자기밀폐형 핵융합과 시뮬레이션

<http://dx.doi.org/10.5757/vacmag.1.2.9>

유광일, 권재민, 박병호, 박건영, 나용수

Simulation for Magnetic Confined Nuclear Fusion in Korea

Kwang-Il You, Jae-Min Kwon, ByungHo Park, Gunyoung Park, and Yong-Su Na

In this article, we present a brief explanation of simulation for magnetic confined fusion plasma. Devices for nuclear fusion experiment become large, complex, and expensive these days, so the simulation can be a valuable tool for understanding and expecting the fusion plasma physics. Research areas presented here are plasma equilibrium and instability, turbulence study, heating and current driving, boundary and divertor area plasma physics, and integrated operation scenario study. Traditionally, many foreign codes have been used because those are verified and stable, however our own MHD and gyrokinetic codes with better performance are under developing recently. While researchers have devoted their effort to make and use a simulation code in individual areas, many ones also endeavor to integrate the simulation codes in different areas for thorough understanding of fusion plasma physics.

핵융합에서 시뮬레이션

에너지 부족과 환경오염 문제가 심각하게 제기되는 이때에 핵융합은 폐기물 없는 무한 에너지원으로서 인류 번영을 지속시킬 수 있는 보충수표의 하나로 각광받고 있다. 지금까지 여러 가지 핵융합 방법이 연구되어 왔지만, 그 중 자기밀폐형 핵융합 장치 중 하나인 토카막 형 실험

장치가 가장 성공적인 결과를 내놓고 있다. 이미 토카막 장치들은 투입된 에너지보다 더 많은 에너지가 핵융합으로 나오는 것을 성공적으로 보여주고 있다. 이에 따라 세계는 힘을 하나로 모아 ITER라는 새로운 장치를 만들고 있으며 이 장치의 성공은 토카막 형 핵융합 발전소의 가능성에 한발 다가서게 할 것이다. 우리나라도 국가핵융합연구소에서 중형 토카막 장치인 KSTAR를 설치 운전 중에 있다.

벌써 반세기가 넘어가는 자기밀폐형 핵융합 연구에 있어서 핵융합 플라즈마의 많은 부분이 실험적으로 혹은 이론적으로 규명되어 왔으나 아직도 완전히 이해되지 않은 현상들이 존재한다. 여러 가지 물리적 기작이 복잡하게 얽힌 토카막 플라즈마의 특성상 이런 현상들을 실험적으로 이해하는 데 상당한 어려움이 있다. 또한 현대에 이르러 KSTAR 등의 장치들은 그 규모가 거대해진 까닭에 건설하고 운영하기 힘들다. 시뮬레이션은 필요한 변수들을 마음대로 커거나 끌 수 있고 그다지 큰 연구비 없이 실험을 대체할 수 있어서 시간이 갈수록 핵융합 플라즈마의 이해에 더욱 중요해지고 있다. 더욱이 최근 핵융합 연구의 선진국들은 지금까지의 이론적인 모델들을 통합하여 하나의 통합코드를 만드는 작업을 진행하고 있다. 기존의 이론적인 모델들은 핵융합 플라즈마의 다양한 여러 측면들을 일면적으로 해석하고 설명하는 것들이었으나 이제는 이것들을 통합하여 토카막 플라즈마 전체를 설명하고 이해하려는 것이다. 이는 시공간적으로 매우 넓은 범위의

<저자 약력>

- 유광일 : 1997년 KAIST에서 물리학 박사학위를 받았으며, 1997년부터 국가핵융합연구소에서 연구원으로 재직 중이다. (kiyou@nfri.re.kr)
- 권재민 : 2003년 KAIST에서 물리학 박사학위를 받았으며, 2004년부터 국가핵융합연구소에서 연구원으로 재직 중이다. (jmkwon74@nfri.re.kr)
- 박병호 : 2001년 KAIST에서 물리학 박사학위를 받았으며, 2001년부터 국가핵융합연구소에서 연구원으로 재직 중이다. (bhpark@nfri.re.kr)
- 박건영 : 2001년 KAIST에서 물리학 박사학위를 받았으며, 2011년부터 국가핵융합연구소 선임연구원으로 재직 중이다. (gypark@nfri.re.kr)
- 나용수 : 2003년 원전공과대학에서 플라즈마 물리학 박사학위를 받았으며, 2008년부터 서울대학교에서 재직 중이다. (ysna@snu.ac.kr)

물리적 특성들을 하나의 시뮬레이션 프로그램으로 설명하고자 하는 것으로 매우 도전적인 주제이다. 또한 다양한 분야의 이론적인 모델들이 하나로 통합되는 코드로서 다수의 연구자들의 협력이 필요한 작업이다. 국내에서는 아직까지 토카막 플라즈마 전체를 설명하려는 통합코드는 없으나 각 분야에서 대형코드들을 작성하려는 작업을 시도하고 있다. 이 글에서는 국가핵융합연구소를 중심으로 국내에서 진행되는 토카막 플라즈마에 대한 시뮬레이션 작업들과 최신 연구현황들을 간단히 기술하고자 한다.

