

# Od JET-a do ITER-a\*

## Ważny krok na drodze do energii taniej, bezpiecznej i przyjaznej środowisku

Andrzej Gałkowski

*Instytut Fizyki Plazmy i Laserowej Mikrosyntezy, Warszawa*

---

From JET to ITER: an important step in the process of achieving cheap, safe, and environmentally-friendly energy

*Abstract:* In our world where energy demand increases each year and with an urgent need to decrease emission of greenhouse gases into the atmosphere, fusion seems to be a significant option of future energy sources. The article gives a short historical overview of studies from early 1950s until now in the matter of harnessing energy from fusion for the use on earth. The greatest emphasis is put on the latest, highly specialized, detailed researches, which are carried out simultaneously in two ways. The first one is to broadly examine the fusion process: problems with obtaining and maintaining plasma, its instabilities, and confinement as well as to analyse final fusion products, dealing with particle exhaust. It is mostly based on the results from JET. The second one is to test materials to be used in tokamaks as they must fulfill high demands of temperature and pressure, show a low level of chemical and nuclear reactivity and an ability to withstand high neutron fluxes. Finally, the article presents plans for the future fusion power research.

---

### Wprowadzenie

21 listopada 2006 r. zostało w Paryżu podpisane porozumienie dotyczące przedsięwzięcia ITER – budowy i eksploatacji eksperymentalnego reaktora termojądrowego kolejnej generacji. Udziałowcami tego projektu są: Unia Europejska, Japonia, Stany Zjednoczone, Rosja, Chiny, Indie i Korea Płd. Tych siedmiu partnerów zdecydowało, że ITER będzie budowany w Cadarache, małej miejscowości na południu Francji, w pobliżu Aix-en-Provence. Urządzenie będzie kolejnym krokiem na drodze do opanowania nowego źródła energii – fuzji (syntezy) lekkich jąder.

Przewiduje się, że do roku 2050 zapotrzebowanie na energię wzrośnie dwukrotnie w porównaniu z poziomem obecnym. Tego zwiększonego zapotrzebowania na energię nie są w stanie zaspokoić źródła alternatywne. W Unii Europejskiej 50% energii pochodzi z dostaw spoza terytorium krajów członkowskich; w roku 2030 będzie to już 70%. Ale to nie jest tylko kwestia zwiększonego zapotrzebowania na energię i niezależności energetycznej – to jest także kwestia takiego sposobu wytwarzania energii, aby emisja do atmosfery gazów cieplarnianych była jak najmniejsza. Protokół z Kioto [1] nakłada ograniczenia w tym względzie; obecnie 80% energii dostarczają elektrownie spalające paliwa kopalne, dające emisję gazów cieplarnianych

do atmosfery. Do roku 2050 należy obniżyć emisję CO<sub>2</sub> do poziomu 550 ppm, tylko dwa razy większego od poziomu przed początkiem ery przemysłowej. Oznacza to, że do tego czasu trzeba zbudować elektrownie (nieemitujące CO<sub>2</sub>) o łącznej mocy 20 TW (moc osiągnięta obecnie to 13 TW). Według amerykańskiego Departamentu Energii nie istnieje jeszcze technologia, która może spełnić takie wymagania.

Sytuację tę ilustruje arabskie powiedzenie: „Mój ojciec jeździł na wielbłądzie, ja jeżdżę samochodem, mój syn lata samolotem, a jego syn będzie jeździł na wielbłądzie”. Czy tak się stanie? Niewykluczone, lecz ratunkiem może okazać się synteza jądrowa, która jest w stanie zapewnić dostatecznie duże ilości energii (praktycznie nieskończone), będąc przy tym źródłem bezpiecznym, dostępnym w każdym punkcie kuli ziemskiej i niepowodującym emisji groźnych gazów do atmosfery [2].

Tokamaki JET i TFTR pokazały, że uzyskiwanie energii na drodze syntezy lekkich jąder jest możliwe (osiągnięto moc 16 MW w JET oraz 11 MW w TFTR). Pytanie jest tylko takie: czy i kiedy jesteśmy w stanie opracować technologię, która pozwoli uzyskać z syntezy energię elektryczną na skalę przemysłową, a energetyka termojądrowa będzie ekonomicznie opłacalna.

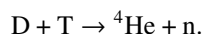
---

\*Na podstawie wykładu wygłoszonego podczas XXXIX Zjazdu Fizyków Polskich w Szczecinie (wrzesień 2007) w sesji plenarnej.

