2002 추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

계통분석코드 RETRAN과 3차원 노심 동특성 코드 MASTER 기반의 통합코드체계 개발

Development of a Coupled Code System based on System Transient Code, RETRAN, and 3-D Neutronics Code, MASTER

김경두, 정재준, 이승욱, 조병오, 지성균
한국 원자력 연구소
대전시 유성구 덕진동 150

김요한, 성창경
전력연구원
대전시 유성구 문지동 103-16

요약

최적 열수력계통 분석코드 RETRAN과 3차원 노심 중성자 동특성분석 코드 MASTER를 통합하여 원자로 노심 중성자 동특성과 계통 열수력 과도현상의 상호작용을 사실적으로 모의할 수 있는 통합연계체계 RETRAN/MASTER 코드를 개발하였다. 개발된 RETRAN/MASTER 코드는 OECD/NEA에서 계통분석코드와 노심 동특성코드의 연계통합코드체계의 건전성 확인을 위해 개발된 MSLB Benchmark 문제에 대한 모의계산을 수행하여 연계의 건전성이 확인되었다

Abstract

A coupled code system of RETRAN/MASTER has been developed for best-estimate simulations of interactions between reactor core neutron kinetics and plant thermal-hydraulics by incorporation of a 3-D reactor core kinetics analysis code, MASTER into system transient code, RETRAN. The soundness of the consolidated code system is confirmed by simulating the MSLB benchmark problem developed to verify the performance of a coupled kinetics and system transient codes by OECD/NEA.

1. 서론

원자로계통 과도현상의 정확히 모의하기 위해서는 노심 중성자 동특성모델과 계통 열수력모델 간에 관련 변수가 서로 전달되어야 한다. 이와 같이 관련변수를 전달을 원활하게 하기 위해서는 원자로심의 3차원 중성자 동특성코드와 계통해석코드를 결합하여 사용하여야 하지만 막대한 계산량 때문에 각 코드를 사용하여 별도로 계산된 해를 경계조건으로 수동교환하는 방식을 사용하여 왔다. 최근 컴퓨터 기술의 발달로 계산량이 막대한 두개 코드를 결합하여 모의하는 것이 가능하게 되어 3차원 중성자 동특성코드를 계통 열수력코드에 통합시키는 연구가 활발히 진행되고 있다.

한국 원자력 연구소에서도 이미 최적열수력계통 분석코드 개발의 일환으로 다차원열수력계통 분석코드인 MARS [1]를 3차원 핵설계 코드 MASTER와 연계하여 원자로 과도현상을 현실적으로 계산할 수 있는 최적계산체계를 확립한 바 있다 [2]. 이 연구를 통해 확보된 연계기술을 바탕으로 한국원자력연구소는 USNRC에서 Non-LOCA 해석용으로 이미 인증을 획득한 최적계통해석코드인 RETRAN 3D와 국내기술로 독자 개발하여 KINS로부터 Generic License를 획득한 MASTER코드를 통합하였으며, 통합코드의 건전성을 확인하는 연구를 수행 중이다. 이 연구의 결과물은 전력연구원, 한국핵연료㈜, 한국전력기술㈜, 한국원자력연구소가 공동으로 추진 중인 고유안전해석체계를 확보하는 연구의 기본 프로그램으로 사용될 예정이다.

RETRAN 3D [3]는 미국 EPRI가 개발한 최적계통해석코드로 이상유체모델, 열전도체 모델, 점동특성 모델, 3차원 중성자동특성모델, 기타 밸브, 펌프, 터어빈 등의 경수형 원전의 계통과도분석에 필요한 모델을 거의 모두 가지고 있다. 또한 정부주도 중장기 과제를 통해 입력작성을 쉽게 준비할 수 있도록 하기위한 Preprocessor와 운전원의 운전행위 모의 및 결과분석을 위한 Graphical User Interface(GUI)를 개발 중에 있어 국내 Non-LOCA 해석용 표준툴로 정착될 수 있을 것으로 기대된다. 현재 RETRAN 3D코드는 이미 3차원 중성자 동특성코드인 ARROTTA가 통합되어 계통열수력모델과 3차원 노심동특성의 연계계산이 가능하지만 국내에는 ARROTTA 기반 3D 동특성 해석에 필요한 군정수 생산체계가 국내 해석체계와 맞지 않아 원자로 과도해석에는 점동특성모델(Point Kinetics Model)만 사용되어 왔다. 본 연구에서는 이러한 문제를 해결하기 위해 RETRAN 3D의 3차원 동특성모델을

MASTER의 3차원 동특성 모듈로 대체/통합하였다. MASTER 코드는 순수 국내 기술로 개발된 노심 핵설계 코드로서 광범위한 계산 기능을 지니고 있으며 노심 부채널의 열유동현상을 모의할 수 있는 COBRA III-C/P가 내장되어 있다 [4]. 또한 MASTER는 이미 국내 모든 원전의 핵주기별 입력이 준비되어 있다.

범용 최적계통코드인 RETRAN 3D와 MASTER 코드의 통합으로 노심의 다차원 동특성 해석이 과도현상 모의에 영향을 줄 수 있는 사고 등에 대한 최적모의가 가능하게 되어 기존 계산방식의 비효율성, 부정확성 및 보수성을 제거할 수 있게 되었다. 또한 범용최적계산코드를 기반으로 통합코드가 개발됨에 따라 현재 국내에서 운용중인 Vendor 코드간의 호완성 이 결여되어 발생되는 기술인력의 낭비를 막을 수 있게 된다. 이와 같은 통합해석코드의 기술개발은 전 세계적으로 원자력 선진국에서도 최근 시도하고 있는 기술첨단형 소프트웨어 기술 분야로서, 국내의 원자력발전소 설계, 해석분야를 포함한 전반적인 원자력산업과 기술발전에 파급효과가 매우 크며 향후 원자력발전소와 관련기술의 해외수출을 위해 반드시 선행되어야 할 부분이다.