플라즈마 평형과 안정성 연구

공간에 모여 있는 플라즈마는 자체 압력에 의해 흩어지려한다. 토카막에서는 이러한 흩어짐을 자기장과 플라즈마 전류의 $J \times B$ 힘을 이용하여 막고 있다. 따라서 힘이 균형을 이루면 플라즈마의 전류, 자기장, 압력은 서로 일정한 관계에 의해 연결되어 있다. 이러한 플라즈마 평형을 기술하는 식을 Grad-Shafranov 방정식이라 하고 플라즈마 평형 연구는 기본적으로 이 식을 해석하여 플라즈마의 거시적인 물리량들의 공간 분포를 구하는 것이다. 이 방정식은 근본적으로 비선형 방정식으로 컴퓨터없이 손으로 해석하는 것은 한계가 있다. 또한 실험에서 나온 데이터들은 평형을 형성하는 물리량들의 일면적인 모습만을 기술하고 있으며 심지어 에러까지 포함하고 있다. 이를 감안하여 실험 데이터들을 통합적으로 설명할 수 있고 Grad-Shafranov 방정식을 만족하도록 물리량들의 공간 분포를 재구성하는 작업이 필수적이다. 이 분야에서 세계적으로 유명한 EFIT 코드가 국내에 도입 사용되고 있으며 국내에서도 비슷한 작업을 할 수 있는 코드가 개발되어 있다.

앞에서 기술한 플라즈마의 평형은 고온 토카막 플라즈마가 정상대로 존재하기 위한 필요조건일 뿐 충분조건은 아니다. 전자기적 성질과 유체적 성질을 동시에 가지는 플라즈마는 다양한 불안정성을 가지게 되는데 이에 대한 안정 조건을 만족하지 못하는 플라즈마는 극히 짧은 시간밖에 존재할 수 없게 된다. 태양이라는 거대한 플라즈마 덩어리가 가진 자기유체역학적(magneto-hydrodynamic, MHD) 불안정성은 강력한 중력에 의해 제어되는데 비해 자기밀폐 형 핵융합장치에서는 자기장의 장력에 의해 안정성이 유지된다. 이 경우 현실적으로 자기장의 세기를 무한정 높이는 데는 한계가 있으므로 플

라즈마의 안정성 자체를 최적화하는 문제가 중요하다. 최근 플라즈마의 안정성 연구 추세는 이상적인 자기유체역학 안정성 연구를 바탕으로 기존의 선형적 안정성 문제를 넘어 비선형 안정성 문제로, 더 나아가 비이상적 자기유체역학안정성 문제 등으로 확대되고 있다. 더구나 핵융합 에너지의 상용화를 목표로 하는 토카막 장치에서 요구하는 운전 영역에 도달하기 위해서는 다양한 플라즈마 불안정성을 제어할 필요가 있다. 이는 ITER 장치가 당면한 가장 시급한 현안으로 꼽힌다. 이 경우 고온 핵융합 플라즈마의 안정성 제어는 다양한 불안정성의 고유한 발생기작에 맞춰 이루어지게 된다. 현재 국내외에서 활발히 연구되고 있는 플라즈마 불안정성으로는 Neo-classical Tearing Mode(NTM), Resistive Wall Mode(RWM), Edge Localized Mode(ELM) 등이 있는데, 각각에 대한 능동제어 기법으로 국소적인 플라즈마 전류유도(NTM 제어), 플라즈마 섭동에 대한 피드백(RWM 제어), (비)공명 자기 섭동(ELM 제어) 같은 기법들이 쓰이고 있다. 이런 능동적인 제어연구 외에도 안정성 변수 프로파일, 플라즈마 회전 프로파일 같은 플라즈마 변수들이 각각의 불안정성에 미치는 영향에 대한 연구도 활발히 진행되고 있다.

MHD 분야의 시뮬레이터 개발을 통해 다양한 플라즈마 변수들의 시간 변화를 예측함으로써 안정성 조건의 시간 변화를 실험 전에 조사하고 실험 후의 결과를 해석해 KSTAR와 ITER 장치의 불안정성 문제를 해결하는 것이 당면 연구 목표이다. 현재 국내에는 선진국에서 만들어진 NIMROD나 M3D 같은 코드가 도입돼 시뮬레이션 작업에 사용되어 실험 결과의 해석이나 예측에 사용되고 있다. 그리고 우리 독자적인 시뮬레이터를 개발하기 위한 작업을 플라즈마 물리학자 뿐 아니라 응용수학과 천문학 분야의 연구자들이 함께 모여 진행하고 있다. 이러한 시뮬레이터뿐 아니라 불안정성의 설명과 제어를 위하여 단순화된 방정식을 해석하는 코드들은 여러 가지가 있으며 각 연구자들이 필요에 따라 개발 또는 도입하여 운용 중에 있다.

핵융합 플라즈마 난류 시뮬레이션

토카막과 같은 핵융합 장치의 효율을 결정하는 여러 가지 파라미터들 가운데 가장 중요한 것의 하나가 플라즈마 에너지의 감금 시간이다. 핵융합 장치에 감금된 플라즈마는 주변 공간으로 에너지를 확산하려는 자연스러운 경향

을 가지고 있으며 이 과정에서 다양한 시공간 스케일의 플라즈마 난류가 발생한다. 핵융합 플라즈마 난류 시뮬레이션은 이 과정을 이해하고 토카막 운전에 응용하는데 가장 큰 목표를 두고 있다.

자기장에 의해 감금된 플라즈마는 우선 입자들 간의 충돌에 의해 Random walk을 하게 되는데 이에 따라 자기장에 수직인 방향으로 움직일 수 있고 결과적으로 에너지의 수송현상이 일어나게 된다. 이와 같은 Coulomb 충돌에 의한 확산 현상을 신고전 수송 과정이라 부르며 자기감금된 토카막 플라즈마 수송의 최소 수준을 결정한다.

그러나 실험을 통해 관찰하는 플라즈마 수송 계수들은 신고전 수송 과정에 따른 예측에 비해 10 ~ 100배 정도 큰 값을 갖는데 전자기파의 요동을 동반하는 다양한 플라즈마 미세난류가 그 원인으로 지목되고 있다.

