

국의 열수력 해석 코드 개발 동향

정 법 동 · 정 재 준
한국원자력연구소

* 특집 차례 *

1. 열수력 안전 연구 개요 및 국외 열수력 실증 실험 동향
2. 국외 열수력 해석 코드 개발 동향
3. 국내 열수력 실증 실험 연구 현황과 발전 방향
4. 국내 열수력 해석 코드 개발 현황과 발전 방향

머 리 말

열수력 해석 코드의 개발은 지난 30여년간 원자력산업의 성장과 더불어 지속적으로 이루어져 왔다. 열수력 해석 코드는 크게 기기 해석 코드(Component analysis code)와 계통 해석 코드(System analysis code)로 구별할 수 있으며, 그 중에서 계통 열수력 해석 코드는 원자로의 안전성을 입증하기 위한 안전 해석의 주요 수단으로 사용되어

왔다.

계통 열수력 해석 코드는 1960년대 후반에 미국 AEC(Atomic Energy Commission)가 냉각재 상실 사고(Loss-of-Coolant Accident; LOCA)에 대한 관심을 표명하고 1971년부터 LOCA가 경수로의 설계 기준 사고로 되면서 이상 유동(Two-phase flow)에 대한 모델 개발이 요구되었다. 이에 따라 1970년대는 LOCA시 이상 유동에 대한 모델을 위해 많은 실험이 이루어졌다.

이와 병행하여 간단한 균질 평형 모델 (HEM; Homogeneous Equilibrium Model)을 채택한 Blowdown 코드인 FLASH 코드를 기반으로 WFLASH · CEFLASH · RELAP4 등의 코드가 1970년대 초반에 개발되어 오늘날 원전 설계의 안전 해석에 사용되는 코드의 기본을 이루고 있다.

1970년대 중반부터 인식되기 시

작한 이상 유동의 비균질-비평형 상태에 대한 모델은 크게 두 갈래 방향으로 나누어졌다고 볼 수 있다. 한 방향은 기존 FLASH 등의 코드에서 개발된 혼합물의 이상 유동 해법을 유지하면서 증기-물 간의 속도 차이를 간단한 방정식이나 상관식으로 나타내는 Drift flux 모델로 RETRAN-01 · ATHLET 등이 이때부터 개발되어 오늘에 이르고 있다.

또 다른 방향은 기존의 혼합체 이상 유동 해법을 포기하고 물과 증기를 각각 독립적인 운동 방정식으로 유동 해를 구하는 2-유체 모델(Two-fluid model)로, 이를 기반으로 TRAC과 RELAP5가 개발되기 시작하였다.

이러한 의욕적인 모델 개발 활동은 1970년대의 이상 유동에 대한 대형 실험 연구 프로젝트와 더불어 활발히 진행되어 1980년대 초반에 현재의 골격을 갖게 되었다. 특히

1979년 TMI 사고 이후에 소규모 냉각재 상실 사고(SBLOCA)시에 발생하는 여러 가지 비균질-비평형에 대한 연구가 진행되면서 더욱 탄력을 받아 2-유체 모델에 근거한 코드 체계가 확립되었다. 원자력 선진국인 프랑스와 캐나다에서도 이때부터 본격적으로 2-유체 모델을 사용하는 코드 CATHARE와 CATHENA의 개발을 시작하였다.

특이하게 노심 열수력 해석 코드인 COBRA-TF는 1970년대의 FLECHT 실험 프로그램의 일환으로 2-유체 모델에 액적장(Droplet field)이 추가된 3-유체 모델로 개발되었다가, 1980년대 초반에 TRAC-PD2와 연결되어 COBRA/TRAC 계통 분석 코드가 되고, 1980년대 중반에 WCOBRA/TRAC으로 산업계로 승계되었다.

1980년대 중반에는 대부분의 최적 열수력 계통 분석 코드의 기본 골격이 완성되어 전 세계적으로 널리 사용되기 시작하였다. 이들 코드로는 미국의 RELAP5/MOD2 · TRAC-P · TRAC-B · COBRA/TRAC 등을 들 수 있고, 캐나다의 CATHENA, 프랑스의 CATHARE도 거의 틀을 완성하는 단계에 이르렀다.

이들 계통 코드는 모두 최적 코드로 개발되었으며, 2-유체 모델이 사용되었다. 2-유체 모델은 사용하지 않지만 Drift flux 모델의 장

점을 계속 잘리면서 개선을 하여온 RETRAN과 ATHLET도 그 간결성과 편리함으로 전 세계적으로 널리 사용되었다.

물론, 이 기간 중에 산업계의 필요에 따라 BART/BASH · NOTRUMP 등과 같은 평가 코드(설계 코드)도 개발하였지만, 대부분의 경우에 국가 주도형으로 최적 계통 분석 코드를 개발하는 데 주력을 하여왔다.

또한 개발된 코드를 평가/검증하기 위하여 국가간 공동 연구 협약의 형태로 ICAP(International Code Assessment and Application Program) · CUC(CATHARE User Club) 등과 같은 국제 평가 프로그램을 진행시켰다.

1980년대 후반에 들어서는 코드 개발보다는 개발된 코드의 개선과 응용에 주력하기 시작하였다. 1988년 미국 내에서 LOCA 해석에서 최적 방법론(Best-estimate methodology) 적용을 허용하도록 10 CFR 50.46이 개정되었고, 불확실성 정량화 방법의 하나로 TRAC-PF1을 이용한 CSAU 방법이 개발되었다. 이후 전 세계적으로 최적 코드의 불확실성 정량화 방법 개발에 많은 노력을 기울이고 있다.

독일 GRS에서는 ATHLET을 이용한 통계적 불확실성 처리 방법을 개발하여 적용에 노력하고 있으며, 프랑스도 CATHARE를 이용한

DASM(Discrete Adjoint Sensitivity Method)를 개발하여 적용하려 하고 있다.