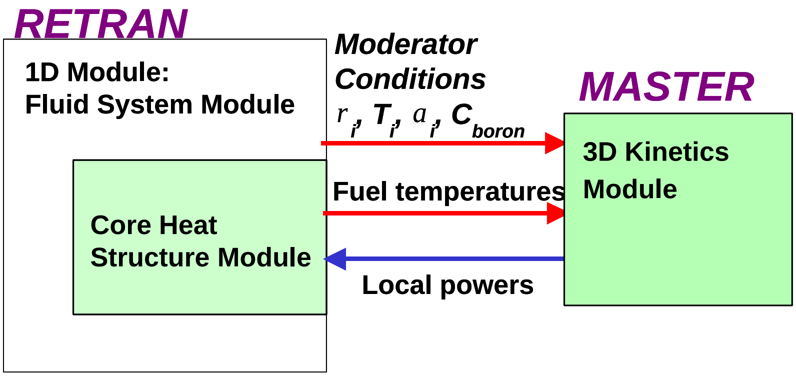
2. RETRAN/MASTER 연계통합 개요

RETRAN/MASTER 연계통합코드 개발을 위하여 RETRAN의 점동특성 모델을 MASTER의 3D 중성자 동특성 모델로 대체사용하는 방식을 취하였다. RETRAN에서 기존 중성자 동특성모듈은 이전 시간단계(Time-step)에서 열수력계산 모듈에서 계산된 감속재의 온도, 밀도, 기포율, 보론 농도와 핵연료 온도 등 반응도 계산에 필요한 변수값을 이용해서 열생성율을 계산하여 열전도체 모델로 전달한다. 열생성율을 전달받은 열전도체 모듈에서는 열수력계산모듈과 같이 유동조건 및 열속을 동시에 구한다. 상기와 같이 열생성율 계산은 열수력계산모듈 및 열전도체 계산모듈과 분리하여 계산하기 때문에 MASTER 모듈의 연계는 기존 RETRAN 단독 계산과 계산 방법을 동일하게 유지할 수 있다.

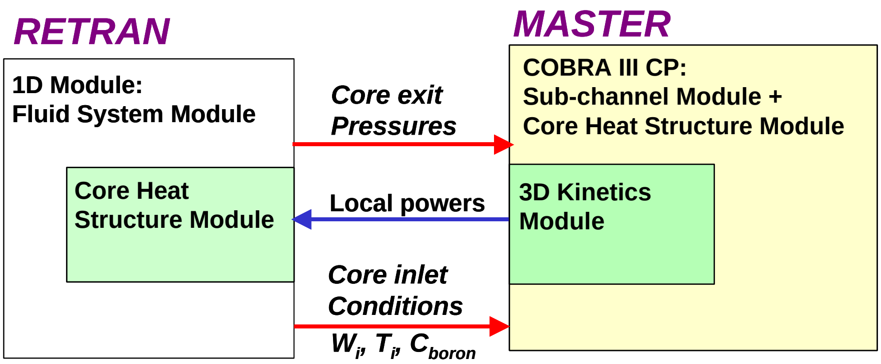
RETRAN과 MASTER는 두 프로그램이 다 FORTRAN으로 작성되어 있어 MASTER 프로그램을 서브루틴화 하여 RETRAN에 연계시키는 방법이 일반적이다. 이 경우 한 프로세스로 계산되기 때문에 모든 광역변수가 같은 Shared memory 영역에 보존되어 같은 이름의 부 프로그램이 있는 경우 컴파일시 오류가 발생하고, 같은 이름의 Named Common Block 있을 경우 예상치 못한 계산 오류가 발생할 수 있다. 이러한 중복을 피하기 위해서는 두 코드 모두에 많은 양의 수정이 필요하고, 추후 각 코드의 지속적인 개선이 독립적으로 이루어지지 못한다는 단점이 있다. 이러한 단점을 피하기 위해 MASTER를 동적 연계 라이브러리 (Dynamic Link Library, DLL)로 전환하여 연계하였다. DLL을 사용할 경우, DLL내의 코드가 사용하는 Shared memory 영역과 주 코드가 사용하는 Shared memory영역은 별도로 분리되기 때문에 기억영역의 상충이 원천적으로 배제된다. 이 같은 장점으로 인해, DLL을 사용하는 코드통합은 별도의 연계 코드를 작성하는 것에 비해 작업량이 적고 전체 알고리즘도 단순해진다. 또한 개별코드의 독립성이 유지되어 독립적인 코드 개발이 가능하며, DLL은 필요할 경우만 실행시 연계가 되기 때문에 통합계산을 수행하지 않을 경우 MASTER DLL 없이 RETRAN 단독 수행이 가능하다.

그림 1은 RETRAN 3D와 MASTER의 변수전달 과정을 개념적으로 보여준다. 두 프로그램이 통합계산방식은 그림과 같이 두 가지 계산양식으로 나누어진다. RETRAN 계산에서는 두 경우 모두 동일하게 MASTER로부터 노심 열출력분포만 받으며 나머지 계통의 열수력현상은 동일하게 계산된다. MASTER 모듈에 제공하는 경계조건에서 두 경우의 차이가 있으며 기본계산에서는 노심 반응도 계산에 필요한 정보를 RETRAN 3D가 제공하는 경우이고, 상세계산은 노심 반응도 계산에 필요한 정보를 RETRAN 3D에서 받은 노심 입출구 조건에 의해 부수로 계산모듈인 COBRA III-C/P가 계산 제공한다.