플라즈마 미세난류를 발생시키는 주요 요인은 플라즈마 압력 분포의 공간적 불균일성으로, 예를 들어 이온과 전자의 온도 및 밀도 기울기로 지나치게 가파른 경우 소위 Ion Temperature Gradient(ITG) 모드, Electron Temperature Gradient(ETG) 모드, Trapped Electron 모드(TEM) 등이 발생하며 앞서 언급한 비정상적으로 높은 열에너지 및 입자 수송을 일으킨다.

고전 물리학적 관점에서 플라즈마 난류를 가장 완벽하게 기술하는 방법은 6차원 위상공간 상에서 Boltzmann 방정식을 만족하는 플라즈마의 분포함수를 다루는 것이다. 이 Boltzmann 방정식의 해로써 얻어지는 분포함수는 전자기장을 기술하는 맥스웰 방정식의 전하 및 전류 분포를 결정하게 되고, 이를 통해 얻어진 전자기장은 다시 Boltzmann 방정식의 시간에 따른 변화를 결정하게 된다.

이처럼 6차원 위상공간상에 정의된 방정식의 복잡함과 일반적인 중성 유체의 난류를 3차원에서 다루는 고전적 문제의 어려움을 떠올린다면 플라즈마 난류 시뮬레이션이 가지고 있는 기술적 어려움의 정도가 얼마나 큰지 짐작할 수 있을 것이다.

그러나 앞서 언급한 난류의 예들, 즉 ITG, ETG, TEM 등은, 토카막 장치와 같이 강한 외부 자장 아래에서 발생하는 플라즈마 난류들이 공통적으로 갖는 특징들, 즉 자

$$\frac{\partial f}{\partial t} + \frac{d\vec{x}}{dt} \cdot \nabla f + \frac{d\vec{v}}{dt} \cdot \nabla_v f = C(f)$$

$$\rho = \sum q \int f d\vec{v} \quad \vec{j} = \sum q \int f \vec{v} d\vec{v}$$

$$\nabla \cdot \vec{B} = 0 \quad \frac{\partial \vec{B}}{\partial t} = -\nabla \times \vec{E}$$

$$\nabla \cdot \vec{E} = \frac{\rho}{\epsilon_0} \quad \frac{\partial \vec{E}}{\partial t} = \nabla \times \vec{B} - \mu_0 \vec{j}$$

[플라즈마 분포함수가 만족하는 6차원 위상공간의 Boltzmann 방정식과 맥스웰 방정식들]

장의 수직 방향과 수평 방향에 대한 난류 성질의 불균일성, 외부 자장에 의해 결정되는 자기선회 반경의 시간 척도에 비해 느린 주파수 등등의 공통 요소들을 갖고 있다.

핵융합 플라즈마 난류의 이와 같은 특징들은 수치적 모델을 통해 시뮬레이션 연구를 수행하고자 할 때 요구되는 막대한 계산 용량을 크게 경감시켜 주는데, 소위 gyrokinetic plasma model이 바로 그와 같은 접근 방법이다[1].

$$\begin{aligned} \frac{\partial f}{\partial t} + \frac{d\vec{R}}{dt} \cdot \nabla f + \frac{dv_{\parallel}}{dt} \frac{\partial f}{\partial v_{\parallel}} &= C(f) \\ -\left(1 + \frac{\rho_i^2}{\lambda_{Di}^2}\right) \nabla^2 \phi &= 4\pi \sum q \int f d\vec{v} - \nabla^2 A_{\parallel} \\ &= \frac{4\pi}{c} \sum q \int f v_{\parallel} d\vec{v} \end{aligned}$$

[5차원 위상공간상에 정의된 gyrokinetic 분포함수가 만족하는 gyrokinetic Boltzmann 방정식과 난류성 전자기 요동을 기술하는 정전 포텐셜 ϕ 및 자장에 평행한 벡터 포텐셜 $A_{\parallel}$ 이 만족하는 타원형의 편미분 방정식들]

gyrokinetic 플라즈마 모델은 그림 1이 보여주는 것과 같이 플라즈마를 구성하는 입자들의 빠른 선회운동을 평균하고 그보다 느린 시간 척도의 움직임만을 포함하고 있다. 즉 빠른 선회 운동에 대응하는 속도공간의 자유도 하나를 제거한 셈으로 시뮬레이션을 해야 하는 위상공간의 크기가 6차원에서 5차원으로 낮아지는 효과를 갖게 된다. 또한 이 과정에서 입자의 자장에 수직인 방향의 속도 성분으로부터 자기 모멘트 즉 $\mu = \frac{mv_{\perp}^2}{2B}$ 가 자연스럽게 도입되는데, 이 양은 앞서 언급한 난류와 같이 비교적 느린 시간척도에서는 불변량으로 취급할 수 있다. 즉 전체적으로 속도 공간에서 2차원에 해당하는 계산량을 경감할 수 있

[Fig. 1] Plasma particle is gyrating around a strong external magnetic field(upper) and is presented rings with a charge by gyrokinetic model(lower)

게 된다.

핵융합 플라즈마 난류 시뮬레이션 분야에서는 이와 같은 gyrokinetic 플라즈마 모델을 사용해서 지난 20여 년 간 눈부신 발전이 이루어졌다. 플라즈마 난류가 자발적으로 만들어 내는 층류에 따른 플라즈마 난류 생장의 억제 및 자기 조직화[2], 이로 인한 플라즈마 난류 및 수송 상태의 급격한 천이 현상, 외부로부터의 유동 유입이 없음에도 플라즈마 난류가 스스로 만들어내는 자발적 플라즈마 유동의 발생 현상[3] 등등, 최근 이루어진 많은 연구들이 gyrokinetic 플라즈마 시뮬레이션으로부터 도움을 받고 있다.

