다 (표준에서 시간  $t$ 는  $T$ 초 동안의 핵분열 후, “0”초에서 시작한다).

$$\psi(t) = 1, \quad 0 \leq t < T$$

$$= 0, \quad t < T \quad (3.2-15)$$

식 (3.2-14)에 물리적 해석을 붙이면, 식의 오른쪽 첫항은 핵분열 동안 동위원소의 생성을 나타내고, 둘째항은 붕괴에 따른 동위원소의 손실을 표시한다 (3.1.3편 참조).

따라서 붕괴출력에 대한 1979 ANS Standard 는 다음 미분방정식에서 구현될 수 있다:

$$\frac{d\gamma_{aj}(t)}{dt} = \frac{F_\gamma a_{aj}}{\lambda_{aj}} F_\alpha \psi(t) - \lambda_{aj} \gamma_{aj}(t)$$

$$j = 1, 2, \dots, N_\alpha$$

$$\alpha = 1, 2, 3 \quad (3.2-16)$$

$$P_\gamma(t) = \sum_{\alpha=1}^3 \sum_{j=1}^{N_\alpha} \lambda_{aj} \gamma_{aj}(t) \quad (3.2-17)$$

여기서,  $\psi$ 는 모든 동위원소에 대한 핵분열율이고,  $F_\alpha$ 는 동위원소  $\alpha$ 에서의 핵분열율, 그리고  $P_\gamma$ 는 붕괴출력이다.  $\alpha$ 에 대한  $F_\alpha$ 의 합은 1.0이다.  $F_\gamma$ 의 값은 보수적 계산을 용이하게 하기 위한 입력 변수이며, 최적 (best-estimate) 계산에서는 1.0을, 1973년 데이터를 사용한 보수적 계산에서는 1.2가 추천되고, 1979 데이터 사용시는 1.0을 사용할 수 있다.

RELAP5/MOD1에 구현된 1979 제안표준에서는 하나의 동위원소와 11 그룹의 지정 데이터를 사용했으나, 1979 표준에서는 3개의 동위원소 ( $U^{235}/U^{238}/Pu^{239}$ )와 각 동위원소당 23개 그룹을 사용했다. 위 두가지 표준에 대한 데이터는 코드내에 기본값으로 내장되었으며, 사용자는 다른 데이터를 입력할 수도 있다.

### 3.2.2 Actinide 붕괴 모델

본 모델은  $U^{238}$ 의 중성자 포획에 의해  $U^{239}/Np^{239}/Pu^{239}$ 가 만들어지는 과정을 모의한다.

$$\frac{d\gamma_u(t)}{dt} = F_u\psi(t) - \lambda_u\gamma_u(t) \quad (3.2-18)$$

$$\frac{d\gamma_N(t)}{dt} = \lambda_u\gamma_u(t) - \lambda_N\gamma_N(t) \quad (3.2-19)$$

$$P_\alpha = \eta_u\lambda_u\gamma_u + \eta_N\lambda_N\gamma_N \quad (3.2-20)$$

위에서  $F_u$ 는 (전체 핵분열당)  $U^{238}$ 의 중성자 포획에 의해 생성된  $U^{239}$ 의 개수이며, 사용자 입력값이다.  $\lambda$  및  $\eta$ 는 표준에서 언급한 기본값 또는 사용자 입력값을 이용할 수 있다. 위의 첫식은  $U^{239}$  개수의 변화율이며, 오른쪽 첫항은  $U^{239}$ 의 생성율을 둘째항은 베타붕괴에 의한  $U^{239}$ 의 소진율을 표시한다. 둘째식은  $Np^{239}$  개수의 변화율이며,  $Np^{239}$ 의 생성율은  $U^{239}$ 의 베타붕괴율이다. 또한  $Pu^{239}$ 는  $Np^{239}$ 의 붕괴로부터 생성된다. 식 (3.2-15)에서의 핵분열원에 대해 actinide 식 (3.2-18) 및 (3.2-19)를 풀면 1979 표준에서 인용된 결과를 구할 수 있다.

### 3.2.3 SCDAP/RELAP5 모델

본 SCDAP/RELAP5 모델에서는 RELAP5의 동력학 모델을 연장하여 SCDAP에서 계산된 구성물의 온도가 온도궤환 (temperature feedback) 효과로 반응도 (reactivity) 즉, 출력에 영향을 미치고, 이러한 출력이 다시 구성물의 변화에 영향을 미치게 된다.

반응도 궤환을 위해서는 선택가능한 두가지 모델이 있다. 첫째 모델에서는 감속재 밀도 및 핵연료온도의 변화에 의한 비선형적인 궤환과 감속재 온도에 의한 선형적인 궤환을 가정한다. 이는 개개의 효과가 서로 독립적이므로 분리모델 (separable model)이라고 불린다. 붕소농도 변화에 의한 궤환은 설정되어 있지 않으나 사용자 정의에 의해 붕소궤환이 제어계통과 함께 고려될 수는 있다. 따라서 분리모델은

붕소농도의 변화가 거의 없고 원자로의 임계가 한점 (one state point)에서만 가능한 경우에 주로 사용된다. 분리모델에서의 반응도는 다음의 식처럼 정의된다:

$$r(t) = r_0 - r_B + \sum_i^{n_s} r_{si}(t) + \sum_i^{n_c} V_{ci} + \sum_i^{n_p} \{W_{\rho i} R_{\rho} [\rho_i(t)] + a_{wi} T_{wi}(t)\} + \sum_i^{n_F} \{W_{Fi} R_F [T_{Fi}(t)] + a_{Fi} T_{Fi}(t)\} \quad (3.2-21)$$

$r_0$ :  $t=0$  (정상상태의 출력)에서의 반응도 입력

$r_B$ : 초기 입력처리시 ( $r(0)=r_0$  처럼) 계산된 bias reactivity

$r_{si}$ : 정지반응도 (scram reactivity)로서 시간에 따른 정지반응도 곡선 ( $n_s$  reactivity curve)에서 구한 테이블 형태의 입력

$V_{ci}$ : 사용자 정의에 의한 반응도 (예: 붕소농도, 제어계통)

$n_p$ : 노심내 동수력 체적 (hydrodynamic volume)의 개수

$R_{\rho}$ : 감속재 밀도에 의한 반응도 테이블

$W_{\rho i}$ : i-체적에서의 밀도 가중치 (density weighting factor)

$T_{wi}$ : i-체적에서의 감속재 평균온도 (spatial density averaged temperature)

$a_{wi}$ : i-체적에서의 감속재 온도계수 (밀도효과를 포함안함)

$n_F$ : 노심내 핵연료 구성물의 개수

$R_F$ : 핵연료 평균온도에 대한 함수로서의 반응도 테이블

$W_{Fi}$ : i-체적에서의 핵연료온도 가중치

$a_{Fi}$ : i-체적에서의 핵연료 온도계수

$T_{Fi}$ : i-체적에서의 핵연료 평균온도

둘째 모델은 감속재 밀도, 감속재 온도, 핵연료온도 및 붕소농도의 변화에 따른 반응도 궤환효과를 독립적으로 보지 않고 서로 연관관계가 있다고 가정한다. 여기서는 각 변수들의 상태로부터 하나의 반응도를 결정하는데 이를 위해서는 사용자 입력에 의한 테이블 형태의 반응도 함수가 필요하므로 표모델 (tabular

model)이라고 불린다. 입력데이터는 붕소효과를 포함하면 4차원, 고려하지 않으면 3차원이 되고, 고려되는 모든 궤환효과는 비선형적으로 모의될 수 있지만 입력데이터를 마련하기가 어렵다는 단점이 있다. 표모델에서의 반응도는 다음의 식처럼 정의된다:

$$r(t) = r_O - r_B + \sum_i^{n_s} r_{si} + \sum_i^{n_c} V_{ci} + R[\rho(t), T_W(t), T_F(t), B(t)] \quad (3.2-22)$$

$$\rho(t) = \sum_i^{n_a} W_{\rho i} \rho_i(t) \quad (3.2-23)$$

$$T_W(t) = \sum_i^{n_p} W_{\rho i} T_{Wi}(t) \quad (3.2-24)$$

$$B(t) = \sum_i^{n_b} W_{\rho i} B_i(t) \quad (3.2-25)$$

$$T_F(t) = \sum_i^{n_f} W_{Fi} T_{Fi}(t) \quad (3.2-26)$$

B : boron density

### 3.3 TASS 모델 검토

TASS 1.0 코드는 점근사 동력학 모델 및 일차원 중성자 모델을 제공한다. 이중 일차원 중성자 모델은 한국 원자력연구소에서 개발한 ONED90 [3-3] 코드를 기본으로 하여, 제논 과도현상, ATWS 등에 대해 최적계산을 수행할 수 있도록 개발되었으며 본 절에서는 4장과의 중복을 피하기 위하여 점근사 동력학 모델을 제외하고 일차원 중성자 모델만을 설명하였다.

#### 3.3.1 핵계산 모형

일반적으로 1차원 2군 확산방정식은 다음의 식들에 의하여 표현된다.



$$-\frac{d}{dz}D_1\frac{d}{dz}\phi_1(z)+\Sigma_1\phi_1(z)=\frac{1}{k_{eff}}(\nu\Sigma_{f1}\phi_1(z)+\nu\Sigma_{f2}\phi_2(z)) \quad (3.3-1)$$

$$-\frac{d}{dz}D_2\frac{d}{dz}\phi_2(z)+\Sigma_2\phi_2(z)=\Sigma_r\phi_1(z) \quad (3.3-2)$$

여기서, 경계조건은 일반적으로 아래와 같다.

$$\frac{d}{dz}\phi_g(z)-\gamma_B\phi_g(z)=0 \quad \text{at } z=0 \quad (3.3-3)$$

$$\frac{d}{dz}\phi_g(z)+\gamma_T\phi_g(z)=0 \quad \text{at } z=z_1 \quad (3.3-4)$$

여기서,

$D_1$ : 1군 확산 계수

$\phi_1$ : 1군 중성자속

$\Sigma_1 = \Sigma_{a1} + \Sigma_r$

$\Sigma_r$ : 1군에서 2군으로 천이되는 산란 단면적

$\Sigma_2$ : 2군 흡수단면적

$\Sigma_{r2}$ : 2군 핵분열 단면적

$\nu$ : 1회 핵분열시 평균 생성 중성자 계수

$\gamma_B$ : 최하부에서의 알베도

$D_2$ : 2군 확산계수

$\phi_2$ : 2군 중성자속

$\Sigma_{a1}$ : 1군 흡수단면적

$\Sigma_{r1}$ : 1군 핵분열 단면적

$k_{eff}$ : 유효증배계수

$\gamma_T$ : 최상부에서의 알베도

본 모델에서는 위의 확산 방정식을 노달 해석법에 의하여 풀고 있다. 즉 중성자속을 구하기 위한 내부 반복계산은 유한 차분법에 의한 과정과 동일하며 단지 균정수만 등가불연속계수에 의해 보정된다. 유효증배계수등을 구하기 위한 외부 반복계산에서는 구해진 중성자 속으로 다시 하나의 노드안에서 노달 해석법과 동일한 결과를 줄 수 있는 유한차분법에 적용할 등가불연속계수를 계산하여 사용한다. 이 과정은 고유치, 중성자속, 등가불연속계수가 주어진 허용범위안에

들어갈 때까지 계속한다.

### 3.3.2 제어봉 모형

원자로 제어 모형에서 가장 중요한 것은 제어봉의 취급이다. 일반적으로 3차원 노심내에 배치된 제어봉을 축방향 1차원 모형으로 모사하기에는 반경방향 중성자 분포가 유효 1차원 단면적에 미치는 영향이 크다. 이러한 효과를 실제적으로 모사하기 위해서 본 모델에서는 제어봉가 적응 모형을 사용하고 있다. 즉 입력으로 사용하는 제어봉 단면적은 단순 체적 가중평균치를 이용하여 1차원 단면적 생산을 위한 3차원 계산모형에서 제어봉 삽입 계산을 피할 수 있도록 하였다. 실측치 또는 3차원 계산 제어봉가를 기준으로 제어봉 적응인자를 계산하여 실제값에 가까운 결과를 얻도록 하였다.

### 3.3.3 Xenon 모형

발전소 운전원의 조작을 모사하기 위하여는 Xenon-135의 거동을 모사하는 것이 필수적이다. Xenon-135는 Iodine-135와 함께 핵분열의 부산물로 생기며 Iodine-135는 다시 Xenon-135로 붕괴한다. 이 과정을 정밀하게 모사하기 위해서는 10분정도의 시간간격을 사용해야 하나 본 모델에서는 전상태와 현상태를 가중 평균하는 시간적분 방법 (Theta-weighting method)을 사용하므로 20~30분의 시간 간격으로 정상적인 노심출력변화를 모사할 수 있다.

### 3.3.4 출력 적응

이 모델에서는 기준이 되는 축방향 출력분포를 재현하기 위하여 평면방향 buckling을 적응인자 (Adaptation Factor)로 수정한다. 따라서 평면방향의 누출량을 buckling으로 대신한 확산방정식은 다음과 같다.

$$-D_1 \nabla^2 \phi_1 + (D_1 f_p \cdot B_1^2 + \Sigma_1) \phi_1 = \frac{1}{k_{eff}} (\nu \Sigma_{f1} \phi_1 + \nu \Sigma_{f2} \phi_2) \quad (3.3-5)$$

$$-D_2 \nabla^2 \phi_2 + (D_2 f_p \cdot B_2^2 + \Sigma_2) \phi_2 = \Sigma_r \phi_1 \quad (3.3-6)$$

여기서,

$B_g^2$ : 반경방향 g 군 buckling

$f_p$ : 출력 적응 인자

### 3.3.5 1-D Kinetics 모델의 정상상태 계산

TASS 1.0 코드의 1-D Kinetics 모델은 중성자 확산모델을 이용하는데, 노심의 열출력 계산을 위해서는 이 모델을 위한 정상상태를 먼저 만들어야 한다. 이를 위하여는 TASS 1.0 코드와 ONED90 코드간의 초기화 계산이 반복적으로 필요하다. 이 과정을 표 3.3-1에 도식적으로 나타내었다.

우선 3차원 핵설계 코드인 MEDIUM [3-4]에 의해 예측된 축방향 출력분포 adppow(2)의 값을 기준으로 TASS 1.0 코드와 ONED90 코드의 초기화 계산이 수행된다. 즉, TASS 1.0 코드의 경우 adppow(2)의 값을 축방향 출력분포에 대한 입력변수 KSHAPIN에 입력하여 초기화 계산을 수행한 다음, 이 때의 열수력 인자들인 핵연료 온도, 냉각재 온도, 냉각재 밀도 등을 결정한다. 이와 같이 얻어진 열수력인자들을 ONED90 코드의 입력변수인 ft, mt, md에 입력한 다음, 축방향 출력분포를 adppow(2)에 근사시킬 수 있도록 초기화 계산을 수행한다. 다음 tape78에 모든 common 변수들을 저장하여, TASS 1.0 코드의 1차원 중성자 확산모델의 계산에

필요한 입력파일로 사용한다. 그런데 여기서 ONED90 코드에 의해 계산된 축방향 출력분포는 TASS 1.0 코드의 축방향 출력분포로 사용된 adppow(2)에 근사된 것으로써 실제와는 약간의 차이가 생기게 된다. 따라서 이 상태에서 생산된 tape78을 입력으로 TASS 1.0 코드의 1차원 중성자확산모델 계산에 사용할 경우, 열수력 조건의 불일치로 인한 불안정한 상태가 나타나게 된다. 이와 같은 불일치를 줄이기 위하여 ONED90 코드로 계산한 축방향 출력분포를 입력으로 TASS 1.0 코드의 초기화 계산을 재 수행하고, 이 때의 열수력인자들을 다시 ONED90 코드의 입력으로 사용하는 반복계산이 필요하다. 특히 제어봉의 위치가 초기상태로부터 이동한 상태에서 정상상태를 만들 경우에는, 이러한 축방향 출력분포의 변화로 야기되는 열수력적 불안정 상태가 매우 크게 발생하기 때문에 위에서 설명된 반복계산이 여러 번 필요하다.

### 3.3.6 초기조건 자동화 방법

위에서 adppow(2)는 3차원 핵설계 코드인 MEDIUM에 의해 계산된 축방향 출력분포이고, Tnew 및 Told는 ONED90 코드에 의하여 예측된 각각의 축방향 출력분포를 입력으로 TASS 1.0 코드에 의하여 계산된 노심의 온도들이다. 위의 계산절차를 자동화하기 위해서는 TASS 1.0 및 ONED90 프로그램의 입출력에 대한 수정이 필요하고, 노심 온도의 변화량을 계산하는 독립된 프로그램과 전체의 계산과정을 제어하는 Shell 프로그램이 필요하다. 이 계산과정과 관련한 TASS 1.0 코드의 정상상태(점근사 모델 사용) 계산 후 핵연료 온도, 냉각재 온도 및 밀도를 저장하기 위하여, 부 프로그램 File이 수정되었고 부프로그램 ONEDIN.F가 새로 작성되었다. TASS 1.0 코드에서 종료 명령어인 "quit(q)"를 수행시키면 항상 ONEDIN 부프로그램이 수행되는데, 여기서는 사용자가 USR(66)=1을 입력한 경우에는 2개의 출력파일인 "temps"와 "tass.out"이 생성된다. 이 2개의 출력파일은 모두 각각의 노심 노드에 대한 핵연료 온도, 냉각재 온도 및 밀도를 저장하고 있는데, "temps" 파일은

ONED90 코드의 입력으로 사용될 수 있는 형태로 되어 있고 "tass.out" 파일은 온도의 변화량을 계산하는 프로그램의 입력으로 사용 가능한 형태로 되어 있다.

ONED90 코드의 경우도 마찬가지로, 정상상태의 축방향 출력분포, 봉소농도, 제어봉 위치와 입력으로 사용된 노심의 온도를 저장하기 위하여 부프로그램인 STORE.F가 수정되었다. 즉, ONED90의 정상상태 계산이 완료되면 "shape\_cd" 파일과 "oned.out" 파일이 생성되는데, "shape\_cd" 파일은 축방향 출력분포, 봉소농도, 제어봉 위치 등에 대한 값들을 TASS 1.0 코드에서 사용 가능한 입력형태로 저장한다. 그리고 "oned.out" 파일은 입력으로 사용된 노심의 온도들을 저장하여 온도의 변화량을 계산하는 프로그램의 입력으로 사용된다.

프로그램 CHCKTH.F에서는 ONED90 코드의 입력으로 사용된 열수력 조건과 새로운 축방향 출력분포를 입력으로 TASS 1.0 코드에 의하여 계산된 열수력 조건을 비교하기 위하여, "oned.out" 및 "tass.out"에 저장된 핵연료 및 냉각재 온도들을 읽어서 가장 큰 온도 변화를 계산한다. 한편, Shell Script 파일인 "init\_tass"에서는, 위에서 열거된 프로그램들과 입출력 파일들을 이용하여 열수력 조건이 평형에 도달될 때까지 반복계산을 수행시킨다.

TASS 1.0 코드와 ONED90 코드의 반복계산의 중요성은 축방향 출력분포가 초기에 목표값으로 주어진 adppow(2)에서 많이 벗어날수록 커진다. 그러므로 여기서 개발된 자동 반복계산 방법과 반복계산을 거치지 않은 계산의 차이를 쉽게 알기 위해서는, 축방향 출력분포가 초기값에서 많이 벗어난 경우에 대하여 비교계산을 수행하는 것이 필요하다. 즉, 제어봉의 위치가 초기상태인 228 스텝에서 160 스텝으로 이동한 경우의 정상상태를 얻기 위한 과정을 자동반복과 비반복 계산을 통하여 수행하였다. 노심온도의 최대 변화량이 1°F 미만일 때까지 반복계산을 한 경우에는 노심출력의 변화량이 0.2% 미만인 정상상태를 보인다.

### 3.4 MELCOR 모델

MELCOR에서 (붕괴열이 아닌) 핵분열 출력은 기본적으로 사용자가 입력으로 처리하게 되어 있으며 노심에서의 동력학 모델은 고려하지 않는다. 단, BWR에서의 ATWS 사고를 모의할 수 있도록 다음에 기술한 Chexal-Layman 단순모델(동력학 모델은 아님)이 포함되어 있다. 그러나 Chexal-Layman 단순모델도 PWR에는 적용할 수 없다고 판단되며, 따라서 현재의 MELCOR는 PWR의 ATWS 사고를 모의할 능력이 없다고 사료된다.

#### 3.4.1 핵분열 출력 생성

ATWS 사고경위 (또는 핵분열 출력 관련 실험)를 위하여 붕괴열외에 핵분열 출력 생성이 모의된다. COR package의 CORPOW subroutine에는 다음과 같은 Chexal-Layman 관계식 [3-5]을 이용하여, downcomer 수위에 대한 함수로서 핵분열 출력을 계산하는 단순모델이 포함되어 있다:

$$q_f = 0.037(C_n H_r)^{0.7} (P/P_r)^{0.3} (H/H_r)^{0.7} \quad (3.4-1)$$

여기서, H는 유효핵연료 상단에 대한 downcomer의 상대적인 수위 (L) 및 아래의  $L_r$  (유효핵연료 상단에서 핵분열 출력값이 "0"이 되는 지점까지의 거리)를 이용하여 다음처럼 정의된다:

$$H = \max[0.0, (L + L_r)] \quad (3.4-2)$$

$$L_r = 2.4384(P/P_r)^{0.45} \quad (3.4-3)$$

여기서,

$q_r$  = Decay Heat package의 입력 DCHFPOW에서 정의되는 출력 (전출력에 대한 비율로

표시)

$C_u$  = 치수 (dimension) 관련 상수 = 3.28084  $m^{-1}$

$H_r$  = 무차원을 만들기 위한 임의의 기준높이로 1 m 가 선택됨

$P$  = 계통압력

$P_r$  = 기준압력으로 기본값은 7.65318 MPa 임

$L$  = 유효핵연료 상단에 대한 downcomer 수위의 상대적인 높이

위의 Chexal-Layman 관계식을 살펴보면, 핵분열 출력은 일차계통의 압력 및 downcomer 수위의 함수 (즉, 핵분열 출력  $\propto$  상수\*(압력)<sup>0.3</sup>\*(수위)<sup>0.7</sup>)로 표시되고 downcomer 수위에 더욱 의존적인 것을 알 수 있다. 또한, 식 (3.4-2)/(3.4-3) 에서 알 수 있듯이 downcomer 수위가  $L_r$  에 도달하면 핵분열 출력은 더 이상 생성되지 못하며,  $L_r$  값은 정상상태<sup>8</sup> (= 1110 psia = 7.65 MPa)에서 2.4m 이고 압력에 따라 변화함을 알 수 있다. 한편,  $H$  는 최대 10m 까지 허용되는 것으로 (source file)에서 확인되었는데  $L$ 의 최대값이 224.5 inch (=5.7m)인 점을 감안하면 허용되는 일차계통의 최대압력<sup>9</sup>은 27 MPa (= 3915 psi)임을 예측할 수 있다.

Chexal-Layman 관계식은 참고문헌 [3-5]에 기초하는데, 여기서는 정상상태 출력이 원자로 출력과 유동을 동시에 고려하기 위한 3차원 중성자 및 열수력 모델을 함께 이용하여 계산된다. 본 관계식에서는 노심입구의 엔탈피가 항상 포화상태라는 가정을 이용한다. 본 식에서의  $H_r$ 을 제외한 모든 상수는 COR Package의 민감도 상수배열 C1301로 구현되어 있는데, 식 (3.4-1)/(3.4-3) 에서 사용되는 각 민감도 상수는 다음과 같다:

---

<sup>8</sup> Midway between the lower set point SRV opening and closing pressure

<sup>9</sup> 만약 이를 PWR경우에 적용해보면,  $L$ 의 최대값이 6.43m인 점을 감안하면 허용되는 일차계통의 최대압력은 17.86 MPa (= 2590 psi)이며 위 값은 PWR-ATWS 경우에는 매우 작은 값으로서, 이로부터 본 관계식의 수정없이 PWR에 적용불가함을 알 수 있다.

C1301(1) = multiplicative constant (default=3.7E-02, units=none, equiv=none)

C1301(2) = pressure exponent (default=0.3, units=none, equiv=none)

C1301(3) = liquid level exponent (default=0.7, units=none, equiv=none)

C1301(4) = zero power liquid level (default=2.4384, units=m, equiv=none)

C1301(5) = pressure exponent for zero power liquid level (default=0.45, units=none, equiv=none)

C1301(6) = reference pressure (default=7.65318E06, units=Pa, equiv=none)

Downcomer 수위는 사용자 입력인 COR00004의 두번째 제어함수 (control function), ICFFIS 값에 따라서 계산되어 Chexal-Layman 관계식에서 핵분열 출력을 구하는데 사용된다. 그러나 ICFFIS 값에 따라 Chexal-Layman 관계식을 사용하지 않고 제어함수로부터 핵분열 출력을 직접 계산할 수도 있는데 ICFFIS의 설명은 다음과 같다:

(ICFFIS) : 핵분열 출력 제어함수 값으로, 만약 없거나 “0”이면 핵분열 출력은 계산되지 않는다. 만약 양수면, 제어함수 ICFFIS는 Chexal-Layman 관계식에서 핵분열 출력을 구하는데 필요한 downcomer 수위를 구하는데 사용되며, 음수이면 ICFFIS는 전체노심 핵분열 출력을 구하는데 사용된다. 이때 ICFFIS의 절대값이 100보다 작으면 핵분열 출력은 전체노심 cell에 (원자로하부 cell은 제외) 핵연료 질량에 근거하여 배분되며, ICFFIS의 절대값이 100 이상이면 핵분열 출력은 건전한 핵연료를 포함한 냉각수에 잠긴 cell에만 배분된다. 전체노심의 출력을 얻기 위해 붕괴열이 핵분열 출력에 자동으로 합해지므로 사용자는 핵분열생성물의 붕괴에 따른 기여를 입력값에 고려해서는 안된다.

다음은 위에서 설명한 COR package중 제어함수 ICFFIS 관련부분의 예를 보여준다. 본 예는 ICFFIS가 전체노심 핵분열 출력을 구하며 핵분열 출력은 전체노심 cell에



(원자로하부 cell은 제외) 핵연료 질량에 근거하여 배분되는 경우 (즉, 100 보다 작은 음수값이 사용된 경우)이다. 사고시작 100초후 또는 증기발생기 이차측의 냉각수 재고량이 41,000 kg 이하로 떨어지면 (원자로가 정지되어) 핵분열 출력이 초기값 (2,825 MWth x 0.936)에서 거의 “0” (= 0.1E-6 MWth x 0.936)으로 떨어지고, 따라서 붕괴열 (= 2825 \* (1-0.936) = 180 MWth)만이 전체출력에 기여한다는 의미이다.

(예) :

```

COR0004  101    -90    * CF NUMBER
* (FISSION POWER)
CF09000  'FISSION-POWER' L-A-IFTE 3  0.936  0.0    * DECAY POWER=(2.835E9)*(1-0.936)=1.80E8
CF09001  2.825E9
CF09010  1.0      0.0      CFVALU.95
CF09011  0.0      0.1      TIME          * TRIP
CF09012  0.0     2.825E9  TIME
*
CF09500  'TRIP'  L-L-IFTE 3  1.0
CF09501  .FALSE.
CF09505  'LATCH'
CF09511  1.0     0.0      CFVALU.91
CF09512  1.0     0.0      CFVALU.91
CF09513  1.0     0.0      CFVALU.92
*
CF09100  'TRIP-TIME' L-GE  2  1.0          * TRIP by TIME (≥ 100초)
CF09101  .FALSE.
CF09105  'LATCH'
CF09111  1.0     0.0      TIME
CF09112  0.0    100.0    TIME
*
CF09200  'TRIP-SG' L-GE  2  1.0          * TRIP by SG mass (≤ 41000 kg)
CF09201  .FALSE.
CF09205  'LATCH'
CF09211  0.0   41000.0  TIME
CF09212  0.0     0.0      CFVALU.606

```

핵분열 모델에 의해 생성된 에너지는 (RN Package가 동작하지 않을 경우, 붕괴열을 포함하여) CORZjj03 및 CORRii03의 입력에서 지정된 반경/축방향의 상대출력밀도를 이용하여 노심cell에 분배된다. 사용자는 (위의 COR0004의 ICFFIS 입력설명에 언급되었듯이) 핵분열 에너지를 전체 노심cell (원자로하부 cell은 제외)의 건전한 핵연료구성물에 저장시키거나, 전체 또는 부분적으로 냉각수에 잠긴 cell의 건전한

핵연료구성물에만 저장시키는 옵션을 쓸 수 있다. 후자의 경우, 이러한 cell 에서의 반경/축방향의 상대출력밀도는 새로운 분포를 맞추기 위해 다시 표준화된다.

더욱이, 이러한 에너지는 핵분열 순간에 모두 저장되는 것이 아니고 (일부는 발출입자 및 감마선과 같은 복사선에 의해 전달되므로), 사용자는 민감도 상수배열 C1311 및 C1312를 이용하여 하나의 cell 에서의 총 핵분열 출력을 해당 cell의 노심구성물 및 노심구성물질 (components and materials)에 분배시키는 옵션을 쓸 수 있다 (핵분열 출력을 이웃한 cell에 직접 전파하는 것은 모의되어 있지 않다). 이러한 상수들은 핵연료를 벗어난 핵분열 출력분율에 대한 노심물질/노심구성물의 상대적인 흡수효율을 지정한다. Steel/Steel oxide, 그리고 Zircaloy/ZrO2/(grid spacer) Inconel 에 대해 각각 하나씩의 상수가 사용된다. 이러한 상수의 기본값은 비핵연료 구성물 (non-fuel components)에서의 감마 및 중성자 가열을 모사하기 위해 건전노심이외의 구성물에서의 핵분열 출력생성을 모의하도록 MELCOR1.8.4 에서 수정되었다. 따라서, 다음은 cell-ij (radial ring i, axial level j)의 구성물 k에 저장된 핵분열 출력이다.

$$P_{i,j,k} = P_T F_{cell} \left[ (1 - f_{esc}) \frac{M_{i,j,k,UO_2}}{\sum_k M_{i,j,k,UO_2}} + f_{esc} F_{i,j,k} \right] \quad (3.4-4)$$

여기서, 다음은 총 핵분열 출력 ( $P_T$ ) 중 cell-ij 에서 생성된 분율이다. 구성물 k에서 생성된 출력은 k 구성물내의  $UO_2$  질량에 비례한다고 가정했다.

$$F_{cell} = \frac{f_i f_j \sum_k M_{i,j,k,UO_2}}{\sum_i \sum_j f_i f_j \sum_k M_{i,j,k,UO_2}} \quad (3.4-5)$$

그리고 다음의 항은 초기부터  $UO_2$  에 저장되지 않은 핵분열 출력중 k 구성물 물질에 의한 흡수를 나타낸다.

$$F_{i,j,k} = \frac{\sum_m f_m M_{i,j,k,m}}{\sum_{k'} \sum_m f_m M_{i,j,k',m}} \quad (3.4-6)$$

여기서,

$f_i$  = 반경방향의 상대적 출력밀도 (입력 CORRii03)

$f_j$  = 축방향의 상대적 출력밀도 (입력 CORZjj03)

$M_{i,j,k,m}$  = cell-ij내 구성물 k중 물질 m의 질량

$f_m$  = 탈출 분열에너지에 대한 상대적 물질흡수효율 (민감도 상수배열 1311)

$f_{esc}$  =  $UO_2$ 를 탈출하는 분열에너지의 비율 (민감도 상수배열 1312중 1-C1312(1))

식 (3.4-6)의 k에 대한 합은 민감도 상수배열 1312의 나머지에 의해 지정되듯이 유효한 구성물에 한하여 이루어지고, 식 (3.4-5)의 cell에 대한 합은 노심지역 (즉, axial levels  $j > NTLP$ , 여기서 NTLP는 COR00000의 입력)에 한하여 이루어지며,  $P_{i,j,k}$ 는 (민감도 상수배열 1312에서 지정되듯이) 노심지역의 유효구성물에 대해서만 “0”이 아니다. 따라서, 핵분열 출력은 원자로용기 하부의 구성물과는 연관이 없다. 구성물에 대한  $UO_2$  질량분율의 합과 마찬가지로 모든 물질 및 구성물에 대한  $F_{i,j,k,m}$ 의 합은 “1”이고, 따라서 모든 구성물에 대한  $P_{i,j,k}$ 의 합은 단순히  $P_{TF,cell}$  (해당 cell에서 생성된 총 핵분열 출력)이다.

### 3.4.2 붕괴열 분배

붕괴열 분배에 관한 모델이 핵분열생성물의 감마선 에너지를 건전노심이외의 구성물에 분배하기 위해 MELCOR 1.8.4 버전에 추가되었다. 본 모델은 앞절에 설명된 핵분열 출력분배와 비슷하나 다음 2가지 중요한 차이점을 가진다: cell 평균

비출력 (W/kg-UO<sub>2</sub>) 계산이 다르고, 붕괴열이 노심지역만이 아닌 원자로 하부지역 전체의 구성물에도 분배된다는 점이 다르다. 또한 1311 및 1312와 비슷하게 독립된 민감도 상수배열이 계산에 이용된다. BWR 및 PWR의 모델변수에 대한 기본값 결정을 포함해 본 모델의 구현은 참조 [3-6]에 자세히 기술되어 있다.

노심에서의 붕괴열은 건전 핵연료 펠렛에서 다른 구성물로 UO<sub>2</sub>가 재배치될 때, UO<sub>2</sub>와 함께 움직이는 것으로 가정되는 (비방출) 핵분열생성물에 의해 생성된다. 핵분열 출력에서와 마찬가지로 붕괴열의 일부 (한편 나머지는 해당 cell의 다른 구성물이나 같은 구성물의 다른 물질에 의해 흡수된다)는 핵분열생성물을 포함한 구성물과 함께 남아있는 것으로 가정된다. Cell-ij의 구성물 k에 저장되는 총 붕괴열은 다음처럼 계산된다:

$$DH_{i,j,k,net} = (1 - f'_{esc}) DH_{i,j,k}^0 + f'_{esc} DH_{i,j}^0 F'_{i,j,k} \quad (3.4-7)$$

여기서,  $DH_{i,j,k}^0$  는 Cell-ij의 구성물 k에 연관된 핵분열생성물로부터 나온 붕괴열이다. 다음은 구성물 k의 물질에 의해 UO<sub>2</sub>에서 탈출하는 붕괴열이 흡수되는 것을 나타낸다:

$$DH_{i,j}^0 = \sum_k DH_{i,j,k}^0 \quad (3.4-8)$$

$$F'_{i,j,k,m} = \frac{\sum_m f'_m M_{i,j,k,m}}{\sum_k \sum_m f'_m M_{i,j,k',m}} \quad (3.4-9)$$

여기서,

$M_{i,j,k,m}$  = 앞절에서처럼 cell-ij내 구성물 k중 물질 m의 질량,

$f'_m$  = 탈출 붕괴감마선에 대한 상대적 물질흡수효율 (민감도 상수배열 1321)

$f'_{esc}$  = UO<sub>2</sub>를 탈출하는 붕괴열의 비율 (민감도 상수배열 1322의 1-C1322(1))

그리고 민감도 상수배열 1322의 나머지에 의해 지정됐듯이 k'에 대한 합은 유효 구성물에 한하여 이루어진다.

RN package가 동작하면, 붕괴열  $DH_{i,j,k}^0$  는, Decay Heat package에 의해 시간에 따라 각 핵종군에 배분되는 비출력 (specific power)을 이용하여, 각 cell의 각 구성물에 대해 추적되는 핵분열생성물의 재고량으로부터 계산된다. 그 결과, 단위질량의  $UO_2$ 당 붕괴열은 모든 구성물에서 같지는 않다. 특히, 파편 (particulate) 또는 뭉쳐진 (conglomerate) 노심파편물의 붕괴열은 원래  $UO_2$ 가 채워진 핵연료 펠렛에서의 초기재고량을 반영하는 반면, 여러 노심 cell의 건전한 핵연료 펠렛에서 붕괴열은 해당 cell의 출력밀도에 따른 핵연료생성물의 초기재고량 차이를 반영한다. 또한, 모든 붕괴출력 밀도는 핵분열생성물을 함유한  $UO_2$ 의 온도내력에 따른 방출차이를 반영하게 된다.

만약 RN package가 동작하지 않으면, 핵분열생성물의 분배에 대한 정보는 이용할 수 없다. 이 경우, 전체 붕괴열은 캐비티내 유효노심 구성물 및 노심파편물에 포함된  $UO_2$  량에 따라 근사적으로 분배된다. 반경 및 축방향 출력밀도는 건전한 핵연료 펠렛에 남아있는  $UO_2$ 에 대해 고려되나 추적정보의 부재로 인해 평균 비출력은 다른 곳에서 할당되어야만 한다. 이러한 평균 붕괴비출력 ( $W/kg-UO_2$ )은 Decay Heat package에 의해 제공되는 전체 노심 붕괴열로부터 다음처럼 계산된다:

$$DH(t) = \frac{DH_T(t)}{M_{UO_2,COR}(0) + M_{UO_2,cm}(0)} \quad (\text{RN package not active}) \quad (3.4-10)$$

여기서,

$DH_T$  = 전체 노심 붕괴열 (Watts)

$M_{UO_2,cor}$  = 노심에서의 전체  $UO_2$  질량 (kg)

$M_{UO_2,cav}$  = 캐비티에서의 전체  $UO_2$  질량 (kg).

이후 Cell-ij내 여러 구성물의  $UO_2$ 에 분배된 붕괴열은 다음처럼 계산된다:

$$DH_{i,j,FU}^o = DH(t) \frac{f_i f_j M_{i,j,FU,UO_2}}{\sum_i \sum_j f_i' f_j' M_{i,j',FU,UO_2}} \sum_i \sum_j M_{i,j',FU,UO_2} \quad (3.4-11)$$

$$DH_{i,j,k}^o = DH(t) M_{i,j,k,UO_2} \quad (k \neq FU) \quad (3.4-12)$$

여기서, 앞절과 마찬가지로

$f_i$  = 반경방향의 상대적 출력밀도 (입력 CORRii03)

$f_j$  = 축방향의 상대적 출력밀도 (입력 CORZjj03)

한편, 노심 및 원자로하부의  $UO_2$ 에서의 평균 붕괴출력밀도는 다음처럼 단순히 Decay Heat package의 평균출력밀도,  $DH(t)$  이다는 점이 주목된다.

$$\sum_i \sum_j \sum_k DH_{i,j,k}^o = DH(t) M_{UO_2,cor}(t) \quad (3.4-13)$$

### 3.5 코드간 동력학 모델의 비교 및 선정

참조코드로 활용하기 위해 ATWS 분석능력을 가진 것으로 알려진 기존의 코드중 접근이 용이한 아래의 4가지 코드의 동력학 모델을 비교하였다. 검토결과 중대사고 대형코드로 널리 이용되고 있는 MELCOR 및 SCDAP/RELAP5 는 각각 PWR에 대한 분석능력 및 모델에 대한 기술이 부족하여 선정대상에서 제외되었다. 다음으로 한국원자력연구소가 개발/보유하여 접근이 용이한 TASS 및 KMRRSIM은 프로그래밍 언어로 비교적 최신의 FORTRAN 77 을 사용하고 PC를 기반으로 한 장점이 높게

평가되었다. 이 중 소형코드이고 모듈의 독립성이 좀 더 나은 KMRRSIM 코드의 동력학 모델을 참조코드로 선정하였으며, 비교내용은 아래의 표에 정리하였다.

	MELCOR	SCDAP/RELAP5
참조	“Core (COR) Package Reference manual [3-7]” 2.6절	- “SCDAP/RELAP5/MOD3.1 Code Manual [3-8]” 1권, 4.1절 - “SCDAP/RELAP5/MOD2 Code Manual [3-9]” 7장
모델 종류	BWR용 단순(simple) 모델	점근사 모델
지배방정식	- downcomer 수위에 대한 함수로서 핵분열 출력을 계산 $: q_f = 0.037(C_u H_r)^{0.7} (P/P_r)^{0.3} (H/H_r)^{0.7}$ - 반경(CORZjj03)/축(CORRii03) 방향의 상대출력밀도를 이용하여 노심cell에 분배	- 3.1절 참조
비고	- PWR에는 사용이 불가능하다.	- 매뉴얼 및 코드내 모델에 대한 기술이 부족하고 내용을 이해하기가 어렵다.
	TASS	KMRRSIM
참조	KAERI/RR-1746/96 보고서 [3-10], 3.2.1편	KM-031-400-02 보고서 [3-11]
모델 종류	점근사(point) 및 일차원(1-D) 모델	점근사(point) 모델
지배방정식	- 3.1절 및 3.3.1절 참조	- 3.1절 참조
비고	- Fortran 77 / PC-based - Medium-size	- 최신의 수치해석 기법/ Fortran 77 사용 - 코드의 취급 용이 (PC-based, small-size) - 모듈의 독립성 우수

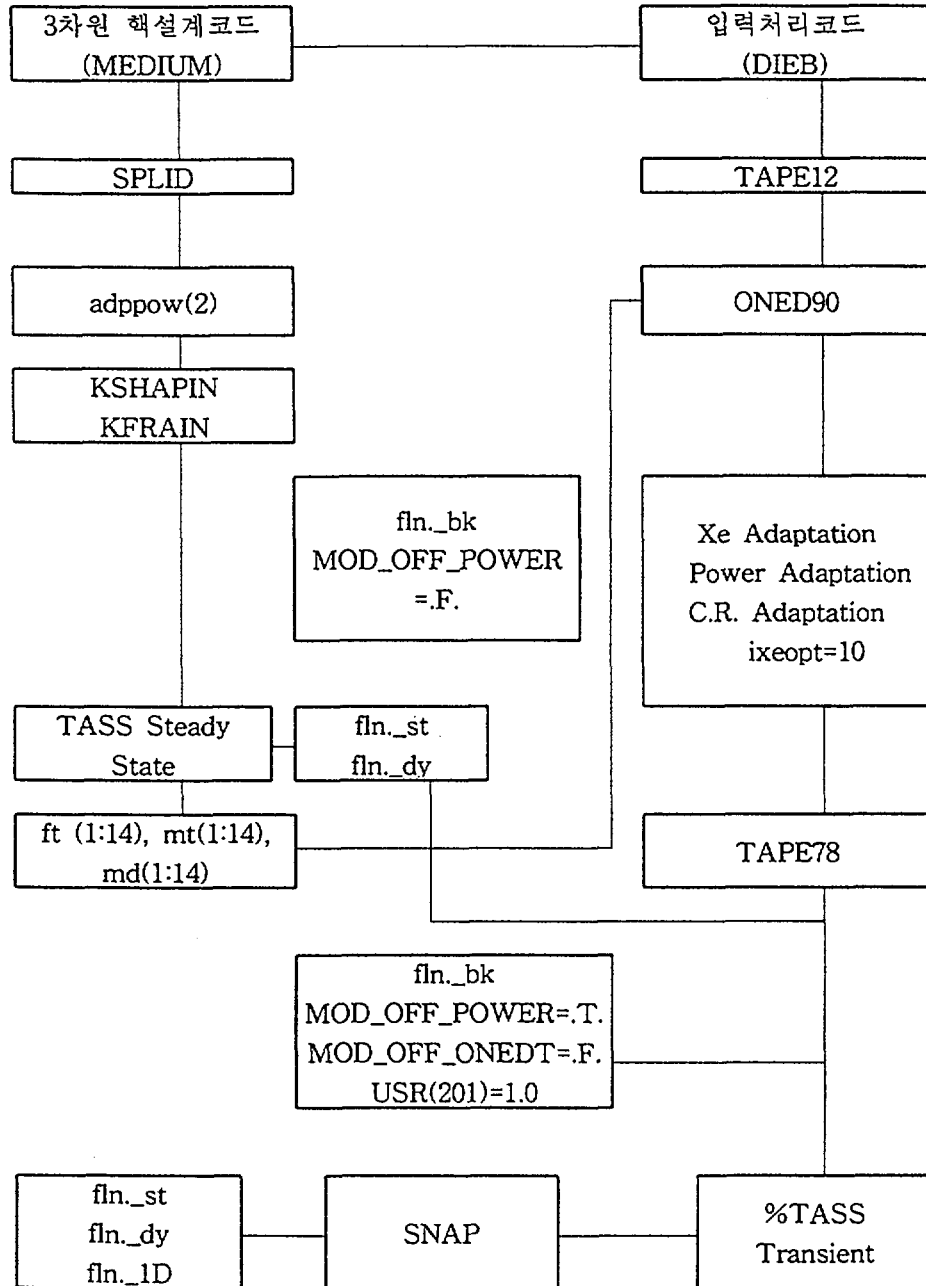
### 3.6 참고문헌

1. American Nuclear Society Proposed Standard ANS 5.1, Decay Energy Release Rates Following Shutdown of Uranium-Fueled Thermal Reactors, October 1971, revised October 1973.
2. American National Standard for Decay Heat Power in Light Water Reactors, ANSI/ANS-5.1-1979.
3. 장중화 외 5인, 1차원 확산코드 ONED 90, KAERI/TR-335/93, 1993.
4. Winter, H.J., MEDIUM2 MOD4.9, KWU B321/90/e03ba, February, 1990.

5. "Reducing BWR Power by Water Level Control During an ATWS, a Quasi-Static Analysis", NSAC-69, S.Levy, Inc. Final Report, May 1984.
6. J. F. White et al., "Fifth Annual Report--High Temperature Material Programs, Part A," GEMP-400A, February 1966.
7. MELCOR Computer Code Manuals (Version 1.8.3), NUREG/CR-6119, SAND93-2185, September 1994.
8. SCDAP/RELAP5/MOD3.1 Code Manual (Volume I: SCDAP/RELAP5 Interface Theory), NUREG/CR-6150, EGG-2720, Vol.1, October 1993.
9. SCDAP/RELAP5/MOD2 Code Manual (RELAP5 Code Structure, System Models, and Solution Methods), NUREG/CR-5273, EGG-2555, Vol.1.
10. 원자력 안전성 향상 연구 : 원전 과도기 성능 및 계통 분석 코드 개발, KAERI/RR-1746/96, 1997.
11. Program Description of KMRRSIM, KAERI, KM-031-400-02, July 1989.