- <u>기본 계산</u>: 노심 반응도 계산에 필요한 정보를 RETRAN 3D에서 제공 (그림 1 (a) 참조). RETRAN 3D의 열수력 모델에서 계산된 냉각재 밀도, 온도, 기포율, 보론 농도의 분포와 열전도체 모델에서 핵연료 온도분포를 MASTER 노심 동특성 모듈로 전달하고, 이 값들을 근거로 계산된 노심 열출력을 되돌려 받는다.
- <u>상세 계산</u>: 노심의 입출구 조건을 MASTER의 COBRA III-C/P 모듈에 전달 (그림 1 (b) 참조). RETRAN 3D 열수력 모델에서 계산된 (i) 노심입구 유량, (ii) 노심입구 냉각재 온도, (iii) 보론 농도 (iv) 노심출구의 압력을 MASTER 코드에 내장된 COBRA III-C/P로 전달한다. COBRA III-C/P에서는 이들을 경계조건으로 활용하여 노심 열수력을 상세하게 계산하고 결과를 MASTER 노심 동특성 모듈로 전달한다. MASTER 노심 동특성 모듈은 상세 열수력 결과를 이용하여 중성자 단면적을 구하여 노심 열출력을 계산하게 되며 이를 RETRAN 열전도체 모델로 전달한다.



(a) 기본 계산



(b) 상세 계산

그림 1. RETRAN/MASTER 코드의 두 가지 계산 양식

3. 검증 계산 및 결과

본 연구에서 수행한 RETRAN과 MASTER 연계의 건전성을 확인하기 위해 OECD NEA MSLB Benchmark Problem을 모의하고, 계산결과를 기존의 MARS/MASTER 통합계산 결과[5,6]와 비교평가 하였다.

3.1 OECD/NEA Main Steam Line Break (MSLB) Benchmark Problem 개요

이 문제의 참조발전소는 Three Mile Island – Unit 1 (TMI-1) 가압경수형 원자력 발전소이다. 이 발전소의 정격 노심 열출력은 2772 MWt이며, 고온관 2개와 저온관 4개, Once-through type 증기발생기 2개가 설치되어 있다. 한 개의 1500 ft^3 용량의 가압기는 파단쪽 고온관에 연결되어 있고, 각 증기발생기 이차측의 중간 높이에 증기발생기 Downcomer에 연결된 Aspirator junction이 위치하여 액체는 Downcomer를 통해 증기발생기 하부에서 다시 가열되며 증기발생기 출구노즐에는 과포화 증기가 배출되도록 설계되어 있다. 증기관은 증기발생기에 2개씩 연결되어 있으며 총 4개의 증기관은 Common header에 연결되며, 증기관과 Common header 사이에 Main steam isolation valve(MSIV)가 설치되어 있다. Common header에 모인 증기는 Turbine stop valve를 통해 Turbine에 공급된다. 주증기관 파단사고 모의에 필요한 안전계통으로는 각 증기관에는 설치되어 증기발생기의 과압을 방지하는 Main steam safety valve와 일차측에 고압안전주입장치가 있다. 기타 발전소 모델을 위한 설계는 참고문헌 [7]에 상세히 기술되어 있다.

대상 사고 시나리오는 가압경수로에서 증기발생기와 MSIV사이의 주증기관에 파단을 가정하였다. 이는 한쪽 루프의 급속한 냉각 및 원자로 정지 후 한 개 제어봉이 인출된 것으로 가정하여 과도현상의 비대칭 효과 코드 모의 능력을 평가하기 위한 것이다. 주증기관 파단사고의 주요 관점은 과도기 중 Return to power와 Criticality의 발생 여부이다. 주증기관 파단사고는 가압기가 설치된 냉각루프의 두개 증기관 모두 발생하며, 한 쪽 증기관은 양단파열 (Double-ended break)을, 다른쪽 증기관은 8” 슬롯 파단(Slot break)을 가정하였다. 파단사고는 파단유량에 의한 과냉각 효과를 높이기 위해 증기발생기의

냉각수 재고량이 최대로 되는 전출력운전중 발생하는 것으로 가정하였다. 또한 사고 시나리오를 최악으로 만들기 위해 파단 증기발생기의 주급수밸브가 개발된 상태로 고착된 Single failure를 가정하였다. 급수 유량은 30초 후 Feedwater block valve를 폐쇄함으로 정지된다고 가정하였다. 사고 모의 중 원자로 냉각 펌프는 일차측에서 이차측으로의 열전달을 최대로하기 위해 계속 운전되는 것으로 가정하고 원자로 냉각계통의 감압을 높이기 위해 가압기 히터의 효과는 무시하였다. 또한 보론에 의한 부반응도도 무시하였다. 사고 발생후 원자로 정지는 원자로 출력이 114%에 이르고 0.4초 후 발생하거나 가압기 압력이 13.41 Mpa(1945 psia)에 도달하고 0.5초 후 발생한다고 가정하였다. 고압안전주입은 일차계통 압력이 11.34 MPa (1645 psia)까지 낮아지면 25초 지연 후 발생한다. 사고 모의는 점동특성, RETRAN/MASTER 기본계산, 상세계산의 3가지 경우에 대해 수행하였고, 이 사고의 초기조건은 3경우 모두 동일하게 설정되었다.