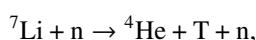
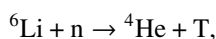
Sebastian Pease (były, już nieżyjący dyrektor ośrodka badań termojądrowych w Culham k. Oksfordu) ujął to tak: „Mamy taką wizję, że na brzegu morza postawimy elektrownię, która będzie zasilana wodą morską, kominem będzie ulatywał hel, a do sieci będzie płynął w ogromnych ilościach prąd elektryczny. Nie wiemy tylko, co ma być w środku tej elektrowni”. Pease powiedział to w roku 1956; od tego czasu na drodze do realizacji jego wizji nastąpił ogromny postęp.

## Kontrolowana synteza termojądrowa jako nowe źródło energii

Stosunkowo niedawno, na początku XX w., odkryto, że źródłem energii Słońca i wszystkich innych gwiazd na niebie nie może być ani spalanie węgla, ani grawitacja, lecz tylko synteza termojądrowa wodoru. Odkrycie to zawdzięczamy takim wybitnym uczonym, jak Eddington, Jeans, Houtermans, Atkinson, Gamow, Bethe i inni. W jądrze Słońca, w temperaturze 14 milionów stopni i pod ciśnieniem setek miliardów atmosfer, cztery jądra wodoru łączą się ze sobą, a energia jest uwalniana dlatego, że jądro helu (produktu reakcji) jest nieco lżejsze niż 4 jądra wodoru. W Słońcu reakcje te zachodzą niezwykle wolno ze względu na to, że na pewnym etapie konieczna jest przemiana protonu w neutron. Spośród wielu możliwych reakcji syntezy (DT, DD, D<sup>3</sup>He, T<sup>3</sup>He, p<sup>6</sup>Li, p<sup>11</sup>B) najbardziej przydatna do wykorzystania na Ziemi (mająca największy przekrój czynny) jest synteza ciężkich izotopów wodoru, czyli deuteru i trytu:



W wyniku tej reakcji powstaje cząstka  $\alpha$  o energii 3,5 MeV oraz neutron o energii 14,1 MeV. Neutron może być wykorzystany do produkcji trytu w reakcjach z litem:

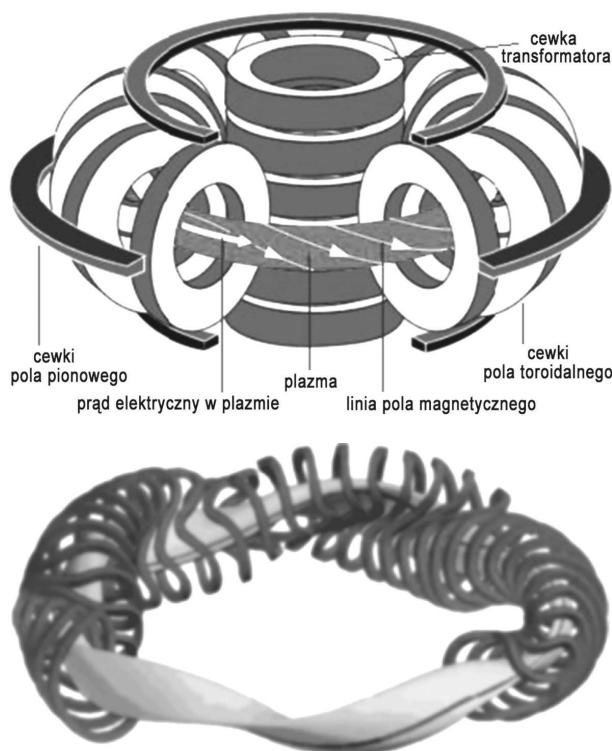


tak więc paliwem w elektrowni termojądrowej będą w ostatecznym rachunku deuter i lit.

Temperatura, która jest optymalna dla reakcji DT, to 100–200 mln kelwinów. W takiej temperaturze materia jest w stanie plazmy (zjonizowanego gazu) i powinna być uwięziona w niematerialnej pułapce, np. polu magnetycznym o specjalnej konfiguracji, czyli zamkniętej pułapce magnetycznej. Z bardzo zasadniczych rozważań wynika, że taka pułapka musi mieć kształt torusa i dlatego urządzenia termojądrowe (ich komory z plazmą) mają kształt obwarzanka czy też amerykańskiego „pączka z dziurką”.