표 3.3-1 TASS1.0 과 ONED90 코드간의 초기화 계산 과정



#### 4. 동력학 독립모듈의 개발

##### 4.1 차분방정식의 유도

첫째로, 노심핵분열에 의한 열출력을 구하기 위하여 유도된 (본 보고서 3.1절 참조) 접근사 동력학 방정식은 다음과 같다.

$$\frac{d\phi(t)}{dt} = \frac{[\rho(t) - \beta]}{l} \phi(t) + \sum_{i=1}^N \lambda_i c_i(t) \quad (4.1-1)$$

$$\frac{dk_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{l} \phi(t) - \lambda_i k_i(t), \quad i = 1, 2, \dots, N \quad (4.1-2)$$

여기서, 상태변수를 임계평형상태를 기준으로 표준화하면 (normalize) 다음과 같다.

$$\delta\rho(t) = \rho(t) - \rho(0) \quad (4.1-3)$$

$$n(t) = \phi(t) / \phi(0) \quad (4.1-4)$$

$$c_i(t) = k_i(t) / k_i(0) \quad (4.1-5)$$

위의 상태변수 정의 (식(4.1-3~5))를 식(4.1-1) 및 (4.1-2)에 대입하면, 다음식이 유도된다

$$\frac{d(n(t)\phi(0))}{dt} = \frac{[\delta\rho(t) + \rho(0) - \beta]}{l} (n(t)\phi(0)) + \sum_{i=1}^N \lambda_i c_i(t) k_i(0) \quad (4.1-6)$$

$$\frac{d(c_i(t)k_i(0))}{dt} = \frac{\beta_i}{l} n(t)\phi(0) - \lambda_i c_i(t) k_i(0), \quad i = 1, 2, \dots, N \quad (4.1-7)$$

식(4.1-6) 및 (4.1-7)의 양변을 각각  $\phi(0)$  및  $k_i(0)$ 로 나누면,

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{[\delta\rho(t) + \rho(0) - \beta]}{l} n(t) + \sum_{i=1}^N \lambda_i c_i(t) \{k_i(0) / \phi(0)\} \quad (4.1-8)$$

$$\frac{dc_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{l} n(t) \{\phi(0) / k_i(0)\} - \lambda_i c_i(t), \quad i = 1, 2, \dots, N \quad (4.1-9)$$

한편, 평형상태 (steady state)에서 위의 식은 다음처럼 정리된다.

$$\frac{dn(0)}{dt} = 0 = \frac{[\delta\rho(0) + \rho(0) - \beta]}{l} n(0) + \sum_{i=1}^N \lambda_i c_i(0) \{k_i(0) / \phi(0)\} \quad (4.1-10)$$

$$\frac{dc_i(0)}{dt} = 0 = \frac{\beta_i}{l} n(0) \{\phi(0) / k_i(0)\} - \lambda_i c_i(0), \quad i = 1, 2, \dots, N \quad (4.1-11)$$

식(4.1-10) 및 (4.1-11)을 상태변수의 정의 ( $\delta\rho(0)=0$ ,  $n(0)=1$ ,  $c_i(0)=1$ )를 이용하여 정리하면 다음과 같다.

$$\frac{[\rho(0) - \beta]}{l} + \sum_{i=1}^N \frac{\beta_i}{l} = \frac{\rho(0)}{l} = 0 \quad (4.1-12)$$

$$\frac{\phi(0)}{k_i(0)} = \frac{l}{\beta_i} \lambda_i, \quad i = 1, 2, \dots, N \quad (4.1-13)$$

식(4.1-12) 및 (4.1-13)을 식(4.1-8) 및 (4.1-9)에 대입하면 다음의 차분방정식을 얻게된다.

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\delta\rho(t) - \beta}{l} n(t) + \sum_{i=1}^N \frac{\beta_i}{l} c_i(t) \quad (4.1-14)$$

$$\frac{dc_i(t)}{dt} = \lambda_i (n(t) - c_i(t)), \quad i = 1, 2, \dots, N \quad (4.1-15)$$

둘째로, 핵분열생성물의 붕괴시에 발생하는 붕괴열에 의한 열출력을 구하기 위하여 시간에 따른 핵분열생성물의 밀도 ( $=f_k(t)$ ) 변화를 살펴보면 다음과 같다.

$$\frac{df_k(t)}{dt} = \gamma_{wk} \Sigma_f \phi(t) - \lambda_{wk} f_k(t), \quad k = 1, 2, \dots, K \quad (4.1-16)$$

여기서,

$\gamma_{wk}$ : k-번째 핵분열생성물의 생성율 (yield fraction)

$\lambda_{wk}$ : k-번째 핵분열생성물의 붕괴상수

$\Sigma_f$ : 거시 핵분열 단면적 (macroscopic fission cross section)

상태변수를 앞서와 마찬가지로 임계평형상태를 기준으로 표준화하면 다음과 같다.

$$w_k(t) = f_k(t) / f_k(0), \quad (4.1-17)$$

식(4.1-4) 및 (4.1-17)을 식(4.1-16)에 대입하면, 다음식이 유도된다.

$$\frac{d(w_k(t)f_k(0))}{dt} = \gamma_{wk} \Sigma_f n(t) \phi(0) - \lambda_{wk} w_k(t) f_k(0), \quad k = 1, 2, \dots, K \quad (4.1-18)$$

한편, 평형상태 (steady state)에서 위의 식은 다음처럼 정리된다.

$$\frac{dw_k(0)}{dt} = 0 = \gamma_{wk} \Sigma_f n(0) \{\phi(0) / f_k(0)\} - \lambda_{wk} w_k(0), \quad k = 1, 2, \dots, K \quad (4.1-19)$$

따라서,

$$\phi(0) / f_k(0) = \lambda_{wk} / (\gamma_{wk} \Sigma_f), \quad k = 1, 2, \dots, K \quad (4.1-20)$$

식(4.1-20) 및 상태변수의 정의 ( $n(0)=1$ ,  $w_k(0)=1$ )를 이용하여 식(4.1-18)을 정리하면 다음과 같다.

$$\frac{dw_k(t)}{dt} = \lambda_{wk} (n(t) - w_k(t)), \quad k = 1, 2, \dots, K \quad (4.1-21)$$

셋째로, 총 노심출력은 즉발핵분열출력 (instantaneous fission power,  $P(t)$ ) 및 핵분열생성물 붕괴열의 합으로 다음과 같이 표시된다.

$$P(t) = \Sigma_f \phi(t) \cdot E_f + \sum_{k=1}^K \lambda_{wk} f_k(t) \cdot E_{wk} \quad (4.1-22)$$

여기서,

$E_f$ : 즉발중성자 (prompt neutron)에 의한 에너지 방출

$E_{wk}$ : k-번째 핵분열생성물의 붕괴 에너지

<sup>10</sup>  $\rho_m=0$  즉, 매체에 도착한 입사복사선은 모두 매체에 흡수된다.

<sup>11</sup> 같은 뜻으로 shape factor, configuration factor, 또는 angle factor 등과 같은 용어도 사용됨.

정상상태에서 식(4.1-22)는, 식(4.1-20)을 이용하여 다음처럼 표시된다.

$$P(0) = \sum_f \phi(0) \cdot E_I + \sum_{k=1}^K \lambda_{wk} f_k(0) \cdot E_{wk} = \sum_f \phi(0) (E_I + \sum_{k=1}^K \gamma_{wk} \cdot E_{wk}) \quad (4.1-23)$$

따라서 노심출력비는 식(4.1-20) 및 (4.1-17)을 이용하여 다음처럼 표준화된다.

$$\begin{aligned} \frac{P(t)}{P(0)} &= \frac{\phi(t)}{\phi(0)} \cdot \frac{E_I}{Y} + \sum_{k=1}^K \frac{\gamma_{wk} E_{wk} \lambda_{wk} f_k(t)}{Y \gamma_{wk} \sum_f \phi(0)} = n(t) \cdot \frac{E_I}{Y} + \sum_{k=1}^K \frac{E_{wk}}{Y} \gamma_{wk} w_k(t) \\ &= n(t) \cdot (1 - \alpha_w) + \sum_{k=1}^K \alpha_{wk} w_k(t) \end{aligned} \quad (4.1-24)$$

여기서,

$$Y = E_I + \sum_{k=1}^K \gamma_{wk} \cdot E_{wk}$$

$$\alpha_{wk} = \frac{E_{wk}}{Y} \gamma_{wk}$$

$$\alpha_w = \sum_{k=1}^K \alpha_{wk}$$

## 4.2 동력학 독립모듈의 특성 및 구성

본 연구의 목적은 중대사고로서의 ATWS 사고해석이다. 이를 위해서는 동력학 독립모듈이 우선 구성되고 이후 중대사고 열수력 코드와의 연결이 이루어져야 한다. 중대사고 해석에서는 노심의 위치에 따른 상세한 출력분포값보다 노심평균 출력값이 중요하므로 점근사 동력학 모듈이 선정되었다. 한편, 축방향 출력분포값이 필요한 경우에는 계산된 노심평균 출력값을 사용자가 제공한 출력분포에 따라 분배해야만 한다. 따라서 본 모듈에서는 점근사 동력학 방정식으로부터 유도된 차분방정식(앞의 4.1절 참조)을 상미분방정식의 초기치 문제에 대한 해법의 일종인 Runge-Kutta 해법을 사용하여 풀이하였다. 개발된 독립모듈은 PKINETIC (Point KINETIC) 이라고 명명하였고, 그 특성은 다음과 같다.

- 본 모듈의 최종 출력은 핵분열에 의한 원자로의 열출력 (Fission thermal power) 및 핵분열생성물 (fission product)의 붕괴에 의한 붕괴열 (decay heat)을 모두 계산할 수 있다. 정상출력시 붕괴열에 의한 출력은 통상 전출력의 10% 미만이어서, 그 중요도가 핵분열 출력에 비해 작으나 노심노출이후 또는 원자로정지시는 매우 중요하다. 따라서 ATWS 사고 해석을 위한 원자로 출력의 계산시에 붕괴열을 계산할 수 있는 모델이 포함되었다.
- 계산에 이용될 발전소의 종류를 지정할 수 있다. 이를 위하여 발전소의 특성이 고려된 발전소 입력 데이터베이스의 구축이 몇 개의 국내 발전소에 대해 이루어졌으며, 필요한 데이터의 종류는 다음절에서 설명하였다.
- 반응도 궤환효과 (reactivity feedback)는 초기 정상상태 값으로부터의 변화에 근거한다. 반응도 궤환효과를 가지는 요소에는 제어봉의 위치변화, 핵연료의 온도변화, 냉각재의 온도(/밀도) 변화, 냉각재 붕산농도의 변화, 및 제논 (xenon)량의 증감등이 있으며, 이의 변화는 반응도 변화를 초래하고 결국 노심출력을 변화시킨다. 이중 본 모듈에서는 일반적인 중대사고의 진행에서 가장 변화정도가 크고 중요한 요소인 핵연료 온도 및 냉각재 온도(/밀도) 만을 우선 고려하였다.
- 수치해법과 관련하여 절단오차 (Truncation Error)의 한계를 정하기 위한 허용도 (Tolerance) 및 계산시간/계산간격/출력간격을 사용자가 제어할 수 있다.

본 모듈의 주요 구성은 입/출력, 점근사 동력학 방정식, 및 수치해법으로 이루어지며 각각의 부분은 다음절에 상세히 기술되어 있다. 그림 4.2-1은 PKINETIC 모듈의 흐름도를 보여준다.

#### 4.3 붕괴열 계산

4.1 절의 후반부에 인용되었듯이 원자로내 핵분열생성물에 의한 붕괴출력 (또는 붕괴열)은 다음처럼 표시된다:

$$P_d(t) = \sum_{i=1}^K \lambda_i E_i f_i(t) \quad (4.3-1)$$

위에서 사용된 i-번째 핵분열생성물의 시간에 따른 밀도,  $f_i(t)$ 는 다음식을 만족시킨다.

$$\frac{df_i(t)}{dt} = \gamma_i \Sigma_f \phi(t) - \lambda_i f_i(t) + \lambda_{j,i} f_j(t) - \sigma_i \phi(t) f_i(t) + \sigma_{k,i} \phi(t) f_k(t) \approx \gamma_i \Sigma_f \phi(t) - \lambda_i f_i(t) \quad (4.3-2)$$

위 식에서 오른쪽의 첫째항 및 둘째항은 핵분열에 의해 생성되는 i-번째 핵분열생성물의 생성율 및 붕괴율을, 셋째항은 j-번째 핵분열생성물의 붕괴에 의한 i-번째 핵분열생성물의 생성율을, 그리고 넷째항 및 마지막항은 중성자포획 (neutron capture)에 의한 i-번째 핵분열생성물의 제거율 및 생성율 (k-번째 핵분열생성물로부터)을 각각 표시한다. 위 식은 그 해를 구하기가 매우 복잡하여 중요도가 상대적으로 큰 것으로 알려진 처음 두항만을 본 연구에서는 사용하였다 (식(4.1-16) 참조). 본식은 시간에 따른 핵분열생성물 밀도의 절대값을 구하고 있으나 초기값에 대한 변화비율을 구하는 식으로 변화시키면 식(4.1-21)과 같은 형태가 되며, 따라서 해를 구하기 위해서는 고려되는 모든 핵분열생성물의 붕괴상수 ( $\lambda_i$ )가 필요하다.

일정시간에서 핵분열 ( $P_f(t)$ ) 및 붕괴열 ( $P_d(t)$ )에 의한 출력의 변화를 초기상태에 대한 비율로 표시하면 다음처럼 표시할 수 있으며 (식(4.1-24) 참조), 총에너지에 대한 붕괴열의 변화비율은 가장 오른쪽의 항으로 표시된다.

$$\frac{P(t)}{P(0)} = \frac{P_f(t) + P_d(t)}{P(0)} = (1 - \alpha) \frac{\phi(t)}{\phi(0)} + \sum_{i=1}^K \alpha_i \frac{f_i(t)}{f_i(0)} \quad (4.3-3)$$

여기서,  $\alpha$ 는 1회의 핵분열에 의해 발생하는 총에너지중 붕괴열의 비율이며, 붕괴열의 변화비율을 계산하기 위해서는 모든 핵분열생성물에 대한  $\alpha_i$  값이 필요하다. 본 연구에서 사용한  $\alpha_i$  값 및 붕괴상수는 ANS-5.1-1972에 근거한 참고문헌 [4-1] 으로부터 11개 그룹 (empirical group)으로 정리한 값을 취했으며 표 4.3-1에 수록하였다. 데이터의 유효성을 확인하기 위하여 참고문헌 [4-2]에서  $\alpha_i$  값 및

붕괴상수를 취하여 계산결과를 평가한 결과 계산출력이 거의 일치하는 것을 확인하였으며 비교에 사용된 데이터를 표 4.3-1에 역시 수록하였다. 한편 KMRRSIM에서 사용된 데이터는 연구로 (하나로)의 특성이 약간 반영되어 있으며 비교를 위하여 역시 표 4.3-1에 수록하였다. 본 연구에서 사용된 데이터는 매우 긴 시간동안 조사된 U<sup>235</sup>-U<sup>238</sup> 시스템에서 순간적인 원자로정지가 발생했을 경우 붕괴열을 구하기 위한 값으로 정지후 10<sup>8</sup> 초까지 유효하며 U<sup>239</sup> 및 Np<sup>239</sup> 는 고려되지 않았다. 일부 데이터 (5그룹/8그룹)의 계산에 사용된 C, σ<sub>25</sub> 및 σ<sub>25</sub> 는 전환율 (conversion ratio : 소비된 U<sup>235</sup>의 원자당 생성된 Pu<sup>239</sup>의 원자갯수), U<sup>235</sup>의 유효 흡수단면적, 및 U<sup>235</sup>의 유효 분열단면적을 각각 의미하며, 전형적인 상업용 PWR의 데이터를 사용하였다 (본 값은 결과에 거의 민감하지 않았다). 비교된 데이터의 불확실 범위는 다음과 같다:

원자로정지후 경과한 시간 < 10<sup>3</sup>초 ----- +20% (λ에 대해), -40% (α에 대해)  
 10<sup>3</sup>초 < 원자로정지후 경과한 시간 < 10<sup>7</sup>초 ----- +10% (λ에 대해), -20% (α에 대해)  
 원자로정지후 경과한 시간 < 10<sup>7</sup>초 ----- +20% (λ에 대해), -50% (α에 대해)

다음으로, 노심노출이 발생한 지역에서는 핵분열이 일어나지 않으므로 붕괴열만이 고려되어야 한다. 핵분열이 중지된 이후 시간에 따른 붕괴열의 변화는 윗 식으로부터 다음같이 표시된다.

$$P_d(t) = \sum_{i=1}^K \alpha_i \frac{f_i(t)}{f_i(0)} P(0) \cdot e^{-\lambda_i t} \quad (4.3-4)$$

여기서, 핵연료가 오랫동안 조사되어 모든 핵분열생성물이 평형상태에 도달했다고 (f<sub>i</sub>(t)/f<sub>i</sub>(0)=1) 가정하면 다음식으로 표시할 수 있다.

$$P_d(t) = \sum_{i=1}^K \alpha_i P(0) \cdot e^{-\lambda_i t} = \sum_{i=1}^K \lambda_i E_i f_i(0) e^{-\lambda_i t} = \sum_{i=1}^K \Sigma_f \phi(0) \gamma_i E_i e^{-\lambda_i t} \quad (4.3-5)$$

그러나 출력 및 중성자 밀도가 계속 변하는 과도상태에서 노심노출이 발생하면, 일정시간(=Δt)동안 노출된 부위는 식(4.3-4)을 이용하여 붕괴열만을 구한다. 이때,



$f(t)$ 는 노출시작당시의 값을 사용하였고,  $P(0)$ 의 값은 전체 유효노심높이에 대한 (축방향) 노출길이의 비율을 곱하여 사용하였다. (노출되지 않은 부위의 출력 역시 식(4.1-24)에서  $P(0)$ 의 값에 전체 유효노심높이에 대한 (축방향) 노출길이의 비율을 곱하여 계산하였다.)

#### 4.4 발전소 입력 데이터베이스

본 모듈에서는 영광 3,4호기 (울진3,4호기와 동일, CE형) 1주기의 BOC/EOC 및 영광 2호기 (W형) 5주기의 BOC/EOC 에 대한 입력 데이터베이스가 현재 구축되어 있다. 계산수행을 원하는 발전소 및 주기의 선택이 이루어지면 발전소 입력변수에 해당되는 값이 자동으로 부여된다. 이 외에도 코드의 검증작업을 위해 원자력연구소내 다목적연구로 (하나로)의 입력 데이터베이스가 추가로 구축되어 있으며, 필요시에 여타 발전소/주기의 데이터를 쉽게 추가할 수 있는 형태로 모듈의 구조가 설계되어 있다. 발전소 입력의 종류 및 설명을 표 4.4-1에 수록하였다.

#### 4.5 반응도 궤환효과

사고시작후 일정시간  $t$  에서의 반응도는 다음식과 같이 표시될 수 있다:

$$\rho(t) = \rho(0) + \Delta\rho,$$

위에서,  $\Delta\rho$ 는 계통상태의 변화에 따른 반응도의 변화를 나타내며 계통상태의 변화로는 핵연료 온도 및 냉각재 온도(밀도)가 고려되었고 다음식과 같이 표시될 수 있다.

$$\rho_f = \alpha_f [T_f(t) - T_m]$$

$$\rho_c = \alpha_m [T_c(t) - T_{c0}]$$

여기서,  $T_0$  및  $T_{c0}$  는 초기 평형상태 ( $k=1$ )에서의 핵연료 및 냉각재의 온도를 각각 나타내고  $\alpha_f$  및  $\alpha_m$  는 핵연료온도계수 (fuel temperature coefficient) 및 감속재온도계수 (moderator temperature coefficient)를 각각 나타낸다. 이러한 계수는 연소도 (burnup) 및 출력등에 의해 영향을 받는다.

중대사고가 진행되어 냉각수가 비등하면 냉각수내 기포가 발생하여 감속재의 밀도가 작아져 부의 반응도가 삽입되는 효과가 발생된다. 이러한 효과를 고려하기 위해 기포계수 (void coefficient) 또는 감속재밀도계수 (moderator density coefficient)를 도입하기도 하나 일반적으로는 감속재온도계수에 감속재의 밀도효과가 함께 고려되는 것이 보통이다. 따라서 본 연구에서는 감속재의 밀도효과가 함께 고려된 감속재온도계수를 정의하여 사용하였다.

다음으로 중대사고가 더욱 진행되어 노심노출이 발생하면 노출된 노심에서는 중성자의 감속이 불가능하므로 핵분열이 발생하기 어렵다. 따라서 완전노출시까지 노출수위를 체크하여 노출노심은 핵분열에 의한 출력은 없고 핵분열생성물에 의한 붕괴열만을 고려하였다. 울진 3,4호기 발전소정전사고시 (원자로정지가 이루어진 상태에서) MELCOR 코드의 계산에 의하면 노심노출시작후 완전노심노출까지는 1시간 이상이 걸렸으며, ATWS의 경우에는 ~수백초 정도가 예상된다.

#### 4.6 사용자 입력 및 계산출력

PKINETIC의 사용자 입력은 3가지 종류가 있다. 첫째는 수치해법 관련 입력이다. 여기에는 차분방정식 변수의 개수 및 오차허용도등이 포함된다. 둘째는 시간제어 입력이다. 여기에는 계산 시작/종료시간, 계산간격 및 출력인쇄 간격등이 포함된다. 셋째는 현재 계산간격에서의 핵연료 및 냉각수의 온도이다. 온도 입력은 매 계산시간 간격마다 입력되어야 반응도 온도궤환 정도를 예측할 수 있다. 따라서 본

입력은 시간에 따른 테이블 또는 함수형태로 줄 수 있으며, 열수력코드와 연결된 후에는 열수력 코드의 온도계산 결과를 본 코드의 입력으로 대체시키는 방법을 사용하게 된다. 현재 PKINETIC에서는 입력파일 ('pkinetic.in')의 존재여부를 물어보며, 입력파일이 존재하지 않는 경우 코드내 내장된 기본입력이 사용되나 기본입력은 참조수행외의 별 의미는 없다. 사용자 입력의 종류 및 설명을 표 4.7-1에 수록하였다.

PKINETIC의 계산출력에는 각 계산시간 간격에서의 중성자 밀도, 지발중성자 모핵의 밀도, 핵분열생성물의 밀도, 초기전출력에 대한 출력분율 및 노심열출력이 있다. 특히 최종출력인 노심열출력은 핵분열출력과 붕괴열을 모두 고려한 값으로 MWth의 단위로 표시하여 결과값이 한 눈에 들어올 수 있도록 배려하였다. 출력파일 ('pkinetic.out')은 계산이 수행되는 디렉토리에 생성되며, 한국원자력연구소에서 개발된 CONPAS [4-3]를 이용하여 곧바로 그림을 그릴 수 있도록 형식을 갖추고 있다.

#### 4.7 수치해법

상미분방정식의 초기치 문제에 대한 단일단계해법에는 일반적으로 Euler 해법, 고차 Taylor 해법, 및 Runge-Kutta 해법등이 적용된다. 단일단계해법은 초기치 문제를 인접한 두 분점에서의  $y$ 값, 예컨대,  $y_i$  와  $y_{i+1}$ 들 간의 재귀방정식으로 근사함으로써 미지수  $y_i = y(x_i)$  ( $1 \leq i \leq N$ )을 알아내는 방법이다. 예를 들어, 미지함수  $y(x)$ 가 구간  $x \in [a, b]$ 에서 다음의 일계상미분방정식과 초기조건  $y(a)=y_0$ 를 만족할 때  $Y(x)$ 를 구해보자.

$$\frac{dy(x)}{dx} = f(x, y(x)) \quad (4.8-1)$$

편의상 식(4.8-1)이 성립하는 구간  $[a,b]$ 를 등간격( $h=(b-a)/N$ )  $N$ 개의 소구간으로 분할하고 각 분점을  $x_0=a$  및  $x_i=a+ih$  ( $i=1,2,\dots,N$ )이라 하고 식(4-30)을 소구간  $[x_i, x_{i+1}]$ 에 대해 적분하면

$$\int_{x_i}^{x_{i+1}} dy = y(x_{i+1}) - y(x_i) = \int_{x_i}^{x_{i+1}} f(x, y(x)) dx$$

혹은

$$y_{i+1} = y_i + \int_{x_i}^{x_{i+1}} f(x, y(x)) dy \quad (4.8-2)$$

을 얻는다. 이 식의 우변 적분항을 아래의 식(4.8-3)과 같이 기지의 함수  $\phi(x_i, y_i, h)$ 로 근사하면 식(4.8-2)는 식(4.8-4)가 된다.

$$\int_{x_i}^{x_{i+1}} f(x, y(x)) dx \cong h\phi(x_i, y_i, h) \quad (4.8-3)$$

$$y_{i+1} \cong y_i + h\phi(x_i, y_i, h) \quad (4.8-4)$$

식 (4.8-4)는  $y_i$ 와  $y_{i+1}$  등 인접한 두 분점에서의  $y$ 값들간의 재귀방정식인데  $x_{i+1}$ 에서의  $y$ 값  $y_{i+1}=y(x_{i+1})$ 은  $x_{i+1}$  바로 전의 분점  $x_i$ 에서의  $y$ 값  $y_i=y(x_i)$ 만으로 계산할 수 있다. 다시 말하여 식 (4.8-4)에서  $i = 0,1,2,\dots$  과 같이  $i$ 를 차례로 변화시켜 가면 초기치  $y_0$ 로 부터  $y_1$ 이 구해지고  $y_1$ 으로부터  $y_2$ 가,  $y_2$ 로부터  $y_3$ 가 구해진다. 즉 식 (4.8-4)를 이용하면  $y_0$ 로부터 시작해서  $y_1, y_2, y_3, \dots$  등의 순으로  $y_i(1 \leq i \leq N)$ 가 모두 구해진다. 단일단계해법은 이와같이  $y_{i+1}$ 을 그 바로 전 단계에서의 값  $y_i$ 만을 이용하여 계산하는 방법을 말한다. 이 해법에는 식 (4.8-4)의 우변 적분항의 근사방법에 따라 Euler 해법, Taylor 해법, Runge-Kutta 해법 등이 있다.

Taylor 해법은 계산의 정밀도가 Euler 해법에 비해 매우 양호하다. 그러나 이 해법을 응용함에 있어서는  $f(x, y(x))$  형태의 고계도함수를 구해야 한다는 번거러움이 따른다. 그러므로  $f(x, y(x))$ 의 고계도함수가 복잡하면 할수록 이 해법을 사용하기가 불편해진다. 뿐만 아니라 임의의 함수  $f(x, y(x))$ 가 주어졌을 때 전산기 내에서 자동적으로  $f(x, y)$ 의 고계함수를 구해냄은 물론 특정  $x$ 값에 대한 고계미분계수를

계산할 수 있도록 전산프로그램을 작성하는 것이 용이한 일이 아니기 때문에 이 해법을 전산화하여 사용하는데 어려움이 따른다. 따라서 Taylor 해법의 장점이 되는 계산정밀도를 그대로 보유하면서 동시에 Talyor 해법의 단점이 되는 고계도함수 계산을 피하는 방법으로 Runge-Kutta 해법이 사용된다. 이 해법에서는  $f(x, y)$ 의 고계도함수 대신에 적분구간 $[x_i, x_{i+1}]$ 내에 있는 몇개의 선택된  $x$ 값에서의 함수치  $f(x, y(x))$ 의 선형 결합으로 표현함으로써 Taylor해법의 단점이 되는 고계도함수 계산을 피하게 된다.

한편, Runge-Kutta-fhelbers 해법은 오차조절이 가능한 Runge-Kutta 해법으로 본 모듈에서는 5-6위의 알고리즘이 사용되었으며, 자세한 사항은 참고문헌 [4-4]을 참조하기 바란다.

#### 4.8 참고문헌

1. F.W.Barclay and K.W.Dormuth, A Method of Computing Fission Product Decay Heat in a Reactor with Time-Dependent Flux, Nucl. Sci. Eng., 53, 406-439, 1974.
2. KAERI/TR-845/97, TASS Code Topical Report, Vol.I, pp.30, February 1996.
3. KAERI, "CONPAS (Containment Performance Analysis System) 1.0 User's Manual", KAERI/TR-651/96, April 1996.
4. R.L.Burden 외 저, 송만석/장건수 편역, 수치해석학, pp265-270, 김영사, 1979.

표 4.3-1. 붕괴열 관련 상수

i	[KMRRSIM]		[ANS-5.1/1972]		[TASS]	
	$\alpha_i$	$\lambda_i$	$\alpha_i$	$\lambda_i$	$\alpha_i$	$\lambda_i$
1	0.704060E-2	N/C	0.704060E-2	7.65030E-1	0.299E-2	1.722
2	1.49083E-2		1.49083E-2	8.99985E-2	0.825E-2	0.5774
3	1.82658E-2		1.82658E-2	9.82920E-3	0.155E-1	0.6743E-1
4	1.05096E-2		1.05096E-2	1.23263E-3	0.1935E-1	0.6214E-2
5	1.4896E-4 <sup>+</sup>		0.1755E-2 <sup>*</sup>	4.91000E-4	0.1165E-1	0.4739E-3
6	0.831665E-2		0.831665E-2	1.63155E-4	0.645E-2	0.481E-4
7	0.456997E-2		0.456997E-2	1.67432E-5	0.231E-2	0.5344E-5
8	1.4372E-4 <sup>+</sup>		0.1693E-2 <sup>**</sup>	3.41000E-6	0.164E-2	0.5726E-6
9	0.200039E-2		0.200039E-2	1.03421E-6	0.85E-3	0.1036E-6
10	0.141904E-2		0.141904E-2	1.02785E-7	0.43E-3	0.2959E-7
11	0.0710225E-2		0.0710225E-2	2.55667E-9	0.58E-3	0.7585E-9
합계	0.68E-1	1.535E-3	0.723183E-1		0.7E-1	

+ for HANARO

\* for PWR, = 0.226481E-2 x C·( $\sigma_{25}/\sigma_{f25}$ )

+ for HANARO

\*\* for PWR, = 0.218519E-2 x C·( $\sigma_{25}/\sigma_{f25}$ )

표 4.4-1. PKINETIC 모듈의 발전소 입력 데이터

입력변수	정의
npl_flag	plant type flag : =1 : YGN(or Uljin) 3/4 (cycle 1), BOC (=0 MWD/MKU, 802 ppm of Xe) =2 : YGN(or Uljin) 3/4 (cycle 1), EOC (=13650 MWD/MKU, 15 ppm of Xe) =3 : YGN 2 (cycle 5), BOC (=0 MWD/MKU, 1404 ppm of Xe) =4 : YGN 2 (cycle 5), EOC (=12070 MWD/MKU, 300 ppm of Xe) =5 : HANARO, BOC (=0 MWD/MKU)
GMC(i)	(effective) i-th delayed neutron fraction (beta-i)
SGMC	delayed neutron total yield fraction (beta)
GT	neutron generation time (l) [sec]
RMC(i)	i-th delayed neutron decay constant (lamda-i)
SGMW	fission product total yield fraction
SRMW	fission product total decay constant [/sec]
RMW(K)	Fission product decay constant [/sec]
AMW(K)	(Normalized) Fission product disintegration rates
ATF	reactivity coefficient of fuel temperature [mk/K]
ATC	reactivity coefficient of coolant temperature [mk/K]
QTC	nominal thermal power [MWth]

표 4.7-1. PKINETIC 모듈의 사용자 입력 데이터

입력변수	정의
N	number of variables (or differential equations)
IND	communication vector for initial entry
TOL	tolerance for error control
NERR	= 0 weights are $1/\max(1, \text{abs}(y(k)))$ = 1 absolute error control - weights are 1 = 2 relative error control - weights are $1/\text{abs}(y(k))$
NFCN	max. number of function evaluation per time step
T	start time [sec]
TFIN	end time of calculation [sec]
TSAM	time interval of calculation [sec] (for control purpose, TSAM is recommended to be 0.2 for detail calculation, TSAM could be less than 0.2)
NPLOT	output printing time indicator (if NPLOT=k, output is printed every k-th calculational runs)
TF	average fuel temperature at time step of t
TC	average coolant temperature at time step of t



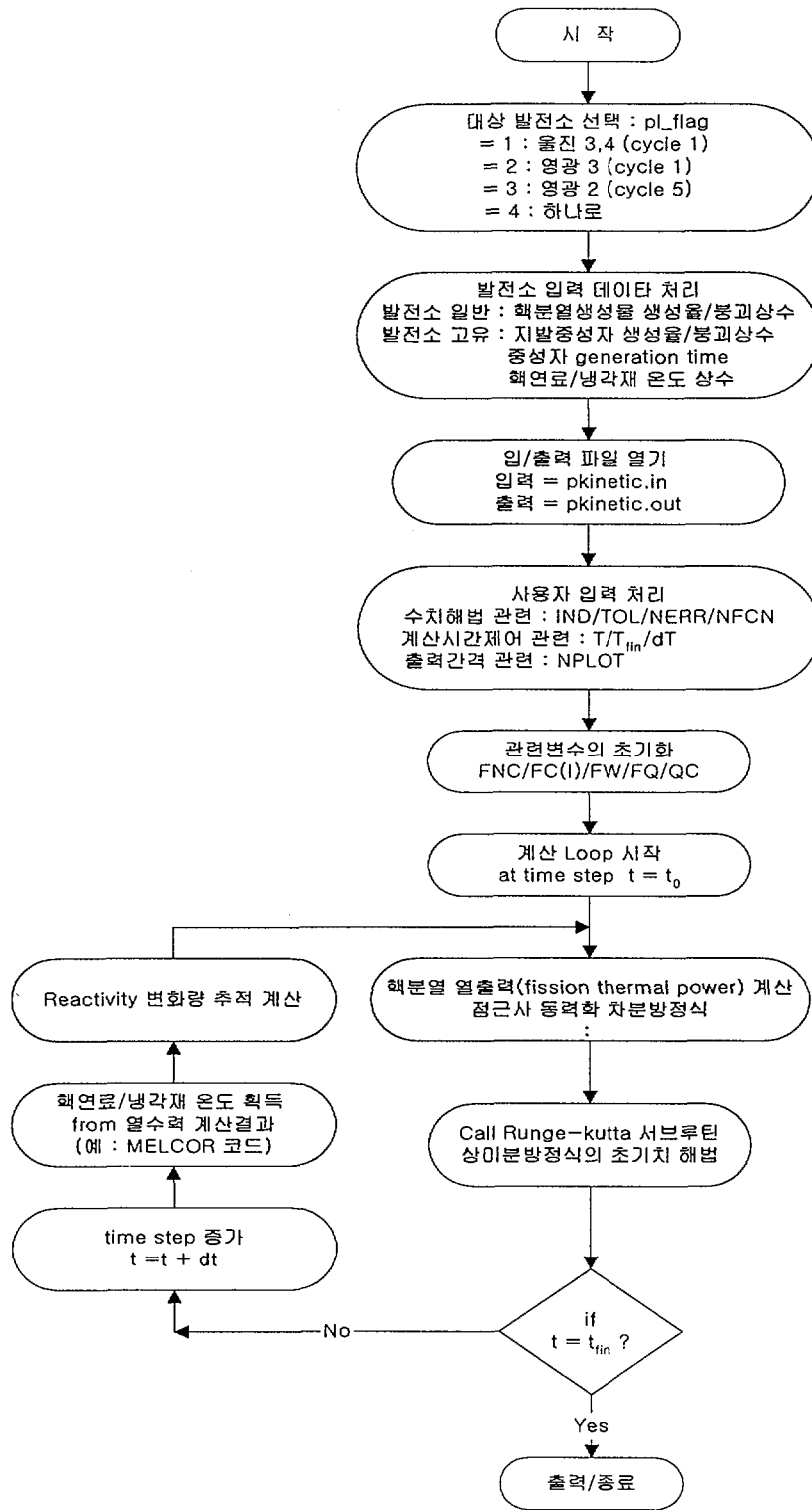


그림 4.2-1 PKINETIC 계산 흐름도

## 5. 동력학 독립 MODULE과 MELCOR 코드의 연결

동력학 독립 module (PKINETIC)은 노심내 핵연료봉의 평균온도, 노심내 냉각재의 질량/온도, 시간제어 변수를 입력으로 하며, power를 출력으로 한다. 독립 module의 입력변수를 MELCOR의 변수와 연결시키기 위하여 'KINE' 라는 이름의 common block을 MELCOR내에 선언하였고 MELCOR의 노심 냉각재 온도변수 및 핵연료봉의 평균온도를 구하기 위한 각 노심 cell의 질량/온도변수를 시간제어 변수와 함께 'KINE'에 저장하였다. 독립 module의 출력 변수인 Power는 MELCOR의 부프로그램 CORPOW 내의 'QFISTO' 변수에 해당하므로, QFISTO 값을 동력학 module에서 ('KINE' common block에 있는 입력 값을 사용하여) 계산된 출력 값인 power로 대치하도록 하였다. 이러한 과정에서 현재는 입력 값이 MELCOR내에서 변경될 때마다 그 값으로 'KINE' common block의 변수를 갱신하여 최종 값을 해당 변수가 저장하고 있으나 차후 MELCOR의 해당변수에 대한 배열의 pointer가 확인되면 그 변수를 직접 이용하여 기억장소를 절약하고 변수추적을 용이하게 할 예정이다.

### 5.1 부프로그램의 분석

현재 사용되는 MELCOR 프로그램중에서 동력학 module과 관련된 부프로그램을 분석하였다. MELCOR는 계산입력을 database로 생성하여 사용하는데, 크게 4종류의 storage 배열을 사용한다. 이것은 XREALX (floating point variable), INETEGE (integer variable), LOGICA (logical variable), CHARAC (character variable)의 4개이며, 부프로그램을 호출할 때는 해당 배열중의 일부를 argument로 pass하여 사용하게

된다. 이 부프로그램 분석에 관련된 common block은 첨부 1에 나타내었으며, 변수의 확인과정에 대한 세부 정보는 첨부 2에 설명되어 있다.

### 5.1.1 핵연료봉 온도/질량 변수의 분석

먼저 기존의 MELCOR common block에 있는 변수 중 핵연료봉의 온도 및 질량과 관련된 변수를 직접 사용할 수 있는지의 여부를 파악하기 위하여, 핵연료의 질량을 나타내는 'XMFU' 변수와 핵연료봉의 온도를 나타내는 'TMP' 변수의 사용에 대해 검토하였다. 여기서는 위의 두 변수값을 각각 계산하는 부프로그램 CORRN1에서 시작하여 위의 두 변수를 역으로 (아래의 호출순서 참조)추적하였다. 한편, MELCOR에서는 모든 (실수)변수를 'XREAL'이라는 배열에 저장하고 이를 argument로 활용하고 있으며, 두 변수에 대한 추적결과로 'XREAL' 변수에서의 지수 값을 확인하였다. 그러나 확인결과 지수 값은 계산입력(input deck)이 달라짐에 따라 변동하므로 기존의 common block에 있는 변수 중 핵연료봉의 온도와 관련된 변수를 직접 사용할 수 없다는 것이 확인되었다 (argument는 'XREALX' 배열 중 일부분을 사용하는데, 그 사용되는 부분이 경우마다 다르다는 것을 확인하였으며 자세한 내용은 첨부 3에 나타내었다). 즉, 부프로그램 CORPAR에서 새로운 계산시간간격(time step)에 대한 핵연료봉 온도가 cell별로 계산되어 'TNEW' 변수에 저장되고, 이는 부프로그램 CORUVN에서 'TEMP' 변수로, 부프로그램 CORRN1에서 'TMP(IFU,IA,IR)' 변수로, 부프로그램 CORDBD에서 'XC(L7)' 변수로, 그리고 부프로그램 CORDBC에서 'XREALX(IRCORF)' 변수로 바뀌었다. 그림 5.1-1에서 그림 5.1-5에는 관련 프로그램의 핵연료봉 온도 변수의 위치가 자세히 정리되어 있다. 따라서 현재의 MELCOR 구조에서는 기존의 변수를 통해 값을 사용할 수가

없으므로, 현재는 추가변수를 마련하여 처리하였다. 한편, 분석된 기존변수는 새로운 변수를 추가하여 연결했으며, 추가변수와 연결한 방법은 5.2절에서 기술하였다.

핵연료봉 온도가 수정되는 부프로그램의 호출 순서는 다음과 같다 :

MELCOR → MEXRUN → MEXLOP → CORDBC → CORDBD → CORRN1 → CORUV2→  
CORPAR

그림 5.1-1은 부프로그램 CORDBC의 내용 중 핵연료봉의 온도/질량 변수를 나타내는 'XREALX(IRCORF)'의 사용을 보여주는 데, XREALX 배열은 'NUMREL' 변수를 사용하여 500000개의 cell을 선언하고, 부프로그램 CORDBD를 호출할 때 'IRCORF' 변수를 사용하여 XREALX 배열 중 일부를 'XC' argument로 pass한다.

```

SUBROUTINE CORDBC
  . . . . .
  PARAMETER (NUMREL = 500000)
  . . . . .
  DIMENSION XREALX(NUMREL)
  EQUIVALENCE (XREALX(1), DREALX(1))
  . . . . .
  CALL CORDBD( . . . . . XREALX(IRCORF), . . . . . )
  . . . . .
  RETURN
  END
  
```

그림 5.1-1. 부프로그램 CORDBC의 XREAL 사용위치

그림 5.1-2는 부프로그램 CORDBD의 내용 중 핵연료봉의 질량과 온도 변수를 나타내는 'XC(L1)'과 'XC(L7)'의 사용을 보여주는 데, 부프로그램 CORDBC의

XREALX 배열로부터 pass된 XC 배열은 'IRCORN'변수를 사용하여 배열을 선언하고, 부프로그램 CORRN1을 호출할 때 'L1'과 'L7' 변수를 사용하여 XC 배열 중 일부를 'XMFU', 'TMP' argument로 pass한다.

```

SUBROUTINE CORDBD( . . . . . XC, . . . . . )

. . . . .
DIMENSION XC(IRCORN), . . . . .
L1 = LXMFUN-JC
L7 = LTMPN-JC
CALL CORRN1( . . . . . XC(L1), . . . . . XC(L7), . . . . . )
. . . . .

RETURN
END

```

그림 5.1-2. 부프로그램 CORDBD의 XC 사용위치

그림 5.1-3 은 부프로그램 CORRN1의 내용 중 핵연료봉의 질량과 온도 변수를 나타내는 'XMFU'와 'TMP'의 사용을 보여주는 데, 부프로그램 CORDBD의 XC 배열로부터 pass된 XMFU 및 TMP 배열은 1차원 배열에서 3차원 배열로 변경되었으며, 'NAXL', 'NRAD', 'KCMP' 변수를 사용하여 배열을 선언하고, 부프로그램 CORUV2를 호출할 때 'TMP(IFU,IA,IR)'과 'XMFU(1,IA,IR)' 변수를 사용하여 TMP 배열과 XMFU 배열 중 일부를 'TEMP', 'XM1', 'XM2' argument로 pass한다.

핵연료봉이 건전하여 축방향을 나타내는 지수 값이 4부터 13까지의 경우, TMP(IFU,IA,IR)는 부프로그램 CORUV2의 argument로 사용되고, 그 부프로그램을 수

```
SUBROUTINE CORR1( . . . . . XMFU, . . . . . TMP, . . . . . )
```

```
      . . . . .  
C     INPUT/OUTPUT:
```

```
C       XMFU  - MASSES OF MATERIALS IN INTACT FUEL PELLETS (KG)
```

```
C       TMP   - TEMPERATURES OF COMPONENTS (K)
```

```
      . . . . .
```

```
*- INCLUDE CORCMP
```

```
C     COMPONENT IDENTIFIERS
```

```
COMMON /CORCMP/ IFU, ICL, ICN, ICB, ISS, IDP, ICNB, ICBB
```

```
C
```

```
C     IFU     - INTACT FUEL PELLETS
```

```
      . . . . .
```

```
*- INCLUDE CORDIM
```

```
C     ARRAY DIMENSIONS AND NEW TIME/OLD TIME OFFSETS
```

```
COMMON /CORDIM/
```

```
1  NRAD,  NAXL,  NNOD,  NXNOD,  NNTOT,  NTLP,  KCMP,  NCVOL,
```

```
2  NXVOL,  NVTOT,  NRELMX,  NLH,  NPNTOT,  NVOLUM,  NEBAL,  NSUR,
```

```
3  IORCOR,  IOICOR
```

```
C
```

```
C     NRAD   - NUMBER OF RADIAL RINGS
```

```
C     NAXL   - NUMBER OF AXIAL SEGMENTS
```

```
      . . . . .
```

```
DIMENSION XMFU(2,NAXL,NRAD), . . . . .
```

```
DIMENSION TMP(KCMP,NAXL,NRAD)
```

```
      . . . . .
```

```
ISTRTL = 1
```

```
IF(MONBH.EQ.1) THEN
```

```
  IF (IDRY.EQ.1.AND.(IRTYE.EQ.0.OR.IRTYP.EQ.2)) ISTRTL = NTLP
```

```
END IF
```

```
DO 220 IA = ISTRTL, NAXL
```

```
DO 200 IR = 1, NRAD
```

```
      . . . . .
```

```
CALL CORUV2 ( DENET(IFU,IA,IR), TMP(IFU,IA,IR), HCAP(IFU,IA,IR), *999, LUO2,
```

```
  XMFU(1,IA,IR),
```

```
+ ESI(LUO2,IFU,IA,IR),LHT, XMFU(2,IA,IR), ESI(LHT,IFU,IA,IR) )
```

```
      . . . . .
```

```
200 CONTINUE
```

```
220 CONTINUE
```

```
      . . . . .
```

```
RETURN
```

```
END
```

그림 5.1-3. 부프로그램 CORR1의 TMP와 XMFU의 사용위치

행한 후 새로 계산된 값으로 대치되며, 이 값에 근거하여 동력학 module에서 입력으로 사용되는 핵연료봉의 질량과 온도 변수값을 수정한다.

그림 5.1-4는 부프로그램 CORUVN의 내용 중 핵연료봉의 질량과 온도 변수를 나타내는 'TEMP'와 'XM1' 및 'XM2'의 사용을 보여주는 데, 부프로그램 CORRNI의 TMP 배열과 XMFU 배열로부터 pass된 TEMP, XM1 및 XM2 배열은 3차원 배열에서 변수로 변경되었으며, 부프로그램 CORPAR을 호출할 때 'XMASS'과 'TEMP' 변수를 사용하여 'XMASS', 'TOLD' argument로 pass하고, 부프로그램 CORPAR의 수행 후 TEMP 값은 TNEW 값으로 변경된다.

그림 5.1-5는 부프로그램 CORPAR의 내용 중 핵연료봉의 질량과 온도 변수를 나타내는 'XMASS'와 'TOLD'의 사용을 보여주는 데, 부프로그램 CORUVN의 XMASS와 TEMP로부터 pass된 XMASS, TOLD는 계산을 수행한 후 TNEW값이 변경되어 return되고, 다시 부프로그램 CORUVN에서 return될 때 새로운 값은 'TEMP' 변수로 pass된다.