3.2. RETRAN/MASTER 코드의 입력모델

MSLB Benchmark Problem을 해석하기 위해 개발된 RETRAN/MASTER 코드의 입력 모델은 그림 2와같다. 그림에서 볼 수 있듯이 MSLB Bechmark 문제를 모의하기 위한 TMI-1 발전소는 총 121개의 Volume과 147개의 Junction으로 구성하였으며 4개의 원자로냉각펌프는 각각 모델하였다. 각종 밸브 및 파단부위를 모의하기 위해 8개의 밸브와 고압안전주입, 급수계통 등을 모의하기 위해 10개의 Fill junction을 사용하였다. 원자로용기 입력 모델은 총 22개 Volume으로 이루어져 있으며 원자로 노심은 Broken side와 Intact side로 양분하여 각각 축방향으로 6개의 Volume으로 구성하였고 핵연료 모델은 노심의 열수력 Volume과 일치하도록 12개 Heat structure로 모델하였다. 파단 증기발생기에 연결된 주증기관은 두군데의 파단을 모의하기 위해 두개의 주증기관을 별도로 모의하였고 건전한 증기발생기에 연결된 증기관 2개는 하나로 통합하여 모델링 함으로써 계산 효율을 도모했다. 24” 배관의 양단 파열은 파단과 동시에 개방되는 2개의 밸브를 격납용기로 정의된 Time-dependent Volume에 연결하였고, 주증기관을 연결하는 한 개 밸브는 파단과 동시에 닫히도록 하여 파단 증기발생기에서 방출되는 증기는 증기발생기쪽 파단에 국한되도록 모델하였다. 8” 연결관의 슬롯 형태 파단은 별도의 주증기관에 밸브를 파단과 동시에 개방되도록 모델하였다. 주증기관안전밸브를 통한 방출유량은 밸브로 모의하지 않고 주증기관 압력에 따라 유량을 조절할 수 있는 Negative fill junction으로 모델하였다. 증기발생기 세관을 통한 열전달을 모의하기 위해 열전도체 모델을 썼으며, 나머지 구조물에 대한 열전달은 무시하였다.

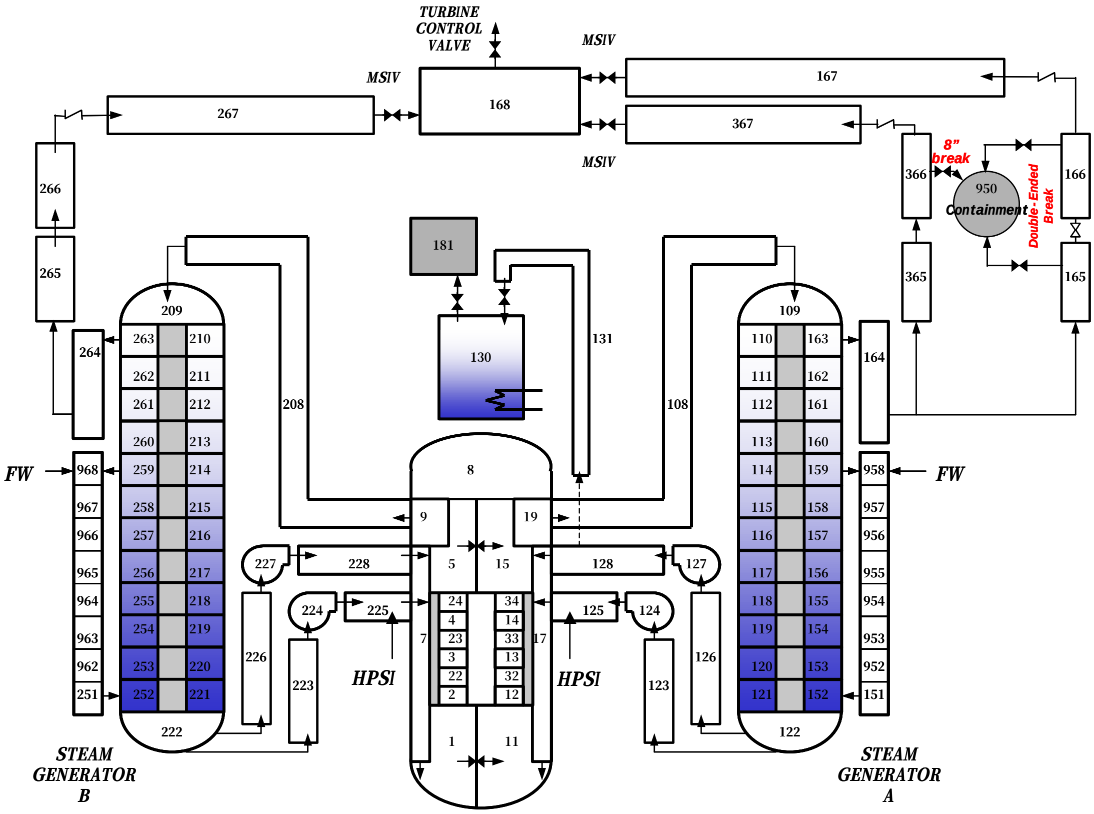


그림 2. MSLB Benchmark Problem 해석을 위한 TMI-1 발전소의 냉각계통 Nodalization

MASTER 노심동특성 모듈에서는 각각의 핵연료 집합체를 하나의 Radial mesh(총 177 개)로 설정하고, 축 방향으로 28개 Mesh로 나누어 모델링하였다. RETRAN과 MASTER 코드의 노심 격자모델은 상이한데 일반적인 Linear interpolation을 이용하여 Mapping한다.