그 실질적인 성과로 미국에서는 1996년 WCOBRA/TRAC을 이용한 LBLOCA(Large Break LOCA) 최적 방법론이 개발되어 승인되었다.

1980년대 후반 이후의 코드 개발 방향은 이상 유동의 모델이나 해법의 개발보다는 하드웨어의 발달로 인한 전산 환경의 변화가 주도하였다고 볼 수 있다.

1970년대의 대형 메인 프레임 계산기로부터 1980년대 말부터는 워크스테이션으로 급속히 전환되었고, 1990년대 중반부터는 개인 컴퓨터 환경에서도 계통 분석 코드와 같은 대형 코드를 이용하게 되었다.

뿐만 아니라 주기억 용량의 급격한 증가와 계산 속도의 향상, 그리고 저렴한 컬러 모니터의 등장으로 인하여 전산코드에 대한 인식이 달라졌다.

주기억 용량의 증가는 두 종 이상의 대형 코드를 동시에 탑재하여 자료를 상호 교환하면서 연계/계산할 수 있게 하였으며, 계산 속도의 향상과 더불어 다차원 계통 분석을 가능하게 하였다.

또한 특수 그래픽 작업 전문으로만 사용하던 컬러 모니터를 누구나 사용하게 됨으로써 Graphic User Interface(GUI)를 사용자가 요구



하게 되었고, 더 나아가 Plant Analyzer나 Engineering Simulator 수준의 계통 분석 코드를 필수 요건으로 인식하기 시작하였다.

현재 최적 계산 코드는 대부분 다차원 노심 분석을 할 수 있을 뿐 아니라 나름대로의 사용자를 위한 GUI를 가지고 있다. 이 때의 열수력 코드의 모델 개발 노력은 주로 피동형 신형 원자로 개발과 관련하여 기존 최적 코드의 모델 결합 개선 차원에서 이루어졌다.

그러나 최근에 들어서는 차세대 최적 코드의 개발을 위한 장기 계획 등이 OECD-CSNI 등의 국제 워크숍에서 활발히 논의되고 있으며, 일부에서는 단기 개발 계획으로 기기 해석 코드로 개발된 CFD (Computational Fluid Dynamic) 코드를 계통 분석 코드에 접목시켜 계통 분석을 시도하거나 계통 분석 코드를 CFD 코드와 유사하게 개선하려는 새로운 노력도 있다.

본고에서는 이러한 각국의 코드 개발에 대한 현황 및 차세대 열수력 해석 코드의 개발 전망에 대하여 살펴보고자 한다.

해외의 열수력 해석 코드 개발 현황

1. 미국

USNRC에서는 그 동안 많은 대

형 열수력 실험과 최적 계통 코드 개발을 주도하여 왔으며, 이를 통하여 1980년대 개발-완료된 4종의 계통 해석 코드를 확보하고 있다.

PWR 해석용인 RELAP5는 SBLOCA와 Transient 해석 등과 같이 장시간 동안 진행되는 계통의 열수력 거동을 일차원적으로 신속하게 해석하기 위해 개발되었으며, TRAC-P는 LBLOCA와 같이 짧은 기간 동안 발생하는 3차원 유동을 비교적 자세히 계산하기 위해 개발되었다.

BWR 해석을 위하여 1차원 유동과 3차원 노심 동특성 해석 체계를 갖고 있는 RAMONA와 3차원 유동을 해석할 수 있지만, 1차원 노심 동특성 해석을 할 수 있는 TRAC-B를 개발하였다.

1997년 USNRC는 이들 4종의 코드를 독립적으로 관리하는 것이 불필요하고 낭비적인 요소가 많다고 판단하여 하나의 통합 코드로 개발-관리하는 것을 골자로 하는 5개년 코드 통합 계획을 시작하였다.

이 계획은 TRAC-P를 기초로 나머지 3개의 코드가 갖는 여러 모델을 통합하여 새로운 코드인 TRAC-M을 개발하는 것이다. TRAC-M은 현재 거의 개발이 완료된 상태이며, 2003년도에 베타 버전을 배포할 예정이다.

TRAC-M은 PVM (Parallel Virtual Machine)을 사용하여 3

차원 노심 동특성 코드인 PARCS와 연결하여 사용할 수 있고, 일반화 연결 모듈인 ECI(Exterior Communication Interface)를 설계하여 REMIX와 CONTAIN코드를 연계/계산할 수 있는 능력도 갖고 있다.

TRAC-M 개발 계획에는 사용자 편의를 위하여 Graphic User Interface Package인 SNAP 개발도 포함되어 있다.

SNAP은 RELAP5 및 TRAC의 입력을 그래픽으로 나타내어 편집하고 TRAC-M의 입력으로 변환해주는 기능과 실행 기간 중의 Visualization이나 Post processor의 역할을 하며 Data bank의 데이터를 직접 불러와 계산 결과와 비교하는 기능도 갖고 있다.

SNAP은 Java 언어를 사용하여 개발된 각 Component를 재사용할 수 있고 컴퓨터 기종에 상관없이 사용할 수 있다는 장점도 있다.

TRAC-M 개발자들은 2005년까지 상분리(Phase separation), 과냉각 비등(Subcooled boiling), 저압 계면 마찰(Low pressure Interfacial drag) 모델을 개선하고 붕소 이송과 Thermal front tracking을 위한 고차원 수치 해법을 개선할 예정이다.

또한 당면한 AP1000 및 ESBWR에 대한 모델을 우선 순위 에 따라 개선할 예정으로 있다. 핵

연료 코드 FRAPTRAN를 TRAC-M과 연계 계산하는 것도 계획에 포함되어 있다.