### 5.1.2 노심 냉각재 온도 변수의 분석

각 제어체적(control volume)의 정보는 MELCOR의 수행 초기 단계에서 사용자 값으로 입력(input deck)되며, 각 volume에 대해 volume number를 기준으로 오름차순으로 정리되어 배열에 저장되고 배열의 지수 번호로 구별하여 사용된다. 특정 제어체적이 무엇을 나타내는지는 계산이 수행되는 동안 내부적으로는 알 수 없으며, input deck으로부터 읽어 온 제어체적 이름은 제어체적 번호와 연관된 정보를 갖고 있게

```

SUBROUTINE CORUVN
C
C THIS SUBROUTINE PASSES MASS, ENERGY, AND TEMPERATURE ARRAYS
C TO THE THERMAL EQUILIBRATION ROUTINE CORPAR. ENTRY POINTS
C ARE PROVIDED FOR VARIOUS NUMBERS OF EQUILBRATING MASSES.
C
C INPUT:
C DENET - NET ENERGY ADDED TO COMPONENT (J)
C MAT1-MAT9 - MATERIAL NUMBERS OF EACH MATERIAL IN COMPONENT
C XM1-XM9 - MASSES OF EACH MATERIAL IN COMPONENT (KG)
C
C INPUT CHANGED ON OUTPUT:
C TEMP - TEMPERATURE OF COMPONENT (K)
C HCAP - TOTAL HEAT CAPACITY OF COMPONENT (J/K)
C E1-E9 - SPECIFIC ENERGIES OF EACH MATERIAL IN COMPONENT (J/K)
C
C . . . . .
C
C ENTRY CORUV2 (DENET, TEMP, HCAP, *,
* MAT1, XM1, E1,
* MAT2, XM2, E2)
C
C IF (XM2 .GT. ZERO) THEN
C KM = KM + 1
C MAT(KM) = MAT2
C XMASS(KM) = XM2
C ENEW(KM) = E2
C END IF
C
C ENTRY CORUV1 (DENET, TEMP, HCAP, *,
* MAT1, XM1, E1)
C
C IF (XM1 .GT. ZERO) THEN
C KM = KM + 1
C MAT(KM) = MAT1
C XMASS(KM) = XM1
C ENEW(KM) = E1
C END IF
C
C . . . . .
C
CALL CORPAR (DENET, KM, MAT, XMASS, TEMP, TNEW, ENEW, HCAP, *999)
TEMP = TNEW
. . . . .
RETURN 1
END

```

그림 5.1-4. 부프로그램 CORUVN의TEMP 사용위치



```

SUBROUTINE CORPAR (DENET, NMAT, MAT, XMASS, TOLD, TNEW, ENEW, SUMMCP, *)
. . . . .
TNEW = TOLD
. . . . .
TNEW = TMLT(MAT(I1)) + DTMLT(MAT(I1)) * DER
. . . . .
DER = (DENET - DEMELT) / ELMLT
TNEW = TMELT + DTMLT(MAT(IMLT)) * DER
. . . . .
RETURN 1
END

```

그림 5.1-5. 부프로그램 CORPAR의 TNEW 사용위치

된다. 이것은 MELCOR 수행 도중에 output file에 출력시킬 때 연관된 정보인 제어체적 이름을 가져와서 출력한다. 그러므로, MELCOR 수행 도중에는 제어체적 중 어느 것이 노심의 냉각재 노드를 나타내는지 구별할 수가 없다.

현재는 노심 냉각재에 해당하는 노드를 수동으로 지정하여 검증하기로 한다. 추후에 code를 보완하여 일반화 시키는 과정에서, 제어체적 이름을 고정된 이름을 갖도록 하고, input deck으로부터 읽어 올 때 구별하여, 원하는 제어체적에 대한 지수 번호를 기준으로 하여 내부적으로 구별할 수 있도록 할 예정이다.

Input deck에 고려된 노심 냉각재 노드관련 정보는 다음과 같다.:

Input deck format : 

CVnnn00	CVNAME	ICVTHR	ICVFF	ICVTYP
CORijj01	IREFN	ICVHC	ICVHB	

'CVnnn00'에서 명시한 nnn과 'CORijj01'의 ICVHC가 제어체적 번호를 나타낸다. 다음의 예에서 보듯이 제어체적 170이 CORE-REGION, 즉 노심 냉각재 노드를 나타내며, 핵연료봉 cell 104 (i=1, j=04)는 170번 노드(노심 냉각재)와 접해 있음을 의미한다.

CV17000	CORE-REGION	1	2	1
. . . . .				
COR10401	-1	170		

그림 5.1-6에서 그림 5.1-9에는 관련 프로그램의 노심냉각재 온도 변수의 위치가 자세히 정리되어 있으며, 노심 냉각재 노드 온도가 수정되는 부프로그램의 호출 순서는 다음과 같다 :

MELCOR → MEXRUN → MEXLOP → CVHDBC → CVHDBD → CVHRN3 → CVHDON

그림 5.1-6은 부프로그램 CVHDBC의 내용 중 노심 냉각재의 온도 변수에 관련된 'XREALX(IRCVHF)'과 'XREALX(IRELCS)'의 사용을 보여주는 데, XREALX 배열은 'NUMREL' 변수를 사용하여 500000개의 cell을 선언하고, 부프로그램 CVHDBD를 호출할 때 'IRCORF'과 'IRELCS' 변수를 사용하여 XREALX 배열 중 일부를 'C', 'S' argument로 pass한다.

```

SUBROUTINE CVHDBC
  . . . . .
  PARAMETER (NUMREL = 500000)
  . . . . .
  COMMON /      /          DREALX(NUMREL/2)
  DOUBLE PRECISION DREALX
  . . . . .
  DIMENSION XREALX(NUMREL)
  EQUIVALENCE (XREALX(1), DREALX(1))

  . . . . .
*- INCLUDE CVHDB
C
C   POINTERS TO CONTROL VOLUME HYDRODYNAMICS DATA BLOCKS IN
C   DATABASE COMMONS
C   DIMENSIONS OF CALCULATIONAL SCRATCH ADDED 14-NOV-90
C
  COMMON /CVHDB/ IRCVHF , IRCVHN , IICVHF , IICVHN ,
1             ILCVHF , ILCVHN , ICCVHF , ICCVHN ,
2             NRCVHS , NICVHS
C
*-
. . . . .

  CALL CVHDBD( . . . . . XREALX(IRCVHF) , . . . . . XREALX(IRELCS) , . . . . . )

  . . . . .

  RETURN
  END

```

그림 5.1-6. 부프로그램 CVHDBC의 XREALX 사용위치

그림 5.1-7은 부프로그램 CVHDBD의 내용 중 노심 냉각재의 온도 변수와 관련된 'C(KTEMPN-I)', 'C(KTEMPO+I)' 및 'S(KX2)'의 사용을 보여주는 데, 부프로그램 CVHDBC의 XREALX 배열로부터 pass된 C 배열은 'IRCVHN' 변수를 사용하여, S 배열은 'NRSCR' 변수를 사용하여 배열을 선언하고, 부프로그램 CVHRN3을 호출할 때 'KTEMPN', 'KTEMPO', 'KX2' 변수를 사용하여 C 배열과 S 배열 중 일부를 'TEMPSO', 'TEMPSN', 'X2' argument로 pass한다.

```

SUBROUTINE CVHDBD( . . . . .C, . . . . .S, . . . . .)
. . . . .
DIMENSION C(IRCvHN), . . ., S(NRSCR) . . .
. . . . .
CALL CVHRN3( . . . . .C(KTEMPN-I), C(KTEMPO+I), . . . . ., S(KX2), . . . . .)
. . . . .
RETURN
END

```

그림 5.1-7. 부프로그램 CVHDBD의 C와 S 사용위치

그림 5.1-8 은 부프로그램 CVHRN3의 내용 중 노심 냉각재의 온도 변수에 관련된 'TEMPSN', 'TEMPSO', 'X2'의 사용을 보여주는 데, 부프로그램 CVHDBD의 C 배열과 S 배열로부터 pass된 TEMPSN과 TEMPSO 배열은 1차원 배열에서 2차원 배열로, X2 배열은 1차원 배열에서 3차원 배열로 변경되었으며, 'NNVOL', 'NUMVOL' 변수를 사용하여 배열을 선언하고, 부프로그램 CVHDON을 호출할 때 'X2(1,1,ITO)' 변수를 사용하여 TEMPSO argument로 pass한다.

```

SUBROUTINE CVHRN3( . . . . .TEMPSN, TEMPSO, . . . . ., X2, . . . . .)
C INPUT
C TEMPSO(2,NNVOL) = POOL,ATMSO TEMPERATURES
C OUTPUT
C TEMPSN(2,NNVOL) = POOL,ATMSO TEMPERATURES
DIMENSION . . .X2(2,NUMVOL,NX2), . . .
DIMENSION . . .TEMPSN(2,NNVOL), TEMPSO(2,NNVOL), ETOTLN(NUMMAT,NNVOL), . . .
. . . . .
TEMPSN(IPORA,NVOL) = X2(IPORA,NVOL,ITO)
. . . . .
CALL CVHDON ( . . . . .X2(1,1,ITO), . . . . . )
. . . . .
RETURN
END

```

그림 5.1-8. 부프로그램 CVHRN3의 TEMPSN과 X2 사용위치

그림 5.1-9는 부프로그램 CVHDON의 내용 중 노심 냉각재 온도와 관련된 변수를 나타내는 'TEMPSO'의 사용을 보여주는 데, 부프로그램 CVHRN3의 X2 배열로부터

pass된 TEMPSO는 계산을 수행한 후 TEMPSO 배열의 값이 변경되어 return되고, 다시 부프로그램 CVHRN3에서 return될 때 새로운 값은 X2 배열로 pass된다.

```

SUBROUTINE CVHDON ( . . . . . TEMPSO, . . . . . )
. . . . .
DIMENSION TEMPSO(2,NNVOL)
. . . . .
TEMPSO(1, NVOL) = MIN( TEMPSO(1, NVOL), TSAT )
. . . . .
RETURN
END

```

그림 5.1-9. 부프로그램 CVHDON의 TEMPSO 사용위치

### 5.1.3 시간제어 변수의 분석

동력학 module에서 필요한 time step은 common block에 선언된 변수를 사용하고 있다. COR package에서는 'CORDBD' 부프로그램을 수행할 때 시간제어변수인 'DTC' 변수를 사용하여 값을 계산, 변경한다. COR 이외의 다른 package에서는 'DT' 변수만을 사용한다. 핵연료봉 온도가 갱신되는 부프로그램 CORUV2에서는 시간제어변수가 사용되지 않으며, 이것을 부르는 부프로그램 CORRN1내에서 시간제어변수를 사용하는데, 프로그램안에서 'DELE'와 'DENET' 값을 적분하는 식에 사용된다. 노심 냉각재 온도가 갱신되는 부분인 부프로그램 CVHRN3에서는 시간제어 변수가 계산에 사용되지만, 이 값은 변경되지 않는다. 그림 5.1-10에는 시간제어변수가 계산되어 수정되는 부프로그램의 내용 및 시간제어 변수의 위치가 자세히 정리되어 있다.

```

SUBROUTINE CORDBD (
    . . . . .

*- INCLUDE CORDTC
C   CORE PACKAGE SUBCYCLING AND TIME STEP CONTROL VARIABLES
COMMON /CORDTC/
1   DTC,   DTCMIN, DTCREQ, DTCRQO, DTCLFT, DTSLFT, NCORCY, NCORCO,
2   NSUBMX, DTMPMX, DTMPCR, IAMX,   IRMX,   ISTRMX, NMX,   NCYOLD
C
C   DTC   - CORE PACKAGE TIME STEP (S)
C   DTCMIN - MINIMUM CORE PACKAGE TIME STEP (S)
C   DTCREQ - CORE PACKAGE TIME STEP REQUESTED FOR NEXT SUBCYCLE (S)
C   DTCRQO - OLD-TIME VALUE OF DTCREQ (S)
C   DTCLFT - TIME LEFT IN CORE PACKAGE TIME STEP (S)
C   DTSLFT - TIME LEFT IN SYSTEM TIME STEP (S)
C   NCORCY - NUMBER OF CORE PACKAGE SUBCYCLES SINCE BEGINNING OF PROBL
C   NCORCO - OLD-TIME VALUE OF NCORCY
C   NSUBMX - MAXIMUM NUMBER OF CORE PACKAGE SUBCYCLES IN A SYSTEM CYCL
C   DTMPMX - MAXIMUM TEMPERATURE CHANGE THAT OCCURRED FOR A CELL COMPO
C             DURING THE SUBCYCLE (K)
C   DTMPCR - CRITICAL TEMPERATURE CHANGE OF A COMPONENT TRIGGERING A
C             TIME STEP CUT (K)
C   IAMX   - AXIAL SEGMENT IN WHICH DTMPMX OCCURRED
C   IRMX   - RADIAL RING IN WHICH DTMPMX OCCURRED
C   ISTRMX - COMPONENT IN WHICH DTMPMX OCCURRED
C   NMX    - NUMBER OF SUCCESSIVE TIMES COMPONENT ISTRMX,IAMX,IRMX HAS
C             CONTROLLED THE CORE PACKAGE TIME STEP
C   NCYOLD - OLD SYSTEM CYCLE NUMBER
*
    . . . . .

*- INCLUDE MXXTIM
C   TIME COMMON BLOCK
C   TIME = PROBLEM TIME
C   DT = TIMESTEP
C   CPU = CPU TIME
C   NCYCLE = CYCLE NUMBER
C   NDTPAK = PACKAGE CONTROLLING TIMESTEP
COMMON /MXXTIM/ TIME, DT, CPU, NCYCLE
COMMON /MXXTPK/ NDTPAK
CHARACTER*3 NDTPAK
*
    . . . . .

C   BEGIN NEW SUBCYCLE.  SET CORE PACKAGE TIME STEP.
C   MAKE DTC AN INTEGRAL DIVISOR OF DTSLFT
C   IF (DTCREQ .GE. DTSLFT) THEN

```

그림 5.1-10. 부프로그램 CORDBD의 시간제어변수(DTC) 계산위치 (계속)

```

DTC = DTSLFT
ELSE
DTC = DTSLFT / AINT(DTSLFT/DTCREQ-10.*RNDNUM+ONE)
END IF
C
. . . . .
RETURN
END

```

그림 5.1-10. 부프로그램 CORDBD의 시간제어변수(DTC) 계산위치

#### 5.1.4 원자로 출력 변수의 분석

원자로 출력은 부프로그램 CORPOW의 'QFISTO' 변수를 사용하여 계산되는데, 내부적으로 control function number에 따라 계산 수식이 다르게 적용되며, 원자로 출력과 chexal layman 상수를 고려하여 계산한 값 또는 총 fission power를 계산한 값으로 한다. 그림 5.1-11에는 원자로 출력 값을 계산하는 부프로그램 CORPOW와 원자로 출력 변수의 위치가 자세히 정리되어 있다. QFISTO 상관식에 사용된 C1301 배열은 chexal layman 상수로 사용자가 민감도 계수로 수정할 수 있다.

#### 5.1.5 노심 냉각재 질량 변수의 분석

울진 발전소의 TLOFW 사고분석을 위해 준비한 계산 입력[5-1]에 의하면 제어체적 중 3번째가 노심 냉각재를 나타내는데, 이것에 의해 입력 변수인 'XMASSO'의 volume 3의 material (liquid, fog, vapor)의 값이 질량을 나타내며, 부프로그램 CVTNEQ와 CVTWGE이 수행된 후 출력 변수인 'XMASSN'의 volume 3의 material(liquid, fog, vapor)의 값에 갱신된다.

```

SUBROUTINE CORPOW (
I  NAXL, NRAD, NTLP, KCMP, NNVL, ICFFIS, IEXIST, ICVHC,
I  Z, DZ, ZPOOL, PVSL,
I  XMFU, XMCL, XMCN, XMCB, XMSS, XMDP, XMDC, FRFIS, FZFIS,
X  DHEAT, QFPTOT)
C
C  THIS SUBROUTINE CALCULATES THE FISSION POWER FOR EACH CELL
C  AND ADDS IT TO THE DECAY HEAT (DHEAT) ARRAY
C
C  INPUT:
C    NAXL  - NUMBER OF AXIAL CORE/LOWER PLENUM SEGMENTS
C    NRAD  - NUMBER OF RADIAL CORE ZONES
C    NTLP  - NUMBER OF AXIAL LOWER PLENUM SEGMENTS ONLY
C    KCMP  - NUMBER OF CELL COMPONENTS
C    NNVL  - NUMBER OF FLUID CONTROL VOLUMES
C    ICFFIS - FISSION POWER CONTROL FUNCTION NUMBER
C    IEXIST - FLAG INDICATING PRESENCE OF COMPONENTS IN CELL
C    ICVHC  - CHANNEL FLUID VOLUME
C    Z      - ELEVATION OF BOTTOM OF CELL (M)
C    DZ     - LENGTH OF CELL (M)
C    ZPOOL - POOL LIQUID LEVEL IN CONTROL VOLUME (M)
C    PVSL  - PRESSURE IN REACTOR VESSEL (PA)
C    XMFU  - MASSES OF MATERIALS IN INTACT FUEL PELLETS (KG)
C    XMCL  - MASSES OF MATERIALS IN CLADDING COMPONENT (KG)
C    XMCN  - MASSES OF MATERIALS IN CANISTER COMPONENT (KG)
C    XMCB  - MASSES OF MATERIALS IN CANISTER-B COMPONENT (KG)
C    XMSS  - MASSES OF MATERIALS IN STEEL STRUCTURE COMPONENT (KG)
C    XMDP  - MASSES OF MATERIALS IN PARTICULATE DEBRIS (KG)
C    XMDC  - MASSES OF MATERIALS IN CONGLOMERATE DEBRIS (KG)
C    FRFIS - RADIAL POWER PROFILE
C    FZFIS - AXIAL POWER PROFILE
C    DHEAT - DECAY HEAT RATE IN CELL COMPONENTS (W)
C    QFPTOT - DECAY HEAT RATE IN CORE (W)
C
C  OUTPUT:
C    DHEAT - TOTAL HEAT GENERATION RATE IN CELL COMPONENTS (W)
C    QFPTOT - TOTAL HEAT GENERATION RATE IN CORE (W)
C
C    . . . . .
C
C  IF (ICFFIS .GT. 0) THEN
C    ICFFIS SPECIFIES CONTROL FUNCTION THAT GIVES LIQUID LEVEL TO BE
C    USED IN CHEXAL-LAYMAN CORRELATION
C    FOR NOW, SET TOP OF ACTIVE FUEL ELEVATION TO TOP OF CORE
C    ZTAF = Z(NAXL) + DZ(NAXL)
C    ZREF = ONE
C    ZLL = CFRVAL (ICFFIS, JERROR) - ZTAF
C    Z0 = C1301(4) * (PVSL / C1301(6))**C1301(5)
C    HCL = MAX ((ZLL + Z0), ZERO)

```

그림 5.1-11. 부프로그램 CORPOW의 원자로 출력의 계산위치 (계속)



```

IF (HCL .GT. 10.) CALL MEXSTP (CHMESA, NCHMSA)
QFISTO = OPRPOW * C1301(1) * (ZREF*CUNIT1)**C1301(3) *
* (PVSL/C1301(6))**C1301(2) * (HCL/ZREF)**C1301(3)
IF (JERROR .NE. 0) CALL MEXSTP (CHMESA, NCHMSA)
ELSE
C   ICFFIS SPECIFIES CONTROL FUNCTION THAT GIVES TOTAL FISSION POWER
QFISTO = CFRVAL (-ICFFIS, JERROR)
IF (JERROR .NE. 0) CALL MEXSTP (CHMESA, NCHMSA)
END IF
C
C   . . . . .
C
C   IF (FISSUM .GT. ZERO) THEN
C
C   . . . . .
C
C   FPFAC(JUO) IS THE POWER DENSITY OF UO2, NOT CORRECTED FOR
C   ABSORPTION IN OTHER MATERIALS
C   FPFAC(JUO) = QFISTO * FRFIS(IR) * FZFIS(IA) * FLL / FISSUM
C
C   . . . . .
C
C   QFPTOT = QFPTOT + QFISTO
C
C   END IF
C
C   . . . . .

RETURN
END

```

그림 5.1-11. 부프로그램 CORPOW의 원자로 출력의 계산위치

그림 5.1-12에는 노심 냉각재 질량 값이 계산되는 부프로그램 CVTHRM의 내용과 노심 냉각재 질량 변수의 위치가 자세히 정리되어 있다.

```

SUBROUTINE CVTHRM (
C
C DIMENSIONS, I/O SWITCHES, ETC
C 1 ICVNUM , ICVFLG , NUMVOL , NUMMAT , IGERR , IERROR ,
C
C OLD VARIABLES INPUT
C 2 CVVOL , ETOTLO , PVOLO , TEMPSO , CVVOLO , XMASSO ,
C
C NEW VARIABLES OUTPUT
C 3 CTEN , CVN , CPN , ETOTLN , HTOTLN , PPARTN ,
C 4 PVOLN , TEMPSN , CVVOLN , XMASSN , DPDEN , DPDMN ,
C 5 PROPSN , VSATN , TSPCN )
C
C*****
C CONTROL VOLUME THERMODYNAMICS PACKAGE
C EVALUATES NEW THERMODYNAMIC STATE FOR ALL ACTIVE CONTROL VOLUMES
C INPUT:
C ICVNUM = ARRAY OF USER NUMBERS FOR CONTROL VOLUMES
C ICVFLG(I,V) = CONTROL VOLUME FLAGS AND SWITCHES FOR VOLUME V
C I=KCVTHR: (1/2) FOR (EQUILIB/NON-EQUILIB) THERMO
C I=KCVACT: (0/OTHER) FOR (ACTIVE/INACTIVE) VOLUME
C I=KPFSW : (0/1/2) FOR (BOTH/NO POOL/NO FOG)
C NUMVOL = NUMBER OF CONTROL VOLUMES
C NUMMAT = NUMBER OF MATERIALS THAT MAY BE IN THE VOLUME
C
C CVVOL(V) = VOLUME OF MATERIAL IN CONTROL VOLUME V. (M**3)
C
C OLD PROPERTIES INPUT:
C ETOTLO(*,V) = TOTAL ENERGY OF POOL, ATMOSPHERE, VOL V (J)
C PVOLO(V) = TOTAL PRESSURE IN VOLUME V (PA)
C TEMPSO(*,V) = TEMP OF POOL(1) AND ATM(2) IN VOL V (K)
C CVVOLO(*,V) = VOL OF POOL(1), FOG(2), VAP(3) IN VOL V (M3)
C XMASSO(M,V) = MASS OF MATERIAL M IN VOL V (KG)
C
C NEW PROPERTIES OUTPUT:
C CTEN(M,V) = COEF THERM EXPAN OF MATERIAL M, VOL V (1/K)
C CVN(M,V) = CONST-V SPECIF HEAT MATERIAL M, VOL V (J/KG.K)
C CPN(M,V) = CONST-P SPECIF HEAT MATERIAL M, VOL V (J/KG.K)
C ETOTLN(M,V) = TOTAL ENERGY OF MATERIAL M, VOL V (J)
C HTOTLN(M,V) = TOTAL ENTHALPY OF MATERIAL M, VOL V (J)
C PPARTN(M,V) = PARTIAL PRESSURE OF MATERIAL M, VOL V (PA)
C PVOLN(V) = TOTAL PRESSURE IN VOLUME V (PA)
C TEMPSN(*,V) = TEMP OF POOL(1) AND ATM(2) IN VOL V (K)
C CVVOLN(*,V) = VOL OF POOL(1), FOG(2), VAP(3) IN VOL V (M3)
C XMASSN(M,V) = MASS OF MATERIAL M IN VOL V (KG)
C DPDEN(*,V) = (DP/DE*)M,V, POOL(1) AND ATM(2), VOL V (PA/J)
C DPDMN(M,V) = (DP/DM)E,V FOR MATERIAL M IN VOL V (PA/KG)
C PROPSN(*,V) = THERMODYNAMIC DATA FOR VOLUME V
C (SEE POINTERS IN CVTPRP)
C VSATN(*,*,V) = SATURATION PROPS DATA FOR VOLUME V

```

그림 5.1-12. 부프로그램 CVTHRM의 노심 냉각재 질량 계산위치 (계속)

```

C          (SEE POINTERS IN SATDAT)
C      TSPCN(*,*,V) = SPECIFIC THERMO DATA FOR VOLUME V
C          (SEE POINTERS IN CVHSP)
C
C      OTHER OUTPUT:
C      IGERR      = GLOBAL ERROR FLAG (0/1) FOR (NO ERROR/ERROR)
C      IERROR(V)  = ERROR FLAG FOR VOLUME V
C                  = 0   FOR NO ERROR
C                  = 1   IF CVTSVE FAILED TO CONVERGE VOLUME (EQL)
C                  = 2   IF TEMPERATURE (POOL OR ATMOSPHERE) TOO LOW
C                  = 3   IF TEMPERATURE (POOL OR ATMOSPHERE) TOO HIGH
C                  = 4   IF VOLUME ITERATION FAILED TO CONVERGE (NEQ)
C                  = 5   IF NO POOL OR NO ATMOSPHERE (NEQ)
C                  = 6   IF CVTSVE FAILED TO CONVERGE POOL (NEQ)
C                  = 7   IF CVTSVE FAILED TO CONVERGE ATMOS (NEQ)
C                  = 10  FOR NON-POSITIVE VOLUME
C                  = 20  FOR NEGATIVE MATERIAL MASS OR NO MASS
C                  = 30  FOR INVALID THERMO OPTION FLAG
C                  = -1  IF WATER DENSITY TOO GREAT FOR H2O PACKAGE
C                  = -3  IF COMPRESSIBILITY OF WATER IS NEGATIVE
C
C      . . . . .
C
C      DO 1000,NVOL=1,NUMVOL
C
C      . . . . .
C
C      CALL CVTWGE (
C      C.V. NUMBER, DIMENSION, VOLUME, INVENTORY, OLD TEMPERATURES
1      ICVNUM(NVOL), NUMMAT, CVVOL(NVOL), XMASSO(1,NVOL), ETOTAL,
1      TEMPSO(2,NVOL),
C      POOL/FOG SWITCH
2      ICVFLG(KPFSW,NVOL),
C      NEW PROPERTIES OUTPUT:
3      PVOLN(NVOL), CVVOLN(1,NVOL), CVVOLN(2,NVOL), CVVOLN(3,NVOL),
3      TEMPSN(1,NVOL), TEMPSN(2,NVOL),
4      CTEN(1,NVOL), CVN(1,NVOL), CPN(1,NVOL), ETOTLN(1,NVOL),
4      HTOTLN(1,NVOL), PPARTN(1,NVOL), XMASSN(1,NVOL),
5      DPDEN(1,NVOL), DPDMN(1,NVOL), PROPSN(1,NVOL), TSPCN(1,1,NVOL),
C      ERROR FLAG
6      JERROR )
C
C      . . . . .
C
C      CALL CVTNEQ (
C      C.V. NUMBER, DIMENSION, VOLUME, INVENTORY, OLD TEMPERATURES
1      ICVNUM(NVOL), NUMMAT, CVVOL(NVOL), XMASSO(1,NVOL),
1      ETOTLO(1,NVOL), ETOTLO(2,NVOL), TEMPSO(1,NVOL),

```

그림 5.1-12. 부프로그램 CVTHRM의 노심 냉각재 질량 계산위치 (계속)

```

C      VALUES FOR PDV WORK
2      CVVOLO(1,NVOL), XPDVWK, PVOLO(NVOL),
C      NEW PROPERTIES OUTPUT:
3      PVOLN(NVOL), CVVOLN(1,NVOL), CVVOLN(2,NVOL), CVVOLN(3,NVOL),
3      TEMPSN(1,NVOL), TEMPSN(2,NVOL),
4      CTEN(1,NVOL), CVN(1,NVOL), CPN(1,NVOL), ETOTLN(1,NVOL),
4      HTOTLN(1,NVOL), PPARTN(1,NVOL), XMASSN(1,NVOL),
5      DPDEN(1,NVOL), DPDMN(1,NVOL), PROPSN(1,NVOL), TSPCN(1,1,NVOL),
C      ERROR FLAG
6      JERROR )

      . . . . .

      CALL CVTWGE (
C      C.V. NUMBER, DIMENSION, VOLUME, INVENTORY, OLD TEMPERATURES
1      ICVNUM(NVOL), NUMMAT, CVVOL(NVOL), XMASSO(1,NVOL), ETOTAL,
1      TEMPSO(2,NVOL),
C      POOL/FOG SWITCH
2      ICVFLG(KPFSW,NVOL),
C      NEW PROPERTIES OUTPUT:
3      PVOLN(NVOL), CVVOLN(1,NVOL), CVVOLN(2,NVOL), CVVOLN(3,NVOL),
3      TEMPSN(1,NVOL), TEMPSN(2,NVOL),
4      CTEN(1,NVOL), CVN(1,NVOL), CPN(1,NVOL), ETOTLN(1,NVOL),
4      HTOTLN(1,NVOL), PPARTN(1,NVOL), XMASSN(1,NVOL),
5      DPDEN(1,NVOL), DPDMN(1,NVOL), PROPSN(1,NVOL), TSPCN(1,1,NVOL),
C      ERROR FLAG
6      JERROR )
C
1000  CONTINUE

      . . . . .

      RETURN
      END

```

그림 5.1-12. 부프로그램 CVTHRM의 노심 냉각재 질량 계산위치

## 5.2 MELCOR 코드의 수정

### 5.2.1 동력학 module을 위한 초기화

동력학 module을 추가로 구현하기 위해 MELCOR의 수행 초기부분에 초기화 과정이 필요하다. Power 값은 부프로그램 CORPOW에서 계산하게 되는데, 동력학 module은

여기에서 수행하는 power 계산을 대신하게 된다. 동력학 module은 핵연료봉 노심 온도/질량 및 노심내 냉각재 온도/질량 값이 주어져 있는 경우에 이 값들을 입력으로 하여 출력인 power를 계산한다. 부프로그램 CORPOW을 호출하여 power를 계산할 경우, 이 입력 값들이 주어지지 않은 초기 상태라면 MELCOR 본래의 방식대로 power 값을 계산하고 이 입력 값들이 주어져 있는 상태라면 동력학 module을 호출하여 새로운 방식대로 power 값을 계산한다. 동력학 module의 입력 값인 핵연료봉 노심 온도/질량 및 노심내 냉각재 온도/질량 값이 주어졌는지의 여부를 점검하기 위하여 MELCOR의 수행 초기 부분인 부프로그램 MEXRUN에 변수 'ICORRN1', 'ICVHRN3', 'ICVTHRM'을 각각 추가하였고, 초기값으로 '0'을 주었다. 이 값은 실제의 값이 주어졌을 때 '1'로 변경된다. 이 외에도 초기화가 필요하여 추가된 변수들이 있는데, 이에 관한 내용은 표 5.2-1과 같다. 핵연료봉의 질량과 온도는 부프로그램

표 5.2-1. 점검을 위한 변수들

변수	내용
ICORRN1	핵연료봉의 질량 및 온도가 주어졌는지의 여부 점검
ICVHRN3	노심내 냉각재의 온도가 주어졌는지의 여부 점검
ICVTHRM	노심내 냉각재의 질량이 주어졌는지의 여부 점검
ITCOUNT	ITCOUNT = 0 : INITIALIZE THE NEUTRON KINETIC EQNS, DECAY HEAT AND THERMAL POWER ITCOUNT ≠ 0 : CALL RUNGE KUTTA-FHELBERG 5&6 ORDER SUBROUTINE 부프로그램 PKINETIC을 호출할 때 1씩 증가한다.
TCNTEND	시간제어 값의 누적치 (5.2.4절의 설명 참조)
TCNTEND0	시간제어 값의 누적치 (이전 값, 5.2.4절의 설명 참조)

CORRN1 에서 같이 계산되기 때문에 점검을 위한 변수를 같이 사용하였고, 노심내 냉각재의 온도와 질량은 각기 다른 부프로그램 CVHRN3와 CVTHRM에서 각각 계산 되기 때문에 점검을 위한 변수를 별도로 사용하였다.

그림 5.2-1에는 점검을 위한 변수들이 추가된 부프로그램 MEXRUN의 내용과 그 변수들의 위치가 자세히 정리되어 있다.

```

SUBROUTINE MEXRUN
    . . . . .
*- INCLUDE CORDIM
C   ARRAY DIMENSIONS AND NEW TIME/OLD TIME OFFSETS
COMMON /CORDIM/
1  NRAD,  NAXL,  NNOD,  NXNOD,  NNTOT,  NTLP,  KCMP,  NCVOL,
2  NXVOL,  NVTOT,  NRELMX,  NLH,  NPNTOT,  NVOLUM,  NEBAL,  NSUR,
3  IORCOR, IOICOR
C
C   NRAD  - NUMBER OF RADIAL RINGS
C   NAXL  - NUMBER OF AXIAL SEGMENTS
C   NNOD  - NUMBER OF CORE/LOWER PLENUM CELLS
C   NXNOD - NUMBER OF EXTERNAL CELLS OUTSIDE CORE/LOWER PLENUM
C   NNTOT - TOTAL NUMBER OF CELLS IN CORE PACKAGE
C   NTLP  - NUMBER OF AXIAL SEGMENTS IN LOWER PLENUM
C   KCMP  - NUMBER OF POSSIBLE CELL COMPONENTS
C   NCVOL - NUMBER OF CVH FLUID VOLUMES INTERFACED TO CORE/LP CELLS
C   NXVOL - NUMBER OF CVH FLUID VOLUMES INTERFACED TO EXTERNAL CELLS
C   NVTOT - TOTAL NUMBER OF CVH FLUID VOLUMES INTERFACED TO COR PACKA
C   NRELMX - MAXIMUM NUMBER OF RELOCATIONS BEFORE CALL TO RN1 INTERFAC
C   NLH   - NUMBER OF AXIAL LOWER HEAD NODES
C   NPNTOT - NUMBER OF LOWER HEAD PENETRATIONS
C   NVOLUM - FIRST DIMENSION OF VOLUME ARRAY
C   NEBAL - FIRST DIMENSION OF EBAL ARRAY
C   NSUR  - NUMBER OF COMPONENT SURFACES
C   IORCOR - OLD-TIME/NEW-TIME OFFSET FOR REAL DATABASE
C   IOICOR - OLD-TIME/NEW-TIME OFFSET FOR INTEGER DATABASE
*
*===== Inserted by Sunhee Park, 98.12.
*- INCLUDE KINetics                               for Kinetics model
   PARAMETER( JAXL = 99, JRAD = 9 )
C   COMPONENT IDENTIFIERS
COMMON /KINE/ FUELMASS1(JAXL, JRAD), FUELTEMP1(JAXL, JRAD), POOLTEMP1,

```

그림 5.2-1. 부프로그램 MEXRUN의 동력학 module 변수 초기화 위치 (계속)

```

+ FUELMASS2(JAXL,JRAD), FUELTEMP2(JAXL,JRAD), POOLTEMP2,POOLMASS,
+ ITCOUNT, TCNTEND, TCNTEND0, ICORRN1, ICVHRN3, ICVTHRM,
+ TF0, TC0, TF, TC, CKINE(24), NVAR,IND,TOL,NERR,NFCN
C
C FUELMASS1(JAXL,JRAD) - FUEL PELLETT MASSES BEFORE CHANGE
C FUELMASS2(JAXL,JRAD) - FUEL PELLETT MASSES AFTER CHANGE
C FUELTEMP1(JAXL,JRAD) - FUEL TEMPERATURE BEFORE CHANGE
C FUELTEMP2(JAXL,JRAD) - FUEL TEMPERATURE AFTER CHANGE
C POOLTEMP1 - POOL TEMPERATURE BEFORE CHANGE
C POOLTEMP2 - POOL TEMPERATURE AFTER CHANGE
C POOLMASS - MASS OF POOL
C ITCOUNT - TIME COUNT
C (AT FIRST 0, ADD 1 PER EACH CALL )
C TCNTEND - FINAL TIME (Accumulated DTC)
C TCNTEND0 - FINAL TIME - Old value (Accumulated DTC)
C ICORRN1 - CHECK FOR UPDATE FUEL TEMPERATURE (0/1)
C ICVHRN3 - CHECK FOR UPDATE CORE-POOL TEMPERATURE (0/1)
C ICVTHRM - CHECK FOR UPDATE CORE-POOL MASS (0/1)
C ITFTC - CHECK FOR OLD/NEW VALUE (PKINETIC)
C TF0, TC0 - OLD VALUE (FUEL TEMP. CORE-POOL TEMP)
C TF, TC - NEW VALUE (FUEL TEMP. CORE-POOL TEMP)
C CKINE - Described in subroutine RKF56 (within PKINETIC)
C NVAR : NUMBER OF VARIABLES (OR DIFFERENTIAL EQUATIONS)
C IND : COMMUNICATION VECTOR FOR INITIAL ENTRY
C TOL : TOLERANCE FOR ERROR CONTROL
C NERR=0 WEIGHTS ARE 1/MAX(1,ABS(Y(K)))
C =1 ABSOLUTE ERROR CONTROL - WEIGHTS ARE 1
C =2 RELATIVE " " " " 1/ABS(Y(K))
C NFCN=MAX. NUMBER OF FUNCTION EVALUATION PER TIME STEP
C DIMENSION FUELMASS1(JAXL,JRAD), FUELMASS2(JAXL,JRAD)
C DIMENSION FUELTEMP1(JAXL,JRAD), FUELTEMP2(JAXL,JRAD)
**
C- Inserted for Kinetic model
C
C ITCOUNT = 0
C TCNTEND = 0
C TCNTEND0 = 0
C ICORRN1 = 0
C ICVHRN3 = 0
C ICVTHRM = 0
*
C=====
C--- USER INPUT DATA FOR KINETIC
C-----
C NVAR : NUMBER OF VARIABLES (OR DIFFERENTIAL EQUATIONS)
C IND : COMMUNICATION VECTOR FOR INITIAL ENTRY
C TOL : TOLERANCE FOR ERROR CONTROL
C NERR=0 WEIGHTS ARE 1/MAX(1,ABS(Y(K)))
C =1 ABSOLUTE ERROR CONTROL - WEIGHTS ARE 1
C =2 RELATIVE " " " " 1/ABS(Y(K))

```

그림 5.2-1. 부프로그램 MEXRUN의 동력학 module 변수 초기화 위치 (계속)

```

C   NFCN=MAX. NUMBER OF FUNCTION EVALUATION PER TIME STEP
C
C   T       : START TIME [sec]
C   TEND    : END TIME OF CALCULATION [sec]
C   DTC     : TIME INTERVAL OF CALCULATION [sec]
C             (For control purpose, DTC is recommended to be 0.2
C             For detail calculation, DTC could be less than 0.2)
C=====
C       NVAR=8
C       IND=1
C       TOL=0.0001
C       NERR=2
C       NFCN=50
C   TEND=10.0
C   ITCOUNT=0
C   DTC=0.2
C=====
C --- INITIALIZATION
C=====
C       DO 90 I=1,9
C         CKINE(I)=0.0
C   90 CONTINUE
C       CKINE(1)=FLOAT(NERR)
C       CKINE(7)=FLOAT(NFCN)
C
C *===== End of insertion
C
C   . . . . .
C
C   RETURN
C   END

```

그림 5.2-1. 부프로그램 MEXRUN의 동역학 module 변수 초기화 위치

5.2.2 핵연료봉의 평균온도

MLECOR 전산코드는 핵연료봉 각 cell에 따라 온도와 질량 값을 별도로 저장하고 있다. 핵연료봉의 평균온도는 내부적으로 사용되고 있는 변수는 없고, 각 cell의 온도와 질량을 입력으로 하여 계산하게 되며, 이에 관련된 변수 및 내용은 표 5.2-2과 같다.



표 5.2-2. 핵연료봉 온도 변수 및 내용

Variable	내용		
핵 연 료 봉	TMP	TEMPERATURES OF COMPONENTS (K)	
	CORCMP	COMPONENT IDENTIFIERS IFU - INTACT FUEL PELLETS ICL - CLADDING ICN - CANISTER (PORTION NOT ADJACENT TO CONTROL BLADE) ICB - CANISTER-B (PORTION ADJACENT TO CONTROL BLADE) ISS - OTHER STRUCTURE IDP - PARTICULATE DEBRIS ICNB - ICN OUTER (BYPASS) SURFACE ICBB - ICB OUTER (BYPASS) SURFACE	
		IA	INDEX OF AXIAL CORE/LOWER PLENUM SEGMENTS
		IR	INDEX OF RADIAL CORE ZONES
		NAXL	NUMBER OF AXIAL CORE/LOWER PLENUM SEGMENTS
		NRAD	NUMBER OF RADIAL CORE ZONES
		XMFU	MASSES OF MATERIALS IN INTACT FUEL PELLETS (KG) XMFU(2,NAXL,NRAD) - INTACT CELL FUEL PELLETT MASSES
			FUELMASS1 FUEL PELLETT MASSES FOR OLD AND NEW VALUE (신규추가변수) FUELMASS2 DIMENSION FUELMASS1(NAXL,NRAD), FUELMASS2(NAXL,NRAD)
		FUELTEMP1	FUEL TEMPERATURE FOR OLD AND NEW VALUE (신규추가변수) FUELTEMP2 DIMENSION FUELTEMP1(NAXL,NRAD), FUELTEMP2(NAXL,NRAD)

핵연료봉은 반경방향과 축방향을 기준으로 여러 부분(cell)으로 나뉘어 계산된다. 축방향 부분은 'NAXL' 변수를, 반경방향 부분은 'NRAD' 변수를 사용하여 사용자가 편의대로 구분하고 있다. 현재 사용되는 입력의 경우 NAXL의 값은 13이나 Lower

Plenum 부분(cell1-3)은 연료봉이 없는 하부 공간이므로, 연료봉 온도를 계산할 때는 사용되지 않으며, NRAD의 범위는 4로 정의되어 있다.

동력학 module의 계산에 필요한 핵연료봉의 질량 및 온도는 부프로그램 CORRN1에서 확인하였으며, 이것에 근거하여 핵연료봉의 질량 및 온도를 저장하기 위해 'FUELMASS1', 'FUELMASS2', 'FUELTEMP1', 'FUELTEMP2' 변수를 추가하여 사용하였고, 이것을 'KINE' common block에 선언하였다. 실제로 필요한 변수는 'FUELMASS2', 'FUELTEMP2'인데, 이전의 값을 저장하여 사용한 경우가 있어 'FUELMASS1', 'FUELTEMP1' 변수가 선언되어 있다. 계산이 이러한 방식으로 변경된 부프로그램 CORRN1의 내용은 그림 5.2-2에 자세히 정리되어 있다.

