

Energetyka termojądrowa (2)

Abstract

In the modern world more and more dominated by information technologies more and more computer applications come out what makes work or rather telework easier for the modern society – information society. This article brings you closer to understanding selected technologies of the information society which support computer modeling and simulation and telework. The article presents operation system tsibuntu dedicated to modeling and simulation, its main elements and place in the modeling and simulation platform LabTSI™. Furthermore it introduces issues of parallel virtual machines or computing clouds, describes devices enabling telework, management of the content up to date and technologies and methods which enable modeling and processing the knowledge. You can know there possibilities of using the Internet for free because it is difficult to imagine telework without it.

Andrzej Gałkowski

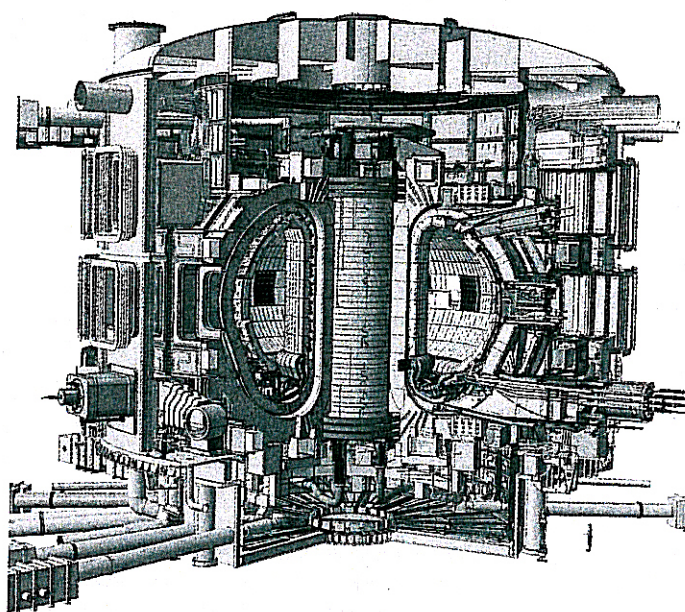
Instytut Fizyki Plazmy i Laserowej Mikrosyntezy,
Warsaw, Poland
e-mail: andrzej.galkowski@ifpilm.pl

ITER – REAKTOR TERMOJĄDROWY NASTĘPNEJ GENERACJI

21 listopada 2006 r. w Paryżu podpisano porozumienie dotyczące projektu ITER – budowy i eksploatacji eksperymentalnego reaktora termojądrowego kolejnej generacji. Udziałowcami tego projektu są Unia Europejska, Japonia, Stany Zjednoczone, Rosja, Chiny, Indie i Korea. Tych siedmiu partnerów zdecydowało, że ITER zostanie zbudowany w Cadarache, małej miejscowości na południu Francji, w pobliżu Aix-en-Provence. Urządzenie będzie kolejnym krokiem na drodze do opanowania nowego źródła energii użytecznej – fuzji (syntezy) lekkich jąder. ITER będzie tokamakiem dwa razy większym niż JET, jeśli brać pod uwagę wymiary liniowe (kubatura będzie 10 razy większa).

Podstawowe parametry ITER-a:

- duży promień – 6,2 m;
- mały promień – 2 m;
- objętość komory – 840 m³;
- natężenie prądu w plazmie – 15 MA;
- indukcja magnetyczna – 5,3 T;
- koncentracja plazmy – 10²⁰ m⁻³;
- czas trwania wyładowania – 500 s w trybie impulsowym i 1000 s w trybie quasi-ciągłym;
- moc urządzeń nagrzewających plazmę (falami elektromagnetycznymi o częstotliwości 50 MHz i 170 GHz oraz wiązkami cząstek) – 75 MW;
- temperatura plazmy – 120 MK;
- moc wytwarzana (w reakcji syntezy) – 500-700 MW;
- współczynnik wzmocnienia (moc syntezy/moc nagrzewania) – 10 w trybie impulsowym i 5 w trybie quasi-ciągłym;
- średnie obciążenie powierzchni tokamaka wskutek promieniowania neutronowego – 0,5 MW/m².



Schemat tokamaka ITER (źródło F4E, www.fusionforenergy.europa.eu.)