3.3. 정상상태 해석결과

표 1은 RETRAN/MASTER 통합코드을 이용한 초기 정상상태 계산결과와 설계값과 비교를 보여준다. 정상상태 계산은 점동특성모델을 이용하여 계산한 값과 RETRAN/MASTER 통합계산 결과와 미세한 차이는 있지만 동일하게 취급할 수 있으며 표 1에는 점동특성모델의 결과를 나타내었다. 표에 나타난 바와 같이 계산된 초기조건은 주어진 조건과 잘 일치한다. 대부분 1% 미만의 차이가 있고 증기발생기 증기유량의 과포화 온도만 약간 차이를 보인다. 이는 증기발생기 상부의 습분의 량에 따라 차이를 보일 수 있으며 증기의 과포화온도차이에서 기인하는 방출유량의 에너지 차는 무시될 수 있어 과도현상에는 영향이 거의 없다.

표 1. OECD MSLB Benchmark Problem의 초기조건

Parameters	Specified 초기값	RETRAN 3D 계산	%diff
Core Power, MW	2772.0	2772.0	0.0
RCS cold leg temperature, K	563.76	563.0	0.1
RCS hot leg temperature, K	591.43	590.7	0.1
Lower plenum pressure, MPa	15.36	15.40	0.3
Outlet plenum pressure, MPa	15.17	15.19	0.1
RCS pressure, MPa	14.96	15.02	0.4
Total RCS flow rate, kg/s	17602.2	17602.0	0.0
Core flow rate, kg/s	16052.4	16052.1	0.0
Bypass flow rate, kg/s	1549.8	1549.8	0.0
Pressurizer Level, m	5.59	5.599	0.2
Steam Flow per OTSG, kg/s	761.59	760.7	0.2
OTSG outlet pressure, MPa	6.41	6.41	0.0
OTSG outlet temperature, K	572.63	569.4	0.6
OTSG superheat, K	19.67	16.3	17.1
Initial SG inventory, kg	26000	26326	1.3
Feedwater temperature, K	510.93	510.1	0.2

3.4. 천이상태 해석결과

표 2는 위에서 언급한 3가지 계산결과의 주요 사고 전개 시간을 보여준다. 주 증기관 파단은 ~0.0초에 일어나는 것으로 가정하였다. 파단이 발생함과 동시에 파단부를 통해 파단 증기발생기로부터 생성된 증기가 배출된다. 이때 주증기관과 Common header사이에는 Check valve가 설치되어 있어 건전 증기발생기의 증기는 파단부로 방출되지 않고 Turbine stop valve가 폐쇄될때까지는 터어빈으로 증기가 방출된다. 원자로는 High neutron flux trip 설정치에 도달하면 0.4초 지연후 정지된다. 원자로가 정지되면 Turbine stop valve와 주증기관 차단밸브가 닫히며 건전 증기발생기로부터 증기방출은 정지된다. 그러나, 파단 유로는 주증기관 차단밸브에 의해 격리되지 않기 때문에 파단된 쪽 증기발생기의 증기방출은 계속된다. 건전한 쪽 증기발생기는 주증기관 차단밸브가 폐쇄됨에 따라 증기 압력이 증가하여 주증기관 안전밸브가 개방되며, 증기가 방출됨에 따라 압력이 낮아져 닫히기 위한 설정치에 도달한다. 고압안전 주입계통은 일차측의 압력이 감압되어 설정치에 도달하면 25초 지연 후 주입된다.

표 2. 사고 전개 상황

Event	Time (s)		
	상세계산	기본계산	점동특성계산
Break open	0.001	0.001	0.001
High neutron flux setpoint reached	5.81	5.91	5.41
Reactor trip	6.21	6.31	5.81
Turbine stop valve closes	6.71	6.81	6.31
Turbine isolation valve closes	7.21	7.31	6.81
Steam line B small safety valve opens	6.95	7.05	6.54
Steam line B safety valve groups 1, 2 open	7.02	7.11	6.59
Steam line B safety valve groups 1, 2 close	7.23	7.33	6.85
Steam line B small safety valve closes	7.32	7.42	6.92
Steam line B small safety valve opens	8.02	8.12	7.63
Steam line B safety valve groups 1, 2 open	8.09	8.18	7.69
Steam line B safety valve groups 1, 2 close	8.45	8.53	8.10
Steam line B safety valve groups 1, 2 open	8.73	8.83	8.32
Steam line B safety valve group 3 opens	9.37	9.47	8.96
Steam line B safety valve group 3 closes	25.18	25.40	28.12
Steam line B safety valve groups 1, 2 close	32.82	33.44	N/A
High pressure safety injection starts	43.15	43.29	44.14
Steam line B small safety valve closes	51.18	52.05	N/A
Broken SG dry out	~80	~80	~80
Point of max. power after trip	69. (34.7%)	69. (37.3%)	68. (58.0%)
Transient ends	100.	100.	100.