Rysunek 1 pokazuje schematy tokamaka i stellaratora – dwóch podstawowych typów zamkniętej pułapki magnetycznej. W obu linie pola magnetycznego układają się na powierzchniach mających topologię torusa i włożonych koncentrycznie jedna w drugą. W tokamaku toroidalne pole magnetyczne (w kierunku dużego obwodu torusa) wytwarzają zewnętrzne cewki, natomiast pole poloidalne (w kierunku małego obwodu torusa) wytwarzane jest przez prąd elektryczny płynący w plazmie, wzbudzany

akcją transformatora (jego uzwojenie pierwotne nawinięte jest na trzpień widoczny w części centralnej urządzenia, uzwojeniem wtórnym jest plazma). Wypadkowa linii pola toroidalnego i poloidalnego jest linią śrubową owijającą się wokół powierzchni magnetycznej i ergodycznie ją pokrywającą. W stellaratorach obie składowe pola magnetycznego wytwarzane są przez cewki zewnętrzne, co powoduje, że mają one skomplikowany kształt widoczny na rys. 1. W dalszej części zajmować się będziemy wyłącznie tokamakami, które są urządzeniami budzącymi większą nadzieję na opanowanie syntezy jądrowej.



Rys. 1. Schemat tokamaka (u góry) i stellaratora (u dołu) ([www.ipp.mpg.de/ippcms/eng/pr/fusion21](http://www.ipp.mpg.de/ippcms/eng/pr/fusion21))

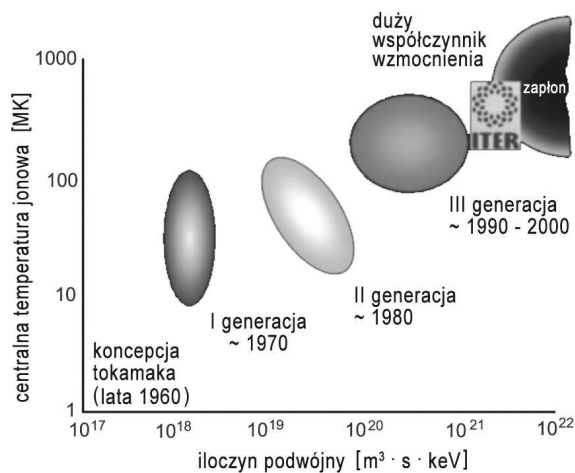
Bilans energetyczny reakcji powinien być dodatni, a to oznacza, że spełnione muszą być pewne warunki, które w 1957 r. sformułował brytyjski naukowiec John Lawson [3]. Kryterium Lawsona wykorzystuje wielkości, które teraz wprowadzimy, przede wszystkim uśredniony przekrój czynny  $\langle\sigma v\rangle$  na reakcję, zależny od temperatury plazmy. Sam przekrój  $\sigma$  zależy od energii reagujących cząstek i jest największy dla reakcji DT (w porównaniu z reakcją DD oraz D<sup>3</sup>He) z maksimum w okolicach energii deuteronu równej 100 keV. Moc  $P_f$  uwalniana w wyniku reakcji fuzji jest proporcjonalna do iloczynu  $n^2\langle\sigma v\rangle$ , gdzie  $n$  oznacza koncentrację cząstek. Plazma traci energię, przede wszystkim w wyniku promieniowania, tak więc do utrzymania plazmy w optymalnej temperaturze konieczne jest jej nagrzewanie z mocą  $P_h$ . Stosunek  $Q = P_f/P_h$  nazywa się współczynnikiem wzmocnienia; aby zapewnić zysk energetyczny, powinien on być równy co najmniej 1 (stan  $Q = 1$

nazywany jest w języku angielskim break even, czyli stanem zrównoważonym). Wyróżnia się także stan zapłonu (ang. ignition), w którym  $Q = \infty$ . Jest to stan, w którym nie jest potrzebne nagrzewanie plazmy ( $P_h = 0$ ), a temperatura utrzymywana jest na stałym poziomie dzięki temu, że swoją energię przekazują do plazmy cząstki  $\alpha$  – produkty reakcji syntezy.