Celem projektu ITER jest zademonstrowanie naukowej i technicznej realności fuzji jądrowej jako podstawy energetyki termojądrowej. Urządzenie powinno osiągnąć stan intensywnego spalania paliwa deuterowo-trytowego ze współczynnikiem wzmocnienia równym co najmniej 10 w warunkach pracy impulsowej (indukcyjne wzbudzenie prądu w plazmie) oraz stan quasi-stacjonarny z nieindukcyjnym wzbudzeniem prądu i współczynnikiem wzmocnienia równym 5. Nie wyklucza się osiągnięcia stanu zapłonu. Z technicznego punktu widzenia przetestowane zostaną elementy reaktora, w tym cewki nadprzewodnikowe, układy zdalnej obsługi oraz odprowadzania energii i masy („popiołu” helowego) z przestrzeni reaktora. Ze względu na dużą moc ogromną rolę odegrają te elementy, które będą odpowiedzialne za przenoszenie dużych strumieni ciepła. Obecność trytu (i radiacyjnie aktywowanych elementów konstrukcyjnych reaktora) wymusza zastosowanie – po raz pierwszy na taką skalę – zautomatyzowanych systemów obsługi urządzenia. W Europie uruchomiony jest jeden tokamak z cewkami wykonanymi z materiałów

nadprzewodzących (Tore Supra w Cadarache, Francja). Trzy inne tokamaki badające stany quasi-stacjonarne w urządzeniach z cewkami nadprzewodnikowymi zostały zbudowane w ostatnim czasie w krajach azjatyckich (JT-60SA w Japonii, SST-1 w Indiach, EAST w Chinach i KSTAR w Korei).

Najbardziej istotne jest to, że ITER będzie miał moduł płaszcz (ang. *blanket*), żaden inny tokamak nie ma tego elementu konstrukcyjnego. W płaszczu (warstwie otaczającej plazmę) neutrony są termalizowane oraz reagują z litem i wytwarzają tryt. Rozważane są dwie koncepcje płaszczu, w obu jest on chłodzony helem. Pierwsza koncepcja zakłada zastosowanie ciekłego litu i ołowiu do wytwarzania trytu (lit) i powielania neutronów (ołów), w drugiej wykorzystany będzie lit w postaci materiałów ceramicznych (do wytwarzania trytu) oraz beryl (do powielania neutronów). W bardziej zaawansowanych projektach rozważa się zastosowanie wody do chłodzenia płaszczu (jeśli jego temperatura będzie dostatecznie niska, tzn. ok. 300°C).

Innym ważnym elementem ITER-a będzie bardzo skomplikowana (i droga) część zwana dywertorem. Dywertor służy do odprowadzania „popiołu”, czyli helu, oraz kontroluje poziom domieszek w plazmie, pochodzących ze ścian komory. W ITER-ze po raz pierwszy zbadana zostanie wydajność usuwania popiołu helowego z komory reaktora.

ITER będzie pierwszym tokamakiem, który osiągnie stan plazmy gorejącej (ang. *burning plasma*), tj. stan, w którym będą zachodzić intensywne reakcje fuzji jąder. W wyniku tego plazma będzie podgrzewana dzięki energii przekazywanej do niej przez drugi produkt reakcji – cząstki α , które są naładowane i nie opuszczają plazmy tak łatwo jak neutrony.

W ITER-ze będą też przetestowane, w warunkach plazmy gorejącej, materiały pierwszej ściany reaktora, które będą musiały wytrzymać przez wiele lat temperaturę sięgającą nawet 1000°C. W obecnie działających tokamakach materiałem tym jest głównie węgiel (w postaci kompozytów z włókien węglowych CFC, ang. *Carbon Fibre Composites*), ale także molibden i wolfram. Węgiel ma tę zaletę, że jest odporny na wysokie temperatury (nie topi się), ma jednak tę wadę, że reaguje chemicznie z izotopami wodoru, co prowadzi do erozji ściany i – co jest bardziej niebezpieczne – zatrzymywania trytu w materiale ściany. Z tego powodu dla ITER-a przewidziany jest beryl jako materiał na pokrycie pierwszej ściany. Beryl ma małą liczbę porządkową, nie wiąże się z trytem i skutecznie usuwa tlen z komory tokamaka. W celu wstępnego przetestowania tej koncepcji w tokamaku JET została zainstalowana ściana berylowa. W najbardziej narażonych obszarach ściany reaktora, przede wszystkim w obszarze dywertora, wykorzystany będzie wolfram i kompozyty CFC.

Oddzielnym problemem jest materiał konstrukcyjny przyszłej elektrowni. Chodzi tu o wytrzymałość na intensywne strumienie neutronów o energii 14 MeV, które przez wiele lat będą obciążały konstrukcję reaktora. W tej chwili nie istnieje urządzenie,

w którym można by przeprowadzić charakteryzację materiałów konstrukcyjnych. Rozważa się budowę takiego urządzenia (projekt IFMIF – ang. *International Fusion Materials Irradiation Facility*), ale jest to ciągle w fazie studiów koncepcyjnych. Jako materiały konstrukcyjne rozważa się stale o niskiej podatności na aktywację (stal Eurofer, stale ODS RAFM – ang. *Oxide Dispersion Strengthened Reduced Activation Ferrite Martensitic*). W dalszej perspektywie brane są pod uwagę stopy wanadu (V-Cr-Ti), wolfram i ceramiki SiC/SiC_p.