향후 장기 계획으로 계면 수송(IAT: Interfacial Area Transport) 모델을 개발하여 Bubbly-slug flow regime을 대체하며 RBHT(Rod Bundle Heat Transfer) 모델을 개선하여 재관 수 열전달 계산 기능을 한 단계 향상시킬 예정이다.

또한 FLUENT 등의 CFD 코드나 COBRA와 같은 부수로 코드(Subchannel code)와 연계 계산하는 것도 고려하고 있다.

INEEL에서는 이와 같은 USNRC의 코드 개발과 독립적으로 DOE의 후원하에 RELAP5/MOD3를 더욱 발전시켜 1990년대 중반에 LBLOCA 분석 능력과 3차원 열수력 분석 모듈을 갖춘 RELAP5-3D를 개발하여 범용 코드로 사용하고 있다.

이 코드는 3차원 동특성 해석 모듈 NESTLE가 내장되어 있으며, 최근에는 PVM을 이용하여 격납 용기 코드인 CONTAIN, CFD 코드인 FLUENT, 중대 사고 코드인 MELCOR 등과 연계/계산할 수 있는 능력도 구비하고 있다. 부수로 코드 COBRA-TF와도 일반적인 Semi-implicit coupling 연계 방법을 통하여 쉽게 연계 사용할 수 있게 하였다.

또한 DOE의 GEN-IV 원자로 개념을 지원하기 위해 필요한 모델 개선과 개발 사항을 검토하여 코드 개발에 반영하려는 노력을 하고 있다.

RELAP5 Graphical User Interface(RGUI) 개발은 1997년부터 이루어지고 있는데, 3차원 Isometric image, Input mode ling 및 XMGR5의 MS Window 버전인 tkXMGR5를 개발하고 입력 모델을 검증하는 노딩 그래픽과 Run time 동안과 Post process 그래픽 역할을 하는 RGUI 1.2를 개발하여 활용하고 있다.

EPRI는 지난 20여년간 RETRAN 코드를 개발하고 있다. RETRAN은 범용 계통 해석 코드로 거의 모든 미국 원전 운영자(ComEd, Wolf Creek, Duke Power 등)가 현재 인허가용으로 이용하고 있다.

최근의 최적 코드와는 달리 열수력 모델로 5 Equation 모델을 쓰고 있으며 적용 영역이 Non-LOCA 및 소형 냉각재 상실 사고에 국한되는 제약점이 있지만, 다수의 원전 운영자들이 오랜 동안 사용해왔기 때문에 안전 해석 및 인허가 관련 기술이 방대하게 축적되어 있는 장점이 있다.

EPRI와 S. Levy는 RETRAN-ARROTTA를 통합하여 '계통 열수력 - 3차원 노심' 통합 해석이 가

능한 RETRAN-3D를 개발하며 2002년 3월에 NRC의 인허가를 취득하였다.

미국 Westinghouse사에서는 자사의 기능별 코드 대신에 EPRI의 RETRAN, VIPRE 및 ANCC코드를 통합한 범용 안전 해석 코드를 개발하여 타사가 제작한 원전에도 활용하고 있다.

2. 프랑스

프랑스는 현재 57기의 원전을 가동하고 있으며 전체 전원의 약 75%를 원자력에 의존하고 있다. 이들 원전은 크게 세 가지의 Framatome 가압경수형 원전(3 loop 900 MWe, 4 loop 1300 MWe, 4 loop 1450 MWe)으로 표준화되어 있다.

이와 같은 원자력 환경에 기인하여, 프랑스는 독자적인 열수력 해석 코드 개발의 필요성을 인식하고 1979년도부터 CATHARE 등의 열수력 코드 개발을 시작하였고, 현재까지 코드 개발팀을 유지하고 있다.

CATHARE 코드의 개발 착수 시점은 미국의 RELAP·FLASH 등에 비해 10여년 이상 늦었으나 이로 인해 열수력 모델의 이론적 배경, 수치 해법, 프로그램 구조 등이 현저히 개선되고 현대화된 상태로 출발하는 장점이 있었다.

또한 CATHARE 코드의 적용 대상이 표준화된 Framatome 가압 경수로에 자연스럽게 초점이 맞추



어저 코드 개발의 효율성이 높다고 볼 수 있다. 즉 미국이나 일본처럼 비등경수로 모델 개발 등에 재원을 소비할 필요가 없어서 집중된 투자가 가능했다.

CATHARE 코드의 검증 및 평가에는 다양한 단일 효과 실험 및 종합 효과 실험이 사용되었다(Barre, 1990; Bestion, 1990).

단일 효과 실험은 임계 유동, 상 분리, 유동 양식, 배출 및 재관수 기간의 열전달, 핵연료 거동, 증기 발생기 수위 팽창 및 수축, 펌프 거동 등에 주안점을 두고 기존의 실험 자료를 입수하여 활용하였으며, 미진한 부분에 대해서는 CEA가 직접 실험을 수행하였다.

또한 코드 평가를 위해 LOFT · LOBI · PKL · LOFT · LSTF 등의 국외 종합 효과 실험 설비 및 CEA가 제작한 BETHSY를 활용하였다. BETHSY는 FRAMATOME 3-loop PWR을 Full-height, 1/100 체적비로 CEA가 설계/제작한 것이다.

이와 같이 지속적이고 체계적인 연구 개발을 통해 CATHARE 코드는 초기의 개발 목표를 거의 달성한 것으로 평가된다. 현재 CATHARE 코드는 3차원 열수력 모듈을 구비하고 있으며, CATHARE 코드 고유의 불확실성 정량화 기법인 DASM (Discrete Adjoint Sensitivity Method) 방법도 거의

완성 단계에 있다(Bestion, 1996).