그림 3 ~ 9는 MSLB 사고에 영향을 주는 주요 변수에 대해 RETRAN과 MASTER 통합코드를 이용한 기본계산, 상세계산 그리고 RETRAN의 점동특성 모델을 이용한 계산 결과의 차이를 보여준다. 그림 3은 24” 양단 파단 및 8” 파단 유량의 거동을 보여준다. 파단이 일어나면 파단부를 통해 임계유동이 형성되며 초기 높은 압력으로 최대파단유량을 형성한다. 두번째 최고점은 파단 증기발생기에 급수가 거의 종료되는 ~40초에 발생한다. 이 후에는 파단 증기발생기의 냉각수가 고갈되기 전까지 계속 감소한다. 양단 파단 부위 중 터어빈 쪽 파단부는 주증기관과 Common header 사이의 Check valve때문에 주증기관 내의 증기가 배출된 후 파단 유량은 사라진다. 그림 4는 증기발생기의 냉각재 재고량의 변화를 비교한다. 파단 쪽 증기발생기는 초기에 파단 유량으로 재고량이 감소하나 많은 량의 급수가 공급됨에 따라 재고량은 다시 증가한다. 급수의 공급이 종료되는 ~45초부터 증기발생기 냉각재가 고갈될때까지 계속 감소한다. 그림에서 볼 수 있듯이 파단 쪽 증기발생기 냉각재 재고량은 임계유동모델에 의해 결정되기 때문에 통합계산과 점 동특성모델계산결과가 거의 동일하다. 반면에 건전한 증기발생기는 통합계산에서는 노심출력 증가가 적어 건전한 증기발생기 주증기관의 안전밸브가 ~50초 정도에는 모두 닫혀 재고량의 변화가 없으나, 동특성계산의 경우는 노심 출력증가로 건전한 쪽 주증기관의 안전밸브중 일부가 계속 개방되어 있기 때문에 지속적으로 재고량이 감소함을 알 수 있다. 그림 5는 일차계통의 저온관 온도 거동을 나타낸다. 주증기관 파단에 의해 파단쪽 유로의 일차계통이 과도하게 냉각되어, 일차측 냉각재 온도는 급격히 감소한다. 이 후 파단 증기발생기 냉각재 재고량이 감소함에 따라 증기발생기에 의한 열제거가 노심 출력보다 작아지는 ~70초경부터 서서히 증가한다. 그렇지만, 파단후 약 80초가 경과하여 증기발생기가 고갈되면 일차측의 열제거원이 상실되어 일차측 냉각재 온도는 다시 증가하기 시작한다. 건전한 쪽 저온관으 온도는 터어빈이 정지되면서 증가하기 시작하면 이 후 주증기관 안전밸브가 개방/폐쇄되면서 일정한 온도를 유지한다.

그림 6은 가압기 상부의 압력 거동을 보여준다. 일차계통 저압력에 의한 고압안전주입 신호는 ~18초에 발생하며 ~43초부터 실제 주입이 시작된다. 한편, MARS/MASTER 통합계산에서는 고압안전주입 신호가 ~12초에 발생하는데 이는 MARS에서는 양단 파단의 중간에 밸브를 폐쇄하지 않아 양쪽부위에서 거의 동일한 파단유량이 형성되며 따라서 일차측 압력은 빨리 감소하여 일찍 발생되게 된다. 점 동특성계산에서는 원자로 노심 출력을 높게 예측하기 때문에 가압기 압력이 통합계산 경우에 비해 높게 나타난다.

그림7은 원자로의 출력거동에 대한 RETRAN과 MARS의 결과 및 OECD NEA MSLB Benchmark 문제 참여기관 결과의 평균값을 보여준다. [8] 모든 계산에서 초기에는 노심 출력이 감소함을 알 수 있다. 이는 그림 8에서 볼 수 있듯이 파단 직 후 증기발생기의 급격한 열제거로 증기발생기 U-tube 내 일차측

냉각수 수축으로 노심입구 유량이 감소한다. 노심 유량의 감소로 핵연료에서 냉각수로 열전달이 감소하며, 핵연료온도 상승으로 부반응도 주입효과가 발생하여 노심출력은 약간 떨어진다. 그렇지만, 이후 낮은 온도의 냉각수가 노심으로 들어오면서 노심 출력은 급격히 증가한다. 파단 후 ~5초 전후에는 정격출력의 114 %에 도달하여 원자로가 정지된다. 원자로 출력이 충분히 낮아진 후에는 냉각재 온도감소에 의한 정반응도 효과로 노심출력이 서서히 증가하기 시작하여 파손 증기발생기의 냉각재 재고량 감소로 냉각효과도 감소하는 ~70초에는 원자로 정지 후 노심 출력 최대값을 나타낸다. 이 후 일차측 온도가 증가하기 시작하며 냉각재 온도증가에 의한 부반응도 효과로 노심출력은 다시 감소한다.

그림 3~8에서 볼 수 있듯이 노심 총출력 같은 노심 전체적인 특성 인자는 기본계산결과와 상세 열수력 계산결과가 크게 다르지 않다. 그러나 국부적인 출력 관점에서는 상세 열수력 계산이 매우 중대한 개선 효과를 가져온다. 이는 그림 9에 보여진 삼차원 첨두 출력 인자 (F_q)의 비교에서 극명하게 나타난다. 최대 출력 회귀가 나타나는 시점인 60초 부근에서, RETRAN 단독 열수력 계산의 경우 Fq가 약 9.6인데 비해 COBRA III-C/P를 이용하여 노심 부수로 계산한 경우는 약 5.9로 약 38% 정도 감소한다. 이렇게 첨두 출력 인자가 크게 줄어드는 것은 상세 열수력 궤환 효과에 의해 반경 방향 출력 분포뿐만 아니라 축방향 출력 분포가 평탄해지기 때문이다. 그리고, RETRAN의 결과가 MARS의 결과보다 Fq값이 큰 것은 RETRAN은 노심을 반경방향으로 2 개의 노드로 분할한데 비해, MARS는 18 개의 노드로 분할하여 상세 열수력 궤환 효과가 더욱 크게 작용하여 출력 분포가 더 평탄해졌기 때문이다.