Materiały specjalne to materiały do powielania neutronów (Be, BeTi, BeV, Pb), wytwarzania trytu (Li, Pb-Li, LiTi) oraz budowy cewek nadprzewodnikowych (NbTi, NbSn, HTS – ang. *High Temperature Superconductors*).

REAKTOR DEMO

W dalszej perspektywie rozpatrywany jest scenariusz, opracowany w Wielkiej Brytanii z udziałem naukowców z innych krajów Wspólnoty Euratom, nazywany szybką ścieżką. Punktem wyjścia jest konstatacja, iż światowe wydatki (ze środków publicznych) na cele badawczo-rozwojowe w dziedzinie energii zmalały o 50% od 1980 r. i teraz utrzymują się na poziomie niespełna 0,3% z 4 bln euro światowego rynku energetycznego rocznie. W UE na te badania wydaje się 0,04% PKB (w USA 0,05%, w Japonii 0,24%). Także źródła prywatne (głównie w USA, firma General Atomics jest przykładem) są mniej skore do wydawania pieniędzy na ten cel. Trzeba więc nadrobić zaległości i nadać tym pracom odpowiedni impet, jeśli fuzja termojądrowa ma dostarczyć energię elektryczną do sieci jeszcze w tym wieku.

Scenariusz szybkiej ścieżki zakłada, że budowa prototypowej elektrowni DEMO zacznie się jeszcze przed zakończeniem misji ITER-a.

Przewiduje się, że prąd z prototypowej elektrowni termojądrowej popłynie po raz pierwszy w dekadzie 2040-50, a w drugiej połowie XXI w. nastąpi komercjalizacja energetyki termojądrowej. To oznacza, że ta gałąź energetyki pojawi się na rynku dokładnie wtedy, gdy będzie konieczne zastąpienie malejących zasobów paliw kopalnych innymi źródłami użytecznej energii. Fuzja jądrowa odegra zapewne znaczącą rolę w pakiecie energetycznym, w którym będzie także energia jądrowa z rozszczepienia, energia słoneczna oraz inne formy energii odnawialnej. Główne potęgi ekonomiczne świata pracują nad strategiami osiągnięcia tego celu.

BADANIA SYNTEZY

TERMOJĄDROWEJ W PLAZMIE UTRZYMYWANEJ INERCYJNIE

Alternatywą metody z magnetycznym utrzymaniem plazmy (MCF – ang. *Magnetic Confinement Fusion*) jest metoda

z inercyjnym utrzymaniem plazmy (IFE – ang. *Inertial Fusion Energy*). W metodzie IFE konieczne jest zagęszczenie paliwa termojądrowego do gęstości będących wielokrotnością (rzędu 1000) gęstości ciała stałego oraz, tak jak w metodzie MCF, podgrzanie paliwa do temperatury zapłonu. Oba te cele można osiągnąć za pomocą laserów dużej mocy.

Niedawno uruchomiony został układ National Ignition Facility (NIF) w Livermore (USA) o energii lasera ~2 MJ. W Bordeaux budowany jest układ LMJ także o energii lasera ~2 MJ, którego uruchomienie planowane jest na 2013 r. Przewiduje się, że w ciągu najbliższych 2 lat na urządzeniu NIF zostanie zademonstrowana fuzja ze wzmocnieniem energii $Q \sim 10$.

Koncepcją, która stwarza nadzieję na osiągnięcie zapłonu za pomocą laserów o mniejszej energii, jest koncepcja szybkiego zapłonu (FIF – ang. *Fast Ignition Fusion*), zaproponowana w połowie lat 90. w USA. Istotą tej koncepcji jest rozdzielenie kompresji i nagrzania. Tarcza z paliwem komprimowana jest wstępnie do gęstości ok. 100 razy większej od gęstości ciała stałego, do czego potrzebny jest laser o mniejszej mocy (5–10 razy mniejszej w porównaniu z koncepcją tradycyjną), a następnie gwałtownie (w czasie rzędu 10–30 ps) podgrzana intensywnym impulsem energii w postaci strumienia cząstek lub fotonów.

Gwałtowny rozwój badań fuzji inercyjnej z szybkim zapłonem zaowocował w Europie uruchomieniem międzynarodowego projektu dotyczącego fuzji inercyjnej o nazwie HiPER (od ang. *High Power Laser Energy Research Facility*). Projekt ten w 2006 r. został umieszczony na tzw. europejskiej mapie drogowej dotyczącej infrastruktury badawczej, a w 2011 r. zakończyła się trzyletnia faza przygotowawcza tego projektu, w której uczestniczy ponad 30 laboratoriów naukowych z 9 krajów UE oraz z Rosji, USA, Kanady, Chin, Japonii i Korei Południowej. Polskę w tym projekcie reprezentuje Instytut Fizyki Plazmy i Laserowej Mikrosyntezy.