IPSN와 EdF는 CATHARE 코드를 이용하여 훈련용 시뮬레이터의 모의 영역 및 정확도를 획기적으로 개선시키기 위해 SIPA 프로젝트를 수행하였으며, 그 결과 1991년도에 처음으로 CATHARE 코드를 성공적으로 시뮬레이터(SIPA Simulator라 불림)에 장착시켰다(Dumas, 2000). 여기에 사용된 CATHARE-SIMU 코드는 CATHARE 코드의 Speed-up version이다.

이어서 1966년부터는 SIPA Simulator를 워크스테이션 버전으로 개발하여 SIPACT(SIPACOMPACT)라 명명하고 프랑스의 모든 원전 현장에 설치/운용하고 있다.

IPSN과 EdF는 1997년도부터 SIPA Simulator의 CATHARE-SIMU를 최신의 CATHARE2로 교체하기 위한 SCAR 프로젝트를 5년 6개월에 걸쳐 수행중이다. 이 프로젝트가 성공적으로 완료되면 시뮬레이터의 용도는 훈련뿐만 아니라 설계 엔지니어링 및 안전성 평가까지 확장된다. 이를 위해 CATHARE 코드의 계산 건전성 강화, 병렬 계산 기법 등을 개발중이며, Mid Loop 운전에서 냉각재 상실 사고에 이르기까지 다양한 스펙트럼의 사고에 대한 성능 평가를 수행하고 있다.

CEA와 EdF는 CATHARE 이외에도 열수력 기기 코드인 THYC(노심 · 증기발생기 · 응축기 · 열교환기용; EdF가 개발), FLICA(노심코드, CEA가 개발), GENEPI(증기 발생기 코드, CEA가 개발) 및 CFD 코드인 TRIO-U, ESTET-ARTRID 등을 성공적으로 개발하여 성숙화 단계에 이르렀다(Morel, 2000).

이에 따라 1998년도부터 차세대 열수력 코드(Next generation of thermal hydraulics code; 2010년도경에 실용화를 목표로 함) 개발을 준비하기 위한 ECUME 프로젝트를 착수하였다(Morel, 2000; Grand, 2000).

이 프로젝트는 이상 유동 현상의 최신 기술, 현재 모델의 문제점 및 산업체 필요 기술 등을 파악하여 차세대 열수력 코드 개발 전략을 수립하는 것이다.

CEA의 Toumi · Barre 등은 기존의 열수력 코드가 사용하고 있는 First-order, finite-difference method에서 탈피하여 정확도를 한층 향상시킬 수 있는 고차원, 고정확도 방법을 개발하고 있다(Toumi, 2000).

현재의 기술 수준으로 볼 때, CFD 코드가 기존의 계통분석 코드를 대체하기에는 어려움이 있을 것이지만 기기 코드에서는 CFD 수준의 접근이 유용할 것이다. 현재

Toumi 등이 개발한 고차원 수치 해법 'Approximate Riemann solver' 는 FLICA 코드에 설치되어 실용화되어 있다.

다른 나라들과 마찬가지로 프랑스도 계통 열수력/노심 동특성 통합 계산을 위하여 APOLLO · CRONOS · FILCA 코드 등이 포함된 통합 계산 코드 체계 SAPHYR를 개발하였다(Aniel-Buchheit, 2000).

결론적으로, 프랑스는 지난 20여년간 체계적이고 지속적으로 열수력 해석 코드를 개발해왔다. 이는 프랑스 고유의 원자력 환경에 기인한 집중적인 투자 및 독자적인 기술 보유 의지에 따른 것으로 보인다.

프랑스는 현재의 기술 수준에 만족하지 않고 2010년도 경에 실용화를 목표로 차세대 열수력 코드를 개발하기 위해 새로운 과제를 추진하고 있다.

3. 독일

독일의 원자력 규제 기관인 GRS(Gesellschaft fir Anlagen und Reaktorsicherheit)는 오래전부터 Drift-Flux모델에 근거한 계통 열수력 코드 ATHLET을 개발하여 왔다.

현재까지 ATHLET Mod 1.2 Cycle C가 개발되어 있으며 LOCA, Non-LOCA 범용 코드로 3차원 동특성 코드와 연계 계산을

할 수 있다. 목적에 따라 여러 가지 종류의 3차원 동특성 코드와 연계 계산을 할 수 있게 설계되어 있다.

즉 VVER Hexagonal 노심 해석을 위하여 BIPR-8 · DYN3D과 연계가 가능하며 기존의 경수로 노심 해석을 위해 QUABOX /CUBBOX 노심 코드를 사용할 수 있다.

ATHLET 코드에는 최근 Dynamic flow regime 개발의 첫 단계로 계면 면적 수송 방정식에 근거한 유동 모델과 다차원 열수력 해석을 위한 2D/3D FLUBOX 모듈이 개발되어 있다. 이들의 성능 평가를 위하여 UPTF 실험의 다차원 해석을 진행하고 있다. 프로그램 언어도 현대화하여 Fortran 90를 사용하고 있다.

ATHLET 코드를 중대 사고에 확장 적용하기 위하여 계통 해석에 ATHLET 모듈, 노심 손상 해석에 ECORE 모듈, 핵분열 생성물 노심 누출 해석에 EFIPRE 모듈, 그리고 핵분열 생성물과 에어로졸 수송 해석에 TRAPG 모듈 등 4모듈로 구성된 ATHLET-CD를 개발하였다.

각각의 모듈은 계산 절차에 따라 Tight coupling과 Loose coupling을 구분하여 연계하고, 각 모듈간 연계 변수를 고려하여 일괄 계산이 수행되게 하였다.

4. 일본

일본의 열수력 해석 코드 개발 활동은 "관련 기술 도입 및 개발"로 요약된다. 일본은 1980년대 초에 ICAP(International Code Assessment and Application Program)에 참여하여 RELAP 및 TRAC 코드 등을 도입하였다.