여러 개로 나뉘어진 핵연료봉의 각 부분은 온도는 물론 질량 또한 각기 다르므로, 핵연료봉 평균온도(T)는 질량을 고려한 값을 계산하며, 이것을 수식으로 표현하면 식(5.2-1)과 같다.

$$T = \frac{\sum_{i=4}^{naxl} \sum_{j=1}^{nrad} T_f(i, j) M_f(i, j)}{\sum_{i=4}^{naxl} \sum_{j=1}^{nrad} M_f(i, j)} \quad (5.2-1)$$

where  $T_f$ =temperature of fuel,

$M_f$ =mass of fuel,

$naxl$ = number of axial core fuel,

$nrad$ =number of radial core fuel

```

SUBROUTINE CORR1( . . . . .XMFU, . . . . .TMP, . . . . .)
. . . . .
C      INPUT/OUTPUT:
C      XMFU  - MASSES OF MATERIALS IN INTACT FUEL PELLETS (KG)
C      TMP   - TEMPERATURES OF COMPONENTS (K)
. . . . .
*- INCLUDE CORCMP
C      COMPONENT IDENTIFIERS
COMMON /CORCMP/ IFU, ICL, ICN, ICB, ISS, IDP, ICNB, ICBB
C
C      IFU   - INTACT FUEL PELLETS
. . . . .
*- INCLUDE CORDIM
C      ARRAY DIMENSIONS AND NEW TIME/OLD TIME OFFSETS
COMMON /CORDIM/
1  NRAD,  NAXL,  NNOD,  NXNOD,  NNTOT,  NTLP,  KCMP,  NCVOL,
2  NXVOL,  NVTOT,  NRELMX, NLH,  NPNTOT,  NVOLUM,  NEBAL,  NSUR,
3  IORCOR, IOICOR
C
C      NRAD  - NUMBER OF RADIAL RINGS
C      NAXL  - NUMBER OF AXIAL SEGMENTS
. . . . .
*- INCLUDE KINETics                                for Kinetics model
PARAMETER( JAXL = 99, JRAD = 9 )
C      COMPONENT IDENTIFIERS
COMMON /KINE/ FUELMASS1(JAXL,JRAD),FUELTEMP1(JAXL,JRAD),POOLTEMP1,
+ FUELMASS2(JAXL,JRAD), FUELTEMP2(JAXL,JRAD), POOLTEMP2,POOLMASS,
C      + ITCOUNT, TCNTEND, TCNTEND0, ICORRN1, ICVHRN3, ICVTHRM, ITFTC,
+ ITCOUNT, TCNTEND, TCNTEND0, ICORRN1, ICVHRN3, ICVTHRM,
+ TF0, TC0, TF, TC, CKINE(24), NVAR,IND,TOL,NERR,NFCN
C
C      FUELMASS1(JAXL,JRAD) - FUEL PELLETT MASSES BEFORE CHANGE
C      FUELMASS2(JAXL,JRAD) - FUEL PELLETT MASSES AFTER CHANGE
C      FUELTEMP1(JAXL,JRAD) - FUEL TEMPERATURE BEFORE CHANGE
C      FUELTEMP2(JAXL,JRAD) - FUEL TEMPERATURE AFTER CHANGE
C      POOLTEMP1           - POOL TEMPERATURE BEFORE CHANGE
C      POOLTEMP2           - POOL TEMPERATURE AFTER CHANGE
C      POOLMASS            - MASS OF POOL
C      ITCOUNT             - TIME COUNT
C                          (AT FIRST 0,  ADD 1 PER EACH CALL      )
C      TCNTEND             - FINAL TIME (Accumulated DTC)
C      TCNTEND0            - FINAL TIME - Old value (Accumulated DTC)
C      ICORRN1             - CHECK FOR UPDATE FUEL TEMPERATURE (0/1)
C      ICVHRN3             - CHECK FOR UPDATE CORE-POOL TEMPERATURE (0/1)
C      ICVTHRM             - CHECK FOR UPDATE CORE-POOL MASS (0/1)
C      ITFTC               - CHECK FOR OLD/NEW VALUE (PKINETIC)
C      TF0, TC0            - OLD VALUE (FUEL TEMP. CORE-POOL TEMP)
C      TF, TC              - NEW VALUE (FUEL TEMP. CORE-POOL TEMP)
C      CKINE               - Described in subroutine RKF56 (within PKINETIC)
C      NVAR : NUMBER OF VARIABLES (OR DIFFERENTIAL EQUATIONS)

```

그림 5.2-2. 부프로그램 CORR1내의 FUELMASS 및 FUELTEMP 사용 위치 (계속)

```

C      IND   : COMMUNICATION VECTOR FOR INITIAL ENTRY
C      TOL   : TOLERANCE FOR ERROR CONTROL
C      NERR=0 WEIGHTS ARE 1/MAX(1,ABS(Y(K))
C      =1 ABSOLUTE ERROR CONTROL - WEIGHTS ARE 1
C      =2 RELATIVE      "      "      "      "      1/ABS(Y(K))
C      NFCN=MAX. NUMBER OF FUNCTION EVALUATION PER TIME STEP
C      DIMENSION FUELMASS1(JAXL,JRAD), FUELMASS2(JAXL,JRAD)
C      DIMENSION FUELTEMP1(JAXL,JRAD), FUELTEMP2(JAXL,JRAD)
*
      . . . . .

*===== Inserted for KINETICS
C      Initialize mass and temperature of fuel in 'KINE'
      IF ( ICORRN1 .EQ. 0 ) THEN
          DO 18 IR = 1, NRAD
              DO 19 IA = 1, NAXL
                  IF (IEXIST(IFU,IA,IR) .EQ. 1) THEN
                      FUELMASS1(IA,IR) = XMFU(1,IA,IR)
                      FUELTEMP1(IA,IR) = TMP(IFU,IA,IR)
                      FUELMASS2(IA,IR) = XMFU(1,IA,IR)
                      FUELTEMP2(IA,IR) = TMP(IFU,IA,IR)
                  END IF
19          CONTINUE
18          CONTINUE
      print *, '      *** Initialized mass and temperature of fuel,'
C
C      Calculate initial TF0 value
      AVETEMPF1 = 0.0
      TOTEMPF1 = 0.0
      TOTMASS1 = 0.0
C      Calculate average temperature of fuel
      DO 212 IA=NPLP+1, NAXL
          DO 202 IR=1, NRAD
              TOTMASS1 = TOTMASS1 + FUELMASS1(IA,IR)
              TOTEMPF1 = TOTEMPF1 + FUELTEMP1(IA,IR)*FUELMASS1(IA,IR)
202          CONTINUE
212         CONTINUE
          AVETEMPF1 = TOTEMPF1/TOTMASS1
          TF0 = AVETEMPF1
      print *, '      and calculated initial temperature of fuel,'
      +      ' for PKINETIC'
      print *, '      TF0 =', TF0
          ICORRN1 = 1
      END IF
*===== End of insertion
C
      . . . . .

      ISTRTL = 1

```

그림 5.2-2. 부프로그램 CORRN1내의 FUELMASS 및 FUELTEMP 사용 위치 (계속)

```

IF(MONBH.EQ.1) THEN
  IF (IDRY.EQ.1.AND.(IRTP.EQ.0.OR.IRTP.EQ.2)) ISTRTL = NTLP
END IF
DO 220 IA = ISTRTL, NAXL
DO 200 IR = 1, NRAD
  . . . . .

  IF (IEXIST(IFU,IA,IR) .EQ. 1) THEN
C-----
C      INTACT FUEL PELLETS EXIST - CALCULATE NET ENERGY SOURCE
C      AND UPDATE FUEL STATE VARIABLES
C-----
      ISTR = IFU
C
      DENET(IFU,IA,IR) = (DHEAT(IFU,IA,IR) + QCND(IFU,IA,IR) -
*        QGAP(IA,IR) + QRAD(IFU,IA,IR) - QCNV(IFU,IA,IR)) * DTC
C
      CALL CORUV2 (
*        DENET(IFU,IA,IR), TMP(IFU,IA,IR), HCAP(IFU,IA,IR), *999,
*        LUO2, XMFU(1,IA,IR), ESI(LUO2,IFU,IA,IR),
*        LHT, XMFU(2,IA,IR), ESI(LHT,IFU,IA,IR))
C
*----- Inserted for KINETICS
C      Update mass and temperature of fuel with new value
      IF (ICORRN1 .GT. 0) THEN
          FUELMASS1(IA,IR) = FUELMASS2(IA,IR)
          FUELTEMP1(IA,IR) = FUELTEMP2(IA,IR)
          FUELMASS2(IA,IR) = XMFU(1,IA,IR)
          FUELTEMP2(IA,IR) = TMP(IFU,IA,IR)
C      print *, '*** Fuel mass/temperature updated...'
      END IF
*----- End of insertion
C
      END IF
      . . . . .
      200 CONTINUE
      220 CONTINUE
      . . . . .
      RETURN
      END

```

그림 5.2-2. 부프로그램 CORRN1내의 FUELMASS 및 FUELTEMP 사용 위치

또한 MAAP4 code에서 핵연료의 평균온도를 산출하는 방법을 검토하였다. 부프로그램 HEATUP에서 'TCRAVG', 'MNOD(IJ)', 'TNOD(IJ)', 'MTOT' 변수를 사용하여

위의 수식 과 같이 질량을 고려한 방법으로 핵연료의 평균온도를 산출하고 있으며[5-2], 그 내용은 그림 5.2-3에 정리되어 있다.

위의 수식 (5-2-1) 을 FORTRAN program으로 구현하였으며, 이것과 관련하여 부프로그램 PKINETIC에 추가한 내용은 그림 5.2-4에 자세히 정리되어 있다.

```
SUBROUTINE HEATUP
  . . . . .
DO 415 J=1,JCHMAX
  . . . . .
DO 410 I=1,IRMAX
  . . . . .
  IF (MNOD(IJ).GT.TINY) THEN
    TCRHOT=MAX(TCRHOT,TNOD(IJ))
    TCRAVG=TCRAVG+TNOD(IJ)*MNOD(IJ)
    MTOT=MTOT+MNOD(IJ)
  ENDIF
C
410   CONTINUE
415   CONTINUE
C
  IF (MTOT.GT.TINY) THEN
    TCRAVG=TCRAVG/MTOT
  ELSE
    TCRHOT=100.E0
    TCRAVG=100.E0
  ENDIF
  . . . . .
```

그림 5.2-3. MAAP4 code내의 핵연료봉 평균온도 산출 위치

SUBROUTINE PKINETIC (TFPOWER)

. . . . .

\*===== Inserted by Sunhee Park, 98.11.

\*- INCLUDE CORDTC

```
C   CORE PACKAGE SUBCYCLING AND TIME STEP CONTROL VARIABLES
COMMON /CORDTC/
1  DTC,   DTCMIN, DTCREQ, DTCRQO, DTCLFT, DTSLFT, NCORCY, NCORCO,
2  NSUBMX, DTMPMX, DTMPCR, IAMX,  IRMX,  ISTRMX, NMX,   NCYOLD

C
C   DTC   - CORE PACKAGE TIME STEP (S)
C   DTCMIN - MINIMUM CORE PACKAGE TIME STEP (S)
C   DTCREQ - CORE PACKAGE TIME STEP REQUESTED FOR NEXT SUBCYCLE (S)
C   DTCRQO - OLD-TIME VALUE OF DTCREQ (S)
C   DTCLFT - TIME LEFT IN CORE PACKAGE TIME STEP (S)
C   DTSLFT - TIME LEFT IN SYSTEM TIME STEP (S)
C   NCORCY - NUMBER OF CORE PACKAGE SUBCYCLES SINCE BEGINNING OF PROBL
C   NCORCO - OLD-TIME VALUE OF NCORCY
C   NSUBMX - MAXIMUM NUMBER OF CORE PACKAGE SUBCYCLES IN A SYSTEM CYCL
C   DTMPMX - MAXIMUM TEMPERATURE CHANGE THAT OCCURRED FOR A CELL COMPO
C           DURING THE SUBCYCLE (K)
C   DTMPCR - CRITICAL TEMPERATURE CHANGE OF A COMPONENT TRIGGERING A
C           TIME STEP CUT (K)
C   IAMX  - AXIAL SEGMENT IN WHICH DTMPMX OCCURRED
C   IRMX  - RADIAL RING IN WHICH DTMPMX OCCURRED
C   ISTRMX - COMPONENT IN WHICH DTMPMX OCCURRED
C   NMX   - NUMBER OF SUCCESSIVE TIMES COMPONENT ISTRMX,IAMX,IRMX HAS
C           CONTROLLED THE CORE PACKAGE TIME STEP
C   NCYOLD - OLD SYSTEM CYCLE NUMBER
```

\*- INCLUDE MEXEI4

```
PARAMETER (NTMEX4=25)
COMMON /MEXEI4/ TEND,TPLNXT,      TEDNXT,      TRSNXT,
1  TMEDT(NTMEX4+1),DTMPLT(NTMEX4),DTMEDT(NTMEX4),DTMRES(NTMEX4),
2  DCPRES(NTMEX4),DTMMAX(NTMEX4),DTMMIN(NTMEX4),EXTIME(NTMEX4),
3  NCSTAR,      ITMINV,      NTMINV,      NXTIME
```

\*- INCLUDE CORDIM

```
C   ARRAY DIMENSIONS AND NEW TIME/OLD TIME OFFSETS
COMMON /CORDIM/
1  NRAD,  NAXL,  NNOD,  NXNOD,  NNTOT,  NTLP,  KCMP,  NCVOL,
2  NXVOL,  NVTOT,  NRELMX, NLH,  NPNTOT, NVOLUM, NEBAL,  NSUR,
3  IORCOR, IOICOR

C
C   NRAD  - NUMBER OF RADIAL RINGS
C   NAXL  - NUMBER OF AXIAL SEGMENTS
C   NNOD  - NUMBER OF CORE/LOWER PLENUM CELLS
C   NXNOD - NUMBER OF EXTERNAL CELLS OUTSIDE CORE/LOWER PLENUM
C   NNTOT - TOTAL NUMBER OF CELLS IN CORE PACKAGE
```

그림 5.2-4. 부프로그램 PKINETIC내의 핵연료봉 평균온도 산출 위치 (계속)

```

C      NTLP   - NUMBER OF AXIAL SEGMENTS IN LOWER PLENUM
C      KCOMP  - NUMBER OF POSSIBLE CELL COMPONENTS
C      NCVOL  - NUMBER OF CVH FLUID VOLUMES INTERFACED TO CORE/LP CELLS
C      NXVOL  - NUMBER OF CVH FLUID VOLUMES INTERFACED TO EXTERNAL CELLS
C      NVTOT  - TOTAL NUMBER OF CVH FLUID VOLUMES INTERFACED TO COR PACKA
C      NRELMX - MAXIMUM NUMBER OF RELOCATIONS BEFORE CALL TO RN1 INTERFAC
C      NLH    - NUMBER OF AXIAL LOWER HEAD NODES
C      NPNTOT - NUMBER OF LOWER HEAD PENETRATIONS
C      NVOLUM - FIRST DIMENSION OF VOLUME ARRAY
C      NEBAL  - FIRST DIMENSION OF EBAL ARRAY
C      NSUR   - NUMBER OF COMPONENT SURFACES
C      IORCOR - OLD-TIME/NEW-TIME OFFSET FOR REAL DATABASE
C      IOICOR - OLD-TIME/NEW-TIME OFFSET FOR INTEGER DATABASE
*
*- INCLUDE KINetics                                for Kinetics model
PARAMETER( JAXL = 99, JRAD = 9 )
C      COMPONENT IDENTIFIERS
COMMON /KINE/ FUELMASS1(JAXL, JRAD), FUELTEMP1(JAXL, JRAD), POOLTEMP1,
+ FUELMASS2(JAXL, JRAD), FUELTEMP2(JAXL, JRAD), POOLTEMP2, POOLMASS,
C      + ITCOUNT, TCNTEND, TCNTEND0, ICORRN1, ICVHRN3, ICVTHRM, ITFTC,
+ ITCOUNT, TCNTEND, TCNTEND0, ICORRN1, ICVHRN3, ICVTHRM,
+ TF0, TC0, TF, TC, CKINE(24), NVAR, IND, TOL, NERR, NFCN
C
C      FUELMASS1(JAXL, JRAD) - FUEL PELLETT MASSES BEFORE CHANGE
C      FUELMASS2(JAXL, JRAD) - FUEL PELLETT MASSES AFTER CHANGE
C      FUELTEMP1(JAXL, JRAD) - FUEL TEMPERATURE BEFORE CHANGE
C      FUELTEMP2(JAXL, JRAD) - FUEL TEMPERATURE AFTER CHANGE
C      POOLTEMP1              - POOL TEMPERATURE BEFORE CHANGE
C      POOLTEMP2              - POOL TEMPERATURE AFTER CHANGE
C      POOLMASS               - MASS OF POOL
C      ITCOUNT                 - TIME COUNT
C                               (AT FIRST 0, ADD 1 PER EACH CALL )
C      TCNTEND                 - FINAL TIME (Accumulated DTC)
C      TCNTEND0                - FINAL TIME - Old value (Accumulated DTC)
C      ICORRN1                 - CHECK FOR UPDATE FUEL TEMPERATURE (0/1)
C      ICVHRN3                 - CHECK FOR UPDATE CORE-POOL TEMPERATURE (0/1)
C      ICVTHRM                 - CHECK FOR UPDATE CORE-POOL MASS (0/1)
C      ITFTC                   - CHECK FOR OLD/NEW VALUE (PKINETIC)
C      TF0, TC0                - OLD VALUE (FUEL TEMP. CORE-POOL TEMP)
C      TF, TC                   - NEW VALUE (FUEL TEMP. CORE-POOL TEMP)
C      CKINE                    - Described in subroutine RKF56 (within PKINETIC)
C      NVAR : NUMBER OF VARIABLES (OR DIFFERENTIAL EQUATIONS)
C      IND  : COMMUNICATION VECTOR FOR INITIAL ENTRY
C      TOL  : TOLERANCE FOR ERROR CONTROL
C      NERR=0 WEIGHTS ARE 1/MAX(1,ABS(Y(K)))
C      =1 ABSOLUTE ERROR CONTROL - WEIGHTS ARE 1
C      =2 RELATIVE " " " " 1/ABS(Y(K))
C      NFCN=MAX. NUMBER OF FUNCTION EVALUATION PER TIME STEP
C      DIMENSION FUELMASS1(JAXL, JRAD), FUELMASS2(JAXL, JRAD)
C      DIMENSION FUELTEMP1(JAXL, JRAD), FUELTEMP2(JAXL, JRAD)

```

그림 5.2-4. 부프로그램 PKINETIC내의 핵연료봉 평균온도 산출 위치 (계속)



```

*----- End of insertion
. . . . .
C
C *****
C      INITIALIZATION
C *****
C      AVETEMPF1 = 0.0
C      TOTTEMPF1 = 0.0
C      TOTMASS1  = 0.0
C
C      AVETEMPF2 = 0.0
C      TOTTEMPF2 = 0.0
C      TOTMASS2  = 0.0
C
C *****
C      Calculate average temperature of fuel
C *****
C      DO 212 IA=NTLP+1, NAXL
C      DO 202 IR=1, NRAD
C      TOTMASS1 = TOTMASS1 + FUELMASS1(IA,IR)
C      TOTTEMPF1 = TOTTEMPF1 + FUELTEMP1(IA,IR)*FUELMASS1(IA,IR)
C      TOTMASS2 = TOTMASS2 + FUELMASS2(IA,IR)
C      TOTTEMPF2 = TOTTEMPF2 + FUELTEMP2(IA,IR)*FUELMASS2(IA,IR)
202      CONTINUE
212 CONTINUE
C
C      AVETEMPF1 = TOTTEMPF1/TOTMASS1
C      AVETEMPF2 = TOTTEMPF2/TOTMASS2
C
C      IF (ITFTC.NE. 0) THEN
C      TF0=TF
C      TC0=TC
C      print *, '          *** TF/TC ==>> TF0/TC0'
C      ELSE
C      ITFTC = 1
C      ENDIF
C      TF=AVETEMPF2
C      TC=POOLTEMP2
C      print *, '          *** AVE ==>> TF/TC'
C      print *, '          * Old value : f-temp0 =',TF0, ' c-temp0 =',TC0
C      print *, '          * New value : f-temp  =',TF, ' c-temp  =',TC
C
*----- End of insertion
. . . . .

RETURN
END

```

그림 5.2-4. 부프로그램 PKINETIC내의 핵연료봉 평균온도 산출 위치

### 5.2.3 노심 냉각재온도

노심 냉각재의 온도에 관련된 변수 및 내용은 표 5.2-3와 같다.

표 5.2-3. 노심 냉각재온도 변수 및 내용

Variable		내용
노심 냉각재	TEMPS	Temperature of pool(1), atmos(2) in volume V(K) (부프로그램내에서 TEMPSO 또는 TEMPSN으로도 사용됨) Common Deck에서 'XREALX' dimension으로 선언됨.
	POOLTEMP1 POOLTEMP2	POOL TEMPERATURE FOR OLD ANE NEW VALUE (신규추가변수)

동력학 module의 계산에 필요한 노심 냉각재의 온도는 부프로그램 CVHRN3에서 확인하였으며, 이것에 근거하여 노심 냉각재의 온도 값을 저장하기 위해 'POOLTEMP1', 'POOLTEMP2' 변수를 추가하여 사용하였고, 이것을 'KINE' common block에 선언하였다. 이러한 방식으로 변경된 부프로그램 CVHRN3의 내용은 그림 5.2-5에 자세히 정리되어 있다.

```

SUBROUTINE CVHRN3 ( IRN2ER , NUMMAT, NUMVOL, NNVOL,
. . . . .
*- INCLUDE KINetics                                for Kinetics model
   PARAMETER( JAXL = 99, JRAD = 9 )
C      COMPONENT IDENTIFIERS
COMMON /KINE/ FUELMASS1(JAXL,JRAD),FUELTEMP1(JAXL,JRAD),POOLTEMP1,
+ FUELMASS2(JAXL,JRAD), FUELTEMP2(JAXL,JRAD), POOLTEMP2,POOLMASS,
C + ITCOUNT, TCNTEND, TCNTEND0, ICORRN1, ICVHRN3, ICVTHRM, ITFTC,
+ ITCOUNT, TCNTEND, TCNTEND0, ICORRN1, ICVHRN3, ICVTHRM,
+ TF0, TC0, TF, TC, CKINE(24), NVAR,IND,TOL,NERR,NFCN
C
C      FUELMASS1(JAXL,JRAD) - FUEL PELLETT MASSES BEFORE CHANGE
C      FUELMASS2(JAXL,JRAD) - FUEL PELLETT MASSES AFTER CHANGE
C      FUELTEMP1(JAXL,JRAD) - FUEL TEMPERATURE BEFORE CHANGE
C      FUELTEMP2(JAXL,JRAD) - FUEL TEMPERATURE AFTER CHANGE
C      POOLTEMP1 - POOL TEMPERATURE BEFORE CHANGE
C      POOLTEMP2 - POOL TEMPERATURE AFTER CHANGE
C      POOLMASS - MASS OF POOL
C      ITCOUNT - TIME COUNT
C                  (AT FIRST 0, ADD 1 PER EACH CALL )
C      TCNTEND - FINAL TIME (Accumulated DTC)
C      TCNTEND0 - FINAL TIME - Old value (Accumulated DTC)
C      ICORRN1 - CHECK FOR UPDATE FUEL TEMPERATURE (0/1)
C      ICVHRN3 - CHECK FOR UPDATE CORE-POOL TEMPERATURE (0/1)
C      ICVTHRM - CHECK FOR UPDATE CORE-POOL MASS (0/1)
C      ITFTC - CHECK FOR OLD/NEW VALUE (PKINETIC)
C      TF0, TC0 - OLD VALUE (FUEL TEMP. CORE-POOL TEMP)
C      TF, TC - NEW VALUE (FUEL TEMP. CORE-POOL TEMP)
C      CKINE - Described in subroutine RKF56 (within PKINETIC)
C      NVAR : NUMBER OF VARIABLES (OR DIFFERENTIAL EQUATIONS)
C      IND : COMMUNICATION VECTOR FOR INITIAL ENTRY
C      TOL : TOLERANCE FOR ERROR CONTROL
C      NERR=0 WEIGHTS ARE 1/MAX(1,ABS(Y(K))
C      =1 ABSOLUTE ERROR CONTROL - WEIGHTS ARE 1
C      =2 RELATIVE " " " " 1/ABS(Y(K))
C      NFCN=MAX. NUMBER OF FUNCTION EVALUATION PER TIME STEP
C      DIMENSION FUELMASS1(JAXL,JRAD), FUELMASS2(JAXL,JRAD)
C      DIMENSION FUELTEMP1(JAXL,JRAD), FUELTEMP2(JAXL,JRAD)
*
. . . . .
ISUBCY = 0
C
===== Inserted for calculation of PKINETICS
C      Initialize temperature of core pool
C      Later core-pool control colume number must be generalized (now, #3)
      IF ( ICVHRN3.EQ. 0 ) THEN
          POOLTEMP1 = TEMPSN(1,3)
          POOLTEMP2 = TEMPSN(1,3)
          TC0 = TEMPSN(1,3)
      print *, ' *** Initialized temperature of core-pool,'

```

그림 5.2-5. 부프로그램 CVHRN3내의 POOLTEMP 사용 위치 (계속)

```

print *, '          and Calculated initial temperature of,
+      ' core-pool for PKINETIC'
print *, '          TCO =', TCO
          ICVHRN3 = 1
ENDIF
===== End of insertion
. . . . .

DO 110,IPORA=1,2
  TEMPSN(IPORA,NVOL) = X2(IPORA,NVOL,ITO)
  DPDEN(IPORA,NVOL) = X2(IPORA,NVOL,IDPDEO)
===== Inserted for calculation of PKINETICS
C      Update temperature of core pool with new value
      IF ( ICVHRN3 .GT. 0 .AND. IPORA .EQ. 1 .AND. NVOL .EQ. 3 ) THEN
        POOLTEMP1 = POOLTEMP2
        POOLTEMP2 = TEMPSN(IPORA,NVOL)
        print *, '          *** Pool temperature updated...!'
      ENDIF
===== End of insertion
110    CONTINUE
. . . . .
      RETURN
      END

```

그림 5.2-5. 부프로그램 CVHRN3내의 POOLTEMP 사용 위치

### 5.2.4 시간제어

시간제어에 관련된 변수 및 내용은 표 5.2-4과 같다.

표 5.2-4. 시간제어 변수 및 내용

Variable		내용
시간제어	DTC	CORE PACKAGE TIME STEP (S)
	TCNTEND	ACCUMULATED TIME STEP

동력학 module의 계산에 필요한 시간제어 변수는 5.1.3절의 분석에 근거하여 'CORDTC' common block에 저장된 'DTC'를 사용하였으며, 시간제어 'DTC' 값을

누적인 'TCNTEND' 변수를 추가로 사용했는데, 이는 미분방정식을 푸는 'RKF56' subroutine에서 입력으로 필요로 하기 때문이다. 이 변수들을 'KINE' common block에 선언하였다. 시간제어와 관련된 부프로그램 PKINETIC의 내용은 그림 5.2-6과 같다

```

SUBROUTINE PKINETIC      (TFPOWER)
C      INPUT :
C      None, but read from common block KINE
C      OUTPUT :
C      TFPOWER - Total fission power
C      . . . . .
*- INCLUDE CORDTC
C      CORE PACKAGE SUBCYCLING AND TIME STEP CONTROL VARIABLES
COMMON /CORDTC/
1  DTC,   DTCMIN, DTCREQ, DTCRQO, DTCLFT, DTSLFT, NCORCY, NCORCO,
2  NSUBMX, DTMPMX, DTMPCR, IAMX,  IRMX,  ISTRMX, NMX,  NCYOLD
C
C      DTC   - CORE PACKAGE TIME STEP (S)
C      DTCMIN - MINIMUM CORE PACKAGE TIME STEP (S)
C      DTCREQ - CORE PACKAGE TIME STEP REQUESTED FOR NEXT SUBCYCLE (S)
C      DTCRQO - OLD-TIME VALUE OF DTCREQ (S)
C      DTCLFT - TIME LEFT IN CORE PACKAGE TIME STEP (S)
C      DTSLFT - TIME LEFT IN SYSTEM TIME STEP (S)
C      NCORCY - NUMBER OF CORE PACKAGE SUBCYCLES SINCE BEGINNING OF PROBL
C      NCORCO - OLD-TIME VALUE OF NCORCY
C      NSUBMX - MAXIMUM NUMBER OF CORE PACKAGE SUBCYCLES IN A SYSTEM CYCL
C      DTMPMX - MAXIMUM TEMPERATURE CHANGE THAT OCCURRED FOR A CELL COMPO
C              DURING THE SUBCYCLE (K)
C      DTMPCR - CRITICAL TEMPERATURE CHANGE OF A COMPONENT TRIGGERING A
C              TIME STEP CUT (K)
C      IAMX  - AXIAL SEGMENT IN WHICH DTMPMX OCCURRED
C      IRMX  - RADIAL RING IN WHICH DTMPMX OCCURRED
C      ISTRMX - COMPONENT IN WHICH DTMPMX OCCURRED
C      NMX   - NUMBER OF SUCCESSIVE TIMES COMPONENT ISTRMX,IAMX,IRMX HAS
C              CONTROLLED THE CORE PACKAGE TIME STEP
C      NCYOLD - OLD SYSTEM CYCLE NUMBER
*-
*- INCLUDE KINETics                                for Kinetics model
PARAMETER( JAXL = 99, JRAD = 9 )
C      COMPONENT IDENTIFIERS
COMMON /KINE/ FUELMASS1(JAXL,JRAD),FUELTEMP1(JAXL,JRAD),POOLTEMP1,
+  FUELMASS2(JAXL,JRAD), FUELTEMP2(JAXL,JRAD), POOLTEMP2,POOLMASS,
C      +  ITCOUNT, TCNTEND, TCNTEND0, ICORRN1, ICVHRN3, ICVTHRM, ITFTC,
+  ITCOUNT, TCNTEND, TCNTEND0, ICORRN1, ICVHRN3, ICVTHRM,
+  TF0, TC0, TF, TC, CKINE(24), NVAR,IND,TOL,NERR,NFCN
C

```

그림 5.2-6. 부프로그램 PKINETIC내의 DTC와 TCNTEND 사용 위치 (계속)

```

C      FUELMASS1(JAXL,JRAD) - FUEL PELLET MASSES BEFORE CHANGE
C      FUELMASS2(JAXL,JRAD) - FUEL PELLET MASSES AFTER CHANGE
C      FUELTEMP1(JAXL,JRAD) - FUEL TEMPERATURE BEFORE CHANGE
C      FUELTEMP2(JAXL,JRAD) - FUEL TEMPERATURE AFTER CHANGE
C      POOLTEMP1           - POOL TEMPERATURE BEFORE CHANGE
C      POOLTEMP2           - POOL TEMPERATURE AFTER CHANGE
C      POOLMASS            - MASS OF POOL
C      ITCOUNT             - TIME COUNT
C                          (AT FIRST 0, ADD 1 PER EACH CALL      )
C      TCNTEND             - FINAL TIME (Accumulated DTC)
C      TCNTEND0            - FINAL TIME - Old value (Accumulated DTC)
C      ICORRN1             - CHECK FOR UPDATE FUEL TEMPERATURE (0/1)
C      ICVHRN3             - CHECK FOR UPDATE CORE-POOL TEMPERATURE (0/1)
C      ICVTHRM             - CHECK FOR UPDATE CORE-POOL MASS (0/1)
C      ITFTC               - CHECK FOR OLD/NEW VALUE (PKINETIC)
C      TF0, TC0            - OLD VALUE (FUEL TEMP. CORE-POOL TEMP)
C      TF, TC              - NEW VALUE (FUEL TEMP. CORE-POOL TEMP)
C      CKINE               - Described in subroutine RKF56 (within PKINETIC)
C      NVAR : NUMBER OF VARIABLES (OR DIFFERENTIAL EQUATIONS)
C      IND  : COMMUNICATION VECTOR FOR INITIAL ENTRY
C      TOL  : TOLERANCE FOR ERROR CONTROL
C      NERR=0 WEIGHTS ARE 1/MAX(1,ABS(Y(K)))
C           =1 ABSOLUTE ERROR CONTROL - WEIGHTS ARE 1
C           =2 RELATIVE " " " " " " " 1/ABS(Y(K))
C      NFCN=MAX. NUMBER OF FUNCTION EVALUATION PER TIME STEP
C      DIMENSION FUELMASS1(JAXL,JRAD), FUELMASS2(JAXL,JRAD)
C      DIMENSION FUELTEMP1(JAXL,JRAD), FUELTEMP2(JAXL,JRAD)
*
. . . . .

TCNTEND=TCNTEND + DTC
. . . . .

RETURN
END

```

그림 5.2-6. 부프로그램 PKINETIC내의 DTC와 TCNTEND 사용 위치

### 5.2.5 원자로 출력

원자로 출력에 관련된 변수 및 내용은 표 5.2-5와 같다.

표 5.2-5. 원자로 출력 변수 및 내용

Variable		내용
원자로 출력	QFISTO	원자로 내에서 생성된 출력 (단위 : W)

MELCOR code에서 취급하는 원자로 출력 중 동력학 module의 계산에 관련된 원자로 출력은 fission power인데, 5.1.4절의 분석에 근거하여 원자로 출력 값을 나타내는 'QFISTO' 변수를 사용하였고 동시에 동력학 module의 출력 변수로 사용되었다. 동력학 module의 입력인 핵연료봉 온도와 질량, 노심 냉각재 온도가 초기화 되지 않았을 경우, 부프로그램 CORPOW는 이전의 계산 방식대로 수행하여 원자로 출력 값을 계산하며, 핵연료봉 온도와 질량 및 노심 냉각재 온도 값이 주어졌을 경우에는 동력학 module을 호출하여 원자로 출력 값을 계산하도록 하였다. 이러한 방식으로 변경된 부프로그램 CORPOW의 내용은 그림 5.2-7에 자세히 정리되어 있다.

```

SUBROUTINE CORPOW (
  . . . . .
*- INCLUDE KINETics                                for Kinetics model
  PARAMETER( JAXL = 99, JRAD = 9 )
C      COMPONENT IDENTIFIERS
  COMMON /KINE/ FUELMASS1(JAXL,JRAD),FUELTEMP1(JAXL,JRAD),POOLTEMP1,
+   FUELMASS2(JAXL,JRAD), FUELTEMP2(JAXL,JRAD), POOLTEMP2,POOLMASS,
C   +   ITCOUNT, TCNTEND, TCNTEND0, ICORRN1, ICVHRN3, ICVTHRM, ITFTC,
+   ITCOUNT, TCNTEND, TCNTEND0, ICORRN1, ICVHRN3, ICVTHRM,
+   TF0, TC0, TF, TC, CKINE(24), NVAR,IND,TOL,NERR,NFCN

C      FUELMASS1(JAXL,JRAD) - FUEL PELLET MASSES BEFORE CHANGE
C      FUELMASS2(JAXL,JRAD) - FUEL PELLET MASSES AFTER CHANGE
C      FUELTEMP1(JAXL,JRAD) - FUEL TEMPERATURE BEFORE CHANGE
C      FUELTEMP2(JAXL,JRAD) - FUEL TEMPERATURE AFTER CHANGE
C      POOLTEMP1           - POOL TEMPERATURE BEFORE CHANGE
C      POOLTEMP2           - POOL TEMPERATURE AFTER CHANGE
C      POOLMASS            - MASS OF POOL
C      ITCOUNT             - TIME COUNT
C                          (AT FIRST 0,  ADD 1 PER EACH CALL      )
C      TCNTEND             - FINAL TIME (Accumulated DTC)
C      TCNTEND0            - FINAL TIME - Old value (Accumulated DTC)
C      ICORRN1             - CHECK FOR UPDATE FUEL TEMPERATURE (0/1)
C      ICVHRN3             - CHECK FOR UPDATE CORE-POOL TEMPERATURE (0/1)
C      ICVTHRM             - CHECK FOR UPDATE CORE-POOL MASS (0/1)
C      ITFTC               - CHECK FOR OLD/NEW VALUE (PKINETIC)
C      TF0, TC0            - OLD VALUE (FUEL TEMP. CORE-POOL TEMP)
C      TF, TC              - NEW VALUE (FUEL TEMP. CORE-POOL TEMP)
C      CKINE               - Described in subroutine RKF56 (within PKINETIC)
C      NVAR : NUMBER OF VARIABLES (OR DIFFERENTIAL EQUATIONS)
C      IND  : COMMUNICATION VECTOR FOR INITIAL ENTRY
C      TOL  : TOLERANCE FOR ERROR CONTROL
C      NERR=0 WEIGHTS ARE 1/MAX(1,ABS(Y(K)))
C      =1 ABSOLUTE ERROR CONTROL - WEIGHTS ARE 1
C      =2 RELATIVE " " " " " " 1/ABS(Y(K))
C      NFCN=MAX. NUMBER OF FUNCTION EVALUATION PER TIME STEP
C      DIMENSION FUELMASS1(JAXL,JRAD), FUELMASS2(JAXL,JRAD)
C      DIMENSION FUELTEMP1(JAXL,JRAD), FUELTEMP2(JAXL,JRAD)
*
  . . . . .

  POWINS = ZERO

C
*===== Inserted for KINETICS
*----- Call PKINETIC for calculation of kinetic module
C      ITS OUTPUT IS POWER NAMED QFISTO
C      If check value was initialized, calculate PKINETIC method
C      If not, calculate original method
  IF ( ICORRN1 .EQ. 0 .OR. ICVHRN3 .EQ. 0 ) GOTO 37
  CALL PKINETIC (QFISTO)

```

그림 5.2-7. 부프로그램 CORPOW내의 QFISTO 사용 위치 (계속)



```

print *, '    *** QFISTO from PKINETIC =', QFISTO
GOTO 38
C
===== End of insertion
*-      Below part is done when ITCOUNT = 0
C
37      IF (ICFFIS .GT. 0) THEN
C        ICFFIS SPECIFIES CONTROL FUNCTION THAT GIVES LIQUID LEVEL TO BE
C        USED IN CHEXAL-LAYMAN CORRELATION
C        FOR NOW, SET TOP OF ACTIVE FUEL ELEVATION TO TOP OF CORE
        ZTAF = Z(NAXL) + DZ(NAXL)
        ZREF = ONE
        ZLL = CFRVAL (ICFFIS, JERROR) - ZTAF
        Z0 = C1301(4) * (PVSL / C1301(6))**C1301(5)
        HCL = MAX ((ZLL + Z0), ZERO)
        IF (HCL .GT. 10.) CALL MEXSTP (CHMESA, NCHMSA)
        QFISTO = OPRPOW * C1301(1) * (ZREF*CUNIT1)**C1301(3) *
*        (PVSL/C1301(6))**C1301(2) * (HCL/ZREF)**C1301(3)
        IF (JERROR .NE. 0) CALL MEXSTP (CHMESA, NCHMSA)
        ELSE
C        ICFFIS SPECIFIES CONTROL FUNCTION THAT GIVES TOTAL FISSION POWER
        QFISTO = CFRVAL (-ICFFIS, JERROR)
        IF (JERROR .NE. 0) CALL MEXSTP (CHMESA, NCHMSA)
        END IF
print *, '    *** QFISTO from original =', QFISTO
C
. . . . .
RETURN
END

```

그림 5.2-7. 부프로그램 CORPOW내의 QFISTO 사용 위치

### 5.2.6 노심 냉각재 질량

질량을 계산하는데 사용되는 material은 liquid, fog, vapor의 3개이며, 이것은 부프로그램 CVTNEQ와 CVTWGE에서 계산된다. 입력 변수인 'XMASSO'의 해당 volume에 대한 모든 material (liquid, fog, vapor)의 질량을 더한 값이 노심 냉각재의 질량을 나타내며, 이 값을 가져오기 위해 부프로그램 CVTNEQ와 CVTWGE가 수행된 직 후, 출력 변수인 'XMASSN'의 해당 volume에 대한 각각의 material(liquid,

fog, vapor)의 값에 갱신된다. 노심 냉각재 질량에 관련된 변수 및 내용은 표 5.2-6와 같다.

표 5.2-6. 노심내 냉각재 질량 변수 및 내용

Variable		내용
노심 냉각재 질량	XMASSO	Volume V의 Material M에 대한 질량 (Old value, 단위 : KG)
	XMASSN	Volume V의 Material M에 대한 질량 (New value, 단위 : KG)
	POOLMASS	노심 냉각재의 질량 (단위 : KG, 추가변수)

동력학 module의 계산에 필요한 노심 냉각재의 질량은 부프로그램 CVTHRM에서 확인하였으며, 이것에 근거하여 'POOLMASS' 변수를 추가하여 사용하였고, 이것을 'KINE' common block에 선언하였다. 이러한 방식으로 변경된 부프로그램 CVTHRM의 내용은 그림 5.2-8에 자세히 정리되어 있다.

```

SUBROUTINE CVTHRM (
C
C DIMENSIONS, I/O SWITCHES, ETC
  1 ICVNUM , ICVFLG , NUMVOL , NUMMAT , IGERR , IERROR ,
C
C OLD VARIABLES INPUT
  2 CVVOL , ETOTLO , PVOLO , TEMPSO , CVVOLO , XMASSO ,
C
C NEW VARIABLES OUTPUT
  3 CTEN , CVN , CPN , ETOTLN , HTOTLN , PPARTN ,
  4 PVOLN , TEMPSN , CVVOLN , XMASSN , DPDEN , DPDMN ,
  5 PROPSN , VSATN , TSPCN )
C
C*****
C CONTROL VOLUME THERMODYNAMICS PACKAGE
C EVALUATES NEW THERMODYNAMIC STATE FOR ALL ACTIVE CONTROL VOLUMES
C INPUT:
C ICVNUM = ARRAY OF USER NUMBERS FOR CONTROL VOLUMES
C ICVFLG(I,V) = CONTROL VOLUME FLAGS AND SWITCHS FOR VOLUME V
C I=KCVTHR: (1/2) FOR (EQUILIB/NON-EQUILIB) THERMO
C I=KCVACT: (0/OTHER) FOR (ACTIVE/INACTIVE) VOLUME
C I=KPFSW : (0/1/2) FOR (BOTH/NO POOL/NO FOG)
C NUMVOL = NUMBER OF CONTROL VOLUMES
C NUMMAT = NUMBER OF MATERIALS THAT MAY BE IN THE VOLUME
C
C CVVOL(V) = VOLUME OF MATERIAL IN CONTROL VOLUME V. (M**3)
C
C OLD PROPERTIES INPUT:
C ETOTLO(*,V) = TOTAL ENERGY OF POOL, ATMOSPHERE, VOL V (J)
C PVOLO(V) = TOTAL PRESSURE IN VOLUME V (PA)
C TEMPSO(*,V) = TEMP OF POOL(1) AND ATM(2) IN VOL V (K)
C CVVOLO(*,V) = VOL OF POOL(1), FOG(2), VAP(3) IN VOL V (M3)
C XMASSO(M,V) = MASS OF MATERIAL M IN VOL V (KG)
C
C NEW PROPERTIES OUTPUT:
C CTEN(M,V) = COEF THERM EXPAN OF MATERIAL M, VOL V (1/K)
C CVN(M,V) = CONST-V SPECIF HEAT MATERIAL M, VOL V (J/KG.K)
C CPN(M,V) = CONST-P SPECIF HEAT MATERIAL M, VOL V (J/KG.K)
C ETOTLN(M,V) = TOTAL ENERGY OF MATERIAL M, VOL V (J)
C HTOTLN(M,V) = TOTAL ENTHALPY OF MATERIAL M, VOL V (J)
C PPARTN(M,V) = PARTIAL PRESSURE OF MATERIAL M, VOL V (PA)
C PVOLN(V) = TOTAL PRESSURE IN VOLUME V (PA)
C TEMPSN(*,V) = TEMP OF POOL(1) AND ATM(2) IN VOL V (K)
C CVVOLN(*,V) = VOL OF POOL(1), FOG(2), VAP(3) IN VOL V (M3)
C XMASSN(M,V) = MASS OF MATERIAL M IN VOL V (KG)
C DPDEN(*,V) = (DP/DE)*M,V, POOL(1) AND ATM(2), VOL V (PA/J)
C DPDMN(M,V) = (DP/DM)E,V FOR MATERIAL M IN VOL V (PA/KG)
C PROPSN(*,V) = THERMODYNAMIC DATA FOR VOLUME V
C (SEE POINTERS IN CVTPRP)
C VSATN(*,*,V) = SATURATION PROPS DATA FOR VOLUME V

```

그림 5.2-8. 부프로그램 CVTHRM내의 POOLMASS 사용 위치 (계속)

```

C          (SEE POINTERS IN SATDAT)
C      TSPCN(*,*,V) = SPECIFIC THERMO DATA FOR VOLUME V
C          (SEE POINTERS IN CVHSP)
C
C      OTHER OUTPUT:
C      IGERR      = GLOBAL ERROR FLAG (0/1) FOR (NO ERROR/ERROR)
C      IERROR(V) = ERROR FLAG FOR VOLUME V
C                = 0   FOR NO ERROR
C                = 1   IF CVTSVE FAILED TO CONVERGE VOLUME (EQL)
C                = 2   IF TEMPERATURE (POOL OR ATMOSPHERE) TOO LOW
C                = 3   IF TEMPERATURE (POOL OR ATMOSPHERE) TOO HIGH
C                = 4   IF VOLUME ITERATION FAILED TO CONVERGE (NEQ)
C                = 5   IF NO POOL OR NO ATMOSPHERE (NEQ)
C                = 6   IF CVTSVE FAILED TO CONVERGE POOL (NEQ)
C                = 7   IF CVTSVE FAILED TO CONVERGE ATMOS (NEQ)
C                = 10  FOR NON-POSITIVE VOLUME
C                = 20  FOR NEGATIVE MATERIAL MASS OR NO MASS
C                = 30  FOR INVALID THERMO OPTION FLAG
C                = -1  IF WATER DENSITY TOO GREAT FOR H2O PACKAGE
C                = -3  IF COMPRESSIBILITY OF WATER IS NEGATIVE
C
C      . . . . .
C
C      *- INCLUDE KINetics                                for Kinetics model
C      PARAMETER( JAXL = 99, JRAD = 9 )
C      COMPONENT IDENTIFIERS
C      COMMON /KINE/ FUELMASS1(JAXL,JRAD),FUELTEMP1(JAXL,JRAD),POOLTEMP1,
+      FUELMASS2(JAXL,JRAD), FUELTEMP2(JAXL,JRAD), POOLTEMP2,POOLMASS,
C      +      ITCOUNT, TCNTEND, TCNTEND0, ICORRN1, ICVHRN3, ICVTHRM, ITFTC,
+      ITCOUNT, TCNTEND, TCNTEND0, ICORRN1, ICVHRN3, ICVTHRM,
+      TF0, TC0, TF, TC, CKINE(24), NVAR,IND,TOL,NERR,NFCN
C
C      FUELMASS1(JAXL,JRAD) - FUEL PELLETT MASSES BEFORE CHANGE
C      FUELMASS2(JAXL,JRAD) - FUEL PELLETT MASSES AFTER CHANGE
C      FUELTEMP1(JAXL,JRAD) - FUEL TEMPERATURE BEFORE CHANGE
C      FUELTEMP2(JAXL,JRAD) - FUEL TEMPERATURE AFTER CHANGE
C      POOLTEMP1              - POOL TEMPERATURE BEFORE CHANGE
C      POOLTEMP2              - POOL TEMPERATURE AFTER CHANGE
C      POOLMASS               - MASS OF POOL
C      ITCOUNT                - TIME COUNT
C                          (AT FIRST 0,  ADD 1 PER EACH CALL      )
C      TCNTEND                - FINAL TIME (Accumulated DTC)
C      TCNTEND0               - FINAL TIME - Old value (Accumulated DTC)
C      ICORRN1                - CHECK FOR UPDATE FUEL TEMPERATURE (0/1)
C      ICVHRN3                - CHECK FOR UPDATE CORE-POOL TEMPERATURE (0/1)
C      ICVTHRM                - CHECK FOR UPDATE CORE-POOL MASS (0/1)
C      ITFTC                  - CHECK FOR OLD/NEW VALUE (PKINETIC)
C      TF0, TC0               - OLD VALUE (FUEL TEMP. CORE-POOL TEMP)
C      TF, TC                 - NEW VALUE (FUEL TEMP. CORE-POOL TEMP)

```

그림 5.2-8. 부프로그램 CVTHRM내의 POOLMASS 사용 위치 (계속)

```

C      CKINE          -   Described in subroutine RKF56 (within PKINETIC)
C      NVAR   : NUMBER OF VARIABLES (OR DIFFERENTIAL EQUATIONS)
C      IND    : COMMUNICATION VECTOR FOR INITIAL ENTRY
C      TOL    : TOLERANCE FOR ERROR CONTROL
C      NERR=0 WEIGHTS ARE 1/MAX(1,ABS(Y(K))
C      =1 ABSOLUTE ERROR CONTROL - WEIGHTS ARE 1
C      =2 RELATIVE " " " " " " 1/ABS(Y(K))
C      NFCN=MAX. NUMBER OF FUNCTION EVALUATION PER TIME STEP
C      DIMENSION FUELMASS1(JAXL,JRAD), FUELMASS2(JAXL,JRAD)
C      DIMENSION FUELTEMP1(JAXL,JRAD), FUELTEMP2(JAXL,JRAD)
*
      . . . . .

DO 1000,NVOL=1,NUMVOL

      . . . . .

      CALL CVTWGE (
C      C.V. NUMBER, DIMENSION, VOLUME, INVENTORY, OLD TEMPERATURES
1      ICVNUM(NVOL), NUMMAT, CVVOL(NVOL), XMASSO(1,NVOL), ETOTAL,
1      TEMPSO(2,NVOL),
C      POOL/FOG SWITCH
2      ICVFLG(KPFSW,NVOL),
C      NEW PROPERTIES OUTPUT:
3      PVOLN(NVOL), CVVOLN(1,NVOL), CVVOLN(2,NVOL), CVVOLN(3,NVOL),
3      TEMPSN(1,NVOL), TEMPSN(2,NVOL),
4      CTEN(1,NVOL), CVN(1,NVOL), CPN(1,NVOL), ETOTLN(1,NVOL),
4      HTOTLN(1,NVOL), PPARTN(1,NVOL), XMASSN(1,NVOL),
5      DPDEN(1,NVOL), DPDMN(1,NVOL), PROPSN(1,NVOL), TSPCN(1,1,NVOL),
C      ERROR FLAG
6      JERROR )
C
*===== Inserted for calculation of PKINETICS
      IF ( NVOL .NE. 3 ) GO TO 210
      POOLMASS = XMASSN(1,3) + XMASSN(2,3) + XMASSN(3,3)
C      print *, 'Poolmass :',XMASSN(1,3),XMASSN(2,3),XMASSN(3,3)
C      Initialize mass of core pool
      IF ( ICVTHRM .EQ. 0 ) THEN
      print *, '      *** Initialized mass of core-pool'
      print *, '      POOLMASS =', POOLMASS
      ICVTHRM = 1
      ENDIF
*===== End of insertion

      . . . . .

      CALL CVTNEQ (
C      C.V. NUMBER, DIMENSION, VOLUME, INVENTORY, OLD TEMPERATURES
1      ICVNUM(NVOL), NUMMAT, CVVOL(NVOL), XMASSO(1,NVOL),
1      ETOTLO(1,NVOL), ETOTLO(2,NVOL), TEMPSO(1,NVOL),