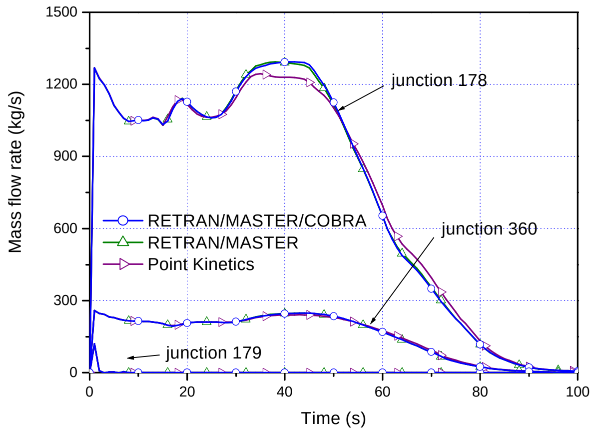


그림 3. 파단 유량 거동 비교

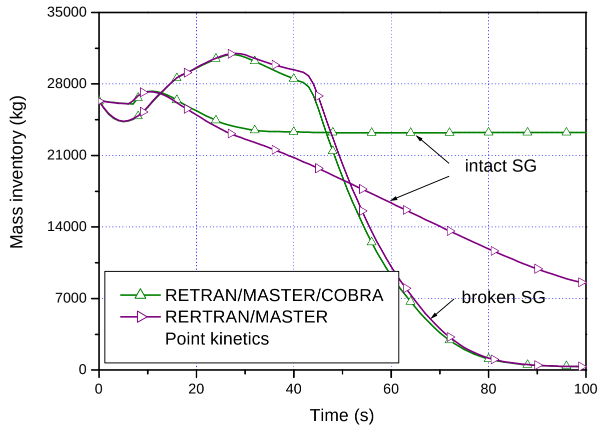


그림4. 증기발생기 2차측 냉각재 재고량

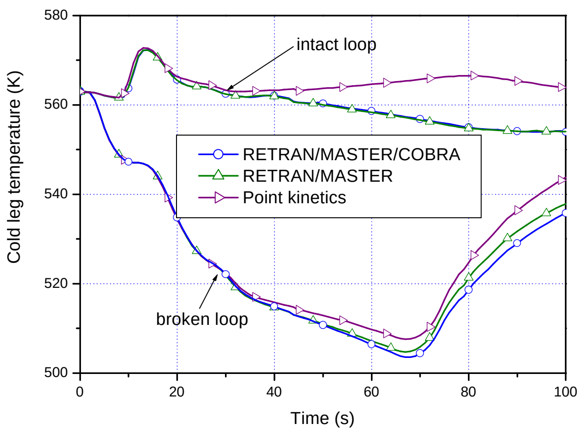


그림 5. 저온관 온도 거동 비교

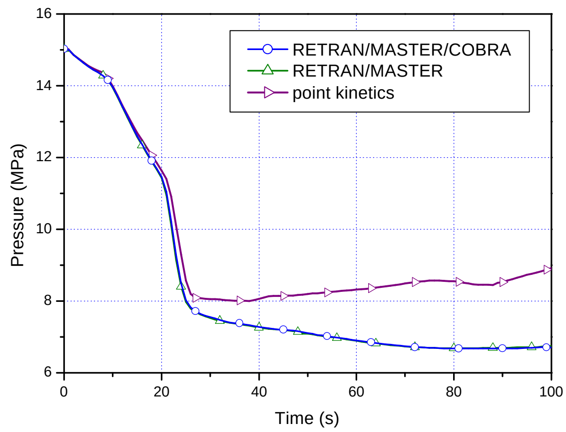


그림6. 가압기 압력 거동 비교

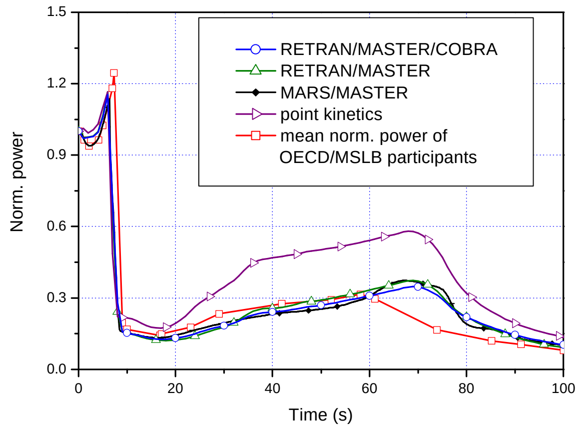


그림 7. 노심 출력 거동 비교

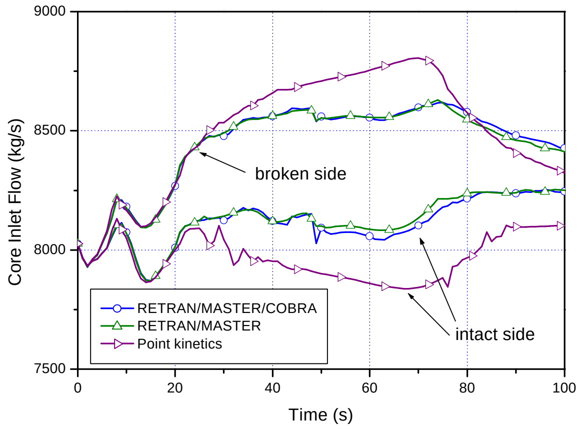


그림 8. 노심 입구 유량 거동 비교

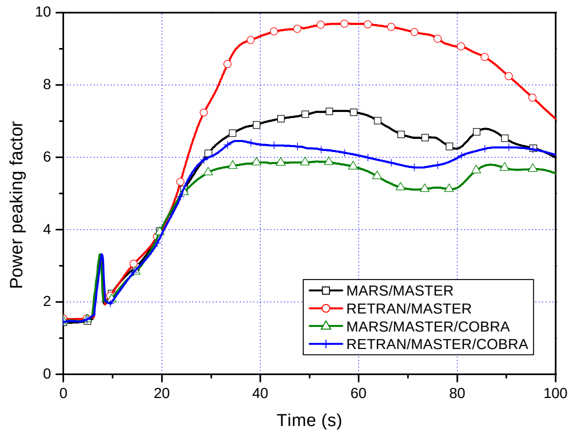


그림 9. 첨두 출력 인자 비교

4. 요약 및 결론

한국원자력연구소는 전력연구원과 공동으로 미국 EPRI가 개발한 최적 열수력계통분석코드 RETRAN 3D에 원자력연구소가 자체 개발한 다차원 노심 중성자 동특성해석코드인 MASTER 코드를 연계함으로 원자로 노심 중성자 동특성현상과 발전소 계통 열수력 현상간의 상호작용을 모의할 수 있는 기반을 마련하였다. 연계계산은 MASTER가 노심 출력계산을 위한 열수력, 열전달상태를 RETRAN으로부터 받아 계산하는 기본계산모드와 RETRAN으로부터 노심 입출구 경계조건을 받아 MASTER에 내장되어 있는 부수로계산 모듈인 COBRA III-C/P를 이용하여 노심내 열수력, 열전달 현상을 계산하도록 하는 상세계산모드의 두가지 계산방식이 가능하도록 개발되었다.

이 연구에서 개발된 RETRAN/MASTER 통합코드의 검증을 위해 OECD NEA가 계통열수력 코드와 다차원 노심 중성자 동특성코드의 연계코드를 검증하기 위해 개발한 MSLB Benchmark Program의 모의계산을 수행하였고 기존 RETRAN코드의 점동특성모델을 이용한 계산 결과와 RETRAN/MASTER 통합계산 결과 및 RETRAN/MASTER/COBRA III-C/P 통합계산결과를 비교 평가하였다. 평가 계산 결과에서 볼 수 있듯이, 개발된 RETRAN/MASTER 통합코드의 연계가 건전하게 이루어졌으며, 3가지 계산결과가 서로 유사성 및 일관성을 갖추고 있음을 보였다. 계산시간도 상세계산의 경우에 개인용 컴퓨터를 (Pentinum IV 800 MHz) 이용하여 실시간 100초를 모의하는데 약 1560 초가 소요되어 계산속도도 만족스러웠다. 노심 중성자 동특성코드와 계통열수력코드를 연계함으로 노심과 계통간의 상호작용을 효과적으로 모의할 수 있게 되었을 뿐만 아니라 점동특성모델을 사용한 경우의 과도한 보수성을 현저히 낮출 수 있음을 알 수 있었다. 이 연구에서 확보된 연계통합코드는 전력연구원에서 한국원자력연구소, 한국핵연료㈜, 한국전력기술㈜과 공동으로 추진 중인 독자적인 Non-LOCA 안전해석방법론을 개발하는 연구의 기본코드로 활용중이며, 궁극적으로 국내 고유안전해석체계로 자리잡을 것이다.