Lawson sformułował kryterium osiągnięcia stanu zapłonu. W kryterium tym występuje tzw. czas utrzymania energii  $\tau_E$ , definiowany wzorem  $\tau_E = 3nkT/P_h$ , gdzie  $T$  oznacza temperaturę plazmy,  $k$  – stałą Boltzmanna, a wielkość  $3nkT$  określa energię plazmy. Czas utrzymania energii charakteryzuje więc jakość pułapki magnetycznej – im jest dłuższy, tym lepiej uwięziona jest energia plazmy. Kryterium Lawsona ma postać następującej nierówności:

$$nT\tau_E > 3 \cdot 10^{21} \text{ m}^{-3} \cdot \text{keV} \cdot \text{s},$$

którą musi spełnić iloczyn podwójny po lewej stronie, aby nastąpił zapłon. Rysunek 2 pokazuje postęp, jaki dokonał się w ciągu ostatniego półwiecza na drodze do spełnienia tego kryterium. Rekordową wartość iloczynu podwójnego osiągnięto w japońskim tokamaku JT-60U [4,5]; wynosiła ona  $1,5 \cdot 10^{21} \text{ m}^{-3} \cdot \text{keV} \cdot \text{s}$ , co odpowiada współczynnikowi wzmocnienia  $Q = 1,25$  (w przeliczeniu na reakcję DT; tokamak JT-60U pracuje na czystym deuterze).



Rys. 2. Postęp na drodze do osiągnięcia stanu zapłonu

Ciśnienie plazmy (iloczyn  $nT$ ) nie może być zbyt duże, gdyż niestabilności plazmy wywołane jego gradientem ograniczają wielkość  $\beta$  równą ilorazowi ciśnienia plazmy i ciśnienia pola magnetycznego, a to ostatnie jest proporcjonalne do kwadratu indukcji, która we współczesnych urządzeniach nie przekracza 10 tesli. W efekcie z kryterium Lawsona wynika, że do osiągnięcia stanu zapłonu potrzebny jest czas utrzymania energii równy co najmniej 5 sekund.

Cząstki naładowane (jony i elektrony), z których składa się plazma, wirują wokół linii pola magnetycznego z częstością cyklotronową i swobodnie poruszają się wzdłuż tych linii. Powoduje to, że takie wielkości fizyczne,

jak koncentracja cząstek, temperatura czy ciśnienie są jednorodnie na powierzchniach magnetycznych i zmieniają się od powierzchni do powierzchni. Jest oczywiste, że wysoka temperatura, która jest potrzebna do tego, aby zachodziły reakcje syntezy, może występować tylko w centralnej części pierścienia plazmowego (w pobliżu jego osi) i musi maleć w kierunku ścian reaktora, które mają ograniczoną odporność na wysokie temperatury. W związku z tym typowe profile ciśnienia, koncentracji i temperatury w funkcji odległości od osi są rozkładami monotonicznymi z maksimum na osi. Dotyczy to także gęstości prądu w plazmie. Odwrotną zależność wykazuje tzw. współczynnik bezpieczeństwa  $q$  równy stosunkowi liczby obrotów w kierunku toroidalnym do liczby obrotów w kierunku poloidalnym przy obiegu wzdłuż śrubowej linii pola magnetycznego. Jest to jednocześnie miara skrzywienia linii pola magnetycznego. Współczynnik bezpieczeństwa jest ważnym parametrem – z rozważań stabilności pierścienia plazmowego wynika, że powinien on być większy od 1 (kryterium Kruskala–Szafranowa). Profil współczynnika bezpieczeństwa jest też monotoniczny, ale z minimum na osi. To minimum jest w pewnych konfiguracjach mniejsze od jedynki, co powoduje występowanie niestabilności magnetohydrodynamicznych nazywanych piłokszałtnymi (ang. sawtooth instabilities). Niestabilności te prowadzą do chwilowego spłaszczenia profili temperatury i ciśnienia na osi plazmy.