최근 들어서는 앞선 gyrokinetic 시뮬레이션들이 컴퓨팅 용량의 한계로 인해 근사적으로 다룰 수밖에 없었던 부분들을 더욱 정확하게 다루고, 더 나아가서 실제 토카막 장치의 에너지 감금시간 척도까지 시뮬레이션하는 데 많은 노력이 모아지고 있다 [4]. 특히 이와 같은 노력을 통해 만들어진 최신 시뮬레이션 코드들은 보다 사실적인 토카막 장치의 운전조건 등을 고려하여 플라즈마 난류와 수송현상이 일으키는 국소적인 변화는 물론 장치 스케일의 플라즈마 분포가 일으키는 동력학적 변화의 연구에 집중하고 있다.

미래 핵융합 플라즈마 난류의 연구 방향을 예측해 본다면 어떻게 될까? 기존의 연구 방향을 심화하고 더욱 효율적인 슈퍼컴퓨팅 시뮬레이션 기술을 접목하려는 노력이 계속될 것이다. 그리고 기존의 gyrokinetic 플라즈마 난류 모델이 다루지 않는 영역의 현상들, 즉 거시적인 플라즈마의 불안정성을 다루는 MHD 분야, 핵융합 장치를 구

[Fig. 2] Simulation results of restraint phenomenon of turbulent growing up by ITG turbulent and spontaneous flow in tokamak plasma

성하는 재료들과 플라즈마 사이의 상호작용에 의한 효과 그리고 이로 인한 플라즈마 경계 영역의 변화 등을 포괄하는 보다 종합적인 시뮬레이션 노력이 이어질 것으로 전망 된다. 끝으로 이와 같은 시뮬레이션 연구를 통해 얻어진 핵융합 플라즈마 난류와 수송현상의 통합 모델을 핵융합 장치의 설계와 운전 시나리오 개발에 응용하기 위한 노력들 또한 함께 이루어질 것으로 기대된다.

플라즈마 가열과 전류구동 연구

토카막 플라즈마를 가열하고 전류를 구동하는 가장 기본적인 방법은 변압기의 원리를 이용한 Ohmic 가열이다. 토카막은 도넛 형태로 플라즈마를 가두는 장치이고 따라서 전기적 도체인 플라즈마 도넛은 닫혀진 전류 회로를 형성한다고 볼 수 있다. 이 때 플라즈마와 동심원인 외부 코일에 전류를 흘리고 이 전류에 급격한 변화를 주면 변압기와 같이 플라즈마에 2차 전류가 유도되고 이렇게 유도된 전류에 의해서 플라즈마가 가열된다. 이 방법은 모든 중형 이상의 토카막 장치에서 플라즈마 초기 시동 방법으로 행해지고 있다. 이 방법의 가장 큰 문제는 전류의 지속 시간이다. 플라즈마에 계속적으로 한 방향의 전류를 흘려주기 위해서는 외부 코일의 전류를 지속적으로 증가 혹은 감소시켜 주어야 하는데, 다른 말로 전류의 크기가 계속 증가하여야 하기 때문에 현실적으로 불가능하다. 즉 초기 토카막 장치를 기동하고 수 백 초 이내로 유지하는데 적합한 방법이다. 또한 핵융합 발전단계에서는 고성능 플라즈마의 운전 모드(reverse shear & hybrid scenario)에서의 운전이 필요한데, 이러한 운전 모드들은 모두 플라즈

마 내부에 흐르는 전류의 분포를 원하는 모양으로 제어할 하였을 때 가능하다. Ohmic 방법에 의한 전류 구동은 플라즈마의 온도 밀도 분포가 결정되면 전류의 분포 시간 변화는 이들의 함수로 결정되기 때문에 능동적인 전류 분포 제어가 힘들다.

이러한 어려움을 해결하기 위하여 비유도성(non-inductive)가열 방법을 사용하게 된다. 비유도성 가열 방법은 크게 플라즈마 내에 전자기 파동을 전달하여 이 파동을 이용하여 가열하는 것과 높은 에너지의 중성입자를 직접 플라즈마에 주입하여 플라즈마 입자와 충돌시키는 방법으로 나누어 진다. 전자기파의 발진을 이용하는 방법은 또한 그것의 가열 및 전류구동 기작과 주파수에 따라서 ICRF(Ion Cyclotron Range of Frequency), LH(Lower Hybrid), ECRH(Electron Cyclotron Resonance Heating)등의 여러 가지 방법으로 나누어진다. 이러한 분류는 그것이 가지는 물리적인 특성 때문에 자연스럽게 시뮬레이션을 하는 방법까지 결정하게 한다. 현재의 모든 가열과 관련된 시뮬레이션은 단순히 전체적인 가열이나 구동 전류의 총량과 이것들의 공간적 분포에 국한하지 않고 이러한 가열 방법에 의해서 이온과 전자들이 속도 공간에서의 분포가 어떻게 변하는지 계산하는 데로 영역을 넓혀왔다.

우선 NBI 가열 장치의 전산모사는, 하전입자의 궤적을 추적하는 데서부터 시작한다. 하전입자의 운동 궤적은 운동 방정식(drift kinetic equation)을 수치적으로 풀면 해결되지만, 대부분의 어려움은 중성입자와 플라즈마의 가능한 모든 충돌들(충돌 이온화, 전자 교환 이온화, 중성화, 이온-이온, 이온-전자)을 어떻게 기술하여 고속 이온의 속도 분포를 계산하는지에 있다. 특히 고속 이온이 열 이온(thermalized ion)이 되는 과정을 기술하는 Fokker-Planck 방정식을 푸는 방식에 따라 여러 가지 버전의 코드들로 나누어 진다. 가장 유명한 코드는 NUBEAM[5] 코드로 Fokker-Planck 방정식의 충돌 항 및 RF와의 상호작용을 Monte-Carlo 방법으로 구현하였다. 그림 3은 중수소를 연료로 사용한 JET 실험에서의 중성자 검출 실험과 TRANSP 코드[6] 결과의 비교 그림이다. 고속 이온 입자와 ICRF와의 상호 작용을 TRANSP 코드의 부프로그램인 NUBEAM을 통하여 계산하고 이러한 고속 입자에 의해서 발생한 핵융합 결과 물인 중성자의 방출량을 계산과 비교한 것으로 상당히 잘 일치하는 것을 볼 수 있다.