Głównym celem projektu HiPER jest zbudowanie laserowej infrastruktury badawczej na potrzeby badań fuzji inercyjnej w wersji szybkiego zapłonu oraz zademonstrowanie wysokiej efektywności tej metody, zapewniającej uzyskanie wzmocnienia energii rzędu 50–100. Projekt ten, jako jedyny w świecie, zakłada wykorzystanie do tego celu laserów pracujących z dużą częstotliwością repetycji (5–10 Hz), wymaganą dla reaktora termojądrowego. Badania naukowe realizowane i planowane w ramach projektu HiPER są skoncentrowane na fuzji laserowej, ale obejmują również badania podstawowe z innych dziedzin, a także prace związane z rozwojem technologii i technik niezbędnych do zbudowania urządzenia HiPER, przede wszystkim technik laserowych.

FUZJA JĄDROWA? TAK!

Fuzja jądrowa jest technologią atrakcyjną z punktu widzenia potrzeb ludzkości.

Paliwo jest powszechnie dostępne. Pierwotnym paliwem w elektrowni termojądrowej jest deuter i lit. 70% powierzchni Ziemi pokrywają morza, 30% – lądy. W wodzie morskiej są zasoby deuteru, które wystarczą na miliony lat (w każdym litrze wody jest około 0,033 g deuteru). Zasoby litu w skorupie ziemskiej są oceniane na 9,5 mln t. Gdyby całość tych zasobów była wykorzystana w elektrowniach fuzji jądrowej przez 1000 lat, dałoby to 10 kWh/dzień/osobę (zakładając populację Ziemi na poziomie 6 mld). Zbiornikiem litu jest też woda morska, w której lit występuje w ilości 0,17 cząstek na milion. Wydobycie 1 g litu z wody wymaga energii 2,5 kWh. Zakładając, że z 1 g litu otrzyma się 2300 kWh energii zasobów litu w oceanach wystarczy na dłużej niż milion lat. (Dane te i obliczenia pochodzą z książki Davida MacKaya, *Sustainable energy – without the hot air*, Cambridge, 2009). Tryt, który razem z deuterem jest właściwym paliwem, będzie produkowany w reaktorze w wyniku reakcji jądrowej neutronów z litem.

Bardzo małe oddziaływanie na środowisko naturalne (nie ma emisji CO₂). W UE 78% emisji gazów cieplarnianych (tlenki węgla i azotu) pochodzi z technologii związanych z energetyką. Elektrownia wytwarzająca 7 mld kWh energii potrzebuje 3 miliony ton węgla i emituje 11 mln t CO₂ rocznie. Elektrownia termojądrowa o tej samej mocy będzie potrzebowała 100 kg deuteru i 3 tony litu rocznie, nie wytwarzając przy tym gazów cieplarnianych.

Elektrownia termojądrowa jest inherentnie bezpieczna, bez możliwości rozwoju reakcji łańcuchowej i stopienia rdzenia. Wynika to z tego, że w objętości komory spalania (rzędu 1000 m³) jest w każdym momencie niewielka ilość paliwa deuterowo-trytowego (rzędu 1,5 g). Reaktor termojądrowy jest palnikiem, do którego paliwo dostarczane będzie w sposób ciągły. Jakakolwiek awaria spowoduje ochłodzenie plazmy i zatrzymanie reakcji (nie jest możliwy niekontrolowany rozwój sytuacji). Pierwotne paliwo, zarówno deuter jak i lit, nie są radioaktywne. Tryt jest radioaktywny, ale rozpada się bardzo szybko (z okresem połowicznego rozpadu równym 12,6 lat), emitując elektrony o niskiej energii. Tryt będzie wytwarzany w samej elektrowni, z tym że dla ITER-a przewiduje się dostawę trytu pochodzącego z reaktorów rozszczepialnych typu CANDU (ITER nie będzie samowystarczalny pod tym względem).

W wyniku bieżącej eksploatacji elektrowni nie będą powstawały radioaktywne odpady. Neutrony pochodzące z reakcji fuzji jądrowej będą oddziaływać z materiałami konstrukcji reaktora, powodując wtórną radioaktywność, jednak jest możliwość takiego wyboru tych materiałów, że złom, który trzeba będzie składować po zakończeniu cyklu eksploatacji elektrowni (30 lat i więcej), będzie mógł być poddany recyklingowi po okresie krótszym niż 100 lat. W wypadku ITER-a, który nie będzie jeszcze elektrownią pracującą w sposób ciągły, materiałami strukturalnymi będą konwencjonalne stale używane w technologiach nuklearnych.