## Metody nagrzewania plazmy

Pierwotnym mechanizmem nagrzewania plazmy jest wydzielanie energii przy przepływie przez nią prądu elektrycznego (ciepło Joule'a–Lenza). Mechanizm ten staje się coraz mniej wydajny w miarę wzrostu temperatury plazmy, a to dlatego, że przewodność elektryczna plazmy maleje zgodnie z zależnością  $\eta \propto T^{-3/2}$ . Tą metodą można więc osiągnąć temperaturę nie większą od 50 mln K. Postęp na drodze do opanowania fuzji jako źródła energii dokonał się w dużej mierze dzięki nowoczesnym technikom nagrzewania plazmy – nagrzewaniu falami elektromagnetycznymi w zakresie radiowym i mikrofalowym oraz nagrzewaniu wiązkami cząstek neutralnych. Pierwsza metoda wykorzystuje rezonans częstości fali i częstości cyklotronowych – elektronowej, jonowej i hybrydowej – w polu magnetycznym tokamaka. Największa częstość, w zakresie takim, jaki jest wykorzystywany w radarach, występuje w warunkach elektronowego rezonansu cyklotronowego (ECRH, electron cyclotron resonance heating). Częstość rezonansowa jest wówczas równa  $(28 \text{ GHz/T})B$ , gdzie  $B$  oznacza indukcję pola magnetycznego. Odpowiada to częstości  $f_r = 60\text{--}120 \text{ GHz}$  dla typowych wartości  $B$  (2–4 T; w elektrowni indukcja  $B$  będzie bliska 7 T, co oznacza, że potrzebne będą źródła fal o częstości 200 GHz). Częstości  $f_r$  odpowiadają długości fali rzędu milimetrów, co umożliwia zastosowanie metalowych falowodów i umieszczenie anteny z dala od brzegu plazmy.

Z racji zależności od indukcji pola magnetycznego metoda ECRH może być wykorzystana do zlokalizowanego w przestrzeni nagrzewania plazmy (indukcja jest odwrotnie proporcjonalna do dużego promienia  $R$  tokamaka).

Nagrzewane są elektrony, które w procesach zderzeń przekazują swoją energię jonom. Znacznie mniejsze częstotliwości występują w wypadku wykorzystania jonowego rezonansu cyklotronowego (metoda ICRH, ion cyclotron resonance heating). Częstotliwość rezonansowa zależy wówczas od stosunku liczby atomowej do liczby masowej jonu i jest równa  $15,2(Z/A)B$  MHz/T, co dla typowej plazmy odpowiada 40–70 MHz, czyli falom radiowym. Wykorzystanie tej metody jest technicznie znacznie bardziej skomplikowane (antena musi być blisko plazmy) w porównaniu z metodą ECRH, ale nagrzewanie jest bardziej wydajne. W pośrednim przedziale częstotliwości, 1–8 GHz, stosowana jest dolna hybrydowa częstotliwość rezonansowa, mniej skuteczna jeśli chodzi o nagrzewanie, wykorzystywana natomiast do nieindukcyjnego wzbudzenia prądu elektrycznego w plazmie (metoda LHCD, lower hybrid current drive). Rekordowy czas podtrzymywania prądu metodą LHCD osiągnięto w małym tokamaku TRIAM-1M; wynosił on 5 godzin i 16 minut [6]. Na dużym tokamaku Tore-Supra (Cadarache, Francja), wyposażonym w cewki nadprzewodnikowe, czas podtrzymania prądu wyniósł 6 minut [7].

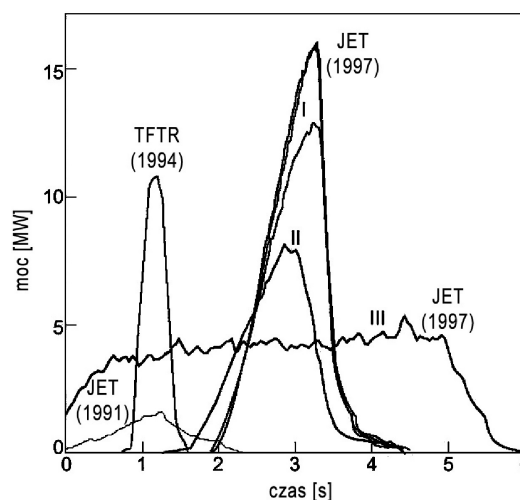
Metoda NBI (neutral beam injection) wykorzystuje jony dodatnie rozpędzone w akceleratorze do typowej energii 120 keV, następnie neutralizowane i wprowadzane do komory reaktora. W plazmie tokamaka atomy są jonizowane i przekazują swoją energię cząstkom plazmy w wyniku zderzeń kulombowskich. Problemem jest neutralizacja wiązki, zachodząca z wydajnością ok. 30%. Wydajność ta maleje wraz ze zwiększeniem energii jonów (w elektronie będzie potrzebna energia cząstek rzędu 1 MeV). Z tego powodu rozważa się przyspieszanie jonów ujemnych i następnie zdzieranie elektronu. Po raz pierwszy zastosowano tę metodę w tokamaku JT-60U w Japonii [8].