NBI와 달리 나머지 가열 장치들은 모두 RF를 이용한

[Fig. 3] Comparison of neutron detection and simulation result

것들이다. RF의 주파수 범위에 따라서 플라즈마와 상호작용하는 방식이 결정되기 때문에 시뮬레이션에서 고려해야 하는 물리적 대상이 달라진다. 또한 주파수에 따른 파동의 전달 특성이 달라지기 때문에 이에 따라서도 시뮬레이션 방법 또한 달라진다. ICRF는 자기장 안에서의 이온의 선회주파수(gyro-frequency)와 공명을 일으켜 이온을 가열하는 방식으로 대략적인 주파수 범위는 장치에 따라 30 ~ 60 MHz 정도이다. LH의 경우 대략 수 GHz, ECH의 경우 100 GHz 대의 주파수를 사용한다.

RF의 주파수가 높아질 수록 파장은 플라즈마 크기에 비해서 작아지고 점점 광학적인 특성으로 이해하기 쉬워진다. LH 및 ECH의 경우 ray tracing 방법을 주로 사용하게 된다. Ray tracing 방법은 문자 그대로 안테나로부터 방사되는 파동을 빛의 다발로 해석하는 것이다. 플라즈마의 밀도와 온도로부터 파동의 굴절률을 계산하고 각각의 빛살이 어떻게 매질 속으로 진행되는 지를 보는 것이다. TORAY[7], LSC[8]가 ECH 및 LH 분야에서 가장 잘 알려진 ray tracing 코드로 빛살의 진행 궤적뿐만 아니라 모두 CQL3D[9]와 같은 Fokker-Planck 코드와 결합하여 파동이 하전입자의 속도 분포를 어떻게 바꾸는 지도 동시에 계산한다. Ray tracing 코드의 장점은 빠른 계산 속도에 있다. 다만 특정한 wave mode에 대해서 추적하는 것이기 때문에, 파동이 진행하다가 특정 조건(cut off, resonance)을 만났을 때 발생하는 파동 모드 변환을 추적할 수 없다는 단점이 있다. 빠른 계산 속도 때문에, 플라즈마를 종합적으로 전산모사하는 코드의 부프로그램으로 많이 활용된다. 그림 4는 Curran[10] 코드에 의

[Fig. 4] Example of ray tracing simulation in tokamak plasma(from <http://aries.ucsd.edu/~mau/CURRAY/web/>)

한 ICRF wave의 ray tracing 결과를 보여주는 예제이다.

ICRF의 경우 플라즈마에 진행하는 파동의 파장이 LH 나 ECH에 의한 파장보다 훨씬 크기 때문에 보통, full wave code를 사용하게 된다. Full wave code는 계산하고자 하는 2차원 혹은 3차원 영역을 유한차분(FDM, Finite Difference Method) 혹은 유한요소(FEM, Finite Element Method) 방법으로 Maxwell 방정식을 푸는 것이다. 다른 모든 가열 장치의 전산모사와 마찬가지로 하전입자의 속도분포 함수도 같이 계산한다. Maxwell 방정식은 플라즈마를 단순 매질로 생각할 경우 전자기장에 대한 선형 방정식이기 때문에 full wave code의 계산에서는 파동 방정식을 선형 조합을 할 수 있는 여러 모드로 쪼개어 계산한 다음 마지막에 합치는 방법을 많이 사용한다. 그러나 전자기 파동에 의해서 가열된 하전입자의 속도공간 분포가 변하게 되면 플라즈마가 전자기파에 반응하는 방식에도 변화가 오기 때문에 근본적으로는 비선형적인 문제이다. 보통 하전입자의 속도공간 분포가 주어졌을 경우의 플라즈마 반응을 이용하여 전자기 파동을 계산하고, 이렇게 계산된 전자기 파동에 의한 하전입자의 속도공간 분포를 다시 계산하는 방식을 반복한다. ICRF에 의한 fast wave의 파장은 수 십 센티미터 정도이기 때문에 격자의 크기가 그다지 크지 않아도 된다. 그러나 플라즈마 내에 존재하는 이온 사이클로트론 공명(ion cyclotron resonance) 과 이온-이온 혼성 공명(ion-ion hybrid resonance), fast wave cut off 와 같은 지점에서의 모

[Fig. 5] Example of TORIC ICRF simulation for D-3He-H(21%-23%-33%) mixed plasma in Alcator C-Mod device