JAERI를 중심으로 RELAP 코드의 평가 및 응용을 활발하게 수행하였으며, TRAC 코드의 경우에는 평가 및 응용뿐만 아니라 내부 구조까지 면밀하게 검토하여 최적 코드 관련 기술을 습득하는 데 활용하였다.

일본은 1980년대 중반부터 SCTF 및 CCTF 실험 등을 수행하면서 재관수(Reflood) 현상에 관해 방대한 지식을 축적하여 REFLA 코드를 개발하였고, 이를 바탕으로 TRAC-PF1/MOD1 Version 12.5의 재관수 모델을 중점적으로 개선하여 REFLA/TRAC을 개발하였다(Akimoto, 1988 & 1996).

REFLA/TRAC 코드는 원래 LBLOCA를 대상으로 개발되었으나, ROSA-IV LSTF 설비에서 SBLOCA 실험을 수행하면서 코드 적용 영역을 SBLOCA까지 확장하였다.

REFLA/TRAC 코드의 개발은 SCTF · CCTF 등의 단일효과 실험 및 LSTF 등의 종합 실험이 있었기 때문에 가능했으며, 현재 이들 실험



에서 얻은 교훈은 REFLA/TRAC 코드에 자리잡고 있다.

일본은 가압경수로뿐만 아니라 비등경수로도 보유하고 있기 때문에 TRAC-BF1(TRAC BWR Version) 등의 비등경수로 전용 최적코드에 관한 연구도 지속적으로 수행하고 있다(Arai, 1996).

JAERI는 TRAC-BF1 코드를 ROSA-III 및 Two Bundle Loop 실험 설비에서 수행된 SBLOCA 및 LBLOCA 등에 관해 평가하였다.

1990년대 초반에는 REFLA/TRAC 코드에 TRAC-BF1의 비등경수로 전용 기기 모델 JETP·CHAN·SEPD 등을 이식하여 REFLA/TRAC을 가압경수로 및 비등경수로에 공히 적용하려는 시도를 하였다.

그러나 통합된 REFLA/TRAC의 성능이 TRAC-BF1에 비해 현저히 떨어졌으며, 체계적인 평가 비용이 TRAC-BF1의 개선 비용에 비해 현저히 높았기 때문에 이 계획은 중도에 취소되었다(Akimoto, 1996).

현재 USNRC가 추진 중인 TRAC-M 통합 코드 개발은 일본에서 십 년 전에 이미 시도된 것과 유사하다고 볼 수 있다.

JAERI는 1990년대 초반에 노심 열수력 코드로 COBRA-TF 코드를 선정하여 가압경수로 및 비등경수로에 공통적으로 적용하고 평가 및 개선 작업을 수행하였다.

한편 PNC(Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corp., 현재의 JNC)의 Sugawara (1990)는 3유체 모델을 이용한 노심 열수력 코드 FIDAS를 개발하였다. 이 코드의 Droplet deposition /entrainment 모델은 COBRA-TF에 비해 뛰어난 것으로 알려졌다.

JAERI의 MINCS 코드 개발(Watanabe, 1992)도 유의할 가치가 있는 일이다. 이 코드는 여러 가지 유체 모델을 다양한 수치 해석 기법으로 해석하고 평가하기 위한 도구로서 코드 개발 전 단계의 다양한 노력을 체계화하고 최소화하는데 유용하다.

1997년부터 JAERI는 가압경수로의 반응도 유발 사고 및 비등경수로의 Out-of-Phase Instability 문제를 최적 모의하기 위한 TRAC/SKETCH 프로젝트를 시작하였다(Asaka, 2000).

이 연구 과제에서는 3차원 노심 동특성 코드 SKETCH-N를 J-TRAC 및 TRAC-BF1과 연계하여 각각 가압경수로 및 비등경수로에 적용하였다.

두 코드의 통합 기법으로는 Message-passing library PVM 방법을 썼다. 현재 두 통합 코드는 가압경수로 제어봉 이탈 사고 및 인출 사고와 NEA CRP BWR cold water injection benchmark 등을 통해 검증/평가되었다.

일본의 원자력 산업계는 필요에 따라 코드 개발과 도입을 병행하고 있다. Hitachi·Toshiba 등의 비등경수로 공급/운영 업체는 General Electric에서 도입한 TRACG (TRAC GE Version) 및 TRAC-BD1 등을 개선하여 쓰고 있다.

TRACG 코드에는 3차원 노심동 특성 모델이 장착되어 있는데 앞으로 지속적으로 개발될 예정이다(Arai, 1996).

NUPEC(Nuclear Power Engineering Corp.)는 일본 정부의 지원하에 「IMPACT - Integrated Modular Plant Analysis and Computing Technology」 프로젝트를 수행해왔으며, 현재 마지막 단계(제 3단계: 평가 및 사용자 환경 개선)에 이르렀다.

이 과제의 목표는 원전의 정상 운전, 과도 운전, 설계 기준 사고 및 중대 사고를 모두 망라하는 통합 코드 체계 개발이며, 날로 발전하는 컴퓨터 기술을 활용하기 위해 병렬 처리 기법, GUI 등을 채택하고 있다(Ikeda, 2000).

결론적으로, 일본의 열수력 해석 코드 개발은 일본이 보유하고 있는 다양한 노형(가압경수로·비등경수로·고속로 등)만큼이나 다양하게 진행되고 있다. 다만 코드 개발은 백지 상태에서 시작하지 않고 미국의 최적 코드를 도입하여 관련 기술

을 습득한 다음에 필요에 따라 개선하고 고유화하는 방향으로 진행하고 있다.

지금도 기초 이상 유동 실험 및 모델 개발, 수치 해법 개선(주로 고차원 수치 해법), DNS(Direct Numerical Simulation) 등의 기초적인 연구부터 열수력/노심 동특성 통합 코드 개발, CFD 코드와의 연계 활용, 기존 코드의 Supercritical Water Reactor 해석 능력 개발 등의 응용 연구까지 지속적으로 수행하고 있다.