```

그림 5.2-8. 부프로그램 CVTHRM내의 POOLMASS 사용 위치 (계속)

```

C      VALUES FOR PDV WORK
2      CVVOLO(1,NVOL), XPDVWK, PVOLO(NVOL),
C      NEW PROPERTIES OUTPUT:
3      PVOLN(NVOL), CVVOLN(1,NVOL), CVVOLN(2,NVOL), CVVOLN(3,NVOL),
3      TEMPSN(1,NVOL), TEMPSN(2,NVOL),
4      CTEN(1,NVOL), CVN(1,NVOL), CPN(1,NVOL), ETOTLN(1,NVOL),
4      HTOTLN(1,NVOL), PPARTN(1,NVOL), XMASSN(1,NVOL),
5      DPDEN(1,NVOL), DPDMN(1,NVOL), PROPSN(1,NVOL), TSPCN(1,1,NVOL),
C      ERROR FLAG
6      JERROR )
C
=====      Inserted for calculation of PKINETICS
      IF ( NVOL .NE. 3 ) GO TO 310
      POOLMASS = XMASSN(1,3) + XMASSN(2,3) + XMASSN(3,3)
C      print *, 'Poolmass :',XMASSN(1,3),XMASSN(2,3),XMASSN(3,3)
C      Initialize mass of core pool
          IF ( ICVTHRM .EQ. 0 ) THEN
              print *, '      *** Initialized mass of core-pool'
              print *, '      POOLMASS =', POOLMASS
              ICVTHRM = 1
          ENDIF
=====      End of insertion

      . . . . .

      CALL CVTWGE (
C      C.V. NUMBER, DIMENSION, VOLUME, INVENTORY, OLD TEMPERATURES
1      ICVNUM(NVOL), NUMMAT, CVVOL(NVOL), XMASSO(1,NVOL), ETOTAL,
1      TEMPSO(2,NVOL),
C      POOL/FOG SWITCH
2      ICVFLG(KPFSW,NVOL),
C      NEW PROPERTIES OUTPUT:
3      PVOLN(NVOL), CVVOLN(1,NVOL), CVVOLN(2,NVOL), CVVOLN(3,NVOL),
3      TEMPSN(1,NVOL), TEMPSN(2,NVOL),
4      CTEN(1,NVOL), CVN(1,NVOL), CPN(1,NVOL), ETOTLN(1,NVOL),
4      HTOTLN(1,NVOL), PPARTN(1,NVOL), XMASSN(1,NVOL),
5      DPDEN(1,NVOL), DPDMN(1,NVOL), PROPSN(1,NVOL), TSPCN(1,1,NVOL),
C      ERROR FLAG
6      JERROR )
C
=====      Inserted for calculation of PKINETICS
      IF ( NVOL .NE. 3 ) goto 1000
      POOLMASS = XMASSN(1,3) + XMASSN(2,3) + XMASSN(3,3)
C      print *, 'Poolmass :',XMASSN(1,3),XMASSN(2,3),XMASSN(3,3)
C      Initialize mass of core pool
          IF ( ICVTHRM .EQ. 0 ) THEN
              print *, '      *** Initialized mass of core-pool'
              print *, '      POOLMASS =', POOLMASS
              ICVTHRM = 1
          ENDIF

```

그림 5.2-8. 부프로그램 CVTHRM내의 POOLMASS 사용 위치 (계속)

```
*===== End of insertion
C
1000 CONTINUE
      . . . . .
      RETURN
      END
```

그림 5.2-8. 부프로그램 CVTHRM내의 POOLMASS 사용 위치

### 5.2.7 PKINETIC Module의 연결

#### 5.2.7.1 동력학 module

동력학 module을 기존의 MELCOR에 연결시키기 위해 추가되어야 할 부분은 MELCOR 부분에서 계산되는 핵연료봉의 온도와 질량, 노심 냉각재 온도와 질량, 시간제어 변수이며, 이것들을 기존의 'CORDTC' common block과 신규로 추가한 'KINE' common block에 선언하여 PKINETIC에서 사용한다. 구현한 자세한 내용은 그림 5.2-9에 굵은 글자체로 구분하였다. 프로그램의 수정시 MELCOR execution을 생성하기 위한 절차는 첨부 4에 자세히 설명되어 있다.

```

SUBROUTINE PKINETIC      (TFPOWER)
C   INPUT :
C       None, but read from common block KINE
C   OUTPUT :
C       TFPOWER - Total fission power
C *****
C   . . . . .

*===== Inserted by Sunhee Park, 98.11.
*- INCLUDE CORDTC
C   CORE PACKAGE SUBCYCLING AND TIME STEP CONTROL VARIABLES
COMMON /CORDTC/
1   DTC,   DTCMIN, DTCREQ, DTCRQO, DTCLFT, DTSLFT, NCORCY, NCORCO,
2   NSUBMX, DTMPMX, DTMPCR, IAMX,   IRMX,   ISTRMX, NMX,   NCYOLD
C
C   DTC   - CORE PACKAGE TIME STEP (S)
C   DTCMIN - MINIMUM CORE PACKAGE TIME STEP (S)
C   DTCREQ - CORE PACKAGE TIME STEP REQUESTED FOR NEXT SUBCYCLE (S)
C   DTCRQO - OLD-TIME VALUE OF DTCREQ (S)
C   DTCLFT - TIME LEFT IN CORE PACKAGE TIME STEP (S)
C   DTSLFT - TIME LEFT IN SYSTEM TIME STEP (S)
C   NCORCY - NUMBER OF CORE PACKAGE SUBCYCLES SINCE BEGINNING OF PROBL
C   NCORCO - OLD-TIME VALUE OF NCORCY
C   NSUBMX - MAXIMUM NUMBER OF CORE PACKAGE SUBCYCLES IN A SYSTEM CYCL
C   DTMPMX - MAXIMUM TEMPERATURE CHANGE THAT OCCURRED FOR A CELL COMPO
C           DURING THE SUBCYCLE (K)
C   DTMPCR - CRITICAL TEMPERATURE CHANGE OF A COMPONENT TRIGGERING A
C           TIME STEP CUT (K)
C   IAMX   - AXIAL SEGMENT IN WHICH DTMPMX OCCURRED
C   IRMX   - RADIAL RING IN WHICH DTMPMX OCCURRED
C   ISTRMX - COMPONENT IN WHICH DTMPMX OCCURRED
C   NMX    - NUMBER OF SUCCESSIVE TIMES COMPONENT ISTRMX,IAMX,IRMX HAS
C           CONTROLLED THE CORE PACKAGE TIME STEP
C   NCYOLD - OLD SYSTEM CYCLE NUMBER
*
*- INCLUDE MEXEI4
PARAMETER (NTMEX4=25)
COMMON /MEXEI4/ TEND,TPLNXT,   TEDNXT,   TRSNXT,
1   TMEDT(NTMEX4+1),DTMPLT(NTMEX4),DTMEDT(NTMEX4),DTMRES(NTMEX4),
2   DCPRES(NTMEX4), DTMMAX(NTMEX4),DTMMIN(NTMEX4),EXTIME(NTMEX4),
3   NCSTAR,   ITMINV,   NTMINV,   NXTIME
*
*- INCLUDE CORDIM
C   ARRAY DIMENSIONS AND NEW TIME/OLD TIME OFFSETS
COMMON /CORDIM/
1   NRAD,  NAXL,  NNOD,  NXNOD,  NNTOT,  NTLP,  KCMP,  NCVOL,
2   NXVOL,  NVTOT,  NRELMX,  NLH,  NPNTOT,  NVOLUM,  NEBAL,  NSUR,
3   IORCOR,  IOICOR
C

```

그림 5.2-9. 부프로그램 PKINETIC 내용 (계속)



```

C   NRAD   - NUMBER OF RADIAL RINGS
C   NAXL   - NUMBER OF AXIAL SEGMENTS
C   NNOD   - NUMBER OF CORE/LOWER PLENUM CELLS
C   NXNOD  - NUMBER OF EXTERNAL CELLS OUTSIDE CORE/LOWER PLENUM
C   NNTOT  - TOTAL NUMBER OF CELLS IN CORE PACKAGE
C   NTLP   - NUMBER OF AXIAL SEGMENTS IN LOWER PLENUM
C   KCMP   - NUMBER OF POSSIBLE CELL COMPONENTS
C   NCVOL  - NUMBER OF CVH FLUID VOLUMES INTERFACED TO CORE/LP CELLS
C   NXVOL  - NUMBER OF CVH FLUID VOLUMES INTERFACED TO EXTERNAL CELLS
C   NVTOT  - TOTAL NUMBER OF CVH FLUID VOLUMES INTERFACED TO COR PACKA
C   NRELMX - MAXIMUM NUMBER OF RELOCATIONS BEFORE CALL TO RN1 INTERFAC
C   NLH    - NUMBER OF AXIAL LOWER HEAD NODES
C   NPNTOT - NUMBER OF LOWER HEAD PENETRATIONS
C   NVOLUM - FIRST DIMENSION OF VOLUME ARRAY
C   NEBAL  - FIRST DIMENSION OF EBAL ARRAY
C   NSUR   - NUMBER OF COMPONENT SURFACES
C   IORCOR - OLD-TIME/NEW-TIME OFFSET FOR REAL DATABASE
C   IOICOR - OLD-TIME/NEW-TIME OFFSET FOR INTEGER DATABASE
*
*- INCLUDE KINetics                                for Kinetics model
   PARAMETER( JAXL = 99, JRAD = 9 )
C   COMPONENT IDENTIFIERS
   COMMON /KINE/ FUELMASS1(JAXL,JRAD),FUELTEMP1(JAXL,JRAD),POOLTEMP1,
+  FUELMASS2(JAXL,JRAD), FUELTEMP2(JAXL,JRAD), POOLTEMP2,POOLMASS,
C   +  ITCOUNT, TCNTEND, TCNTEND0, ICORRN1, ICVHRN3, ICVTHRM, ITFTC,
+  ITCOUNT, TCNTEND, TCNTEND0, ICORRN1, ICVHRN3, ICVTHRM,
+  TF0, TC0, TF, TC, CKINE(24), NVAR,IND,TOL,NERR,NFCN
C
C   FUELMASS1(JAXL,JRAD) - FUEL PELLETT MASSES BEFORE CHANGE
C   FUELMASS2(JAXL,JRAD) - FUEL PELLETT MASSES AFTER CHANGE
C   FUELTEMP1(JAXL,JRAD) - FUEL TEMPERATURE BEFORE CHANGE
C   FUELTEMP2(JAXL,JRAD) - FUEL TEMPERATURE AFTER CHANGE
C   POOLTEMP1             - POOL TEMPERATURE BEFORE CHANGE
C   POOLTEMP2             - POOL TEMPERATURE AFTER CHANGE
C   POOLMASS              - MASS OF POOL
C   ITCOUNT               - TIME COUNT
C                           (AT FIRST 0, ADD 1 PER EACH CALL      )
C   TCNTEND                - FINAL TIME (Accumulated DTC)
C   TCNTEND0               - FINAL TIME - Old value (Accumulated DTC)
C   ICORRN1                - CHECK FOR UPDATE FUEL TEMPERATURE (0/1)
C   ICVHRN3                - CHECK FOR UPDATE CORE-POOL TEMPERATURE (0/1)
C   ICVTHRM                - CHECK FOR UPDATE CORE-POOL MASS (0/1)
C   ITFTC                  - CHECK FOR OLD/NEW VALUE (PKINETIC)
C   TF0, TC0               - OLD VALUE (FUEL TEMP. CORE-POOL TEMP)
C   TF, TC                 - NEW VALUE (FUEL TEMP. CORE-POOL TEMP)
C   CKINE                  - Described in subroutine RKF56 (within PKINETIC)
C   NVAR : NUMBER OF VARIABLES (OR DIFFERENTIAL EQUATIONS)
C   IND  : COMMUNICATION VECTOR FOR INITIAL ENTRY
C   TOL  : TOLERANCE FOR ERROR CONTROL
C   NERR=0 WEIGHTS ARE 1/MAX(1,ABS(Y(K)))

```

그림 5.2-9. 부프로그램 PKINETIC 내용 (계속)

```

C          =1 ABSOLUTE ERROR CONTROL - WEIGHTS ARE 1
C          =2 RELATIVE      "      "      "      "      1/ABS(Y(K))
C          NFCN=MAX. NUMBER OF FUNCTION EVALUATION PER TIME STEP
C          DIMENSION FUELMASS1(JAXL,JRAD), FUELMASS2(JAXL,JRAD)
C          DIMENSION FUELTEMP1(JAXL,JRAD), FUELTEMP2(JAXL,JRAD)
C          *===== End of insertion
C
C          . . . . .
C
C          DATA ATF/-.0282E-3,-.0290E-3,-.039E-3,-.039E-3,-.00968E-3/
C          DATA ATC/-.0874E-3,-.4761E-3,-.111E-3,-.560E-3,-.08960E-3/
C          DATA QTC/2815.0E6,2815.0E6,2775.0E6,2775.0E6,27.5E6/
C          OPEN (6, FILE='pkinetic.out')
C          OPEN (7, FILE='PK_TEMP')
C          npl_flag=2
C          *===== Inserted by Sunhee Park, 98.11.
C
C          *****
C          INITIALIZATION
C          *****
C          AVETEMPF1 = 0.0
C          TOTEMPF1 = 0.0
C          TOTMASS1  = 0.0
C
C          AVETEMPF2 = 0.0
C          TOTEMPF2 = 0.0
C          TOTMASS2  = 0.0
C
C          *****
C          Calculate average temperature of fuel
C          *****
C          print *, '    *** PKINETIC.F : NTLF =', NTLF
C          DO 212 IA=NTLF+1, NAXL
C          DO 202 IR=1, NRAD
C          TOTMASS1  = TOTMASS1  + FUELMASS1(IA,IR)
C          TOTEMPF1 = TOTEMPF1 + FUELTEMP1(IA,IR)*FUELMASS1(IA,IR)
C          TOTMASS2  = TOTMASS2  + FUELMASS2(IA,IR)
C          TOTEMPF2 = TOTEMPF2 + FUELTEMP2(IA,IR)*FUELMASS2(IA,IR)
202      CONTINUE
212      CONTINUE
C
C          AVETEMPF1 = TOTEMPF1/TOTMASS1
C          AVETEMPF2 = TOTEMPF2/TOTMASS2
C
C          IF (ITFTC .NE. 0 ) THEN
C          TF0=TF
C          TC0=TC
C          print *, '    *** TF/TC ==>> TF0/TC0'
C          ELSE
C          ITFTC = 1

```

그림 5.2-9. 부프로그램 PKINETIC 내용 (계속)

```

C      ENDIF
      TF=AVETEMP2
      TC=POOLTEMP2
C      print *, '          *** NEW VALUE ==>> TF/TC'
C      print *, '          * Old value : f-temp0 =',TF0, ' c-temp0 =',TC0
C      print *, '          * New value : f-temp  =',TF,  ' c-temp  =',TC
C
*===== End of insertion
      . . . . .

      CALL RKF56(N,T,TCNTEND,TOL,IND,C)
      ENDIF
C=====
C --- PRINT OUTPUT
C=====
      TFPOWER = QC
      ITCOUNT=ITCOUNT+1
      . . . . .

      RETURN
      END

      SUBROUTINE RKF56(N,X,XEND,TOL,IND,CKINE)
      . . . . .
      CALL FCN(N,X,W(1,1))
      . . . . .
      RETURN
      END

      SUBROUTINE FCN(N,T,YT)
      . . . . .
      CALL DYNAMIC(N,T)
      . . . . .
      RETURN
      END

      SUBROUTINE DYNAMIC(N,T)
      . . . . .

* INCLUDE KINETics                                for Kinetics model
      PARAMETER( JAXL = 99, JRAD = 9 )
C      COMPONENT IDENTIFIERS
      COMMON /KINE/ FUELMASS1(JAXL,JRAD),FUELTEMP1(JAXL,JRAD),POOLTEMP1,
+   FUELMASS2(JAXL,JRAD), FUELTEMP2(JAXL,JRAD), POOLTEMP2,POOLMASS,
C      +   ITCOUNT, TCNTEND, TCNTEND0, ICORRN1, ICVHRN3, ICVTHRM, ITFTC,
+   ITCOUNT, TCNTEND, TCNTEND0, ICORRN1, ICVHRN3, ICVTHRM,

```

그림 5.2-9. 부프로그램 PKINETIC 내용 (계속)

```

+          TF0, TC0, TF, TC, CKINE(24), NVAR,IND,TOL,NERR,NFCN
C
C          FUELMASS1(JAXL,JRAD) - FUEL PELLETT MASSES BEFORE CHANGE
C          FUELMASS2(JAXL,JRAD) - FUEL PELLETT MASSES AFTER CHANGE
C          FUELTEMP1(JAXL,JRAD) - FUEL TEMPERATURE BEFORE CHANGE
C          FUELTEMP2(JAXL,JRAD) - FUEL TEMPERATURE AFTER CHANGE
C          POOLTEMP1           - POOL TEMPERATURE BEFORE CHANGE
C          POOLTEMP2           - POOL TEMPERATURE AFTER CHANGE
C          POOLMASS            - MASS OF POOL
C          ITCOUNT             - TIME COUNT
C                               (AT FIRST 0, ADD 1 PER EACH CALL      )
C          TCNTEND             - FINAL TIME (Accumulated DTC)
C          TCNTENDO            - FINAL TIME - Old value (Accumulated DTC)
C          ICORRN1             - CHECK FOR UPDATE FUEL TEMPERATURE (0/1)
C          ICVHRN3             - CHECK FOR UPDATE CORE-POOL TEMPERATURE (0/1)
C          ICVTHRM             - CHECK FOR UPDATE CORE-POOL MASS (0/1)
C          ITFTC               - CHECK FOR OLD/NEW VALUE (PKINETIC)
C          TF0, TC0            - OLD VALUE (FUEL TEMP. CORE-POOL TEMP)
C          TF, TC              - NEW VALUE (FUEL TEMP. CORE-POOL TEMP)
C          CKINE               - Described in subroutine RKF56 (within PKINETIC)
C          NVAR : NUMBER OF VARIABLES (OR DIFFERENTIAL EQUATIONS)
C          IND  : COMMUNICATION VECTOR FOR INITIAL ENTRY
C          TOL  : TOLERANCE FOR ERROR CONTROL
C          NERR=0 WEIGHTS ARE 1/MAX(1,ABS(Y(K))
C          =1 ABSOLUTE ERROR CONTROL - WEIGHTS ARE 1
C          =2 RELATIVE " " " " 1/ABS(Y(K))
C          NFCN=MAX. NUMBER OF FUNCTION EVALUATION PER TIME STEP
C          DIMENSION FUELMASS1(JAXL,JRAD), FUELMASS2(JAXL,JRAD)
C          DIMENSION FUELTEMP1(JAXL,JRAD), FUELTEMP2(JAXL,JRAD)
*
. . . . .
QC=FQ*QTC(np1_flag)*(POOLMASS/1.05E4)*0.936
. . . . .

RETURN
END

```

그림 5.2-9. 부프로그램 PKINETIC 내용

### 5.2.7.2 Interpolation 구현

원자로 출력 주기말 (end of cycle : EOC)의 핵연료 온도상수 (fuel/doppler temperature coefficient : FTC) 값에 대해 좀 더 정밀한 값을 구하기 위해 interpolation 기능을 추가 구현했다. 이에 사용한 방법은 선형보간법이며[5-3], 이의 수식은 식 5-2-2와 같다.

$$f(x) = \frac{x - x_1}{x_0 - x_1} f_0 + \frac{x - x_0}{x_1 - x_0} f_1 \quad (5-2-2)$$

이것은 함수 f에 대해 주어진 두 값  $(x_0, f_0)$ ,  $(x_1, f_1)$ 에 근거하여, x에 대한 함수값 f(x)를 구하는 방법이다. Power rate가 0%, 20%, 40%, 60%, 80%, 100%일 때의 FTC 값이 주어지며, code 수행시의 power값에 따라 선형보간법에 의한 정밀한 FTC 값을 계산하여 적용하게 된다[5-4]. 부프로그램 PKINETIC에서는 FTC값을 사용하기 위해 'ATF' 변수를 사용하였고 interpolation을 위해 주어진 FTC 값은 'ATFITP' 변수를 사용하였다. 구현한 자세한 내용은 그림 5.2-10과 같다.

```

SUBROUTINE PKINETIC (TFPOWER)
.....
*          Dimension for interpolation
DIMENSION POWERRATE(6), ATFITP(6)
*
.....
C          For interpolation
DATA POWERRATE/0, 0.2, 0.4, 0.6, 0.8, 1/
DATA ATFITP/-3.63E-5,-3.42E-5,-3.26E-5,-3.12E-5,-3.00E-5,-2.90E-5/
C
.....
C          ATF(npl_flag), ATC(npl_flag) are replaced with interpolated value
*          Interpolation
C
PWRATE=QC/2.815E+09
IPWRATE=INT(PWRATE*100)
* print *,'*
* print *,'* QC =',QC, ' Powerrate =', PWRATE,' ==> ',IPWRATE
  IF (IPWRATE .GE. 100 ) THEN
    ATF(npl_flag) = ATFITP(6)
    GO TO 980
  ENDIF
  IF (IPWRATE .LE. 0 ) THEN
    ATF(npl_flag) = ATFITP(1)
    GO TO 980

```

그림 5.2-10. 부프로그램 PKINETIC의 Interpolation구현 위치 (계속)

```

        ENDIF
SELECT CASE (IPWRATE)
CASE (1:20)
    X0=POWERRATE(1)
    X1=POWERRATE(2)
    F0=ATFITP(1)
    F1=ATFITP(2)
CASE (21:40)
    X0=POWERRATE(2)
    X1=POWERRATE(3)
    F0=ATFITP(2)
    F1=ATFITP(3)
CASE (41:60)
    X0=POWERRATE(3)
    X1=POWERRATE(4)
    F0=ATFITP(3)
    F1=ATFITP(4)
CASE (61:80)
    X0=POWERRATE(4)
    X1=POWERRATE(5)
    F0=ATFITP(4)
    F1=ATFITP(5)
CASE (81:99)
    X0=POWERRATE(5)
    X1=POWERRATE(6)
    F0=ATFITP(5)
    F1=ATFITP(6)
END SELECT
C
ATF(np1_flag)=(PWRATE-X1)*F0/(X0-X1)+(PWRATE-X0)*F1/(X1-X0)
*
print *, 'X0=',X0, ' X1=',X1, ' F0=',F0, ' F1=',F1
C
. . . . .

```

그림 5.2-10. 부프로그램 PKINETIC의 Interpolation구현 위치

### 5.3 ATWS 사고 분석

본 보고서의 목표는 개발된 동력학 모델을 MELCOR의 코드내에 이식하여 ATWS 사고경위를 해석하기 위함이다. 이를 위해 기존의 MELCOR 1.8.3 코드를 사용하여 ATWS 사고경위를 우선 모의하여 기존 모델의 해석능력의 한계를 검토하였고, 이후 개발된 MELCOR-PK 1.8.3 코드를 사용하여 결과를 도출하였다. 여기서 ATWS는 예상 과도상태 (anticipated transients)에서 원자로 정지가 불가능한 사고이다. 본 보고서에서는 예상 과도상태로 급수 완전 상실사고 (Total Loss of Feedwater : TLOFW)를 선택하였으며, 사고의 심각성을 높여 보수적인 한계경우 (conservatively upper bound)를 계산하기 위하여 주급수 및 보조급수의 동시 완전상실을 가정하였다. 보조급수의 사고완화 효과는 본 보고서에서는 다루지 않았으며 추후에 연구될 예정이다.

모의 발전소로는 국내의 울진 3,4호기를 선택하였고, 동력학 module관련 입력을 제외한 나머지 입력으로 울진 3,4 발전소에 대한 기존의 MELCOR (1.8.3) input deck [5-1]을 이용하였다. 여기에서의 RCS nodalization은 그림 5.3-1과 같고, core nodalization은 그림 5.3-2와 같다. 한편, 모든 MELCOR 계산(MELCOR-PK 계산 제외)의 경우, 계산의 정확성을 꾀하기 위해 100초간의 정상상태 모의를 포함하고 있다. 따라서 분석결과중의 실제적인 사고 시작은 100초부터이다. 계산에 사용된 주요한 가정은 다음과 같다.

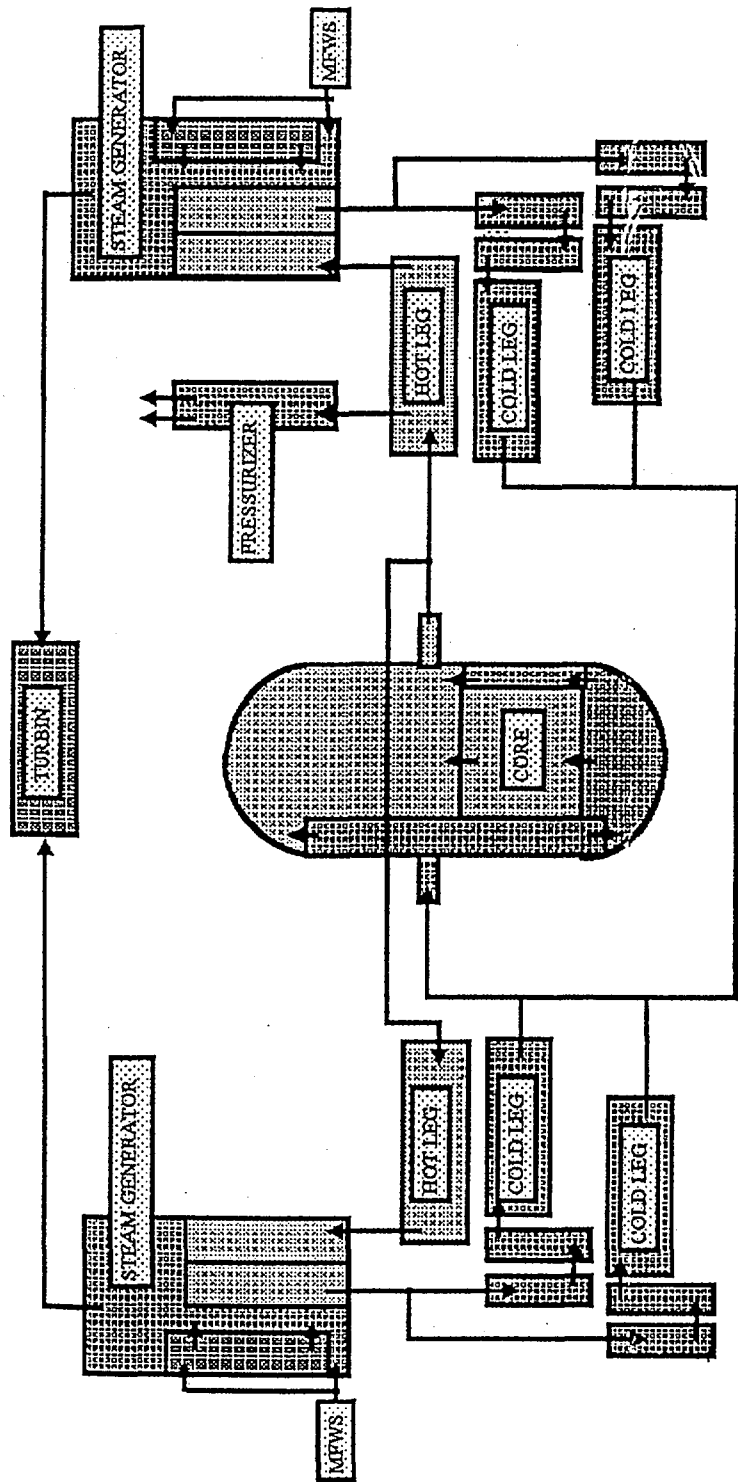


그림 5.3-1. 울진 3,4호기의 RCS nodalization



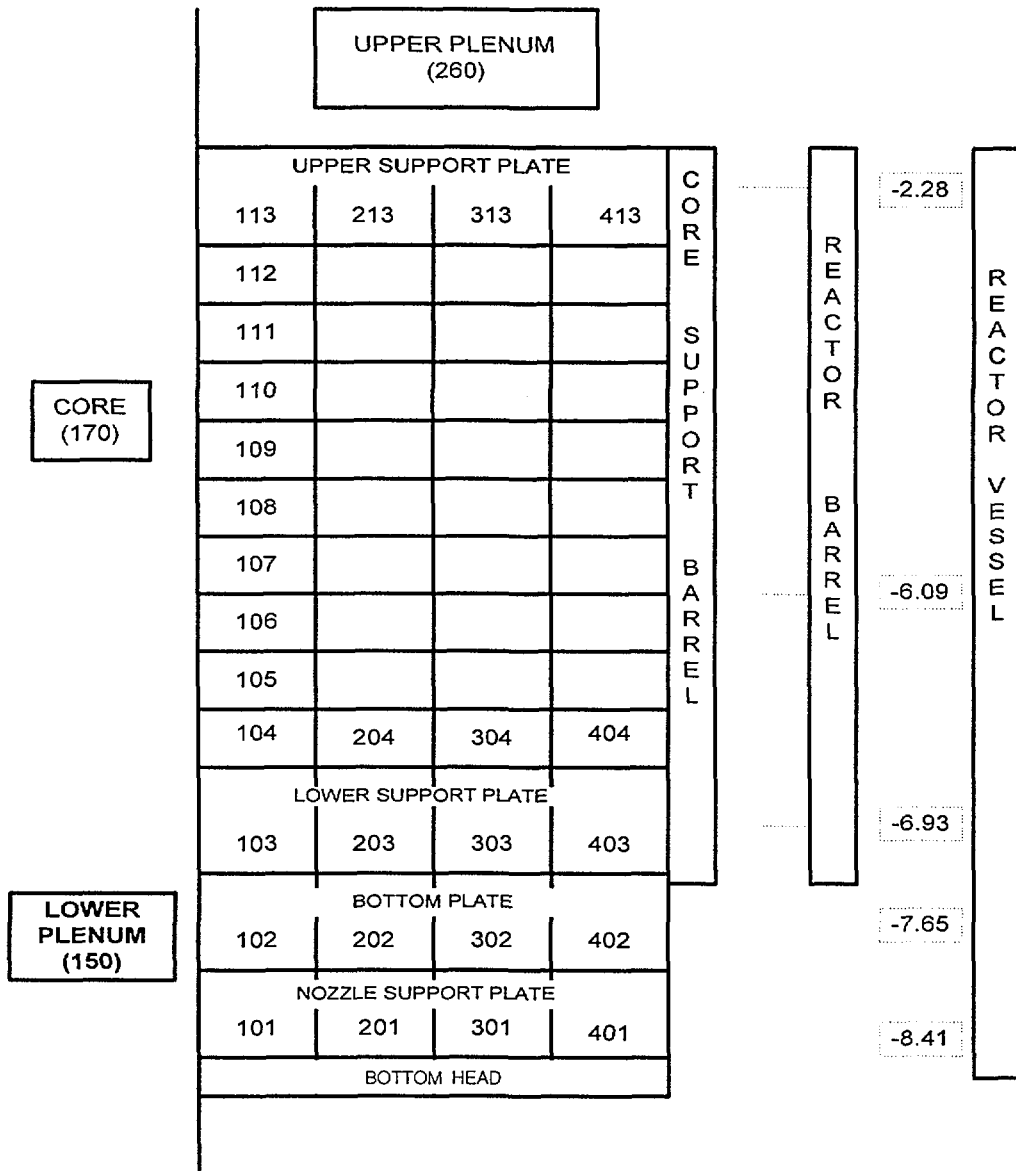


그림 5.3-2. Core nodalization

- 예상 과도상태로 주급수 및 보조급수의 동시 완전상실사고를 가정하였다.
- 자동감압계통으로 가압기 안전밸브 (safety relief valve : SRV)는 모두 작동하나, 수동감압계통인 안전감압계통 (safety depressurization system : SDS)은 작동하지 않는다.
- 원자로 냉각재 펌프는 기포율에 관계없이 계속 동작한다.

결과 분석을 위해 반복적인 MELCOR의 수행이 필요하며, 효율성을 높이기 위해 여러 단계의 작업을 일괄로 처리할 수 있는 batch procedure를 작성하여 background job으로 수행하였다. 이에 대한 자세한 것을 첨부 5에 자세히 기술하였다.

### 5.3.1 전출력 (100% full power) 경우

기존의 MELCOR(1.8.3) 코드로 TLOFW 사고시 원자로 정지가 계산 종료시까지 실패한 경우이다. MELCOR에서는 노심에서의 동력학 거동은 고려하지 못하며, 붕괴열이 아닌 핵분열 출력은 기본적으로 사용자가 입력으로 처리하게 되어 있다. 따라서 여기서는 계산 종료시까지 전출력이 계속 유지되는 것으로 단순히 가정하였고 그림 5.3-3에 출력거동이 나타나있다. 100초간의 정상상태모의로 100초 이후의 출력은 전체 출력인 2825MW를 유지하고 있다. 본 경우의 MELCOR input deck 중 출력관련 입력부분이 표 5.3-1에 소개되어 있다.

사고시 일차 계통의 압력은 일차 계통내의 열 발생량과 증기발생기 이차측으로의 열 제거량의 차이에 의해 변화한다. 본 경우의 계산결과 그림 5.3-4에서 보듯이 열 발생량과 열 제거량이 균형을 맞춘 120-160초를 제외하고 꾸준히 상승하며 증기발생기의

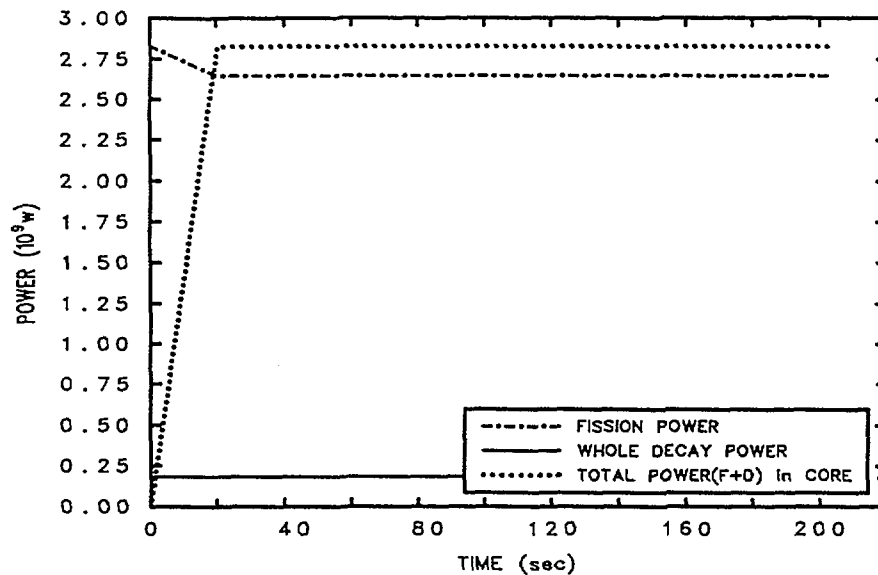


Fig. 5.3-3. ULJIN-TLFW : POWER

이차측이 고갈되는 약 200초경에 30MPa 이상으로 급격히 상승함을 알 수 있다. 즉 일차 계통의 가압기 안전밸브를 통한 냉각수의 방출량만으로는 압력의 증가를 제어하지 못하는 것을 알 수 있다. 한편, MELCOR 코드는 일차측 냉각수의 온도가 647.245 K (3200 psi에서의 포화온도) 이상이 되면 'material property error' 로 인해 계산이 진행되지 못한다 (MELCOR 지침서 MP-RM-54 참조). 본 경우에 사고 시작 약 100초 후에(그림 5.3-4에서는 200초) 위 error로 인해 계산이 종료되었으며 이때의 일차측 압력은 약 4450 psi 였다. 평균 핵연료 온도 및 일차 계통의 냉각재 온도는 그림 5.3-5 및 5.3-6에 각각 표시하였다. 특히, 일차 계통의 냉각재 온도는 압력변화와 밀접한 비례관계를 나타내었다.

표 5.3-1. Trip되지 않는 전출력 (100% full power) 관련 입력

```

* -----
*          GENERAL CORE INPUT
* -----
COR00004  101    -96    * CF NUMBER (100% full power with reactivity feedback)
*
* (FISSION POWER)
CF09600  'FISSION-POWER' L-A-IFTE 3  0.936  0.0 *DECAY POWER=1.8098E8
CF09601  2.825E9
CF09610  1.0      0.0      CFVALU.92
CF09611  0.0      0.1      TIME          * FALSE (TRIP)
CF09612  0.0      2.825E9  TIME
*
*
CF09200  'TRIP'    L-GE    2    1.0      * TRIP by SG LEVEL
CF09201  .FALSE.
CF09205  'LATCH'
CF09210  0.0      0.0      TIME
CF09211  1.0      0.0      CFVALU.606
*
* -----
*          WATER LEVEL
CF60600  'TOTWSG'  ADD  2  1.0  0.0
CF60611  1.0      0.0      CVH-MASS.1.600
CF60612  1.0      0.0      CVH-MASS.1.610
*

```

### 5.3.2 원자로 정지(trip) 경우

정지 불능인 경우와의 결과 비교를 위하여 원자로가 정상적으로 정지된 경우를 MELCOR 1.8.3을 사용하여 모의하였다. 급수 (주급수 및 보조급수) 완전상실 사고시 원자로 정지신호는 가압기 고압력<sup>12</sup> 또는 증기발생기 저수위에 의해 사고 발생후 수 초 내지 수 십초 이내에 발생한다. 본 분석에서는 증기발생기 저수위에 의한 원자로

<sup>12</sup> 울진 3,4호기의 경우, 2421 psia

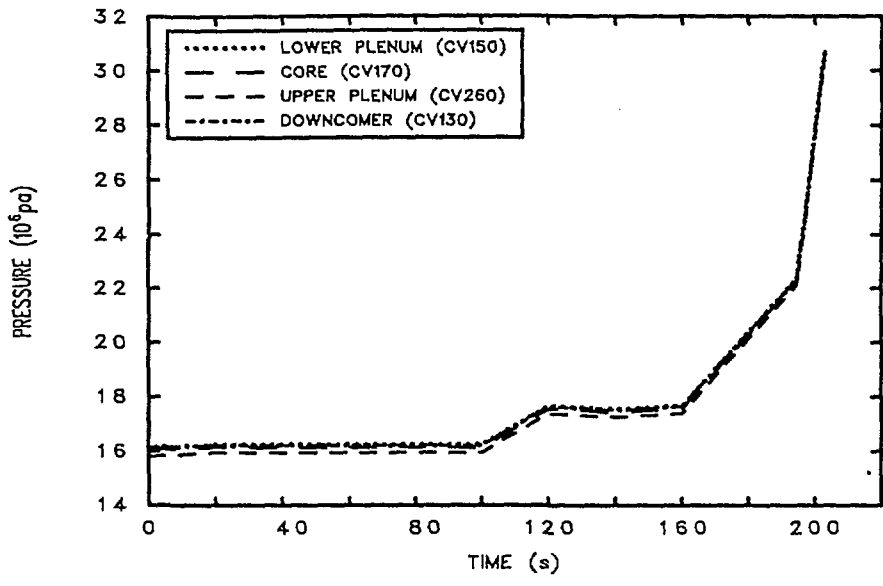


Fig. 5.3-4. ULJIN-TLFW : VESSEL PRESSURE

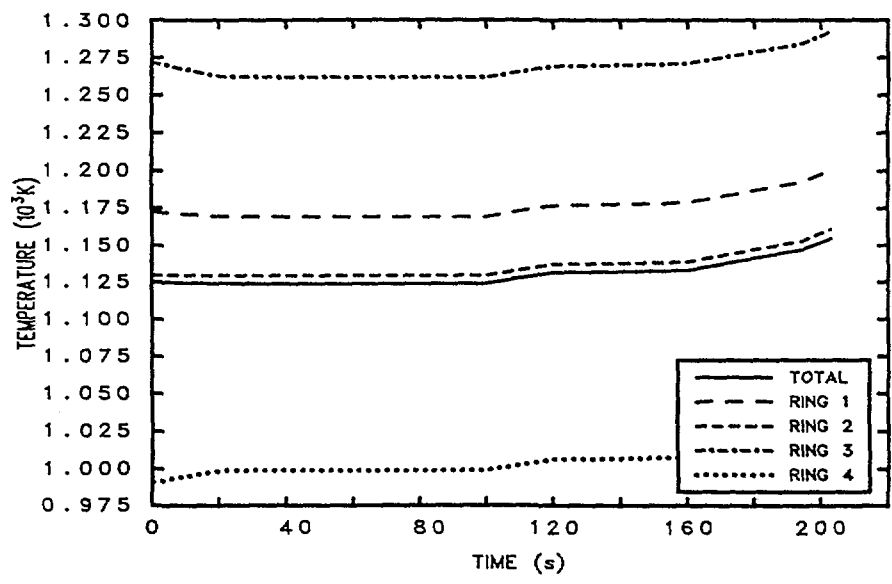


Fig. 5.3-5. ULJIN-TLFW : AVERAGE FUEL TEMP.

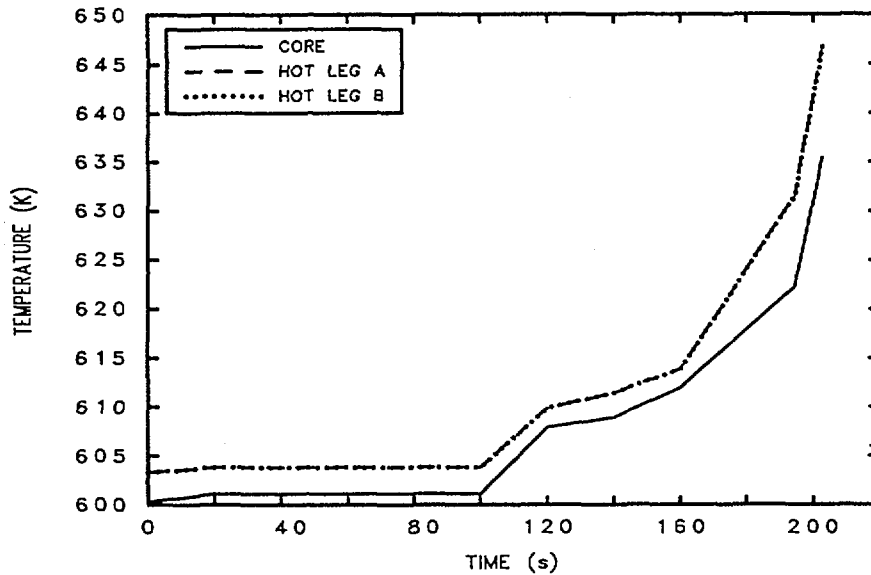


Fig. 5.3-6. ULJIN-TLFW : CORE TEMP.

정지를 가정하여, 증기발생기 이차측 재고량<sup>2</sup> (MELCOR의 제어체적 600번과 610번의 냉각수 질량을 더한 값)이 41,000kg 이하가 되면 원자로가 정지하도록 하였다. 또한 사고 이전 정상상태시에 전체 열출력의 93.6%는 핵분열 출력에서 그리고 나머지 6.4%는 붕괴열에 의해 발생한다고 가정하였으므로, 원자로 정지후 최초 출력은 정상출력의 6.4% 이다. 본 경우의 MELCOR input deck 중 출력관련 입력부분이 표 5.3-2에 소개되어 있다.

<sup>2</sup> 냉각수의 무게를 계산하는 CF 606은 parameter로 'CVH-MASS.1.600'와 'CVH-MASS.1.610'을 사용하고 있는데, 이것은 control function argument로 사용되는 것으로 제어체적 600과 610에 있는 material 1, 즉 pool의 질량을 나타낸다. 이에 대한 자세한 설명은 참고문헌 [5-7]의 CVH-UG-41에 기술되어 있다.

표 5.3-2. 증기발생기 수위저하로 Trip되는 MELCOR 출력관련 입력

```

* .....
* -----
COR00004  101    -96    * CF NUMBER
* -----
*
* (FISSION POWER)
CF09600  'FISSION-POWER' L-A-IFTE 3  0.936  0.0 *DECAY POWER=1.8098E8
CF09601  2.825E9
CF09610  1.0      0.0      CFVALU.92
CF09611  0.0      0.1      TIME          * TRIP
CF09612  0.0      2.825E9  TIME
*
CF09200  'TRIP'  L-GE  2  1.0  * TRIP by SG mass (.LE. 41000 kg)
CF09201  .FALSE.
CF09205  'LATCH'
CF09210  0.0 41000.0  TIME
CF09211  1.0 0.0  CFVALU.606
*
* .....
* WATER MASS
CF60600  'TOTWSG'  ADD  2  1.0  0.0
CF60611  1.0  0.0  CVH-MASS.1.600
CF60612  1.0  0.0  CVH-MASS.1.610
*
* .....
* STEAM GENERATOR 2NDARY
* LOOP A
CV60000  SGA-2nd  2  2  5
CV60003  7.68
CV600A0  3
CV600A1  VPOL  82.7
CV600A2  PVOL  74.88E5
CV600A3  TPOL  563.64
CV600BA  2.35  0.0
CV600BB  5.58  18.7
CV600BC  9.71  50.4
CV600BD  12.7  82.4
CV600BE  15.0  133.0
CV600BF  20.565  175.8
*
* LOOP A
CV61000  SGA-2ND-DOWN  1  2  5
CV61003  4.04
CV610A0  3
CV610A1  VPOL  22.8
CV610A2  PVOL  74.88E5
CV610A3  TPOL  563.6
CV610BA  5.58  0.0
CV610BB  16.30  43.3
*
* .....

```

계산결과, 사고 시작 약 40초 후(그림 5.3-7에서는 140초)에 원자로가 정지하여 (그림 5.3-7 참조) 이후 붕괴열만이 발생되며, 일차 계통의 압력은 그림 5.3-8에서 알 수 있듯이 가압기 안전밸브의 열림 압력 (=17.16MPa) 이하로 유지된다. 증기발생기의 고갈은 사고 시작후 약 20분경에 발생하였다. 다른 경우와의 비교를 위하여, 평균 핵연료 온도 및 일차 계통의 냉각재 온도를 그림 5.3-9 및 5.3-10에 각각 소개하였다.