드 변환과 공명 흡수를 고려하기 위해서는 어느 정도 미세한 격자가 요구된다. ICRF를 계산하는 전산코드는 현재 TORIC[11] 과 AORSA[12] 이 가장 널리 사용되고 알려져 있다. 그림 5는 Alcator C-Mod 장치에서 혼합 가스를 사용하여 플라즈마 내에 이온 사이클로트론 공명과 이온-이온 혼성 공명이 공존할 경우의 fast wave가 slow wave 및 IBW(ion Bernstein wave)로 모드 변환을 일으키는 것을 TORIC 코드를 이용하여 계산한 예제이다. 큰 규모의 파동과 중심 부근에서의 매우 미세한 파동의 형태를 동시에 보여주고 있다. Full wave code의 단점과 장점은 정확히 ray tracing 방법의 반대이다. 컴퓨터의 고성능화와 병렬 계산 기법의 발달로 빠른 계산이 필요하지 않는 경우, ray tracing의 영역이었던 LH 및 ECH의 전산 모사도 full wave simulation 기법으로 계산하기도 한다. 모드 변환을 계산할 수 없는 ray tracing의 한계로 인해서 ITER(international Thermonuclear Engineering Reactor) 나 DEMO 와 같이 고밀도의 플라즈마에서는 ray tracing 방법이 적절치 않다는 보고도 있기 때문에 앞으로 이러한 고밀도 플라즈마에 대한 full wave simulation 기법과 ray tracing 결과의 비교 분석이 필요하다. 그림 6은 LH 파동을 full wave code인 TORIC 코드에 미세 격자를 적용하여 계산한 예제이다. 그림에서 보는 것처럼 빛살의 진행 모습이 완벽히 재현해 내는 것을 볼 수 있다.

현재 NFRI(National Fusion Research Institute)에

서는 NBI, ICRF, LH, ECH 등의 가열 장치들을 이용하여 플라즈마를 가열하고 전류를 구동하는 실험을 진행해 오고 있다. 이러한 연구의 물리적 이해를 위해서 여러 가지 전산모사 코드를 활용하고 있으며 앞에서 언급하였던 TORIC, LSC, TORAY, NUBEAM들도 함께 운용하여 연구에 도움을 받고 있다.

경계영역 및 디버터 플라즈마 연구

토카막 내부의 자장구조는 하전입자를 가두기 위해 도넛 형태의 폐자속면(closed magnetic flux surface)을 이루고 있다. 반면에, 최외각폐자속면(last closed flux surface)과 내벽사이에는 열린 구조의 자속면들이 존재하도록 만들어, 디버터라는 장치에 닿게 만든다. 이렇게 하면, 최외각 폐자속면을 빠져나온 하전입자들은 내벽을 치는 대신, 열린 자속면을 따라 이동해 디버터를 치게 된다. 따라서, 디버터를 통하여 토카막 노심에서 빠져나온 입자와 열속을 처리할 수 있게 되는데, 보통 디버터를 이루는 물질은 열속에 매우 강한 탄소계 재료나 텅스텐으로 만들어진다. 경계영역은 이처럼 폐자속면과 열린 자속면을 함께 아우르는 매우 좁은 영역을 가리키며, ITER의 기본 운전모드인 H-모드에서는 이 영역내의 플라즈마 밀도 및 온도분포가 보통 반경방향으로 급격한 경사를 보이게 된다(그림 7). H-모드에서는 이러한 밀도 및 온도 구배로 인하여 ELM(Edge Localized Mode)이라 불리는 고유의 경계영역 불안정성을 내재하고 있는데, ELM에 의해 순간적으로 높은 입자-열속이 디버터에 가해지게 되

므로 디버터를 포함한 플라즈마 대향장치(plasma facing components)의 수명을 제한하는 결정적 요인으로 작용하게 된다. 현재 디버터가 견딜 수 있는 최고 열속은 정상상태의 경우 5 MW/m^2 , ELM이 발생하여 순간적으로 강한 열속이 입사되는 경우 20 MW/m^2 정도이다. 이를 해결하기 위해 다양한 ELM 제어 기법이 연구되어 왔으며, KSTAR에서는 SMBI(Super-sonic Molecular Beam Injection), RMP(Resonant Magnetic Perturbation) 등을 이용한 ELM 억제 연구를 진행하여 괄목한 만한 성과를 도출해 오고 있다[13].

경계영역의 ELM현상에 의한 비선형 불안정성 및 그에 의해 디버터에 가해지는 입자-열속을 예측하기 위하여, 본 연구소에서는 미국 PPPL 및 LLNL 에서 각각 개발된 M3D, BOUT++ 자기유체역학(magneto-hydrodynamics) 시뮬레이션 코드들을 도입하여 KSTAR 플라즈마의 경계영역 불안정성 연구에 활용해 왔다. M3D와 BOUT++는 플라즈마 밀도, 온도, 유량, 자기장을 기술하는 비선형 자기유체역학적 방정식을 토카막 구조하에서 시간에 따라 수치적으로 계산해주는 코드로서, DIII-D와 같은 해외의 토카막 장치들에서 실험해석 모델링 코드로 활발히 사용되고 있다. 그림 8은 작은 알갱이(pellet)을 토카막내에 입사시켰을때, ELM이 야기되는 과정을 KSTAR 플라즈마 하에서 M3D코드를 사용해서 전산모사한 결과이다. 그림 7에서 알 수 있는 바와 같이 토카막 바깥쪽에서 pellet에 의해 발생한 섭동으로 인해 ELM이 생기고, 그에 의하여 공간적으로 밀도 재분배가 일어나게 됨을 잘 알 수 있다. 또한, RMP에 의한 ELM 억제에 대한 기본적인 물리적 기작을 이해하기 위하여, RMP를 가했을때의 ELM 특성변화에 대한 비선형 시뮬레이션을 수행할 계획으로 있다.

KSTAR플라즈마의 경계영역에 대한 수송 시뮬레이션을 위해서는 SOLPS 코드를 도입하여 활용해 오고 있다. SOLPS 코드는 ASDEX-Upgrade, C-Mod와 같은 외국 토카막 장치에서 경계영역 및 디버터 실험 해석 모델링 코드로 사용되고 있는데, 밀도, 유량, 온도를 기술하는 유체방정식들을 수치적으로 풀어, 특히 2D 토카막 단면상에서의 밀도, 온도 분포등의 정보를 제공해 준다. 그림 9는 SOLPS코드를 사용하여 KSTAR 조건에서 얻어진 디버터에서의 입자 선속 분포와 실제 실험에서 탐침(probe)으로 구한 선속 분포를 서로 비교한 것이다. 그림에서 알 수 있는 바와 같이 실제 실험에서 얻은 입자 선속의 최대

[Fig. 6] TORIC full wave LH simulation for Alcator C-mod tokamak

[Fig. 7] Electron temperature profile obtained from the Thomson diagnostics in KSTAR tokamak. Red points and the corresponding fitting curve corresponds to the H-mode case.