〈표〉는 본 절에서 설명한 각국의 주요 코드의 특징을 요약/비교한 것이다. 여기에서 설명된 것 이외에도 유럽 국가들은 다양한 열수력 코드 개발 활동을 공동으로 수행하고 있다.

프랑스·독일·영국·스위스·이태리 등이 공동으로 수행중인 ASTAR 프로젝트 (<http://www.grs.de/astar/>)에서는 기존 코드의 3차원 2상 유동 모의 능력 향상을 위한 노력과 차세대 코드의 기반 기술 개발을 수행하고 있다.

또한 ECORA 프로젝트(<http://domino.grs.de/ecora/ecora.nsf>)를 통해 유럽 11개국이 현재 개발 중이거나 개발-완료된 CFD 코드인 CFX·Fluent·Saturne·STAR-CD·Trio-U 등을 원자로 안전 해석에 활용하기 위한 연구를 수행하고 있다.

〈표〉 세계 각국의 주요 분석 코드의 특징 요약

개발 코드	개발 기관	이상 유동장 방정식	수치 해법 언어	열수력 차원	사용
TRAC-PF1	미국 NRC	2C, 2M, 2E(*)	SETs	1D, 2D, 3D Catesian, Cylinder	F77
TRAC-M	미국 NRC	2C, 2M, 2E	SETs, Semi-implicit	1D, 2D, 3D Catesian, Cylinder	F90
RELAP5/MOD3	미국 NRC	2C, 2M, 2E	Semi-implicit	1D	
RELAP5-3D	미국 DOE, INEEL	2C, 2M, 2E	Semi-implicit Two-step nearly implicit	1D, 2D, 3D Catesian, Cylinder	F77
COBRA-TF	미국 PNL	3C, 3M, 2E	Semi-implicit	3D Component Subchannel	F-IV
RETRAN-03	미국 EPRI	2C, 1M, 2E	fully implicit	1D	F77
CATHARE	프랑스 CEA	2C, 2M, 2E	fully implicit(0D,1D) semi-implicit(3D)	0D,1D,2D,3D	F77
ATHLET	독일 GRS	2C, 1M, 2E 2M for DC	fully implicit semi-implicit	1D, 2D, 3D (FLUBOX)	F90

개발 코드	다차원 동특성 코드	기타 연계 코드	중대 사고 연계 해석	그래픽	개발 기간
TRAC-PF1				TOOKUIL	25년
TRAC-M	PARCS PVM 연계	CONTAIN		SNAP	개발중
RELAP5/MOD3	PARCS PVM 연계			NPA, SNAP	30년
RELAP5-3D	NESTLE 내장 모듈	CONTAIN FLUENT MELCOR	SCDAP /RELAP5	RGUI tkXMGR5	~5년(**)
COBRA-TF					10년
RETRAN-03	ARROTTA			PEGASYS	25년
CATHARE	SAPHYER 체계, PVM 연계			SIPACT	20년
ATHLET	QUABOX /CUBBOX		ATHLET -CD		20년

(*) C: Continuity, M: Momentum, E: Energy Equation

(**) RELAP5/MOD3에서 분기되어 개발됨.

열수력 해석 코드 개발 전망

현재 사용되고 있는 각국의 최적

열수력 계통 해석 코드는 지난 30여년간 실험적 연구와 병행한 점진적인 발전의 결과로 상당한 기술적



수준에 도달하여 상세한 안전 해석에 응용되고 있으며 원전 시뮬레이터 등에도 응용되고 있다.

그러나 가장 최신의 열수력 코드 일지라도 공통적으로 갖고 있는 한계점을 극복하지 못하고 있는 실정하에 OECD/CSNI에서는 최근 1996년과 2000년 두 차례에 걸쳐 워크숍을 개최하고 추후 개발될 차세대 열수력 해석 코드에 대한 의견을 교환하였다.

이 회의 결과를 보면 각 나라의 코드 개발 현황과 요구에 따라 단계적으로는 서로 다른 개발 방향을 갖고는 있지만 장기적으로는 공통된 의견을 갖고 있다.

첫째는 이상 유동의 진보된 모델로 다유동장 모델과 다차원 모델의 개발이며, 둘째는 새로운 접근 방식의 유동 양식 모델 개발이다. 셋째로 전산 기술의 발전에 따른 다기능 코드 개발도 중요한 방향이다. 또한 GEN-IV 원자로의 Roadmap에서 제시될 새로운 원자로 분석에 필요한 모델 개발도 최근의 연구 방향으로 제시된 바 있다.

1. 다유동장 모델 개발

대다수의 계통 분석 코드는 20여 년전 개발된 2-유체 모델을 쓰고 있으며, COBRA-TF가 유일하게 액적장(Droplet field) 모델을 갖고 있다.

최근 RPI(Lahey & Drew, 1999)

에서 이상 유동 해석을 위해 연속 액체(CL), 분산 액체(DL), 연속 기체(CV), 분산 기체(DV)를 갖는 4유동장 모델을 검토하고 있으며, Droplet field 모델의 경우에도 Droplet 크기 스펙트럼에 따라 다시 2개 유동장으로 나누어 계산하는 시도가 있다.

대부분 코드 개발자는 이와 같은 다유동장 모델의 필요성을 공감하고 있으며, 일부에서는 기존의 Drift flux 모델과 2-유체 모델의 장점도 살릴 수 있도록 사용자 옵션으로 선택할 수 있게 하는 방향도 검토되고 있다. 최근에는 다음과 같은 다유동장이 연구되고 있다:

- ① 환형-분산 유동 영역의 Liquid film과 Droplet 유동장
- ② 수평성층 유동 영역에서의 Liquid과 Droplet 유동장
- ③ 분산 유동 영역에서 Small droplet 유동장과 Large droplet 유동장

이러한 모델 개발에서 예상되는 기술적 난관은 각 유동장의 Local parameter에 대한 정보를 얻기 위해서 현재의 이상 유동 측정 기술보다는 상당히 진보된 측정기술이 필요하다. 수치적으로도 각 유동장의 소멸과 생성을 처리하면서 발생하는 문제를 극복하는 것이다.