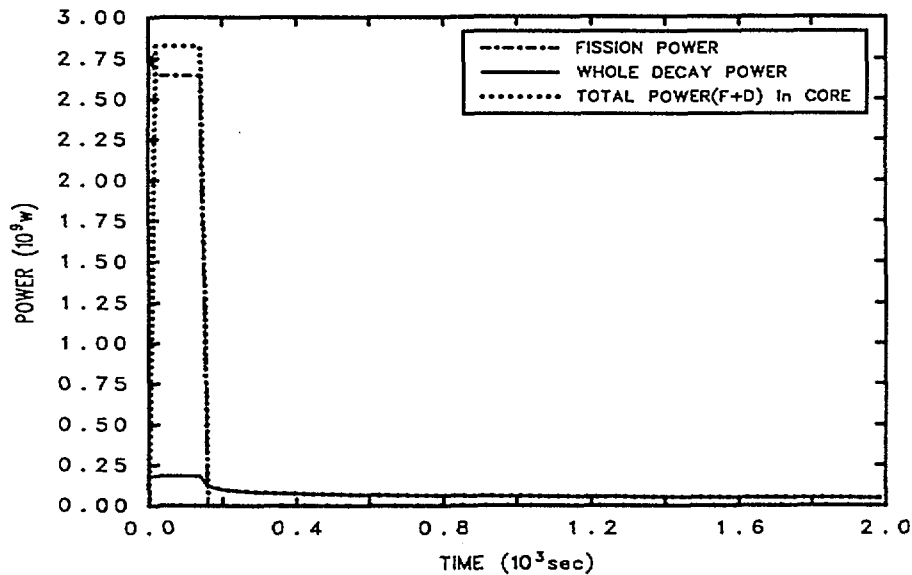


Fig. 5.3-7. ULJIN-TLFW-TRIP : POWER



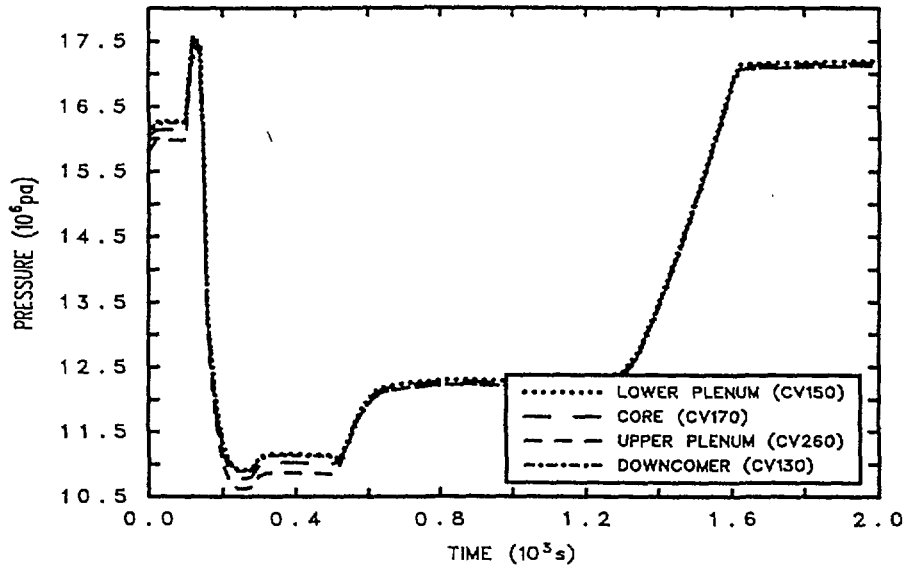


Fig. 5.3-8. ULJIN-TLFW-TRIP : VESSEL PRESSURE

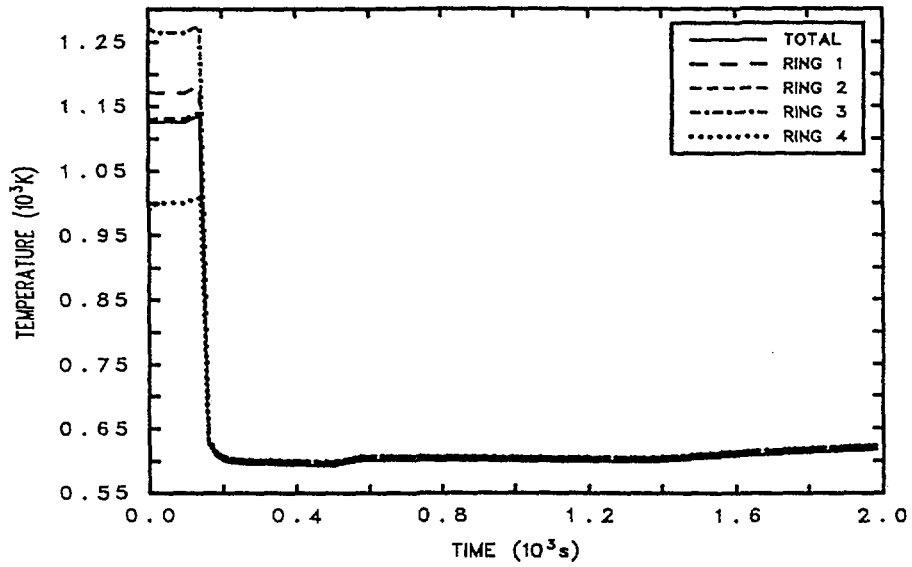


Fig. 5.3-9. ULJIN-TLFW-TRIP : AVERAGE FUEL TEMP.

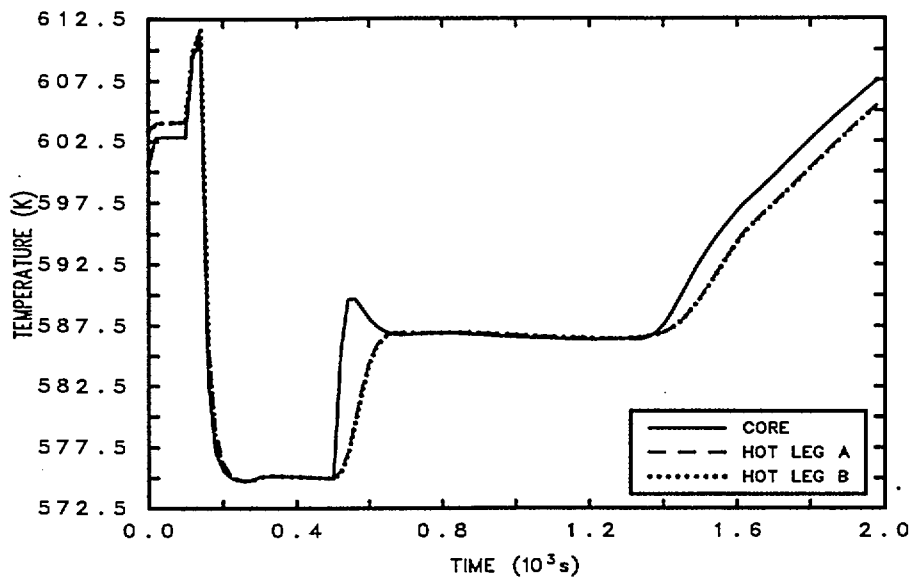


Fig. 5.3-10. ULJIN-TLFW-TRIP : CORE TEMP.

### 5.3.3 Chexal-Layman 모델 적용

3.4.1절에서 소개했듯이, 일차측 압력 및 downcomer 수위에 대한 함수로서 핵분열 출력을 계산하는 단순모델인 Chexal-Layman 관계식이 기존의 MELCOR 1.8.3에 포함되어 있다. 이는 BWR 에서의 ATWS 사고를 모의할 수 있도록 고안된 것으로 현재의 MELCOR 지침서에는 어디에도 PWR에의 적용 여부를 명시하지 않고 있다. 따라서 본 절에서는 Chexal-Layman 관계식의 PWR에의 적용 가능성을 검토하였다.

Chexal-Layman 관계식은 MELCOR 입력카드중 COR00004의 두번째 변수로 ICFFIC에 100보다 큰 양수(여기서는 130번 사용)를 사용하여 구현할 수 있고, 표 5.3-3에 입력부분이 정리되어 있다. Downcomer 수위 (= CVH-CLIQLEV.130)가 유효 핵연료봉 (active fuel)의 하단에 도달하면 핵분열 출력은 더 이상 발생하지 않고 붕괴열만이

고려되며, 붕괴열에 의한 최초 출력은 정상출력의 6.4% 이다(5.3.2절 참조). 한편, 식 (3.4-3)에서 올진 3,4 경우  $L_f$  값은 3.5m, 기준 압력값인  $P_r$ 은 2500 psia (= 17.2 MPa) 을 사용하면, C1301(4)=3.67로 예상된다. 하지만 이러한 값들을 사용하여도 식 (3.4-1)에서 정상상태의 출력을 유도할 수 없으며, C1301(1)/C1301(2)/ C1301(3)/C1301(5) 과 같은 민감도 상수들의 재조정이 요구된다. 이러한 재조정은 PWR에 적용가능한 새로운 관계식의 유도에 해당되며, 이는 아직 고려되지 않았기에 본 계산에서는 기존의  $P_r$ 값의 2배를 (C1301(6)=15.3 MPa) 임의로 우선 사용하였다. 한편, downcomer 수위가  $L_f$  에 도달하면 (식 (3.4-1)/(3.4-2)/(3.4-3) 참조) 핵분열 출력은 더 이상 생성되지 못하며,  $L_f$  값은 정상상태 압력(2250 psia = 15.5 MPa)에서 2.45m 이고 압력에 따라 변화함을 알 수 있다. 여기서, H 는 최대 10m 까지 허용되는 것으로 코드로부터 확인되었는데 L의 최대값이 6.43 m (올진 3,4)인 점을 감안하면, 2배의  $P_r$ 값을 사용할 때 허용되는 일차 계통의 최대압력은 5000 psi 이상이므로 계산의 진행에는 일단 문제가 없음을 알 수 있다. MELCOR input deck 중 출력관련 입력부분이 표 5.3-3에 소개되어 있다.

표 5.3-3. Chexal-Layman 관계식 관련 MELCOR부분

```

*
*-----*
COR00004  101  130  * CF NUMBER (ATWS using CHEXAL-LAYMAN correlation)
*-----*
*
* (Chexal-Layman -FISSION POWER)
CF13000  'DC-Level' EQUALS 1 1.0  *DECAY POWER=1.8098E8
CF13010  1.0  0.0  CVH-CLIQLEV.130
* by ymsong(12/11/1998)
SC30005  1301  15.30636E06  6
*
*-----*

```

계산결과, 핵분열 출력은 전출력의 약 40%정도에서 유지되는 것으로 나타났다 (그림 5.3-11 참조). 본 경우에 사고 시작 약 240초 후(그림에서는 340초)에 'material property error'로 인해 계산이 종료되었으며 이때의 일차측 압력은 그림 5.3-12에서 보듯이 약 3MPa(4500 psi)였다. 평균 핵연료 온도 및 일차 계통의 냉각재 온도는 그림 5.3-13 및 5.3-14에 각각 표시하였다. 이러한 계산결과는 5.3.4절과 유사하며 5.3.5절의 동력학 모델 모사의 결과와 다르게 나타나므로 실제의 사고진행을 제대로 모의하지 못하는 것으로 나타났다.

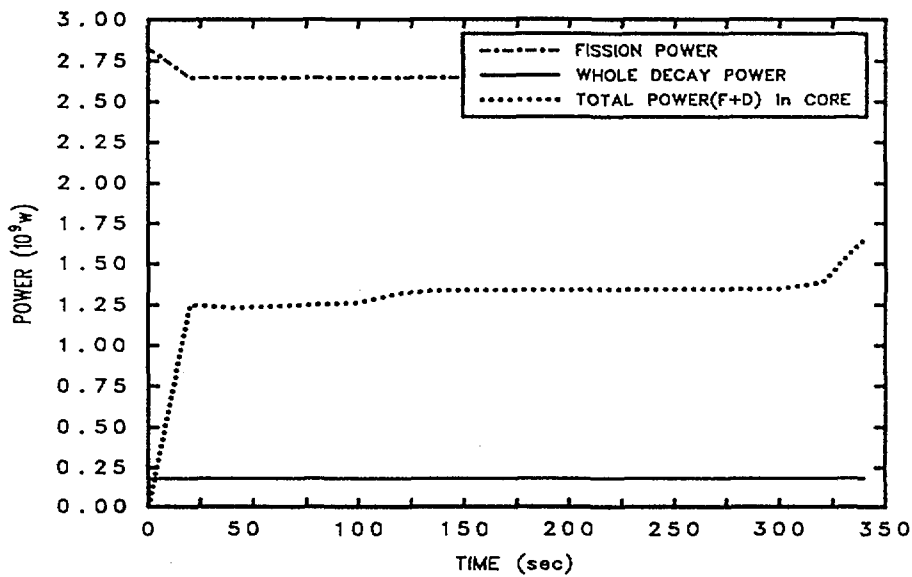


Fig. 5.3-11. ULJIN-TLFW-CHEXAL : POWER

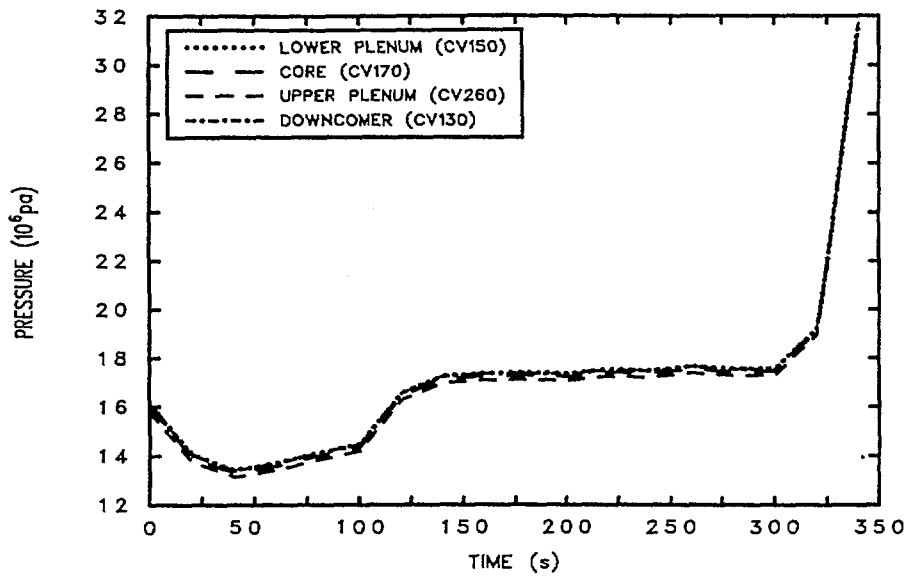


Fig. 5.3-12. ULJIN-TLFW-CHEXAL : VESSEL PRESSURE

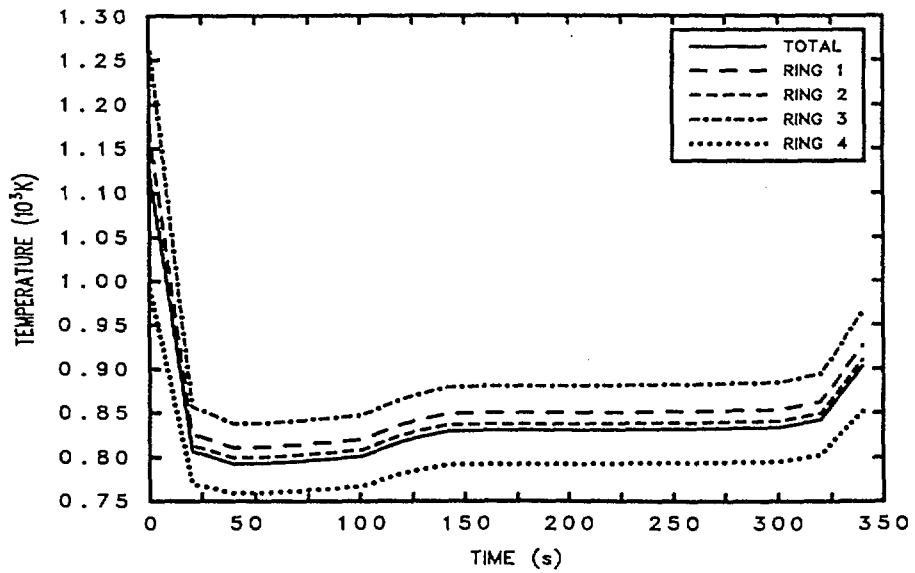


Fig. 5.3-13. ULJIN-TLFW-CHEXAL : AVERAGE FUEL TEMP

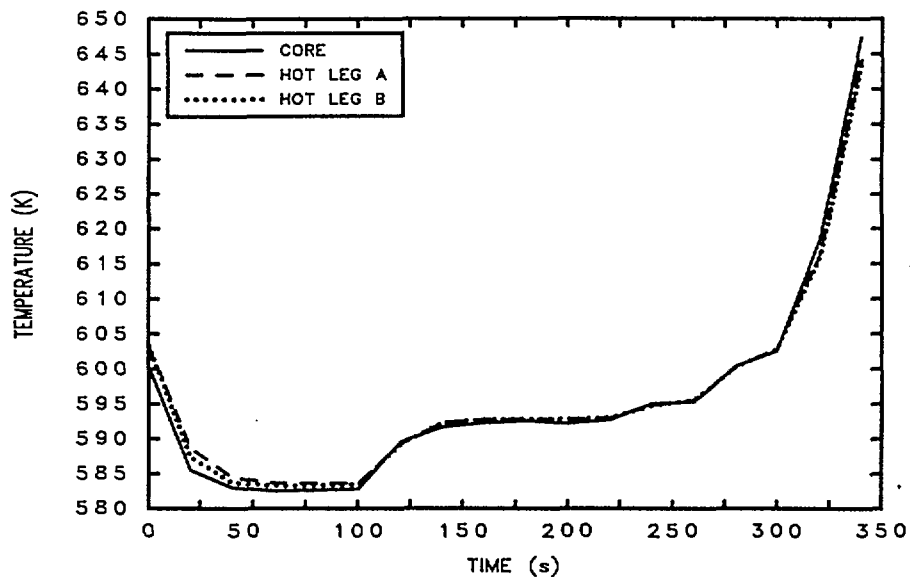


Fig. 5.3-14. ULJIN-TLFW-CHEXAL : CORE TEMP.

#### 5.3.4 전출력-기포효과의 경우

5.3.1절의 전출력 경우에 노심의 void 효과를 함께 고려해 본 경우이다. ATWS 사고가 진행되어 노심에서 기포가 발생하기 시작하면 기포발생 지역에서는 중성자의 감속이 제대로 이루어지지 못해 핵분열 출력이 감소하는 효과가 있다. 이러한 효과를 모의하기 위해서는 반응도 궤환효과의 하나로 'reactivity void coefficient'를 사용한다. 그러나 기존의 MELCOR(1.8.3) 코드에는 동력학 모델이 없어 위 상수를 이용할 수 없으므로 기포발생시 노심의 냉각수 재고량이 줄어든다는 점에 착안하여 시간에 따른 냉각수 재고량을 추적한 후 초기 재고량에 대한 비율을 계산한 뒤 이를 원자로 출력에 곱하여 노심의 void 효과를 모의하였다. 이 경우의 MELCOR input deck 중 출력관련 입력부분이 표 5.3-4에 소개되어 있다.

표 5.3-4. 전출력에 기포효과가 고려된 MELCOR 출력 관련 입력

```

. . . . .
COR00004  101  -97  * CF NUMBER (100% full power & void effect simulation)
*
CF09700  'ATWS-POW'  MULTIPLY  2  1.0
CF09711  1.0  0.0  CFVALU.96
CF09712  1.0  0.0  CFVALU.89
*
CF08900  'ATWS-POW'  DIVIDE  2  1.0
CF08911  0.0  1.05E4  TIME
CF08912  1.0  0.0  CVH-MASS.1.170
*
*
* (FISSION POWER)
CF09600  'FISSION-POWER' L-A-IFTE 3  0.936  0.0 *DECAY POWER=1.8098E8
CF09601  2.825E9
CF09610  1.0  0.0  CFVALU.92
CF09611  0.0  0.1  TIME  * FALSE (TRIP)
CF09612  0.0  2.825E9  TIME
*
CF09200  'TRIP'  L-GE  2  1.0  * TRIP by SG LEVEL
CF09201  .FALSE.  * find through tmlb'
CF09205  'LATCH'
CF09210  0.0  0.0  TIME
CF09211  1.0  0.0  CFVALU.606
. . . . .
* ----- WATER MASS
CF60600  'TOTWSG'  ADD  2  1.0  0.0
CF60611  1.0  0.0  CVH-MASS.1.600
CF60612  1.0  0.0  CVH-MASS.1.610

```

그림 5.3-15에서 보듯이 핵분열 출력은 초기 출력인 2825MW부터 계산 종료시에는 2500MW로 약 10% 감소하는 것으로 나타났지만, 이 경우 역시 전출력의 경우와 마찬가지로 사고 시작 약 120초 후(그림에서는 220초)에 'material property error'로 인해 계산이 종료되었으며 이때의 일차측 압력은 그림 5.3-16에서처럼 약 31Mpa(4500 psi)였다. 단, 노심의 냉각수 온도가 사고 시작후부터 종료될 때까지 약 50 K 증가하여(그림 5.3-17 참조) 냉각수 밀도가 작아지는 효과만큼의 출력감소가 발생한 것을 알 수 있다. 그러나 기포가 출력에 미치는 효과를 제대로 모의하지 못하는 것으로 나타

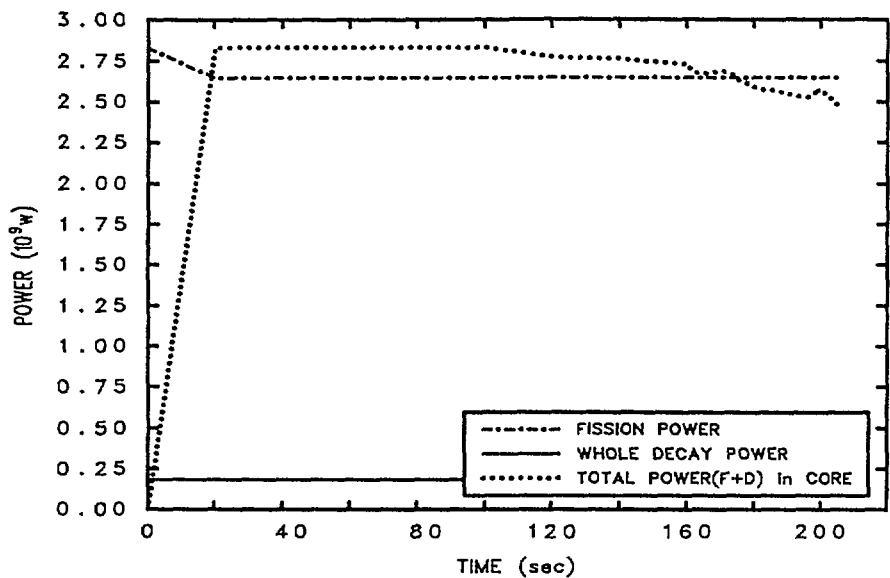


Fig. 5.3-15. ULJIN-TLFW-VOID100 : power

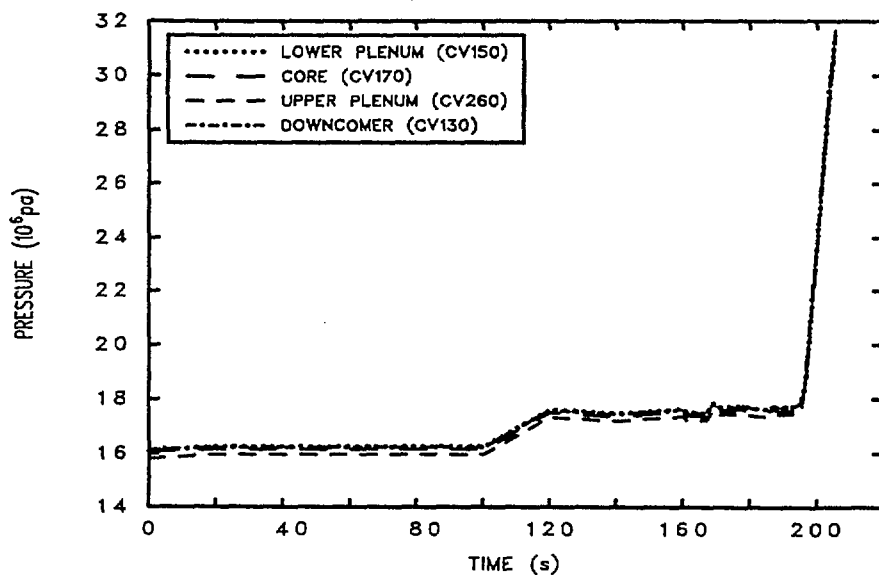


Fig. 5.3-16. ULJIN-TLFW-VOID100 : vessel pressure



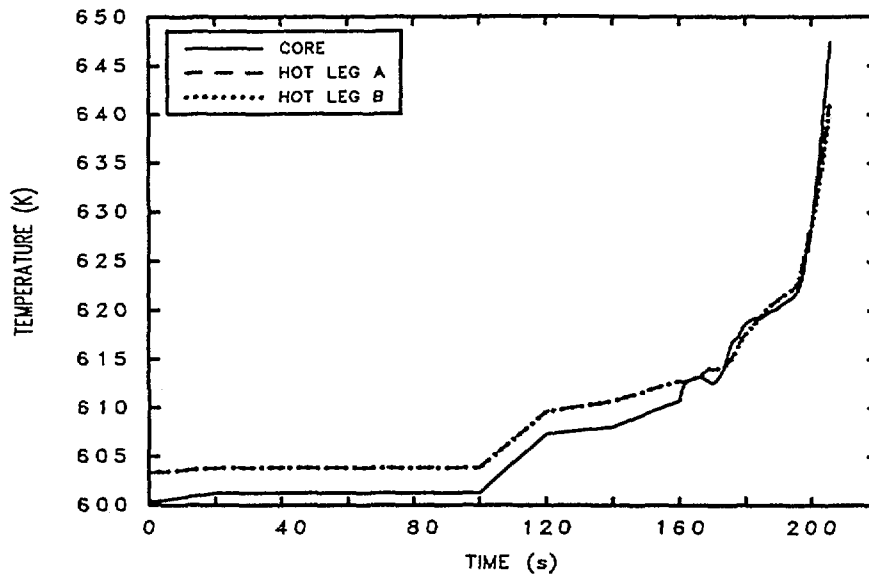


Fig. 5.3-17. ULJIN-TLFW-VOID100 : core temp.

났고 이는 증기발생기는 사고 시작 후 약 100초경에 고갈되고 이후 일차 계통의 온도가 급격히 상승하여 노심에서의 기포발생도 활발할 것으로 예상되나 계산이 종료되었기 때문이다. 따라서 초기 출력을 낮추는 방안을 고려하였다. 즉, 그림 5.3-18에서처럼 사고가 시작되는 100초에 노심 출력을 약 500MW로 낮춘 경우에는 코드 오류로 인한 계산종료 없이 기포효과를 모의할 수 있었으며 이 경우 일차 계통의 최고압력은 약 20.5Mpa(3000 psi)였다 (그림 5.3-19 참조).

### 5.3.5. 동력학 모델의 경우

이 절에서는 개발된 MELCOR-PK 1.8.3 코드로 TLOFW 사고시 원자로 정지가 계산종료시까지 실패한 경우를 모의하였다. 본 경우의 동력학 module관련 입력은 현재 코

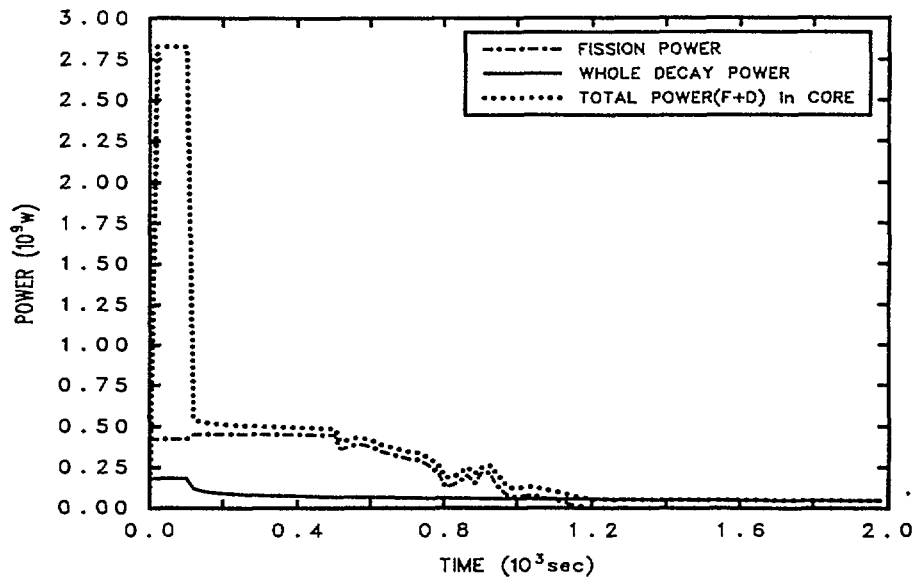


Fig. 5.3-18. ULJIN-TLFW-VOID15 : power

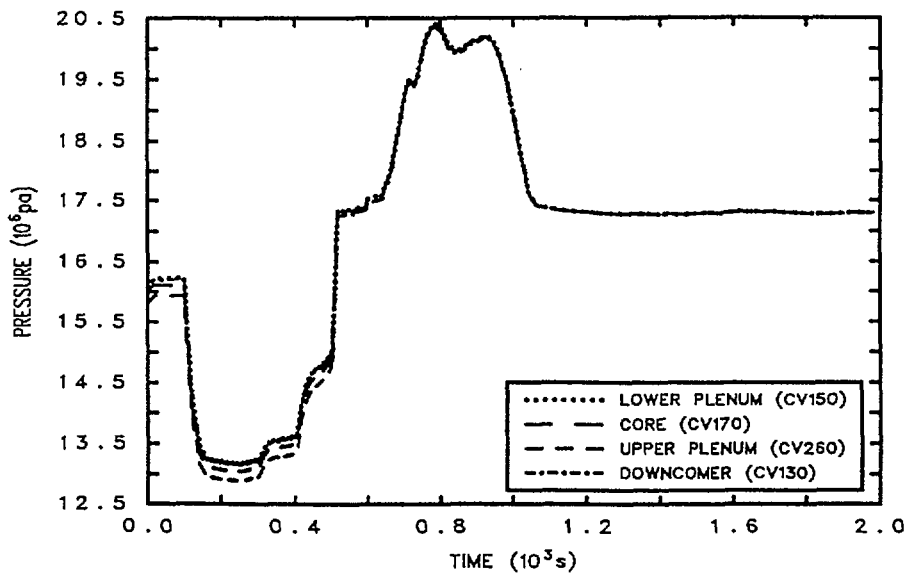


Fig. 5.3-19. ULJIN-TLFW-VOID15 : vessel pressure

드내에서 처리하고 있으며 MELCOR input deck 중 출력관련 입력부분은 사용되지 않는다. [5-1]

MELCOR-PK 1.8.3으로 계산한 일차 계통의 냉각수 온도는 그림 5.3-20에 나타나 있다. 이차측으로의 급수중단으로 열제거 능력이 떨어짐에 따라 일차 계통의 냉각수 온도가 상승하면 감속재 부 반응도 궤환효과가 발생하여 노심출력은 그림 5.3-21와 같이 급격히 감소해, 210초 및 200초경에 전출력의 50% 및 10% 정도를 각각 유지한다. 한편, 핵연료 평균온도는 노심출력이 감소함에 따라 초기(100초까지)의 약 1100 K 에서 300초경에는 약 700 K 정도로 감소한다 (그림 5.3-22 참조). 그림 5.3-23에서 보듯이 울진 3,4호기 주기말에는 감속재 온도계수로 인한 부 반응도 효과가 핵연료 온도계수에 의한 정 반응도 효과보다 크기 때문에 출력은 결국 감소하게 된다. 일차

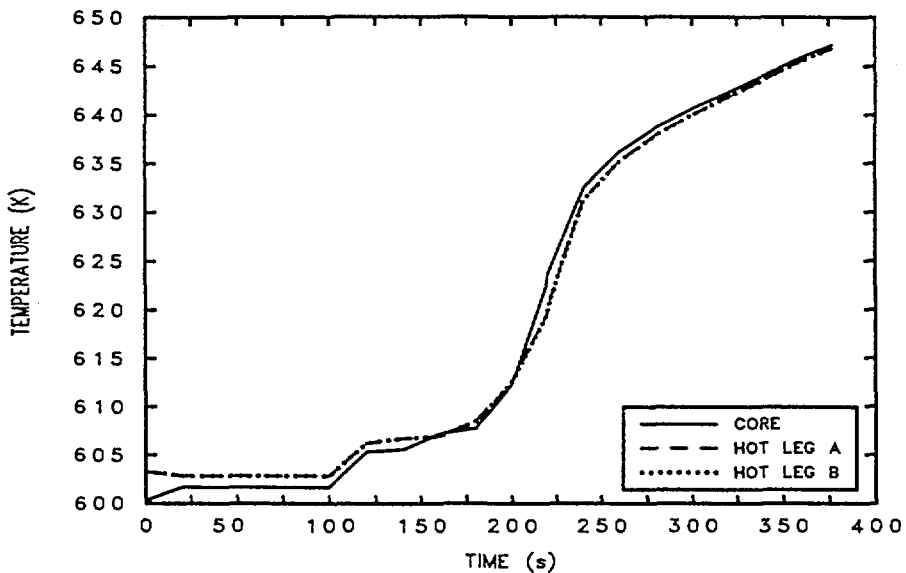


Fig. 5.3-20. ULJIN-TLFW-PK : CORE TEMP.

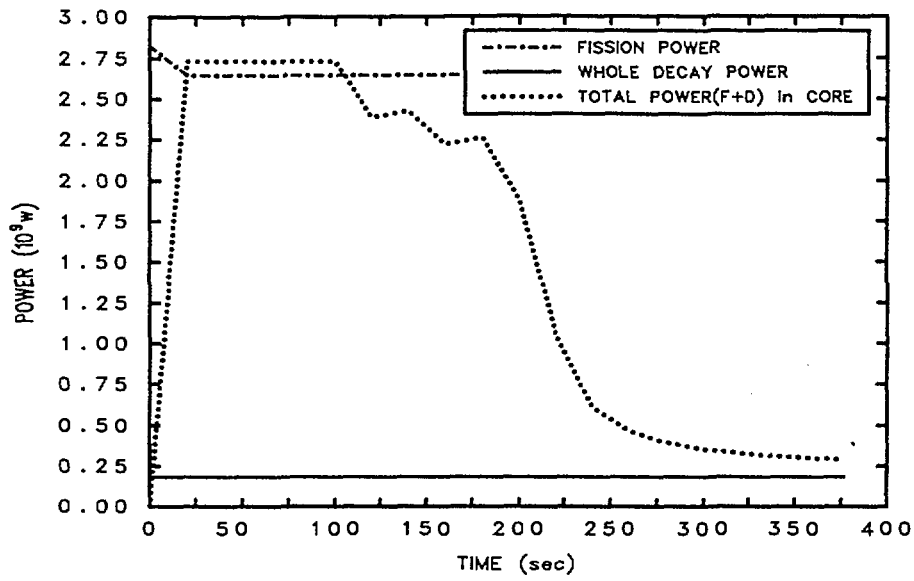


Fig. 5.3-21. ULJIN-TLFW-PK : POWER

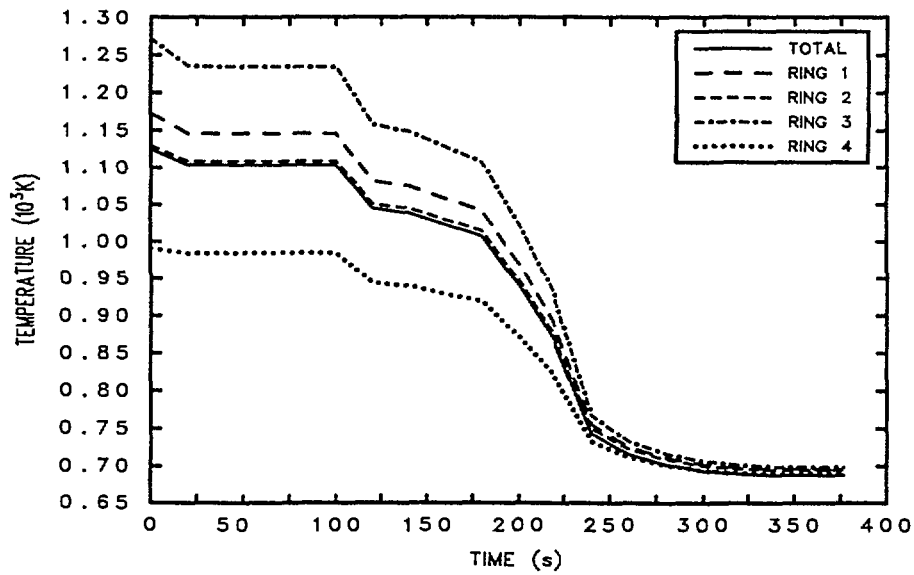


Fig. 5.3-22. ULJIN-TLFW-PK : AVERAGE FUEL TEMP.

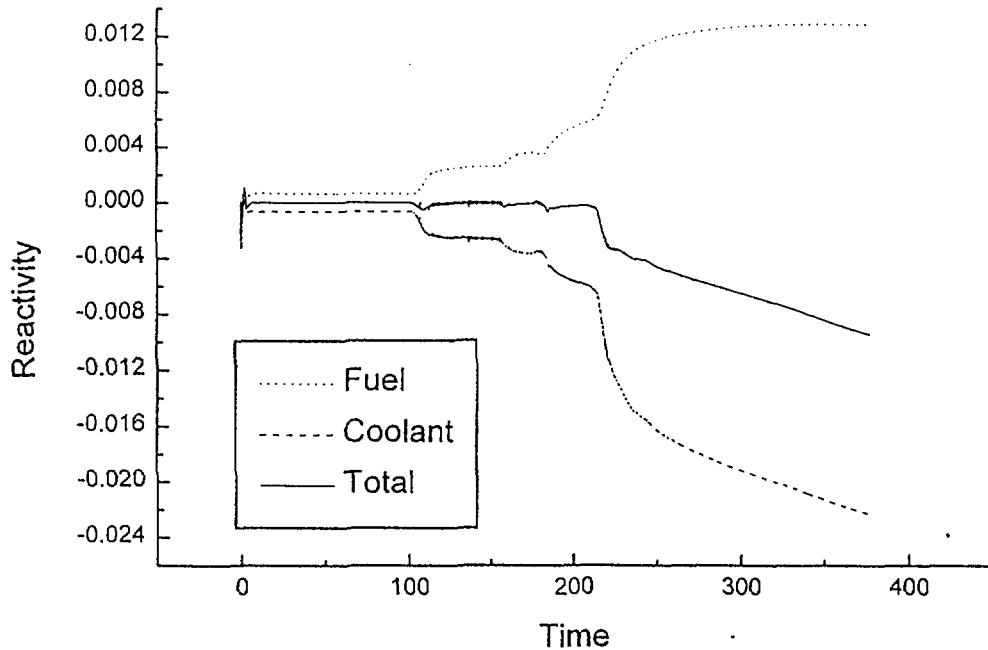


그림 5.3-23. 동력학 모델 경우의 시간에 따른 궤환반응도값 변화

계통의 압력은 그림 5.3-24에서처럼 약 200여초경에 급격히 증가하여 240초경에 약 24MPa(3500 psi)의 최고치를 보인다. 본 경우의 계산은 약 380초경에 'material property error'로 인해 종료되었다.

#### (1) 일차 냉각재 펌프(RCP) 효과의 경우

급수 상실 사고시 원자로 정지를 위해 원자로 정지 차단기 (reactor trip breaker)가 열려야만 터빈 정지밸브의 폐쇄로 터빈이 정지되며<sup>3</sup>, 이를 제외하고는 터빈이 자동으로 정지되지 않는다. 따라서 원자로 정지가 실패한 ATWS 사고시 터빈의 정지는

<sup>3</sup> 고리 3,4호기와 같은 웨스팅하우스 발전소의 경우 적용됨

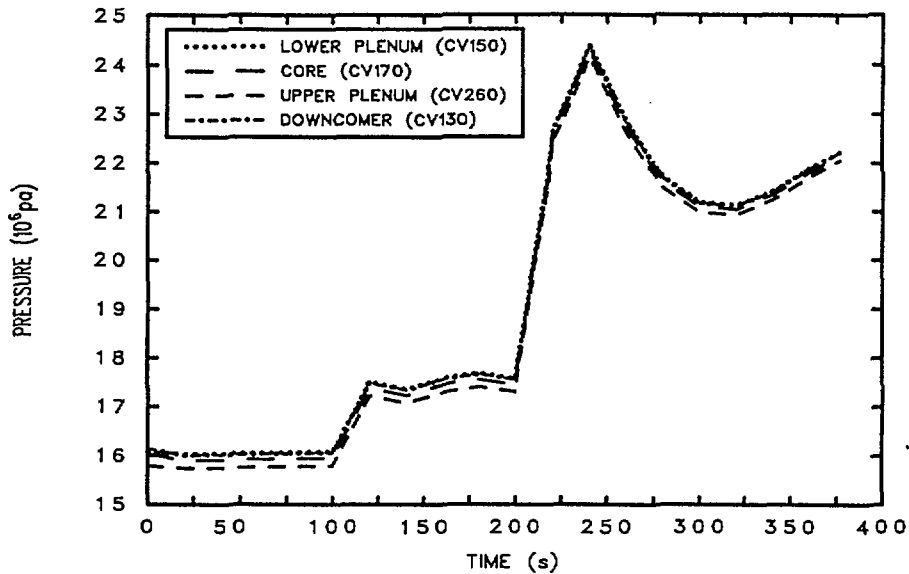


Fig. 5.3-24. ULJIN-TLFW-PK : VESSEL PRESSURE

수동으로만 가능하다. 한편, 터빈의 정지는 소외전원 상실을 초래하여 일차 냉각재 펌프 (reactor coolant pump : RCP)를 정지시킨다. RCP가 정지하면 이차측으로의 열전달 능력이 떨어져 일차측 냉각수 온도가 상승하며, 이는 감속재 부 반응도에 의해 출력이 감소하는 효과를 가져오게 된다. 표 5.3-5에는 운전원이 200초후에 터빈을 수동정지 (즉, RCP가 정지) 시킨 경우에 대한 MELCOR input deck 중 RCP관련 입력부분이 소개되어 있다.

계산 결과에 의하면, RCP 정지후 냉각수 온도는 RCP가 가동되는 경우에 비해 더 빠르게 상승하고 (그림 5.3-24 참조) 이에 반비례해서 출력은 200초 이후 더욱 급격히 감소하며(그림 5.3-25 참조), 그 결과 일차 계통의 압력은 그림 5.3-26에서 처럼 520초경에 약 20.3MPa(2940 psi)의 최고치를 보인다. 한편, 노심의 기포발생은 RCP가 정

표 5.3-5. 200초 후에 RCP를 정지시키는 MELCOR의 RCP관련 입력

```

. . . . .
*-----
***      RCP
*-----
FL361P1 'QUICK-CF' 362
*
CF36200 R2-SW          L-A-IFTE 3  1.0  0.0
CF36210 1.0  0.0  CFVALU.353
CF36211 1.0  0.0  CFVALU.361
CF36212 0.0  0.0  TIME
*
CF35300 'TRIP-TIME'    L-GT      2  1.0  0.0
CF35310 0.0  200.0 TIME
CF35311 1.0  0.0  TIME
*
CF36100 'PUMP-A-DP'    MULTIPLY 2  9.81  0.0
CF36110 1.0  0.0  CVH-RHO.361
CF36111 1.0  0.0  CFVALU.360
*
CF36000 'PUMP-HEAD'    TAB-FUN   1  1.0  0.0
CF36003 902
CF36010 1.0  0.0  FL-VELLIQ.361
. . . . .

```

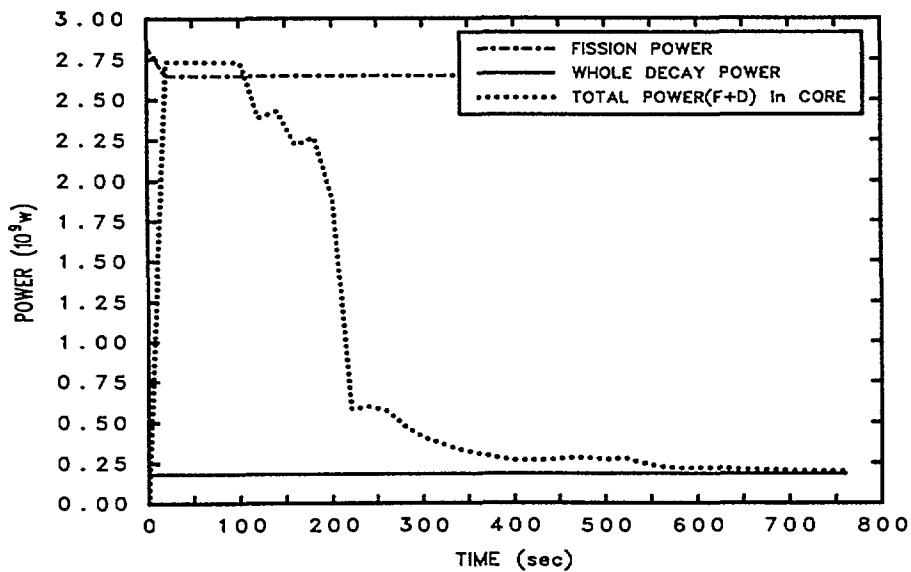


Fig. 3.5-25. ULJIN-TLFW-PK RCP:200 : POWER

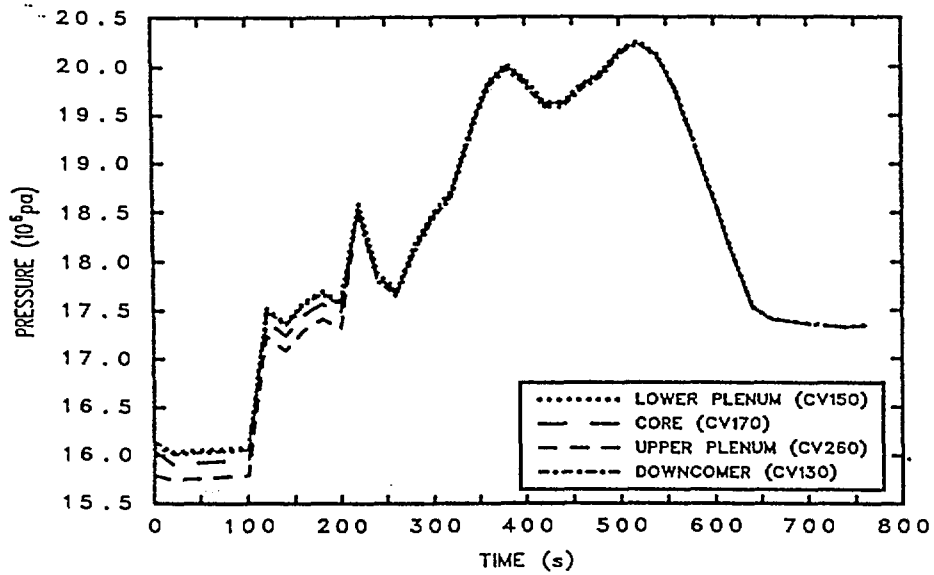


Fig. 3.5-26. ULJIN-TLFW-PK RCP200 : VESSEL PRESS.