[Fig. 8] M3D simulation of pellet induced ELM and change of density in time.

치가 SOLPS 코드에서 구한 것에 비해, 약 2배 정도 크게 나옴을 알 수 있다. 이는 SOLPS 코드내에 실제 실험적으로 중요한 물리 효과(예) 표류운동)가 반영되지 않았기 때문으로 추정되는데, 향후 더욱 정량적인 비교 분석을 통해 그 원인을 이해하고자 계획하고 있다. 또한, 최근에는 유체방정식을 통한 경계 영역 수송현상 기술의 한계점이 인식되어, 운동론적 현상에 바탕하고 보다 근본적인 gyrokinetic 시뮬레이션을 통한 경계영역 수송현상 모델링 연구가 시도 되고 있다. 그러한 한 예로, 그림 10은 XGC1 gyrokinetic 시뮬레이션을 통해 구한 플라즈마 밀도 섭동 분포를 보여준다[14].

경계영역 및 디버터에 대한 시뮬레이션 연구는 상기한 코드들 외에도 다양한 다른 코드들이 존재하며, 서로 벤치마킹 및 실험과의 비교 분석을 통해 검증하는 단계에 있다. 최종적으로는 노심 부분 수송코드와의 결합을 통해 통합수송모듈을 개발하는 단계로 발전되어야 하며, 본 연구소에서도 자체적으로 통합 시뮬레이터 개발에 대한 연구를 진행해 오고 있다.

[Fig. 9] Divertor particle flux profile obtained by SOLPS code and probe.

통합 운전 시나리오 모델링 및 전산모사

1982년 독일 막스플랑크플라즈마물리연구소의 ASDEX Upgrade 토카막 장치에서 발견된 H mode(High confinement mode)는 기존 토카막에서 얻어진 플라즈마 성능을 두 배 이상 향상시킴으로써 토카막 플라즈마 물리 연구에 획기적인 전기를 마련하였다. H mode는 기존 L mode(Low confinement mode)에 비해 플라즈마 가장자리 영역에서 플라즈마 난류현상이 줄어들거나 사라지면서 플라즈마 압력이 급증하는 형태를 보인다. 이러한 H mode의 특성을 응용하여 플라즈마 중심부 영역에서도 플라즈마 난류를 약화시켜서 플라즈마 압력을 높이는 연구가 1990년 대 중반부터 진행되어 왔다. 이러한 현상을 ITB(internal transport barrier)라 명명하는데 이는 플라즈마 내부에 난류가 줄어들어 따라 수송장벽이 형성되어 플라즈마 에너지가 바깥으로 수송되어 나가는 것을 막아준다는 것을 의미한다. ITB는 토카막 장치들에서 얻어진 실험과 모델링을 통해서 토카막 플라즈마 내부의 전류 분포 형태에 매우 민감하게 반응한다는 것이 밝혀졌다. 예를 들어 플라즈마 전류분포의 최대값이 플라즈마 중심에서 바깥쪽으로 이동할 경우 전류분포의 최대값이 존재하는 영역 부근에서 ITB가 주로 형성됨이 실험을 통해 발견되었다. 한편 2000년 대 초반에는 플라즈마 중심부의 플라즈마 전류분포를 평평하게 만들면 ITB와 근접한 플라즈마 성능을 얻을 수 있음이 실험으로 발견되었다. 이러한 다양한 플라즈마 regime의 발견은 동일한 플라즈마 실험 조건에서도 플라즈마 전류 파형, 가열시간 및 여러 가지 가열 장치의 조합 등을 다르게 함으로써 전혀 다른 플라즈마를 얻을 수 있음을 시사한다. 이처럼, 토카막 플라즈마의 전류, 자기장, 형상, 밀도, 가열 및 전류구동 파워와 입사 지점 등을 시간에 따라 적절히 변화시켜 줌

으로써 플라스마 성능을 조절하는 것을 토카막 플라스마 운전 시나리오라고 한다. 이와 같은 토카막 플라스마 운전 시나리오는 현재까지 장치에 의존하지 않고 재현이 가능함이 밝혀졌고, 대규모 토카막 장치인 ITER에서도 동일하게 재현될 수 있을 것으로 전망되고 있다. 향후 실증로 및 상용핵융합플랜트에서는 제한된 숫자의 플라스마 운전 시나리오를 설계하여 운전하게 될 것으로 전망된다. 따라서 여기에 적용될 운전 시나리오는 핵융합 반응을 안정적이면서 장시간 유지할 수 있도록 최적화되어야 한다. KSTAR 장치는 AT(Advanced Tokamak) mode라는 실증로에 사용 가능한 고성능 운전 시나리오 개발을 장치 운전의 궁극적인 목표 중 하나로 삼고 있으며, ITER는 중수소-삼중수소를 이용한 운전 시나리오 개발 연구를 주목표로 삼고 있다.