2. 다차원 이상 유동 모델 개발

다차원 모델 개발은 크게 다음 두 가지 접근 방법이 시도되고 있다. 기기 해석에 사용하고 있던 상용 CFD 코드를 계통 분석 코드에 직접 접목시켜 사용하는 방향과 이상 유동 다차원 코드를 개발하여 기존 코드를 향상시키는 방향이 주종을 이룬다.

두 방향 모두 원자로 계통을 3차원적으로 해석하여 좀더 자세하게 안전 해석을 수행하려는 목적을 갖고 있으며, 단상 유동의 난류 유동 모델을 이상 유동까지 확장하여 적용하려는 시도도 하고 있다.

상용 CFD를 접목시키는 방향은 이미 상당수의 코드가 Implicit coupling이 되어 이미 적용되고 있다.

다차원 이상 유동 해석을 위한 모델 개발도 Pilot 코드를 통해 적용성을 평가하는 등 활발한 개발이 이루어질 전망이다.

3. 유동 양식 모델의 개선

현재의 이상 유동 계통 분석 코드는 유동 양식에 따라 개발된 구성상관식(Constitutive relationship)을 사용하고 있다. 유동 양식은 이상 유체의 계면 밀도 결정에 우선적인 역할을 한다. 유동 양식의 결정은 정상 상태의 실험의 결과에 의존하고 있기 때문에 유동의 천이나 변화가 심한 유동에는 이러한 접근 방식에 대한 개선이 필요하다.

이에 대한 노력의 일환으로 오래 전부터 계면 면적 수송 방정식(IAT: Interfacial Area Transport)을 이용하려는 시도(Ishii, 1997)가 있었으며, 어느 정도 실험적 뒷받침이 이루어짐에 따라 초보적 응용이 가능한 상태에 이르렀다.

우선 Bubbly-Slug 유동에 대하여 지배 방정식 및 상관식이 개발되어 계통 열수력 코드에 응용할 예정이며 장기적으로 차츰 그 범위를 넓혀 전유동 영역에 대해 기존의 유동 양식 모델을 대체할 전망이다.

4. 다기능 코드의 개발

전산 기술의 발달로 계통 분석 코드를 다른 대용량 코드와 같이 사용하는 것이 기술적으로 가능해짐에 따라 여러 가지 다른 기능의 코드와 연계 계산이 시도되고 있다.

격납 용기 및 3차원 노심 동특성 코드와의 연계 계산은 이미 실용화 단계에 도달하였고, 점진적으로 CFD 코드나 중대 사고 코드와의 연계로 범위를 넓히고 있다.

또한 계통 분석 코드에 병렬 연산 기법을 도입하여 실시간 원전 시뮬레이터의 계통 분석 모듈로 사용하는 등 그 확장성을 넓히고 있다.

앞으로 계통 분석 코드의 활용 영역 및 역할이 점점 다양화될 것이며, 이러한 요구에 따라 전산 코드의 다양한 사용자를 위한 GUI 기능 개발도 중요한 요소가 될 것이다.

맺는 말

원자력 선진국들은 지난 30여년간 원자로 계통 열수력 현상의 최적 해석 능력을 추구하면서 열수력 해석 코드 개발을 지속적으로 진행해 왔다. 최신의 열수력 해석 코드 RELAP5 · TRAC · CATHARE 등은 지금까지 수행된 원자로 계통 열수력의 실험 및 이론적 연구와 전산 기술이 집약된 결정체라 할 수 있다.

이러한 코드 개발은 안전 규제 기관이 직접 주관하거나 연구 기관에서 주관하여 이루어져 왔으며, 개발된 코드는 연구 및 규제 목적뿐만 아니라 산업체가 설계 목적으로 사용하기도 하였다.

지금도 미국과 유럽에서는 각기 장기 개발 계획을 수립하여 열수력 코드의 또 다른 도약을 기대하며 최신 열수력 모델을 이용한 차세대 코드개발을 진행중이다.

일본도 정부 지원하에 국외에서 도입된 코드를 개선하여 산업체에 활용하거나 다양한 분야에서 해석 코드를 개발하고 있다. 특히 최근 전산 기술의 비약적인 발전에 힘입어 계통 분석 코드 외의 여러 가지 다양한 분야의 코드를 연계한 통합 계산 체계를 확립하고 있으며 상용 CFD 코드를 직접 계통 분석에 응용하려는 시도도 하고 있다.

따라서 향후의 계통 분석 코드는

이상 유동 첨단 실험 및 해석 기반 기술 연구와 병행하여 현재의 이상 유동 모델에 근거한 코드로부터 가일층 진보한 형태의 코드가 될 것으로 전망된다.

〈참고 문헌〉

Akimoto, H. et al., Assessment of J-TRAC code with CCTF/SCTF test data, Proc. the 16th Water reactor safety research information meeting, October 24-27, 1988, NUREG/CP-0097, Vol. 4, pp. 583-606.

Akimoto, H. et al, Current and anticipated uses of thermal-hydraulics codes at the JAERI, OECD CSNI Workshop on Transient thermal-hydraulics & neutronic code requirements, Nov. 5-8, 1996, Annapolis.

Aniel-Buchheit, S. et al., Calculation of a reactivity initiated accident with a 3D cell-by-cell method: application of the SAPHYR system to a rod ejection accident in TMI, Proc. OECD CSNI Workshop on Advanced Thermal-hydraulic and Neutronic codes, April 12-13, 2000, Barcelona.