지한 경우에 더욱 활발한 것으로 나타났으며, 이는 출력을 감소시키는 쪽으로 작용할 것으로 예상된다. 기포발생에 따른 핵분열 출력의 변화를 모의하기 위해 현재의 MELCOR-PK 1.8.3에는 5.3.4절의 설명처럼 노심 냉각수 질량의 감소비율에 비례하여 출력이 감소하는 단순모델을 사용하고 있으며 정확한 모의는 추후 연구사항으로 다룰 예정이다.

## (2) 안전 감압 계통(SDS) 효과의 경우

급수 상실 사고시 일차 계통을 감압시키기 위해 가압기 안전밸브 (SRV) 및 안전 감압 계통(SDS)이 설계되어 있다. 울진 3,4호기의 경우, 직경 6cm의 SRV 3개가 2500 psi의 열림 및 닫힘 압력에서 작동하고, 직경 4.24 cm의 밸브 2개로 구성된 SDS가



수동으로 작동된다. 여기서는 SDS의 감압효과를 모의하기 위해 SDS 2개가 사고 초기부터 모두 열려있다고 가정하였고, 표 5.3-6에 MELCOR input deck 중 감압계통관련 입력부분을 소개하였다. (SRV는 이미 가동되고 있음)

계산결과, 일차 계통의 압력은 그림 5.3-27에 나타난 것처럼, 225초경에 약 22.4Mpa(3250 psi)의 최고치를 보이나, SDS의 감압효과로 1300여초까지 원자로 용기는 건전함을 예측하였다.

### 5.3.5.3 핵연료 온도 반응도 상수의 상세값 적용 경우

반응도 계환효과 중 핵연료 온도상수 (fuel/doppler temperature coefficient : FTC)는 연소도 (burn-up) 및 출력의 함수이다. 현재의 MELCOR-PK 1.8.3은 전출력시의 FTC를 사용하였다. 본 경우는 계산된 출력의 변화에 따른 FTC를 사용하여 그 효과를 검토하였다. 비교경우는 울진 3,4호기 EOC이며 사용된 데이터는 표 5.3-7과 같다.

계산결과 출력 및 핵연료 온도의 변화는 그림 5.3-28 및 5.3-29에 각각 표시하였다. 큰 차이는 없었으며, 그 이유는 시간에 따른 적용 출력의 범위가 크지 않았기 때문으로 볼 수 있다. 정확한 비교를 위해 상세값 적용 전후의 출력과 핵연료 온도의 변화를 그림 5.3-30과 5.3-31에 각각 표시하였다.

표 5.3-6. SDS가 열린 MELCOR 감압계통 관련 입력

```

*****
*** PART ; SDS AND PSRV AT PRESSURIZER
*****
*
* FLOW PATH
*CV500 ; PRESSURIZER, CV820 ; SG ROOM IN THE CONTAINMENT
*
FL51200 SDS 500 820 12.9 0.0
FL51201 2.825E-3 3.3 1.0
FL51202 0 0 0 0
FL51203 7.0 7.0
FL51204 0.0 0.0
FL512S1 2.825E-3 3.3 0.0424 * ID IS ASSUMED 4.24cm*2
*
FL52200 PSRV 500 820 12.9 0.0
FL52201 8.4758E-3 3.3 1.0
FL52202 0 0 0 0
FL52203 7.0 7.0
FL52204 0.0 0.0
FL522S1 8.4758E-3 3.3 0.06 * DIA. IS ASSUMED 6cm*3
*
*** SDS CONTROL
*
FL512V0 -1 519 519
*
CF51900 SG2-TC L-A-IFTE 3 1.0 0.0
CF51910 1.0 0.0 CFVALU.513
CF51911 1.0 0.0 CFVALU.515
CF51912 1.0 0.0 CFVALU.517
*
* CONTROLLED BY TIME
CF51300 SDS-TC L-GT 2 1.0 0.0
CF51311 1.0 0.0 TIME
CF51312 0.0 2.0E2 TIME
*
CF51500 'SDS-OPN' TAB-FUN 1 1.00 0.00
CF51501 0.0
CF51503 518
CF51510 1.00 0.00 TIME
*
CF51700 'SDS-CLOSE' EQUALS 1 1.00 0.00
CF51701 0.0
CF51710 0.0 0.0 TIME
*
. . . . .

```

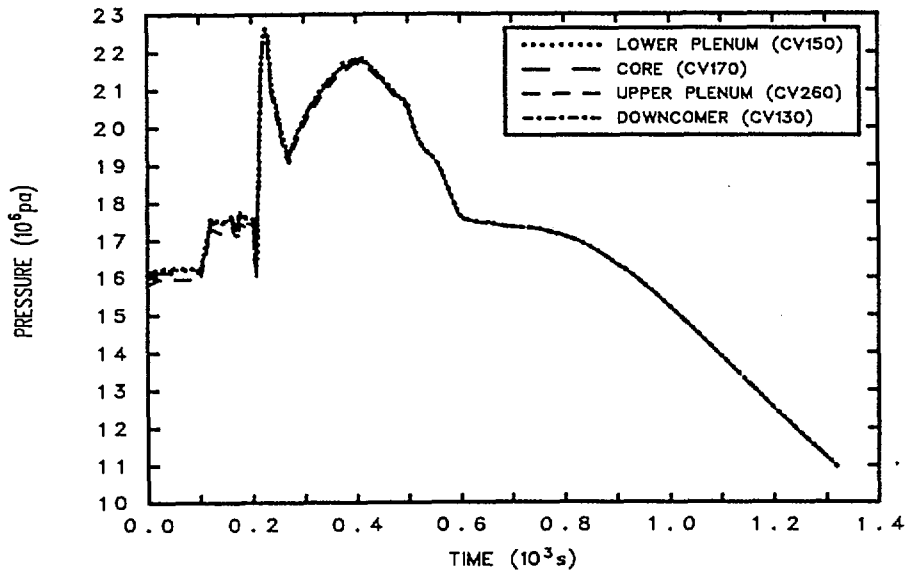


Fig. 5.3-27. ULJIN-TLFW-PK SDS200 : VESSEL PRESS.

표 5.3-7. 상세값 적용을 위해 사용된 데이터

출력 (%)	0	20	40	60	80	100
FTC (k/K)	-3.63	-3.42	-3.26	-3.12	-3.00	-2.90

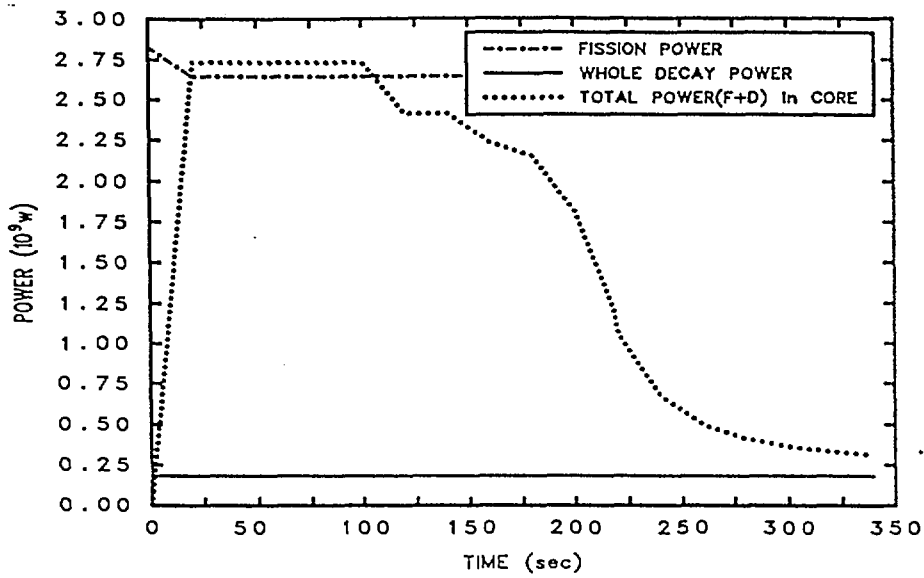


Fig. 5.3-28. ULJIN-TLFW-PK Intp. : POWER

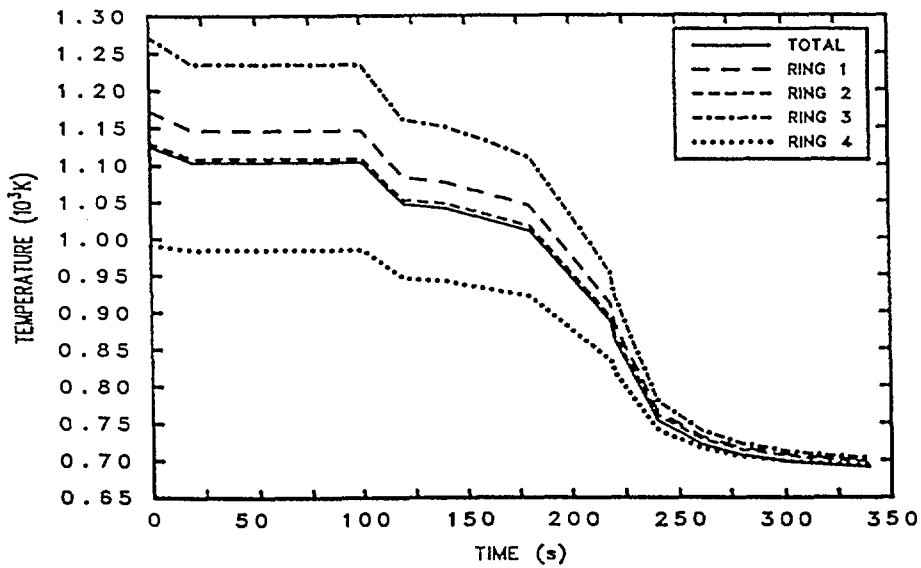


Fig. 5.3-29. ULJIN-TLFW-PK Intp. : AVE. FUEL TEMP.

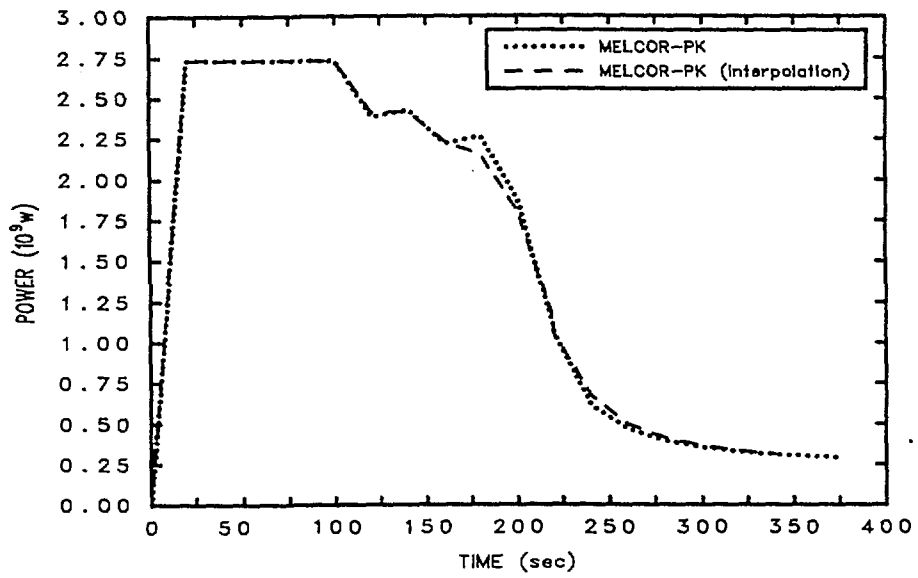


Figure 5.3-30. ULJIN-TLFW-PK : TOTAL POWER in CORE

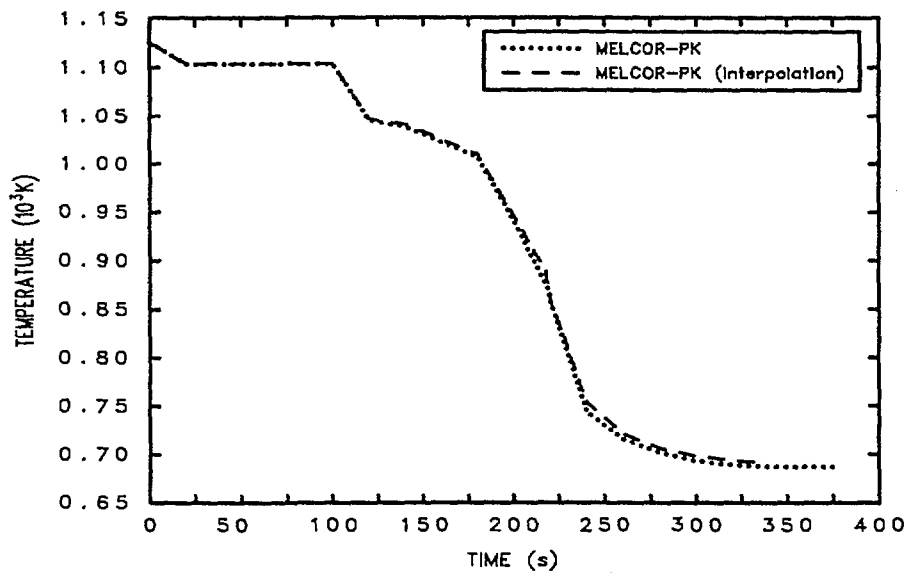


Figure 5.3-31. ULJIN-TLFW-PK : AVERAGE FUEL TEMP.

### 5.3.6 요약

ATWS 사고 해석시에 가장 주요한 관심은 사고 시작 초기의 수분내에 나타나는 일차 계통의 최고 압력이다. 일반적으로 일차 계통은 압력한계치 (ASME Boiler and Pressure Vessel Code Level C service limit criterion)가 존재하며 웨스팅하우스 발전소의 경우 SECY-83-293[5-5] 및 WCAP-11992[5-6]에 따르면 보수적으로 3200 psig가 사용된다. 이러한 압력한계치 이상의 압력이 발생하면 ECCS의 가동에 필요한 밸브등의 뒤틀림 현상 또는 원자로 용기의 파손 등이 일어날 가능성이 높으며, 핵연료 손상 (core damage)이 발생했다고 가정해도 별 무리가 없다고 알려져 있다.

본 사고가 발생하면 일차측의 열발생량을 급수공급이 상실된 이차측에서 제대로 제거하지 못해 일차측의 열평형이 무너지게 된다. 열평형이 무너지면 일차측의 온도 및 압력이 상승하고 가압기의 수위가 상승한다. 한편, 증기발생기 이차측의 수위는 점차 떨어지며 증기발생기 세관이 노출되면 이차측으로의 열전달은 더욱 감소한다. 결국, 가압기는 냉각수로 가득차고 안전감압밸브를 통하여 냉각수의 방출이 발생한다 (여기서, 증기대신 물이 방출되는 경우는 충분한 방출용량을 이용할 수 없게 된다). 따라서 일차 계통의 최고압력은 가압기의 체적 및 안전감압밸브의 방출 용량에 달려 있다.

MELCOR 1.8.3 및 MELCOR-PK 1.8.3을 이용해 주급수/보조급수의 완전상실사고시 ATWS를 분석하였으며 주요 결과를 표 5.3-8에 정리하였다. 일차측 냉각수의 온도가 상승하면 부 반응도 케환효과에 의하여 핵분열 출력은 감소하여 일차 계통의 열발생량이 줄어드는 효과를 가진다. 계산에 의하면 사고내내 전출력을 유지하는

경우 사고 시작 100초만에 일차 계통의 파손이 발생했으며 (최고압력=4456 psi), 전출력의 15% 출력을 유지하는 경우 일차 계통의 최고압력은 2949 psi 이하로 유지되어 압력에 의한 파손은 발생하지 않았다. 반응도 케환효과를 고려한 경우, 전출력의 경우에 비해 최고압력은 낮았으나 (= 3500 psi) 역시 사고 시작 100여초만에 압력제한치 이상을 보였다.

ATWS 사고시 일차 냉각펌프의 자동 정지신호는 발생하지 않는다. 그러나 일차 계통 냉각펌프가 어떤 이유로 정지하면 일차 계통 냉각펌프가 작동되는 경우에 비해 이차측으로의 열전달 능력이 떨어진다. 따라서 일차측 냉각수 온도가 좀더 상승하며, 이는 감속재 부 반응도에 의해 출력이 더욱 감소하는 효과를 가져오게 된다. 일차 냉각펌프가 사고 시작후 100초에 정지한 경우, 최고 압력은 2936psi로 압력에 의한 파손은 발생하지 않았다. 한편 울진 3,4호기의 경우, 안전감압밸브 이외에 안전감압계통(SDS)이 수동으로 작동될 수 있으며, 사고초기에 작동이 성공한 경우 최고압력은 3264psi로 압력제한치 근처로 유지되었다.

표 5.3-8 ATWS 계산결과 요약

		MELCOR-PK(1.8.3)				MELCOR(1.8.3)			
		기본 경우	민감도분석 (RCP Trip At t=200 sec)	민감도분석 (SDS Open)	진출력	Chehal-Laymann 모의	원자로 정지	진출력+ 기포효과	15%출력+ 기포효과
1차측 압력	최고압력 (MPa)	24.3811	20.2542	22.6255	30.7312	31.7014	17.5760	31.6764	20.4269
	Time (sec)	240	520	225	203	340	120	205	780
	130초	2400	2400	2390	2820	1330	2820	2760	530
출력 (MW)	160초	2210	2210	2240	2820	1330	120	2720	520
	190초	2060	2060	1940	2820	1330	90	2540	510
계산종료시간 (sec)		376	759	1312	203	340	3,600	205	3342
계산종료원인 (*)		일차측 냉각수 온도 한계	정상종료	정상종료	일차측 냉각수 온도 한계	일차측 냉각수 온도 한계	정상종료	일차측 냉각수 온도 한계	시간제어값의 과도 감소
Δtemp (핵연료봉)	130초	-60	-60	-65	8	-325	8	-5	-441
	160초	-20	-20	-19	1	-6	-407	-7	-7
	190초	-50	-50	-84	10	5	-22	-29	0
Δtemp (냉각재)	130초	4	4	4	7	-16	8	7	-19
	160초	2	2	1	3	-2	-27	2	-2
	190초	3	2	5	9	0	-7	10	0
노심내 void 생성시점 (sec)		-	220	340	-	-	-	-	620
2차측 SG 고갈시간 (sec)		210	228	207	201	302	1,288	195	530
RCP 정지시간 (sec)		-	200	400	-	-	500	-	509



## 5.4 검증

본 절에서는 개발된 동력학 모듈의 검증결과를 소개한다. 비교코드로는 동력학 계산이 가능한 코드중 중대사고의 초기과도상태의 모사가 가능한 RETRAN 코드 [5-8]가 선택되었다. 우선, PKINETIC 독립모듈의 검증을 위하여 RETRAN-02 (Mod5)와의 비교계산을 수행하였다. 본 비교계산에서는 급수완전상실사고시 ATWS 경위에 대한 RETRAN의 예제계산을 이용했으며, 사용된 반응도 궤환 데이터를 그림 5.4-1에 보여주었다. 여기서 RETRAN-02의 반응도 궤환은 냉각수의 온도/밀도 및 핵연료의 온도에 대해 이루어지며, 이는 냉각수의 온도계수에 밀도의 효과를 포함시키고 있는 현 PKINETIC의 방식과는 약간 다르므로 총 반응도를 PKINETIC의 입력으로 사용하였다. 사고시작후 200초까지 PKINETIC을 이용하여 RETRAN의 경위를 모사한 결과를 그림 5.4-2에 표시했다 (PKINETIC은 약 25초 간격으로 모의). 한편, 반응도 궤환입력을 제외한 주요 입력변수를 예시하기 위해, 사고시작후 100초에서의 RETRAN 및 PKINETIC 코드의 입력 데이터와 계산결과를 표 5.4-1에 상세히 수록하였다.

다음으로, MELCOR-PK(1.8.3)의 계산결과와 RETRAN의 결과를 비교하였다. 이러한 결과비교를 위해서는 동일한 발전소에 대한 계산이 비교코드간에 가능해야 한다. 그러나 현재 시점에서 MELCOR의 입력은 국내의 울진 3,4호기만이 이용가능한 상태이며, 본 발전소에 대한 (대형발전소의 ATWS 사고모의가 가능한 여타코드를 포함해서) RETRAN의 입력을 구할 수 없었다. 따라서, MELCOR-PK(1.8.3)의 계산은

급수완전상실사고시 ATWS 경위에 대한 Trojan의 계산결과<sup>15</sup>[5-9]와 비교를 수행하였다. 한편, Trojan 발전소는 웨스팅하우스의 4-Loop 발전소로서 울진3,4호기와는 차이가 있으나 계산의 경향을 비교하는 데는 큰 무리가 없었다. 그림 5.4-3 및 5.4-4은 급수상실사고 ATWS에서의 출력거동 및 일차계통 압력거동을 각각 비교하고 있다. 압력의 최고치는 약간 다르나 사고진행 시간을 포함해 거동이 거의 일치함을 알 수 있다.

---

<sup>15</sup> 본 Trojan 결과는 RETRAN-02 와 RETRAN-3D 코드간의 비교계산에 사용되었다.

표 5.4-1 RETRAN 과의 비교계산을 위한 데이터 및 결과

	RETRAN	PKINETIC
FTC	-0.000533 * 3 = -0.001599 [\$/F]	-0.01039 [mk/F]
MTC	0.0012206 [\$/F]	0.007934 [mk/F]
Density Coeff.	그림 5.4-1 참조	N/C
$\Delta T_f$ (At t=100 sec)	1435-2033 = -598 [F]	779-1112 = -333[C] = -598 [F]
$\Delta T_c$ (At t=100 sec)	640-572 = 68 [F]	338-300 = 38[C] = 68 [F]
Void fraction	0	0
Total	-0.67 [\$/]	-4.375E-3 [k]
Delayed n. yield fraction (= beta(i))	0.038, 0.213, 0.188, 0.407, 0.128, 0.026 (= beta(i)/beta)	2.71E-4, 1.518E-3, 1.340E-3, 2.902E-3, 0.913E-3, 1.85E-4 (beta = 7.129E-3)
Delayed n. decay constant	.0127, .0317, .115, .311, 1.40, 3.87	.0127, .0317, .115, .311, 1.40, 3.87
n. generation time	253.5 (= beta / l)	0.28E-4
f.p. yield fraction (11개 그룹)	코드내부에서 고려	.704E-2, .149E-1, .183E-1, .105E-1, .176E-2, .832E-2, .457E-2, .169E-2, .200E-2, .142E-2, .071E-2 (total = 0.72E-1)
f.p. decay constant	코드내부에서 고려	.7650, .9000E-1, .9829E-2, .1233E-2, .4910E-3, .1632E-3, .1674E-4, .3410E-5, .1034E-5, .1028E-6, .2557E-8
Power [fraction]	0.338	0.35

(비고) 1\$ = 6.5 mK

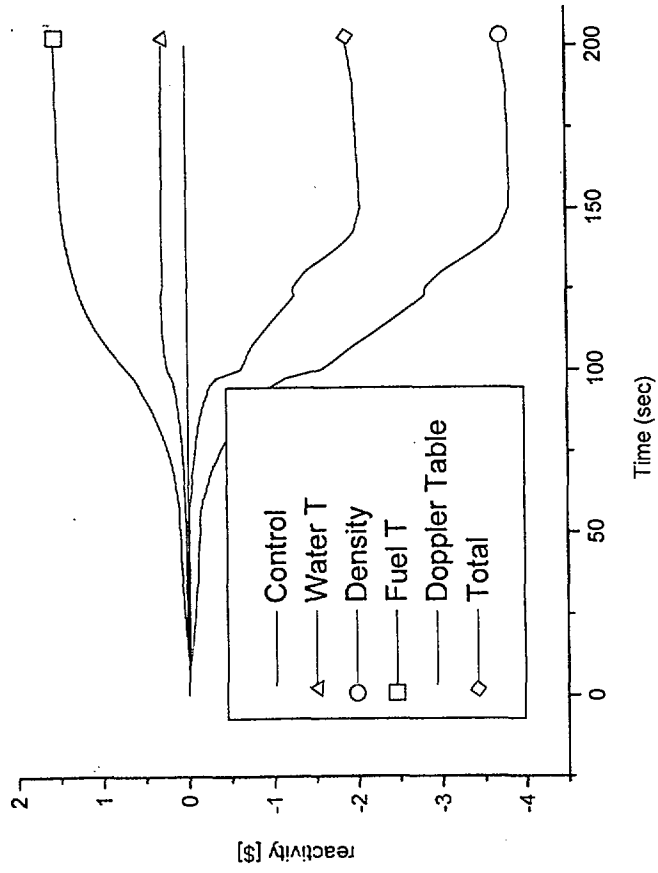


그림 5.4-1 RETRAN 계산시 반응도 변환 데이터

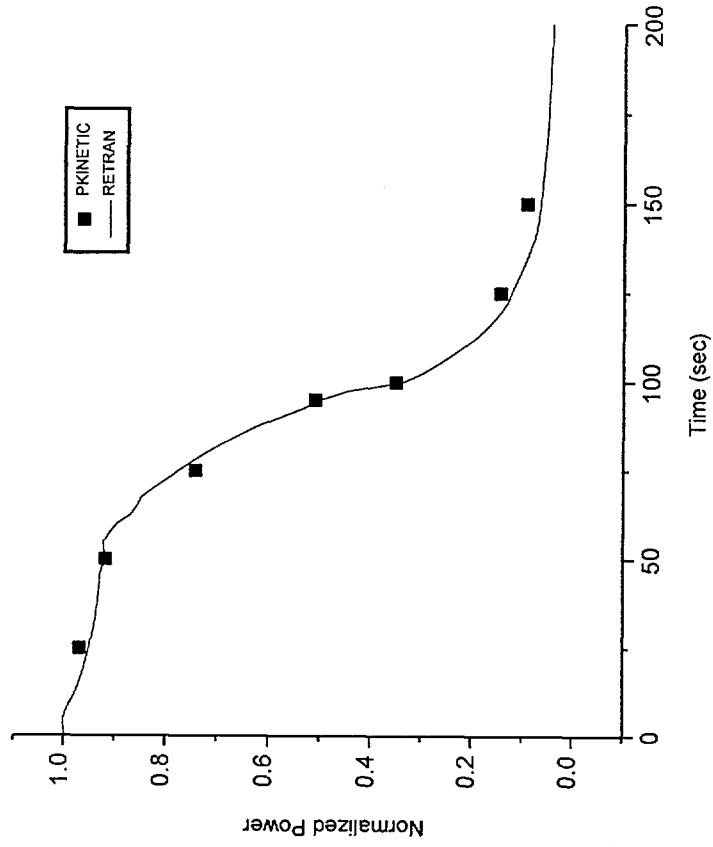
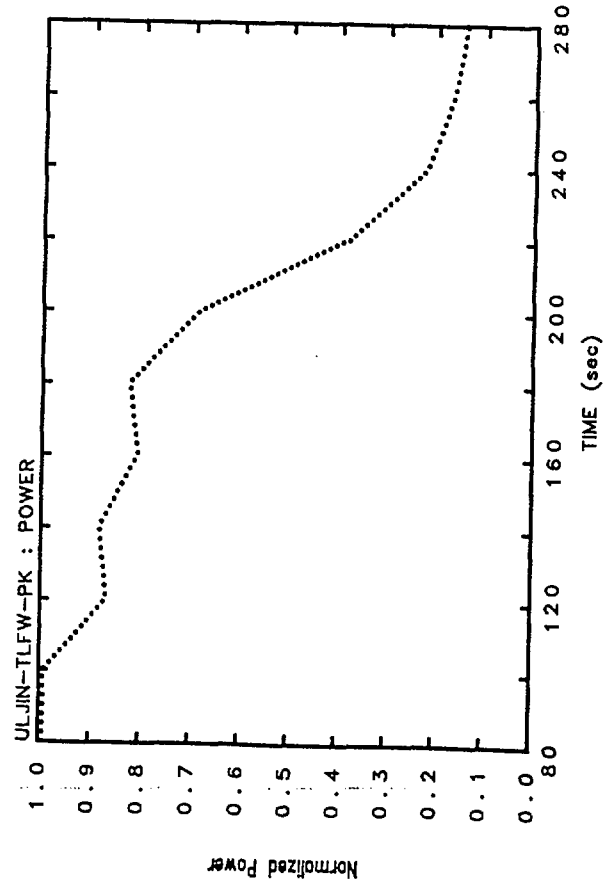
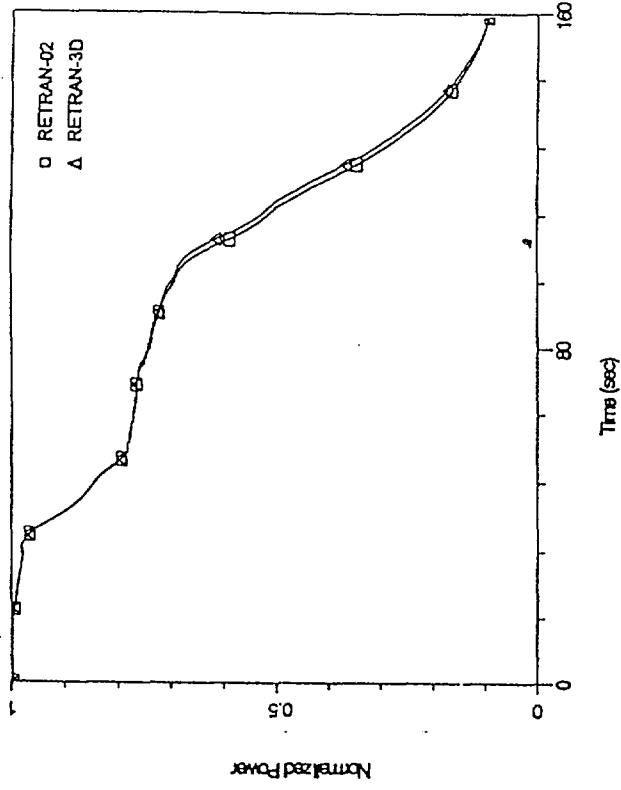


그림 5.4-2 PKINETIC과 RETRAN의 계산결과 비교

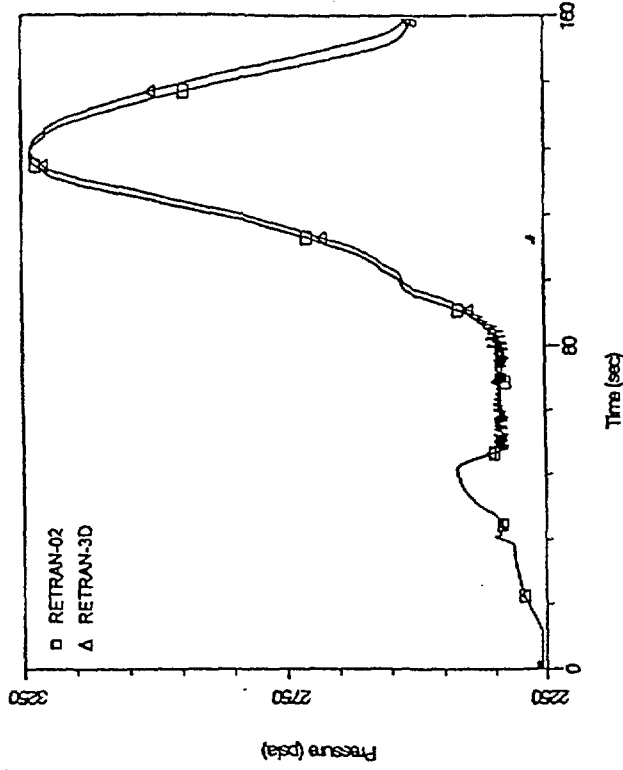


MELCOR-PK, UCN3,4 Plant

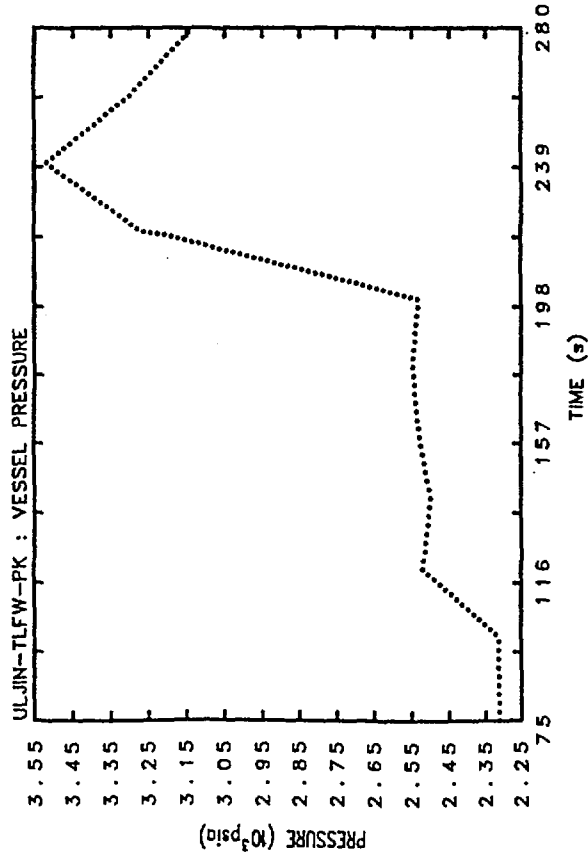


RETRAN, Trojan Plant

그림 5.4-3. 급수상실사고 ATWS에서의 출력거동 비교



RETRAN, Trojan Plant



MELCOR-PK, UCN3,4 Plant

그림 5.4-4. 급수상실사고 ATWS에서의 1차계통 압력거동 비교

## 5.5 참고문헌

1. "MELCOR 코드의 입력작성지침서: 부록 2", KAERI/TR-810/97, 한국원자력연구소, 1997. 2
2. MAAP4 (Volume II Part 2) HEATUP, EPRI, May 1994.
3. 서울대 공과대학, 김창효 저 "수치해법과 전산프로그래밍", 교학사, 1985
4. Nuclear Design Report for Yonggwang 2 Cycle 5, KAERI/TR-190/91, January 1991.
5. Amendments to 10 CFR 50 related to anticipated transients without scram (ATWS) events, SECY-83-293, NRC , 1983.
6. Joint Westinghouse Owners Group/Westinghouse Program: ATWS Rule Administration Process, WCAP-11992, Pittsburgh, Pennsylvania, Westinghouse Electric Corporation, 1988.
7. MELCOR Computer Code Manuals (Primer and User's Guide Version 1.8.3), NUREG/CR-6119, SAND93-2185, September 1994.
8. EPRI, "RETRAN-02 (A Program for Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Complex Fluid Flow Systems) Code Manual", NP-1850-CCM-A, December 1995.
9. EPRI, "RETRAN-3D (A Program for Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Complex Fluid Flow Systems) Code Manual, Vol.4: Applications Manual", NP-7450, October 1996.

## 6. 결론 및 추후 연구사항

본 연구의 목표는 서론에서 명시했듯이, 두가지로 요약될 수 있다. 첫째는, 중대사고 기인사고의 하나인 ‘정지불능 예상과도상태’ (ATWS) 사고경위를 해석하기 위한 동력학 독립모듈을 개발하는 것이고, 둘째는 개발된 동력학 모듈을 중대사고 해석용 대형전산코드내에 삽입하는 기술을 정립하는 데 있다. 첫째 목표를 달성하기 위해, 한국원자력연구소가 개발/보유하여 접근이 용이한 KMRRSIM 코드를 참조코드로 선정하였으며, 중대사고 코드에서 이미 계산되는 노심의 열수력 변수 (온도/압력/기포율/수위 등)만을 이용하여 중대사고시 반응도 궤환효과를 쉽게 예측하도록 보장하여 독립모듈 (PKINETIC)을 개발하였다<sup>5</sup>. 다음으로 둘째 목표를 달성하기 위해, 최근 중대사고 분야에서 널리 사용되고 있는 대형전산코드 MELCOR(1.8.3)에 개발된 독립모듈을 삽입하고 기존의 열수력 인자와의 연결을 완성해 MELCOR-PK를 개발하였다. 이로 인해 대형코드내 (특히, MELCOR) 모듈삽입기술의 정립과 더불어 ATWS 사고해석 능력이 없는 MELCOR의 사고해석 능력을 강화하는 효과를 얻게 되었다. 마지막으로 개발된 MELCOR-PK를 이용해 울진 3,4호기의 완전급수상실사고 ATWS를 해석했다. 이에 의하면, 사고내내 전출력을 유지하는 경우에는 사고 시작 100초만에 일차계통은 4500 psi 최고압력을 나타냈으며, 반응도 궤환효과를 고려한 경우에는 사고 시작 140여초에 3500 psi 최고압력을 나타냈다. 이외에 본 연구의 최종결과물인 MELCOR-PK는 앞으로 국내의 기존 및 신규 발전소의 ATWS 사고에 대한 ET 작성시 성공요건 (success criteria)을 구하는 도구로 유용하게 사용될 수 있으리라 사료된다.

---

<sup>5</sup> 개발된 모듈의 특성은 본 보고서의 1.2절을 참조하기 바람.



마지막으로, 본 연구의 대상으로는 점근사 모델을 선정했는데, 이는 중대사고 해석에서는 노심의 위치에 따른 상세한 출력분포값보다 노심평균 출력값이 중요하기 때문이었다. 그러나 노심의 위치에 따른 출력분포값이 요구되는 경우에는 한계가 있으며, 이러한 사항을 극복하기 위해서는 일차원 모델의 추가가 요구된다. 이외에 중대사고시의 조건을 충분히 반영하기 위해서는 ‘중대사고시 냉각수내 기포발생이 출력변화에 미치는 효과’가 좀 더 연구되어야 하며, 현재의 ATWS 기본 해석에 추가하여 ‘보조급수계통의 효과’ 및 ‘SDS 크기 변화에 따른 민감도 계산’이 연구될 수 있을 것으로 사료된다.

첨부 1. Common block

Common block에서 동력학 모듈과 관련된 참조부분은 다음과 같다.

```

*- INCLUDE CORFIS
C   CORE FISSION POWER CONTROL FUNCTION
C   COMMON /CORFIS/ ICFFIS
C
C   ICFFIS - FISSION POWER CONTROL FUNCTION NUMBER
*-
*- INCLUDE CORTX2
C   DESCRIPTION OF POINTERS FOR CORE PACKAGE DATABASE  VERSION 1.8.0
C   FOR POINTERS TO TIME-DEPENDENT DATABASE, ONLY OLD-TIME POINTERS AR
C   GIVEN, DENOTED BY '*' - NEW-TIME POINTERS END WITH 'N'
C
C   POINTER ARRAY          DESCRIPTION
C   -----
C   LFRNP - FRNP(2,NAXL)    - POROSITY OF INTACT COMPONENTS AND DEB
C   *LDMSTO - DMST(2,NAXL,NRAD) - CELL CH/BY STEAM CONSUMPTION RATE
C   LTUP - ITUP(NVTOT)     - UPWARD FLOW INTERFACE TEMP CV OR CF
C   LTDN - ITDN(NVTOT)     - DOWNWARD FLOW INTERFACE TEMP CV OR CF
C   LHS - IHS(NAXL+NRAD)   - CORE UPPER AND OUTER BOUNDARY HS'S
C   LXMB4C - XMB4C(NAXL,NRAD) - CELL INITIAL B4C MASS
C   *LTZMXO - TZMAX(2,NAXL,NRAD) - CELL MAXIMUM ZR TEMPERATURE IN CALC
C   *LXMT00 - XMTOT(NCRMAT) TOTAL MATERIAL MASSES IN COR PACKAGE
C   (DOUBLE PRECISION)
C   *LDXMT0 - DXMTOT(NUMMAT+4) - TOTAL MATERIAL MASS TRANSFERS FROM
C   COR (DOUBLE PRECISION)
C   *LEBALO - EBAL(NEBAL)   - ENERGY BALANCE ARRAY (DOUBLE PRECISIO
C   *LVCAVO - VOLCAV        - VOLUME EJECTED TO CAVITY (DOUBLE PREC
C   *LABRO - ABRCH          - LOWER HEAD TOTAL FAILURE AREA
C   *LSUPO - ISUP(NAXL,NRAD) - COMPONENT SUPPORT FLAG
C   LFRFIS - FRFIS(NRAD)   - RADIAL RING FISSION POWER FRACTION
C   LFZFIS - FZFIS(NAXL)   - AXIAL LEVEL FISSION POWER FRACTION
C   LCFLHF - ICFLHF(NRAD)  - RADIAL RING LOWER HEAD FAILURE CF
C   *LQB4CO - QB4C(4,NAXL,NRAD) - CELL CH/BY B4C REACTION HEAT GENERATE
C   LCFNOX - ICFNOX(NAXL,NRAD) - OXIDATION CUTOFF CONTROL FUNCTION
C   LCFVOL - ICFVOL(NRAD,NVTOT) - OXIDATION CONTROL FUNCTIONS FOR
C   RING AREAS (1..NRAD) OF THE CVH
C   VOLUMES INTERFACED WITH COR
C   LCFDIR - ICFDIR(2,NRAD) - DTDZ/OXIDATION FLOW DIRECTION
C   CONTROL FUNCTION FOR CHANNEL/BYPASS
C   FLOW IN EACH RING
C   *LHTCRO - HTCR(NSUR,NAXL,NRAD)
C   - RADIATIVE HEAT TRANSFER COEFFICIENTS
C   *LMLTFO - MLTFLO(2:KCOMP,NAXL,NRAD)
C   - MELT FLOW FLAG
C   LCFLSF - ICFLSF(NAXL,NRAD) - STRUCTURE FAILURE CONTROL FUNCTION
C   LTSFAI - TSFAIL(NAXL)    - STRUCTURE FAILURE TEMPERATURE
C   *LTSLLO - TSLLO(2,NSUR,NAXL,NRAD)

```

```

C          - COMPONENT TEMPERATURES BELOW/ABOVE
C          LIQUID LEVEL
C      *LTSLPO - TSLLPN(2,NPNDIM) - PENETRATION TEMPERATURES BELOW/ABOVE
C          LIQUID LEVEL
C      *LXALLO - XALL(2,NAXL,NRAD) - CELL CHANNEL/BYPASS ATMOSPHERE FRAC
*
*- INCLUDE F1301
C      SENSITIVITY COEFFICIENTS FOR CHEXAL-LAYMAN FISSION POWER/LIQUID
C      LEVEL CORRELATION
COMMON /F1301/ I1301, C1301(6), NA1301
COMMON /CP1301/ JP1301, IS1301(6), IE1301(6), MA1301
COMMON /CF1301/ CI1301
CHARACTER CI1301*188

C
C      UNITS: C1301(4) - M
C              C1301(6) - PA
*
*- INCLUDE KINETics                                for Kinetics model
C      COMPONENT IDENTIFIERS
COMMON /KINE/ FUELMASS1(13,4), FUELTEMP1(13,4), POOLTEMP1,
+           FUELMASS2(13,4), FUELTEMP2(13,4), POOLTEMP2,
+           ITCOUNT, TCNTEND, ICORRN1, ICVHRN3, ITFTC,
+           TF0, TC0, TF, TC

C
C      FUELMASS1(NAXL,NRAD) - FUEL PELLETT MASSES BEFORE CHANGE
C      FUELMASS2(NAXL,NRAD) - FUEL PELLETT MASSES AFTER CHANGE
C      FUELTEMP1(NAXL,NRAD) - FUEL TEMPERATURE BEFORE CHANGE
C      FUELTEMP2(NAXL,NRAD) - FUEL TEMPERATURE AFTER CHANGE
C      POOLTEMP1           - POOL TEMPERATURE BEFORE CHANGE
C      POOLTEMP2           - POOL TEMPERATURE AFTER CHANGE
C      ITCOUNT             - TIME COUNT
C                          (AT FIRST 0,  ADD 1 PER EACH CALL      )
C      TCNTEND             - FINAL TIME (Accumulated DTC)
C      ICORRN1             - CHECK FOR UPDATE FUEL TEMPERATURE (0/1)
C      ICVHRN3             - CHECK FOR UPDATE CORE-POOL TEMPERATURE (0/1)
C      ITFTC               - CHECK FOR OLD/NEW VALUE (PKINETIC)
C      TF0, TC0            - OLD VALUE (FUEL TEMP. CORE-POOL TEMP)
C      TF, TC              - NEW VALUE (FUEL TEMP. CORE-POOL TEMP)
C      DIMENSION FUELMASS1(NAXL,NRAD), FUELMASS2(NAXL,NRAD)
C      DIMENSION FUELTEMP1(NAXL,NRAD), FUELTEMP2(NAXL,NRAD)
*

```

## 첨부 2. 변수의 확인

MELCOR code는 source code가 방대하고 program의 logic이 복잡하여, 이를 대상으로 하여 변수를 파악하는 것은 그만큼 복잡하고 다양하다. 변수 확인에 관련된 사항에 대해 기술하여 이후의 code 수정에 참고가 되고자 한다.

- MELCOR code의 manual와 code 수행 유경험자 또는 주 사용자와의 협의에 근거하여 원하는 변수와 관련이 있는 package가 어떤 것인지를 파악한다. 예로, 연료봉 온도의 수정부분, 노심 냉각재 온도 및 질량의 수정부분, time step의 수정부분, 원자로 출력의 수정 부분을 파악하기 위해 해당 항목에 직접적으로 관련이 있는 package에 대해 협의하고 그것에 근거하여 파악하였다.
- '\$home/melcor/transfer' sub-directory는 모든 package에 대한 CMP(Code Maintenance Package) program library를 포함하고 있는데, 파악한 package에 대한 사용위치를 그 sub-directory에서부터 찾는다. 그 곳에는 include되는 common block을 package별로 포함하고 있는 file인 '\*inc.pr1' file들과 common block을 제외한 subroutine 내용을 package별로 포함하고 있는 file인 '\*rtn.pr1' file들이 있는데, 변수를 확인할 때에는 '\*rtn.pr1' file들을 대상 file로하여 파악한다. UNIX의 'grep' command를 사용하여 '\*rtn.pr1' file들을 대상으로 원하는 변수에 대한 사용위치를 찾는다. 이 때, subroutine내 head 부분의 I/O 설명과 관련 comment들을 참조한다.
- 위 결과를 통해 관련된 package를 파악한 후, 해당 package의 sub-directory에서 '\*.f' file을 대상으로 다시 UNIX의 'grep' command를 사용하여 찾아, 원하는 변수에 대한 subroutine과 사용위치를 확인한다.