참고 문헌

1. **이원재 외**, “Development of a Multi-Dimensional Realistic Thermal-Hydraulic System Analysis Code, MARS 1.3 and its Verification,” KAERI/TR-1108/98, **한국원자력연구소** (1998).
2. J.J. Jeong, et al., “Development of a Draft Version of MARS/MASTER; A Coupled Code of MARS 1.3 and MASTER 2.0,” Proc. Korean Nucl. Soc., Fall Meeting, Seoul, Korea, Oct. 30 – 31, 1988, p. 157.
3. M.K. Paulen, et al., “RETRAN-3D- A Program for Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Complex Fluid Flow Systems, Volume 1: Theory and Numerics Manual, Revision 5,” NP-7450(A), RP 889-10, EPRI, July 2001.
4. Jackson, J. and Todreas, N., "COBRA III-C/MIT-2: A Digital Computer Program for Steady State and Transient Thermal Hydraulic Analysis of Rod Bundle Nuclear Fuel Elements," MIT-EL81-018, MIT, 1981.
5. Jeong, J.-J., Joo, H.G. et al., “MARS/MASTER Solution to OECD Main Steam Line Break Benchmark Exercise III”, *J. Korean Nuclear Society*, vol. 32, no. 3, pp. 214-226 (2000).
6. Jeong, J.-J. et al., “MARS/MASTER Coupled System Calculation of the OECD MSLB Benchmark Exercise III with Refined Core Thermal-Hydraulic Nodalization,” Proc. 9-th Intl. Conf. Nuclear Engineering (ICONE-9), Nice, France, April 8-12, 2001.
7. Ivanov, K., Beam, T., and Baratta, A., “PWR MSLB Benchmark, Final Specifications,” NEA/NSC/DOC(97)15, OECD Nuclear Energy Agency, 1997.
8. Ivanov, K., Presentation Material for MSLB Exercise III Results Comparison, 4-th Workshop for OECD PWR MSLB Benchmark, Paris, France, Jan. 24 – 25, 2000.