이러한 운전 시나리오를 모델링·전산모사하기 위해서는 다양한 플라스마 현상을 통합적으로 고려하여야 한다. 연료 주입에 따른 플라스마 밀도 변화, 가열에 따른 플라스마 온도 변화, 전류 구동에 따른 플라스마 전류 변화, 운동량 구동에 따른 플라스마 운동량 변화 등 다양한 플라스마 가열, 운동량 및 전류 구동과 수송 현상, 그리고 이를 통해 결정되는 플라스마 압력, 전류, 자기장의 균형에 의한 플라스마 평형과 안정성 등이 자기 만족적(self-consistent)이면서 통합적으로 모델화되어야 한다. 이를 위해서는 플라스마 개별 현상을 기술할 수 있는 모델들을 유기적으로 결합하여야 하고, 각 플라스마 현상이 가진 시간 및 공간 척도를 반영하여 전산모사를 수행해야 한다. 플라스마가 발생한 후부터 소멸될 때 까지 일련의 과정을 시간에 따라 전산모사 하되 대상 토카막 장치의 플라스마의 전류, 자기장, 형상, 밀도, 가열 및 전류구동 파워와 입사 조건 등 실질적인 공학적인 조건을 반영하여 수행하게 된다. 따라서 이를 통합 운전 시나리오 모델링·전산모사라고 한다.

정확한 모델링 및 전산모사를 위해서는 다양한 각각의 플라스마 현상을 정확하게 기술할 수 있는 전산 코드 및 모듈들과, 이들이 서로 유기적으로 연계될 수 있도록 다양한 인터페이스 그리고 데이터를 효율적으로 주고 받을 수 있도록 하는 플랫폼이 구비되어야 한다. 최근에는 코드 간 복잡성과 계산 시간 차이를 고려하여 병렬계산을 수행하고 있으며 케플러를 이용한 플랫폼이 개발되고 있다. ITER를 넘어 상용로로 갈수록 플라스마 시간 및 공간 척도 범위가 증가하고 운전 시간이 길어짐에 따라 ASTRA,

[Fig. 10] Plasma density fluctuation obtained from the gyrokinetic code XGC1.

CRONOS, JINTRAC, FASTRAN, TASK, TOPICS, TSC/TRANSP 등 유체 기반 수송 코드가 통합 모델링의 중심부 역할을 하고 있으며 ITER의 주요 물리 현안을 다루는 ITPA(International Tokamak Physics Activity) 그룹을 중심으로 동일한 플라스마 현상에 대해 개발된 다양한 코드 및 모듈들을 상호 비교하고, 실험을 통해 검증하는 작업을 수행하고 있다.

국내에서는 국가핵융합연구소를 중심으로 진행되고 있는 핵융합시뮬레이터 개발의 일환으로 서울대학교 원자핵공학과에서 주로 통합 운전 시나리오 모델링 및 전산모사를 수행하고 있다. 이를 위해 노심 플라스마 통합 시뮬레이터인 TRIASSIC(Tokamak Reactor Integrated Automated System for Simulation and Computation)을 개발 및 확장하여 KSTAR를 비롯하여 ITER, 실증로의 운전 시나리오 모델링에 이용하고 있으며 KSTAR와 실증로의 가열, 전류 및 운동량 구동 장치의 성능향상과 개발에도 각각 활용하고 있다.

맺는 말

이 글에서 우리는 국가핵융합연구소를 중심으로 우리나라에서 진행되는 핵융합 플라스마 물리의 시뮬레이션을 이용한 연구 진행상황과 현재 세계적인 이슈가 되는 점

[Fig. 11] Operation scenario for ITER burning plasma (from ITER Physics Basis Chapter 8: Plasma operation and control, Nuclear Fusion 39 2578(1999))

[Fig. 12] A result of integrated simulation for AT operation scenario of KSTAR : total plasma current (total), total non-inductively driven plasma current (total NI), bootstrap current (bootstrap), Lower hybrid driven current (LHCD), neutral beam driven current (NBCD) (left). Total heating power (Total), Lower hybrid heating power (LH), neutral beam heating power (NB) (right). (from Yong-Su Na et al, Nuclear Fusion 49 115018(2009))

들을 간략히 살펴보았다. 현재 이 분야의 제일의 큰 목표는 통합 시뮬레이터를 개발하고자 하는 점이다. 이를 통해 토카막 플라즈마의 여러 다양한 측면을 한꺼번에 이해하고자 한다. 이는 앞으로 토카막 실험 장치의 실험 결과를 분석하고 예측하는 데 크게 도움이 될 것이다. 또한 앞으로 지을 다른 장치들의 효율적인 설계에도 사용될 수 있을 것이다. 나아가 이 시뮬레이터는 핵융합 발전소 전체를 총괄 분석하고 설계할 수 있는 총괄 통합 시뮬레이터 중 핵심 코드 역할을 하게 될 것이다.

References

- [1] A.J. Brizard, and T.S. Hahm, Rev. Mod. Phys. 79, 421(2007)
- [2] Z. Lin et al, Science 281, 556(1998)
- [3] P. Diamond et al, Phys. Plasmas 15, 012303(2008)
- [4] Y. Idomura, Phys. Plasmas 21, 022517(2014)
- [5] A. Pankin, D. McCune, R. Andre, G. Bateman, and A. Kritz, Comput. Phys. Commun. 159, 157(2004)
- [6] <http://w3.pppl.gov/transp/>
- [7] <http://w3.pppl.gov/ntcc/TORAY/README>
- [8] D. W. Ignat, E.J. Valeo, and S.C. Jardin, Nucl. Fusion 34, 837-852
- [9] R. W. Harvey and M. G. McCoy, General Atomic Report GA-A20978(1992)
- [10] <http://aries.ucsd.edu/~mau/CURRAY/web/>
- [11] Brambilla, Plasma Phys. Controlled Fusion 44, 2423(2002)
- [12] <http://www.csm.ornl.gov/~shelton/fusion.html>
- [13] Y.M. Jeon et al., Phys. Rev. Lett. 109, 035004(2012)
- [14] C.S. Chang et al., 2014 KSTAR conference.