Arai, K. and Ebata, S., Current and anticipated uses



of thermal-hydraulics codes for BWR transient and accident Analyses in Japan, OECD CSNI Workshop on Transient thermal-hydraulics & neutronic code requirements, Nov. 5-8, 1996, Annapolis.

Asaka, H. et al., Coupling of the Thermal-Hydraulics TRAC code with 3D neutron Kinetic Code SKETCH-N, Proc. OECD-CSNI Workshop on Advanced Thermal-Hydraulics and Neutronic Codes: Current and Future Applications, April 12-13, 2000, Barcelona.

Barre, F. and Bernard, M., The CATHARE code strategy and assessment, Nucl. Engrg. Des. 124, pp. 257-284 (1990).

Bestion, D., The physical closure laws in the CATHARE code, Nucl. Engrg. Des. 124, pp. 229-245 (1990).

Bestion, D. et al, Methodology, status and plans for development and assessment of CATHARE code, OECD CSNI Workshop on Transient thermal-hydraulics & neutronic code requirements, Nov. 5-8, 1996, Annapolis.

Dumas, J.-M., et al., The SCAR project: How a best

estimate code can also be a fast running code, Proc. OECD CSNI Workshop on Advanced Thermal-hydraulic and Neutronic codes, April 12-13, 2000, Barcelona.

Glaeser, H., "GRS Activities", presented at KAERI/GRS Meeting, KAERI, 12-16 February, 2001.

Grand, D. F., et al, The French program of CEA, ISPN, EdF and FRAMATOME for the next generation of thermal Hydraulic codes, Proc. OECD CSNI Workshop on Advanced Thermal-hydraulic and Neutronic codes, April 12-13, 2000, Barcelona.

Hanna, B.N., CATHENA: a thermalhydraulic code for CANDU analysis, Nucl. Engrg. Des. 180, pp. 113-131(1998).

Ikeda, T., et al, Overview of the simulation system "IMPACT" for analysis of nuclear power plant thermal-hydraulics and severe accidents, Proc. OECD-CSNI Workshop on Advanced Thermal-Hydraulics and Neutronic Codes: Current and Future Applications, April 12-13, 2000, Barcelona.

Ishii, M, Views on the future of thermal-hydraulic modeling, OECD CSNI Workshop on Transient thermal-hydraulics & neutronic code requirements, Nov. 5-8, 1996, Annapolis.

Ishii M., 1997, "Interfacial area measurement and interfacial area transport equation", ASME fluid engg. division summer meeting (FEDSM '97), Vancouver, Canada, June 2-26.

Kelly, J. M., Thermal-Hydraulic modeling needs for passive reactors, OECD CSNI Workshop on Transient thermal-hydraulics & neutronic code requirements, Nov. 5-8, 1996, Annapolis.

Kelly, J. M., TRAC-M Code Consolidation and Development, Fall 2002 CAMP Meeting, Alexandria, Virginia Sponsored by USNRC, October 31, 2002.

Lahey R.T., Drew D.A. 1999, "The analysis of two phase flow and heat transfer using a multidimensional, four field, two fluid model," Ninth Int. Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-8), Kyoto, Japan.

- Mesina, G., Galbraith, J. New Development and Value of the RELAP5-3D Graphical User Interface (RGUI 1.2), INEEL, Proceedings of RELAP5-3D International User Seminar, Jackson Hole, WY, USA, September 12-14, 2000
- Morel, C., et al., From the direct numerical simulation to averaged two-fluid models. How different types of models can contribute to the next generation codes?, Proc. OECD CSNI Workshop on Advanced Thermal-hydraulic and Neutronic codes, April 12-13, 2000, Barcelona.
- Morel C., et al, The local volumetric interfacial area transport equation: derivation and physical significance, Int. J. Multiphase flow, 25, pp. 1099-1128 (1999).
- Ohnuki, A. et al., Applicability of REFLA/TRAC Code to a small-break LOCA of PWR, J. Nucl. Sci. Tech, 32(3), pp. 245-256 (1995).
- Siefken, L.J. and Harvego, E. A., Transient analysis needs fro Generation IV reactor concept, INEEL, Proceedings of RELAP5-3D International User Seminar, Jackson Hole, WY, USA, September 12-14, 2000
- Stadtke, H., Thermal Hydraulic Codes for LWR safety analysis - Present status and future perspective, OECD CSNI Workshop on Transient thermal-hydraulics & neutronic code requirements, Nov. 5-8, 1996, Annapolis.
- Sugawara, S., Droplet deposition and entrainment modeling based on the three-field model, Nucl. Engrg. Des. 122, pp. 67-84 (1990).
- Toumi, I., et al, Advanced numerical models for two-phase flow simulation, Proc. OECD CSNI Workshop on Advanced Thermal-hydraulic and Neutronic codes, April 12-13, 2000, Barcelona.
- Teschendorff, V., Augstregesilo, H. and Lerchl, G., Methodology, Status and Plans for Development and Assessment of the Code ATHLET, GRS, OECD/CSNI Workshop on Transient Thermal-Hydraulic & Neutronic Codes Requirements, 5-8 November, 1996
- Uhle, J. and Aktas, B., USNRC Code Consolidation and development program, OECD-CSNI workshop on advanced thermal-hydraulic and neutronic codes: current and future applications, 10-11, April 2000
- Ujita, H., et al, The "IMPACT Super-Simulation" Project for exploring NPP Fundamental phenomena," Proc. 2nd CSNI Specialist meeting on simulators and plant analysers, Finland, Sep. 29 ~ Oct. 2, 1997, OECD NEA.
- Zimin, V. G. and Ninokata, H., Nodal Neutron kinetics model based on nonlinear iteration procedure for LWR analysis, Annals of Nuclear Energy, Vol. 25, pp. 507-528.