- Subroutine의 호출 순서를 파악하며, 필요시 '\$home/melcor/transfer' sub-directory에서 '\*rtn.prl' file들을 대상 file로 하여 다른 package에서의 subroutine의 호출도 파악한다.
  - 위 결과에 근거하여 각 program(subroutine)내에서 사용된 부분과 program의 수행 logic을 점검한다. (comment 부분 포함)
  - Parameter pass와 관련한 argument, common block들에 대한 선언 및 사용을 점검한다.
  - 파악된 변수의 진위여부를 확인하기 위하여 파악한 변수에 대해 subroutine 내에 print statement를 추가하여 output file에 포함시키고, 이것을 hispltm 수행시 PLOT/CPLOT instruction의 LIST option을 사용하여 그 결과와 같은지를 비교한다. ('h-ch' file 참조)
  - 이 방법을 통해 파악한 변수 수정부분의 내용은 표6-1-1에 정리되어 있다.
- \*. Internet을 통한 지원은 아래의 Web Site에서 하고 있으며, 이곳에 접속하여 자료를 참조하거나 E-Mail을 통한 지원을 받을 수 있다.

<http://www.nrc.gov/RES/melcor/>

표6-1-1 변수의 수정부분 및 관련부분

항목	관련 package	관련 program
연료봉 온도	COR	corn1.f
노심냉각재 온도	CVH	cvhrn3.f
노심냉각재 질량	CVT	cvthrm.f
Time step	COR	cordbd.f
원자로 출력	COR	corpow.f

첨부 3. Subroutine에서 parameter로서의 Common block 사용 예

1. COR package

각 subroutine에서 Fuel의 질량 및 온도 값으로 사용하는 변수는 다음과 같다.

사례-1)

Subroutine Dimension																
CORDBC XREALX(500000)	...	XREALX(28657)	...	XREALX(29351)~	...	XREALX(33303)~	...	XREALX(42499)~	...	XREALX(46451)~	...					
CORDBD XC(26922)		XC(1)	...	XC(695)~	...	XC(4647)~	...	XC(13843)~	...	XC(17795)~	...					
CORRNI XMFU(2,13,4)								XMFU(1,1,1) ~XMFU(2,13,4)								
CORRNI TMP(6,13,4)																
CORRNI XMFU(2,13,4)								XMFU(1,1,1) ~XMFU(2,13,4)								
CORRNI TMP(6,13,4)																
COMMON DECK XREALX(500000)	...	XREALX(28657)	...	XREALX(29351) ~XREALX(29454) 즉, XREALX(28657+694) ~XREALX(28657+797)	...	XREALX(33303) ~XREALX(33614) 즉, XREALX(28657+4646) ~XREALX(28657+4957)	...	XREALX(42499) ~XREALX(42602) 즉, XREALX(28657+13842) ~XREALX(28657+13945)	...	XREALX(46451) ~XREALX(46762) 즉, XREALX(28657+17794) ~XREALX(28657+18105)	...					

□ Update되는 storage부분

XMFU(i,j,k) : dimension XMFU(2,13,4)의 경우,  $XREALX(i+2*(j-1)+2*2*(k-1))$

TMP(i,j,k) : dimension TMP(6,13,4)의 경우,  $XREALX(i+6*(j-1) + 6*6(k-1))$

\*. Intact cladding exists : TMP(ICL,j, k)

사례-2)

Subroutine Dimension												
CORDBC XREALX(500000)	...	XREALX(32041)	...	XREALX(32735)~	...	XREALX(33303)~	...	XREALX(42499)~	...	XREALX(46451)~	...	...
CORDBD XC(26922)		XC(1)	...	XC(695)~	...	XC(4647)~	...	XC(13843)~	...	XC(17795)~	...	...
CORRNI XMFU(2,13,4)								XMFU(1,1,1) ~XMFU(2,13,4)				
CORRNI TMP(6,13,4)												TMP(1,1,1)~TMP(6,13,4)
CORRNI XMFU(2,13,4)								XMFU(1,1,1) ~XMFU(2,13,4)				
CORRNI TMP(6,13,4)												
COMMON DECK XREALX(500000)	...	XREALX(32041)	...	XREALX(32735) ~XREALX(32838) 즉, XREALX(32041+694) ~XREALX(32041+797)	...	XREALX(36687) ~XREALX(36998) 즉, XREALX(32041+4646) ~XREALX(32041+4957)	...	XREALX(45883) ~XREALX(45986) 즉, XREALX(32041+13842) ~XREALX(32041+13945)	...	XREALX(49835) ~XREALX(50146) 즉, XREALX(32041+17794) ~XREALX(32041+18105)	...	...

Update되는 storage부분

XMFU(i,j,k) : dimension XMFU(2,13,4)의 경우, XREALX(i+2\*(j-1)+2\*2\*(k-1))  
 TMP(i,j,k) : dimension TMP(6,13,4)의 경우, XREALX(i+6\*(j-1) + 6\*6(k-1))

\*. Intact cladding exists : TMP(ICL, j, k)

사례-3)

Subroutine Dimension													
CORDBC XREALX(500000)	...	XREALX(26803)	...	XREALX(27497)~	...	XREALX(31449)~	...	XREALX(40645)~	...	XREALX(44579)~	...		
CORDBD XC(26922)		XC(1)	...	XC(695)~	...	XC(4647)~	...	XC(13843)~	...	XC(17795)~	...		
CORRNI XMFU(2,13,4)								XMFU(1,1,1) ~XMFU(2,13,4)					
CORRNI TMP(6,13,4)													TMP(1,1,1)~TMP(6,13,4)
CORRNI XMFU(2,13,4)				XMFU(1,1,1) ~XMFU(2,13,4)									
CORRNI TMP(6,13,4)													
COMMON DECK XREALX(500000)	...	XREALX(26803)	...	XREALX(27497) ~XREALX(27601) 즉, XREALX(26803+694) ~XREALX(26803+797)	...	XREALX(31449) ~XREALX(31760) 즉, XREALX(26803+4646) ~XREALX(26803+4957)	...	XREALX(40645) ~XREALX(40748) 즉, XREALX(26803+13842) ~XREALX(26803+13945)	...	XREALX(44579) ~XREALX(44908) 즉, XREALX(26803+17794) ~XREALX(26803+18105)	...		

Update되는 storage부분

XMFU(i,j,k) : dimension XMFU(2,13,4)의 경우, XREALX(i+2\*(j-1)+2\*2\*(k-1))

TMP(i,j,k) : dimension TMP(6,13,4)의 경우, XREALX(i+6\*(j-1) + 6\*6(k-1))

\*. Intact cladding exists : TMP(ICL, j, k)



2. CVH package  
 각 subroutine에서 Pool의 온도 값으로 사용하는 변수는 다음과 같다.

사례-1)

Subroutine Dimension												
CVHDBC XREALX(500000)	...	XREALX(2821)	...	XREALX(5239)~	...	XREALX(14081)~	...	XREALX(95763)~	...	XREALX(126351)~	...	...
CVHDBD C(20078)		C(1)	...	C(2419)~	...	C(11261)~						
CVHDBD S(51650)								S(1)~	...	S(30589)~		
CVHRN3 TEMPSO(2,38)				TEMPSO(1,1) ~TEMPSO(2,38)								
CVHRN3 TEMPSN(2,38)						TEMPSN(1,1) ~TEMPSN(2,38)						
COMMON DECK XREALX(500000)	...	XREALX(2821)	...	XREALX(5239) ~XREALX(5314) 즉, XREALX(2821+2418) ~XREALX(2821+2493)	...	XREALX(14081) ~XREALX(14156) 즉, XREALX(2821+11260) ~XREALX(2821+11335)	...	XREALX(95763) ~XREALX(95838) 즉, XREALX(2821+92942) ~XREALX(2821+93017)	...	XREALX(126351) ~XREALX(126426) 즉, XREALX(2821+123530) ~XREALX(2821+123605)	...	...

□ Update되는 storage부분

TEMPSN(i,j) :: dimension TEMPSN(2,38)의 경우, XREALX((i+2\*(j-1)))

사례-2)

Subroutine Dimension												
CVHDBC XREALX(500000)	...	XREALX(6705)	...	XREALX(9123) ~		XREALX(17965) ~		XREALX(215669) ~		XREALX(241547) ~		
CVHDBD C(20078)		C(1)	...	C(2419) ~	...	C(11261) ~						
CVHDBD S(51650)								S(1) ~	...	S(25879) ~		
CVHRN3 TEMPSO(2,38)				TEMPSO(1,1) ~TEMPSO(2,38)	...							
CVHRN3 TEMPSN(2,38)						TEMPSN(1,1) ~TEMPSN(2,38)						
COMMON DECK XREALX(500000)	...	XREALX(6705)	...	XREALX(9123) ~XREALX(9198) 즉, XREALX(6705+2418) ~XREALX(6705+2493)	...	XREALX(17965) ~XREALX(18040) 즉, XREALX(6705+11260) ~XREALX(6705+11335)	...	XREALX(215669) ~ 즉, XREALX(6705+208964) ~	...	XREALX(241547) ~XREALX(241622) 즉, XREALX(6705+234842) ~XREALX(6705+234917)	...	

Update되는 storage부분

TEMPSN(i,j) :: dimension TEMPSN(2,38)의 경우, XREALX((i+2)\*(j-1))

사례-3)

Subroutine Dimension															
CVHDBC XREALX(500000)	...	XREALX(1467)	...	XREALX(3885)~	...	XREALX(12727)~	...	XREALX(94771)~	...	XREALX(120649) ~XREALX(120724)					
CVHDBD C(20078)		C(1)	...	C(2419)~	...	C(11261)~									
CVHDBD S(51650)								S(1)~	...	S(25879)~					
CVHRN3 TEMPSO(2,38)				TEMPSO(1,1) ~TEMPSO(2,38)	...										
CVHRN3 TEMPSN(2,38)						TEMPSN(1,1) ~TEMPSN(2,38)									
COMMON DECK XREALX(500000)	...	XREALX(1467)	...	XREALX(3885) ~XREALX(3960) 즉, XREALX(1467+2418) ~XREALX(1467+2493)	...	XREALX(12727) ~XREALX(12802) 즉, XREALX(1467+11260) ~XREALX(1467+11335)	...	XREALX(94771)~ 즉, XREALX(1467+93304)~	...	XREALX(120649) ~XREALX(120724) 즉, XREALX(1467+119182) ~XREALX(1467+119257)					

Update되는 storage부분

TEMPSN(i,j) :: dimension TEMPSN(2,38)의 경우, XREALX((i+2\*(j-1)))

#### 첨부 4. MELCOR subroutine 수정후의 compile/link 절차

MELCOR Code와 관련된 Procedure 수행에 대한 제반 사항을 기술하여 수정에 관련된 절차를 확립하고자 한다.

설치환경은 다음과 같다.

- H/W : DEC Alphastation 500
- OS : Digital UNIX 4.0A (Rev. 464)
- 설치 Directory : /users2/melcor/melcor183

MELCOR code를 설치하기 위해서는 'muinstall.utx'를 수행하게 되며, 이 내용에는 다음의 4개 procedure가 차례로 수행된다.

```
/users2/melcor/melcor183/melcor/mu/mumakemu.utx  
/users2/melcor/melcor183/melcor/mu/mumakinc.utx  
/users2/melcor/melcor183/melcor/mu/mumaklib.utx  
/users2/melcor/melcor183/melcor/mu/mulinkmel.utx
```

Subroutine을 수정하면, 위의 Procedure 중 'mulinkmel.utx'를 수행하여 compile, link 및 관련된 작업을 통해 execution file을 생성한다. 이때 생성된 execution file을 main program library에의 추가여부에 따라 procedure의 수정과 수행을 하여야 한다. 위의 각 Procedure의 내용과 수행에 대한 것을 살펴 보면 다음과 같다.

##### ① /users2/melcor/melcor183/melcor/mu/mumakemu.utx

- '/users2/melcor/melcor183/melcor/mu' directory에 'muprep', 'muckobj', 'musublib', 'musubfil', 'mupedig'의 fortran execution file을 생성한다.
- file에 대해 others에 대한 write 기능을 없애도록 Protection을 지정한다.

##### ② /users2/melcor/melcor183/melcor/mu/mumakinc.utx

- '/users2/melcor/melcor183/melcor/transfer' directory에 있는 package PRL file로부터 각 package의 include deck library(\*inc.prl file)를 생성한다. 여기서의 각 Package는 'prog',

'bur', 'cav', 'cf', 'cor', 'crn', 'cvh', 'dch', 'edf', 'eos', 'esf', 'exec', 'fdi', 'fl', 'hs', 'mp', 'rn1', 'rn2', 'spr', 'tf', 'tp', 'util', 'bh'을 말한다.

- 수행내용

```
#/users2/melcor/melcor183/melcor/mu/muwwinc.utx prog
      /users2/melcor/melcor183/melcor utx
```

(수행에는 '/users2/melcor/melcor183/melcor/mu/mupakinc.utx prog utx'이 포함되며, 여기서의 'prog'는 package name을 나타내고, 이것은 각 Package에 대해 차례로 수행된다.)

- 관련 file : muwwinc.utx, mupaklib.utx, cmp.for

- include deck library를 수정하는 경우에 이것을 포함한 이후의 Procedure를 수행하여야 한다.

### ③ /users2/melcor/melcor183/melcor/mu/mumaklib.utx

- '/users2/melcor/melcor183/melcor/transfer' directory에 있는 package PRL file로부터 각 package의 source('\*.prl' file)와 object library('\*.a' file)를 생성한다. 여기서의 각 Package는 'prog', 'bur', 'cav', 'cf', 'cor', 'crn', 'cvh', 'dch', 'edf', 'eos', 'esf', 'exec', 'fdi', 'fl', 'hs', 'mp', 'rn1', 'rn2', 'spr', 'tf', 'tp', 'util', 'bh'을 말한다.

- 수행내용

```
#/users2/melcor/melcor183/melcor/mu/mulllib.utx prog
      /users2/melcor/melcor183/melcor $pr1
```

수행에는 '~/mupaklib.utx prog ? nobug' 이 포함되며, 여기서의 'prog'는 package name을 나타내고, 각 Package에 대해 차례로 수행된다. nobug는 debug option의 사용 안함을 말하며, 이것 대신 아래의 예처럼 bug (debug option 사용) 또는 both option (debug option 사용/사용안함 모두 해당)도 사용한다.

예; # mumaklib.utx bug

또는 # mumaklib.utx both

- 관련 file : mulllib.utx, mupaklib.utx, cmp.for, cmpcopy.for

- 각 package의 source library를 수정하는 경우, 이 Procedure를 포함한 이후의 Procedure를 수행하여야 한다.

④ /users2/melcor/melcor183/melcor/mu/mulinkmel.utx

- 수정의 경우, source program 및 그와 관련된 source file의 수정이 필요함
- 관련 file : ~/mu/mupedig.f, ~/mu/mugetinc.utx, cmpcopy.for, mxxct.c, prefixmelgen.f
- source program을 수정하는 경우에 수행하며, 수행내용에 library에의 적용은 포함되지는 않는다.
- 'prefix'는 수행 중 입력 받은 prefix name을 나타낸다.

1. code의 수정

code의 수정은 어느 부분을 수정하느냐에 따라, 즉, include deck library, package의 source library, source program 중 어느것을 수정하느냐에 따라 library를 수정할 지, 또는 별도의 code로 수행할 지를 결정하며 이에 따라 위의 Procedure를 수행한다.

위 방법 모두 시작단계는 같으며, 다음과 같다.

- a) 수정을 원하는 fortran code를 다른 directory에 copy한다.
- b) code를 수정한다.
- c) 'mulinkmel.utx' utility를 이용하여 compile, link 한다
- d) CMP correction set를 생성한다
- e) mucorr.utx 수행하여 source code program library와 비교한다. 'mulinkmel.utx'을 수행하여 새로운 program library를 생성한다. 생성된 Library를 main library에 포함시키려면 (변경 또는 추가) '~/mumakinc.utx' Procedure와 '~/mumaklib.utx' Procedure 의 수행에 포함시켜야 한다.

2. 수행 화면 (mulinkmel.utx)

This procedure links melgen or melcor with or without extra user source in the current directory.

The current directory is /users2/melcor/melcor183/melcor/c-test

Options

following with optimized code

- 1. Link MELGEN            2. Link MELGEN with extra source
- 3. Link MELCOR          4. Link MELCOR with extra source

following with debug code

- 5. Link MELGEN            6. Link MELGEN with extra source
- 7. Link MELCOR          8. Link MELCOR with extra source

0. QUIT

Enter option

----- (a)

Enter name(s) of object file(s) to be linked (blank separated with .f or .o)  
or %filename for file containing list of files

----- (b)

file located corcox.f

Enter prefix for executable code <none for production code>

----- (c)

(d)

Enter pedigree information for MELCOR/MELGEN link. Format is up to 4 lines  
with 58 characters per line. Terminate input with a blank line.

v

----- (d-1)

Pedigree records are

Linked 5/08/98 17:54:43 melcor

Are these correct? <Y or N>

----- (d-2)

(e)

This procedure collects all parts of MELCOR include decks from

the various package directories. The root library directory is

/users2/melcor/melcor183/melcor

for system utx

located PEDIGREE

----- (f)

\*\*\*\*\* CMPCOPY FILE COPIER \*\*\*\*\*

```
*          Copy Options          *
* N    = normal copy with or without INCLUDE function *
* NUM  = normal copy with CMP *DECK numbering          *
*      with or without INCLUDE function                *
* CC   = change listing carriage control                *
* CHECK = test INCLUDE function calls                  *
* BROWSE = general purpose file browser                *
* S    = shifted copy (move one column to right)      *
* TR   = truncate to specified line length            *
* SPLIT = divide file into smaller parts for PC        *
* SPLITA = same as split except after current line    *
* UNSPLIT = combine files generated by SPLIT          *
* L    = change upper case to lower case              *
* U    = change lower case to upper case              *
* LC   = change upper case to lower case              *
*      not including fortran character strings        *
* UC   = change lower case to upper case              *
*      not including fortran character strings        *
* QUIT = abort copy          version 2.07 <3/20/94> *
*****
```

enter option :

----- (g)-1

enter input file(s)

<use , separator for multiple files> :

----- (g)-2



enter output file :

----- (g)-3

opening output file : zzzzzz.f

opening input file : zzzzzz.xxx

\*\* INCLUDE command encountered \*\*

enter INCLUDE library file name

or NONE for none

or BLANK for removal of include contents

----- (g)-4

opening INCLUDE library file incall.utx

INCLUDE library contains 11178 records 726 blocks

Processing INCLUDE blocks

GENBANER MEGVER MEXVER MXXPRG MXXCVC VERPED LNKPED MORPEDIG

output file(s) contain 8049 characters, 196 lines

average number of characters/line = 41.1

ALL DONE

----- (h)

have c code

----- (i)

----- (j)

compile and link complete

CREATED testmelgen

### 3. 세부 설명 (mulinkmel.utx)

- (a) 2번을 입력함
- (b) 'corcox.f' 입력함
- (c) 'test' 입력함
- (d) mupedig program 수행 (FORTRAN Program)

(㉔-1) Return key를 입력함

(㉔-2) 'Y'를 입력함

㉕ /users2/melcor/melcor183/melcor/mu/mugetinc.utx utx PEDIGREE

수행생성되는 output file : 'incall.utx'

㉖ 2개의 FORTRAN Program file을 이용해 'zzzzzz.xxx' file을 생성함

cat /users2/melcor/melcor183/melcor/prog/melgen.f

/users2/melcor/melcor183/melcor/prog/mxxqa.f > zzzzzz.xxx

㉗ cmpcopy 수행 (FORTRAN Program)

'mulinkmel.utx' file 내에 있는 다음의 값이 입력됨.

㉗-1 'n' 입력됨

㉗-2 'zzzzzzz.xxx' 입력됨

㉗-3 'zzzzzz.f' 입력됨

㉗-4 'incall.utx' 입력됨

생성되는 output file은 'zzzzzz.f'이며, 생성직후, 'testmelgen.f'로 file name이 변경됨

㉘ 'mxxcrt.c' file을 compile함

cat /users2/melcor/melcor183/melcor/transfer/mxxcrt.utx > mxxcrt.c

cc -Dadd\_ -c mxxcrt.c

(만일 debug code를 선택한 경우에는 이 부분의 compile option에 '-g'가 추가됨)

㉙ 각 directory에 있는 library file들을 하나의 symbol로 연결한다.

㉚ 'testmelgen.f' FORTRAN Program을 하나의 symbol로 연결되어 있는 library file들과 함께 compile 한다.

f77 -o testmelgen testmelgen.f mxxcrt.o corcox.f

/users2/melcor/melcor183/melcor/exec/libexec.a

/users2/melcor/melcor183/melcor/bur/libbur.a

/users2/melcor/melcor183/melcor/cav/libcav.a

/users2/melcor/melcor183/melcor/cf/libcf.a

/users2/melcor/melcor183/melcor/cor/libcor.a

/users2/melcor/melcor183/melcor/crn/libcrn.a

/users2/melcor/melcor183/melcor/cvh/libcvh.a

/users2/melcor/melcor183/melcor/dch/libdch.a

/users2/melcor/melcor183/melcor/edf/libedf.a

/users2/melcor/melcor183/melcor/eos/libeos.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/esf/libesf.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/fdi/libfdi.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/fl/libfl.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/hs/libhs.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/mp/libmp.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/rn1/librn1.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/rn2/librn2.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/spr/libspr.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/tf/libtf.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/tp/libtp.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/util/libutil.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/prog/libprog.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/bh/libbh.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/exec/libexec.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/bur/libbur.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/cav/libcav.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/cf/libcf.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/cor/libcor.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/crn/libcrn.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/cvh/libcvh.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/dch/libdch.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/edf/libedf.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/eos/libeos.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/esf/libesf.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/fdi/libfdi.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/fl/libfl.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/hs/libhs.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/mp/libmp.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/rn1/librn1.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/rn2/librn2.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/spr/libspr.a  
/users2/melcor/melcor183/melcor/tf/libtf.a

```
/users2/melcor/melcor183/melcor/tp/libtp.a
/users2/melcor/melcor183/melcor/util/libutil.a
/users2/melcor/melcor183/melcor/prog/libprog.a
/users2/melcor/melcor183/melcor/bh/libbh.a
```

#### 4. Procedure file의 내용 (mulinkmel.utx)

```
#!/bin/sh
#
#           procedure mulinkmel.utx
# This procedure links melgen or melcor with or without extra user source.
#
# define root directory
# MELROOT=/u/slthomp/melcor      should be in this form
#
# path to mu files
# MELMUTL=/u/slthomp/melcor/mu
#
# path to default prls
# MELMPRL=/u/slthomp/melcor/transfer
#
curdir=`pwd`
echo " "
echo "This procedure links melgen or melcor with or without extra user source"
echo "in the current directory."
echo "The current directory is $curdir "
echo " "
echo "           Options"
echo " "
echo "           following with optimized code"
echo " "
echo "1. Link MELGEN      2. Link MELGEN with extra source"
echo "3. Link MELCOR     4. Link MELCOR with extra source"
echo " "
```

```

echo "          following with debug code"
echo " "
echo "5. Link MELGEN          6. Link MELGEN with extra source"
echo "7. Link MELCOR          8. Link MELCOR with extra source"
echo " "
echo "0. QUIT"
echo " "
echo "Enter option"

```

----- (a)

```

next="0"
nobug="0"
read ansr
if test $ansr = 0
    then
        exit 1
elif test $ansr = 1
    then
        ddcodes="melgen"
elif test $ansr = 2
    then
        ddcodes="melgen"
        next="1"
elif test $ansr = 3
    then
        ddcodes="melcor"
elif test $ansr = 4
    then
        ddcodes="melcor"
        next="1"
elif test $ansr = 5
    then
        ddcodes="melgen"
        nobug="1"

```

```

elif test $ansr = 6
    then
        ddcodes="melgen"
        next="1"
        nobug="1"
elif test $ansr = 7
    then
        ddcodes="melcor"
        nobug="1"
elif test $ansr = 8
    then
        ddcodes="melcor"
        next="1"
        nobug="1"
else
    echo " UNKNOWN OPTION REQUESTED : ${ansr}"
    exit 2
fi
if test $nobug = 1
    then
        bug1="-g "
        d="d"
    else
        bug1=" "
        d=""
    fi
code="${ddcodes}${d}"
rm -f LINKLIST
echo $curdir > LINKLIST
if test $next = 1
    then
        echo "Enter name(s) of object file(s) to be linked (blank separated with .f or .o)"
        echo "    or %filename for file containing list of files"

```

```
read ycode
rm -f zzzeee
rm -f zzzfff
rm -f zzzggg
echo $ycode > zzzeee
grep "%" zzzeee > zzzfff
if test -s zzzfff
then
sed -e "s//w zzzggg" zzzeee
wfile=`cat zzzggg`
if test -s $wfile
then
echo "file $wfile located"
rm -f zzzggg
else
echo "file $wfile NOT located"
${MELMUTL}/muabort.utx
exit 7
fi
ycode=`cat ${wfile}`
fi
rm -f zzzeee
rm -f zzzfff
for qcode in $ycode
do
echo $qcode >> LINKLIST
if test -s $qcode
then
echo "file located ${qcode}"
else
echo "file not located ${qcode}"
${MELMUTL}/muabort.utx
```

```

        exit 3
    fi
done
else
    ycode=" "
fi
echo " " >> LINKLIST
#
echo "Enter prefix for executable code <none for production code>"

```

----- (c)

```

read tat
rm -f zzzzzz.*
rm -f ${tat}${code}.o
rm -f ${tat}${code}
#
# generate pedigree

```

```

${MELMUTL}/mupedig

```

```

#
# get all include blocks

```

```

${MELMUTL}/mugetinc.utx utx PEDIGREE

```

```

#
# make and compile program and id routines
cat ${MELROOT}/prog/${ddcode}.f ${MELROOT}/prog/mxxqa.f > zzzzzz.xxx

```

----- (f)

```

cmpcopy << TEND

```

```

n
zzzzzz.xxx
zzzzzz.f

```

(g)



```
incall.utx
```

```
TEND
```

```
if test -s zzzzzz.f
then
  rm -f ${tat}${code}.f
  mv zzzzzz.f ${tat}${code}.f
else
  ${MELMUTL}/muabort.utx
  exit 4
fi
#
# generate c code
rm -f mxxqa.c
rm -f mxxqa.o
cat ${MELMPRL}/mxxcrt.utx > mxxcrt.c
cc $bug1 -Dadd_ -c mxxcrt.c
```

----- (h)

```
if test -s mxxcrt.o
then
  echo have c code
else
  ${MELMUTL}/muabort.utx
  exit 5
fi
# define libraries
mm1=${MELROOT}/exec/libexec${d}.a${MELROOT}/bur/libur${d}.a${MELROOT}/cav/libcav${d}.a"
mm2=${MELROOT}/cf/libcf${d}.a${MELROOT}/con/libcor${d}.a${MELROOT}/cm/libcm${d}.a"
mm3=${MELROOT}/cv/libcvh${d}.a${MELROOT}/dch/libdch${d}.a${MELROOT}/edf/libedf${d}.a"
mm4=${MELROOT}/eos/libeos${d}.a${MELROOT}/esf/libesf${d}.a${MELROOT}/fd/libfd${d}.a"
mm5=${MELROOT}/f/libf${d}.a${MELROOT}/hs/libhs${d}.a${MELROOT}/mp/libmp${d}.a"
mm6=${MELROOT}/m1/libm1${d}.a${MELROOT}/m2/libm2${d}.a${MELROOT}/spr/libspr${d}.a"
mm7=${MELROOT}/w/libw${d}.a${MELROOT}/tp/libtp${d}.a${MELROOT}/uti/libuti${d}.a"
mm8=${MELROOT}/prog/libprog${d}.a${MELROOT}/oh/liboh${d}.a"
m=${mm1} ${mm2} ${mm3} ${mm4} ${mm5} ${mm6} ${mm7} ${mm8}
```

```

----- (i)
#
#   compile and link
f77 $bug1 -o ${tat}${code} ${tat}${code}.f mxxcrt.o $ycode $ml $ml
----- (j)
#
if test -s ${tat}${code}
then
    echo compile and link complete
else
    ${MELMUTL}/muabort.utx
    exit 6
fi
echo CREATED ${tat}${code}
rm -f zzzzzz.*
#
#           procedure written by S.L.Thompson   11/15/92

```

## 첨부 5. Batch procedure

MELCOR code를 수행하다 보면 여러 경우의 input deck으로 여러번 수행한 경우 또는 input deck의 수정으로 재수행하는 경우 등 일련의 과정을 반복적으로 수행하는 경우가 많이 발생한다. 이 때, MELGEN, MELCOR, hispltm, poppst, print 등 여러 단계의 수행을 순서대로 반복하게 된다. 각 단계마다 file을 삭제해야 하는 등 command 수행 외에 점검해야 할 몇가지 작업들이 있다. 이렇게 Interactive job으로 각각 수행시키는 여러 단계의 command들을 UNIX의 한 file로 작성하여 background job으로 일괄 수행토록 작성하였다. 작업 순서는 다음과 같다.

- 1) 수행에 필요한 procedure file, data file들을 file로 작성한다(batch procedure의 내용 참조).
- 2) 아래와 같이 command를 수행하여 background job으로 수행시킨다(이 때, job의 ID 번호를 기억하여 background job의 완료여부를 확인할 수 있다).

```
# nohup batch.utx > result.txt &
```

- 3) 작업 완료 후, 'result.txt' file의 내용과 print 출력물을 통해 결과를 확인한다.

다른 sub-directory에서의 수행을 위해 batch procedure를 적용하는 경우, output file이 생성되는 default directory는 test를 하여 확인하고, data file등의 directory path는 full path로 지정한다. UNIX의 특성상 background job(Bourn Shell)은 interactive job(foreground job, C shell)과는 다른 환경에서 수행되므로 comment statement와 같은 다른 statement들을 사용하지 말아야 한다(psadec2 system, melcorcp 계정의 'batch' sub-directory 참조).

### 1. Batch procedure의 내용 (예 : batch.utx)

```
cd /users3/melcorcp/melcor183/user/atws/chexal
pwd
rm /users3/melcorcp/melcor183/user/atws/chexal/ME*
rm /users3/melcorcp/melcor183/user/atws/chexal/PG*
rm /users3/melcorcp/melcor183/user/atws/chexal/PRST
```

```

/users3/melcorcp/melcor183/melcor/exe/melgen /users3/melcorcp/melcor183/user/atws/chexal/uljin-c
rm /users3/melcorcp/melcor183/user/atws/chexal/PG*

rm /users3/melcorcp/melcor183/user/atws/chexal/ex*
rm /users3/melcorcp/melcor183/user/atws/chexal/CY*
rm /users3/melcorcp/melcor183/user/atws/chexal/PC*
rm /users3/melcorcp/melcor183/user/atws/chexal/PLOT
rm /users3/melcorcp/melcor183/user/atws/chexal/psh-c
/users3/melcorcp/melcor183/melcor/exe/melcor </users3/melcorcp/melcor183/user/atws/chexal/p0 >/users3/melcorcp/melcor183/user/atws/chexal/psh-c
rm /users3/melcorcp/melcor183/user/atws/chexal/PCDIA

rm /users3/melcorcp/melcor183/user/atws/chexal/pophis
rm /users3/melcorcp/melcor183/user/atws/chexal/popout.pst
rm /users3/melcorcp/melcor183/batch/h-ch
cp /users3/melcorcp/melcor183/user/atws/chexal/his16k /users3/melcorcp/melcor183/batch/h-ch
hispltm </users3/melcorcp/melcor183/batch/f-ch
mv /users3/melcorcp/melcor183/outhis /users3/melcorcp/melcor183/user/atws/chexal
mv /users3/melcorcp/melcor183/pophis /users3/melcorcp/melcor183/user/atws/chexal
poppst </users3/melcorcp/melcor183/batch/p-ch
mv /users3/melcorcp/melcor183/popout.pst /users3/melcorcp/melcor183/user/atws/chexal
lp /users3/melcorcp/melcor183/user/atws/chexal/popout.pst

```

2. 'p0' file

MELCOR 수행시의 input 값을 re-direction하여 file로부터 읽어 오게 한 것이며, file의 내용은 다음과 같다.

```

uj.cor

```

3. 'uj.cor' file의 내용

MELCOR 수행에 필요한 filename, time value 등을 포함하고 있으며, file의 내용은 다음과 같다.

```

*****
* MELCOR INPUT *
*****
TITLE 'ULJIN CASE51'
DIAGF PCDIA
MESSAGEF PCMES
RESTARTF PRST
OUTPUTF PCOUT
PLOTF PLOT
*
CRTOUT
CYMESF 20 100
CPULIM 590000.
CPULEFT 200.
DTTIME 0.00001

```

```

TEND      3600.0
*TEND     800.0
*
RESTART   0
*
      TIME  DTMAX  DTMIN   DTEDIT  DTPLOT  DTREST
TIME1     0.    0.10  0.000001  100.    20.    100.
TIME2     3.    0.05  0.000001  100.    20.    100.
*TIME3    160.   1.    0.000001  1000.   50.   1000.
*TIME4    760.   1.    0.000001  2000.  100.  2000.
*TIME5   25000.  2.0   0.000001  20000. 1000. 20000.
*TIME6  300000. 10.0   0.000001  50000. 2000. 50000.
TIME7   600000. 10.0   0.000001  90000. 5000. 90000.
* CORDTC01 40.0  0.001  16
DTINCR   1.30
.

```

#### 4. 'f-ch' file

Plot output file을 작성하는 hispltm 수행시 필요로 하는 input 값을 re-direction하여 file로부터 읽어 오게 한 것이다. file의 내용은 다음과 같다.

```
i=/users3/melcorcp/melcor183/batch/h-ch
```

#### 5. 'h-ch' file

hispltm 수행에 필요한 filename, label, instruction 등을 포함하고 있으며, file의 내용은 다음과 같다.

```

*////////////////////////////////////
*///          ULJIN PLOT FILE : HIS16K          ///
*////////////////////////////////////
FILE1=/users3/melcorcp/melcor183/user/atws/chexal/PLOT' TSTART=0.0 TEND=2000.0
%L=0.0  0.0
%T=ULJIN-TLFW-Chexal
BOTTOM=ON
ULABEL  TIME (())sec
VIEW,WIDE
NOLOGO,'KAERI'
SHADE,ALL
COLOR  3  7  4   6  12
*
STARTUF
UF.101 ADD  SCALE=0.1  ADD=0.0
+ COR-TFU.104
+ COR-TFU.105
+ COR-TFU.106
+ COR-TFU.107
+ COR-TFU.108
+ COR-TFU.109
+ COR-TFU.110

```

```

+ COR-TFU.111
+ COR-TFU.112
+ COR-TFU.113
UF.201 ADD SCALE=0.1 ADD=0.0
+ COR-TFU.204
+ COR-TFU.205
+ COR-TFU.206
+ COR-TFU.207
+ COR-TFU.208
+ COR-TFU.209
+ COR-TFU.210
+ COR-TFU.211
+ COR-TFU.212
+ COR-TFU.213
UF.301 ADD SCALE=0.1 ADD=0.0
+ COR-TFU.304
+ COR-TFU.305
+ COR-TFU.306
+ COR-TFU.307
+ COR-TFU.308
+ COR-TFU.309
+ COR-TFU.310
+ COR-TFU.311
+ COR-TFU.312
+ COR-TFU.313
UF.401 ADD SCALE=0.1 ADD=0.0
+ COR-TFU.404
+ COR-TFU.405
+ COR-TFU.406
+ COR-TFU.407
+ COR-TFU.408
+ COR-TFU.409
+ COR-TFU.410
+ COR-TFU.411
+ COR-TFU.412
+ COR-TFU.413
UF.555 ADD SCALE=1.151E-4 ADD=0.0
+ UF.101 SCALE=1209.6 ADD=0.0
+ UF.201 SCALE=3483.7 ADD=0.0
+ UF.301 SCALE=1953.7 ADD=0.0
+ UF.401 SCALE=1953.7 ADD=0.0
ENDUF
*-----
* PLOT 1 POWER
*-----
TITLE %T : POWER
LIMITS %L 0.0 0.0
VLABEL POWER (w)
PLOT TIME, CFVALU.096 LIN=DOTDASH COLOR=0 LIST LEGEND='CF096-Total POWER(2825e9)'
CPLLOT TIME, DCH-COREPOW.0 LIN=SOLID COLOR=1 LIST LEGEND='WHOLE DECAY POWER'
CPLLOT TIME, COR-EFPD-RAT LIN=DOT COLOR=2 LIST LEGEND='TOTAL POWER(F+D) in CORE'
CPLLOT TIME, CAV-DHR.1 LIN=SDASH COLOR=3 LIST LEGEND='DECAY HEAT RATE in CAVITY I'

```

```

LEGENDPOSITION LR
*
*-----
* PLOT 2 VESSEL PRESSURE
*-----
TITLE %T : VESSEL PRESSURE
LIMITS %L 0.0 0.0
VLABEL PRESSURE (pa)
PLOT TIME, CVH-P.150 LIN=DOT COLOR=0 LIST LEGEND='LOWER PLENUM (CV150)'
CPLOT TIME, CVH-P.170 LIN=LDASH COLOR=1 LIST LEGEND='CORE (CV170)'
CPLOT TIME, CVH-P.260 LIN=MDASH COLOR=2 LIST LEGEND='UPPER PLENUM (CV260)'
CPLOT TIME, CVH-P.130 LIN=DOTDASH COLOR=3 LIST LEGEND='DOWN-COMMER (CV130)'
LEGENDPOSITION LR
*
*-----
* PLOT 3 AVERAGE FUEL TEMPERATURE
*-----
TITLE %T : AVERAGE FUEL TEMPERATURE
LIMITS %L 0.0 0.0
VLABEL TEMPERATURE (K)
PLOT TIME, UF.555 LIN=SOLID COLOR=0 list LEGEND='TOTAL '
CPLOT TIME, UF.101 LIN=MDASH COLOR=1 list LEGEND='RING 1 '
CPLOT TIME, UF.201 LIN=SDASH COLOR=2 list LEGEND='RING 2 '
CPLOT TIME, UF.301 LIN=DOTDASH COLOR=3 list LEGEND='RING 3 '
CPLOT TIME, UF.401 LIN=DOT COLOR=4 list LEGEND='RING 4 '
LEGENDPOSITION LR
*
*-----
* PLOT 4 TEMPERATURE
*-----
TITLE %T : TEMPERATURE (CORE/HOT-LEG)
LIMITS %L 0.0 0.0
VLABEL TEMPERATURE (K)
PLOT TIME, CVH-TLIQ.170 LIN=SOLID COLOR=0 LIST LEGEND='CORE'
CPLOT TIME, CVH-TLIQ.310 LIN=MDASH COLOR=1 list LEGEND='HOT LEG A'
CPLOT TIME, CVH-TLIQ.410 LIN=DOT COLOR=2 list LEGEND='HOT LEG B'
LEGENDPOSITION LR
*
*-----

```

## 6. 'p-ch' file

Postscript printer로의 출력 file을 작성하는 poppst를 수행할 때 필요로 하는 input 값을 re-direction하여 file로부터 읽어 오게 한 것이며, poppst 수행에 필요한 input value들을 포함한다. file의 내용은 다음과 같다.

```

/users3/melcorcp/melcor183/user/atws/chexal/pophis
2
s

```

n  
f2  
n  
n  
n  
e



서 지 정 보 양 식

수행기관보고서번호		위탁연구기관보고서번호		표준보고서번호		INIS 주제코드	
KAERI/TR-1273/99							
제 목 / 부 제		MELCOR 코드내 동력학 모델의 추가 및 정지불능 예상과도상태 (ATWS)의 분석					
연구책임자		송용만 (한국원자력연구소, 열수력안전연구팀)					
연 구 자		박선희, 김동하, 김시달, 김희동 (한국원자력연구소, 열수력안전연구팀)					
발행지	대 전	발행 기관	한국원자력연구소	발행일	1999년 3월		
면 수	200	도 표	유 ( O ), 무 ( )	크 기	A4 cm		
참고사항	'98 중장기과제						
비밀여부	공개 ( O ), 대외비 ( ), -----비밀			보고서종류	기술보고서		
위탁연구기관				계약번호			
초 록		<p>본 보고서의 주목적은 중대사고 기인사고의 하나인 '정지불능 예상과도상태' (Anticipated Transients Without Scram : ATWS) 사고경위를 해석하기 위한 동력학 모델을 개발하고, 나아가 이를 중대사고 해석용 대형전산코드내에 삽입하는 기술을 정립하는 것이다. 이를 위하여, 기존 사고해석용 코드의 동력학 모델을 조사하고 참조코드를 선정한 후 모델을 보강하여 점근사 동력학 독립모듈 ('PKINETIC')을 구성하였다. 다음으로, 최근 중대사고 분야에서 널리 사용되고 있는 대형전산코드 MELCOR(1.8.3)에 개발된 독립모듈을 삽입하고 기존의 열수력 인자와의 연결을 완성해 'MELCOR-PK'를 개발하였다. 한편, 현재의 MELCOR 코드내에 내장된 기존의 Chexal-Layman 관계식은 BWR 조건에서 개발되어 PWR에 적용하기는 부적절한 것으로 나타났다. 개발된 독립모듈 및 MELCOR-PK는 RETRAN 코드와의 비교계산에 의해 검증되었으며, 검증된 MELCOR-PK를 이용해 완전급수상실사고 ATWS를 해석하였다.</p> <p>ATWS란 터빈트립, 제어뱅크의 인출, 및 주급수 상실과 같이 원자력 발전소 수명기간동안 비교적 자주 (년 1,2회) 발생할 것으로 예상되는 과도상태가 발생했을 경우 원자로가 자동정지 되지 않는 심각한 사고이다. ATWS 사고 해석시에 가장 주요한 관심은 사고 시작 초기의 수분내에 나타나는 일차계통의 최고 압력이며, 개발된 코드는 이를 잘 모사하는 것으로 나타났다. 현재 입력이 마련되어 있는 울진 3,4호기의 경우, 일차계통의 압력은 240초경에 약 24MPa (3500 psi)의 최고치를 보였다. 특히, 본 코드는 AMSAC (ATWS Mitigating System Actuation Circuitry) 대신 수동조치절차가 마련되어 있는 국내 초기 W 발전소에서, ATWS의 거동 및 영향을 결정론적인 방식으로 분석할 때 유용하게 이용될 수 있으며 이는 국내 발전소의 사고완화 및 관리 관점에서도 중요할 것으로 예상된다.</p> <p>마지막으로, 본 보고서에는 ATWS 기본사고 분석과 더불어 몇가지 민감도 분석을 포함하고 있다. 이를 통해, 터빈 및 안전감압계통은 사고관리 측면에서 ATWS 사고시에 중요한 계통으로 판명되었다. 터빈의 정지는 소외전원상실을 초래하여 일차냉각재펌프 (RCP)를 정지시키고 이로 인해 이차측으로의 열전달 능력이 떨어지고 일차측 냉각수 온도가 상승하면, 감속재 부 반응도에 의해 출력이 감소하는 효과를 가져오게 한다. 또한 수동 안전감압계통의 작동은 기존 가압기 안전밸브의 추가 감압효과로 일차계통의 최고압력을 상당히 낮추는 효과가 있다.</p>					
주제명	정지불능 예상과도상태, ATWS, 동력학 모델, 점근사, PKINETIC, MELCOR(1.8.3),						
키워드	MELCOR-PK, Chexal-Layman 관계식, AMSAC, TLOF, 터빈의 정지, 안전감압계통						

BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET					
Performing Org. Report No.	Sponsoring Organization Report No.		Standard Report No.	INIS Subject Code	
KAERI/TR-1273/99					
Title/Subtitle	MELTSPREAD-1 Calculations of the Transient Spreading of Core Materials in the KNGR				
Project Mgr.	Yong-Mann Song (KAERI, Thermal-hydraulic Safety Research)				
Researchers	S.H.Park, D.H.Kim, S.D.Kim, H.D.Kim (KAERI, Thermal-hydraulic Safety Research)				
Pub. Place	Taejon	Pub. Org.	KAERI	Pub. Date	March 1999
Page	200	Fig. & Tab.	Yes ( O ), No ( )	Size	A4 cm
Note	'98 Mid-Long Term Project				
Classified	Open ( O ), Outside ( ), ---- Class		Report Type	Technical Report	
Sponsoring Org.			Contract No.		
Abstract	<p>Major purpose of the report is to develop a reactor kinetics model for analyzing the ATWS (Anticipated Transients Without Scram) which is one of severe accident initiating events, and to establish a coupling technology of the developed module with a large computer code for severe accident analysis. For this, a point kinetics module, PKINETIC, has been developed as a stand-alone code whose reference model is selected from the investigation of reactor kinetics models in the current accident analysis codes. In the next step, the 'MELCOR-PK' code has been developed via coupling PKINETIC with the MELCOR(1.8.3) code interconnecting several thermal hydraulic parameters between two codes. In the mean time, the Chexal-Layman correlation in the current MELCOR, which was developed under a BWR condition, is appeared to be inappropriate for a PWR. The PKINETIC module and the MELCOR-PK are compared and verified with a RETRAN calculation. Also, MELCOR-PK is used to analyze the ATWS initiated by a TLOF (Total Loss of Feedwater) transient.</p> <p>ATWS is a trip failure severe accident initiated from the transients like a turbin trip, a control bank withdrawal, and a loss of feedwater which are expected to occur comparatively often (one or two occurrences / year). Major concern in the ATWS analysis is the primary peak pressure during the early few minutes into the accident and the MELCOR-PK code simulates this peak pressure quite well. In the case of Ulchin 3 and 4, the primary peak pressure was about 24MPa at 240 seconds into the accident. This code is valuable for analyzing the plant response during ATWS deterministically, especially for the early domestic westinghouse plants which rely on the operator procedure instead of an AMSAC (ATWS Mitigating System Actuation Circuitry) against ATWS. This capability of ATWS analysis is also important from the view point of accident management and mitigation.</p> <p>Finally, this report includes several sensitivity studies along with the basic ATWS analysis. From these, turbins and safety depressurization system (SDS) are judged to be important system. The turbin trip results in a loss of offsite power and a RCP trip which degrades primary heat transfer to the secondary sides. This, in turn, increases primary coolant temperature which has an effect to decrease the reactor power from negative moderator temperature coefficient. Manual operation of SDS has an effect to lower the primary peak pressure considerably via supplementary depressurization in addition to the PORVs.</p>				
Subject Keywords	ATWS, Point Kinetics, PKINETIC, MELCOR(1.8.3), MELCOR-PK, Chexal-Layman, AMSAC, TLOF, Turbin Trip, SDS				