## Tokamak JET – największe działające urządzenie termojądrowe

Tokamak JET (Joint European Torus) to obecnie największe na świecie urządzenie termojądrowe i jedyne, które może pracować na mieszaninie deuteru i trytu (pozostałe wykorzystują czysty deuter). Decyzję o budowie JET-a podjęła Rada Wspólnoty Europejskiej (obecnie Rada UE) wkrótce po opublikowaniu i przedstawieniu przez Rosjan na konferencji w Nowosybirsku (1968 r.) wyników z tokamaka T3. Wyniki te były tak obiecujące, że Wspólnota EURATOM podjęła decyzję o ograniczeniu prac nad stellaratorami. Tokamak to skrót od rosyjskiego określenia „toroidalna kamiera i magnitnyje katuszki”, czyli toroidalna komora, w której plazma jest utrzymywana i stabilizowana za pomocą silnego pola magnetycznego (w kierunku toroidalnym) w kombinacji ze znacznie słabszym polem poloidalnym wytwarzanym przez prąd płynący w plazmie, indukowany działaniem transformatora, którym w istocie jest tokamak.

Eksperymenty z trytem przeprowadzono w tokamaku JET trzykrotnie, a najważniejszy z nich – w 1997 r. W roku 1991 po raz pierwszy w świecie przeprowadzono kontrolowaną fuzję w mieszaninie obu ciężkich izotopów wodoru.

Zastosowano paliwo „słabe” – mieszaninę deuteru i trytu w proporcji objętościowej 90:10 (optymalna jest mieszanina 50:50). Taka mieszanina uwalniała energię jądrową o mocy 2 MW [9]. W roku 1997 zastosowano optymalną mieszaninę deuteru i trytu i uzyskano rekordowe wartości mocy reakcji syntezy (16 MW), energii wydzielonej (22 MJ) oraz stosunku  $Q$  energii otrzymanej do włożonej (0,7). Temperatura (jonowa) wynosiła ok. 400 mln stopni [10]. W roku 2004 przeprowadzono ostatni (do tej pory) eksperyment ze śladową (< 5%) ilością trytu w mieszaninie [11]. Na rysunku 3 pokazano wyniki eksperymentów w tokamaku JET w latach 1991 i 1997. W roku 1994 eksperyment z trytem przeprowadzono w niedziałającym już dziś tokamaku TFTR w USA [12].



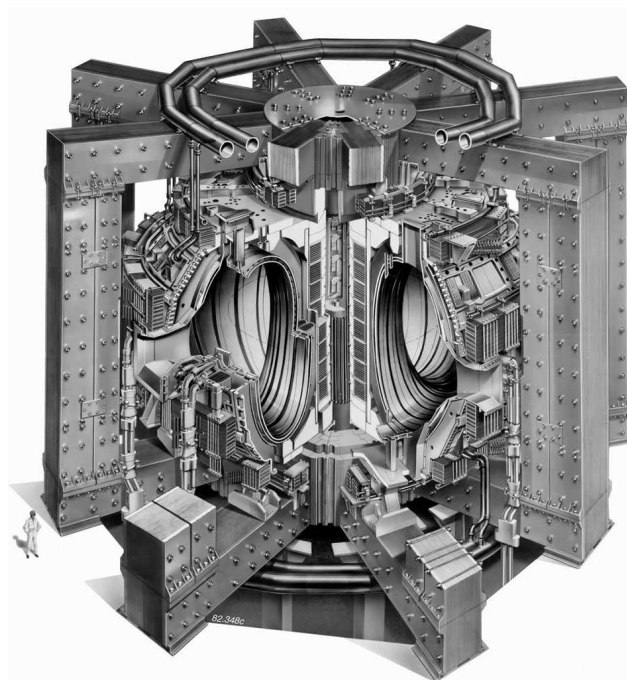
Rys. 3. Wyniki eksperymentów z plazmą deuterowo-trytową w JET i TFTR ([www.jet.efda.org](http://www.jet.efda.org))

Komorą tokamaka JET jest torus mający symetrię cylindryczną i przekrój w kształcie litery D. Odległość od osi symetrii do osi torusa nazywana jest dużym promieniem tokamaka, a odległość od osi torusa do ściany komory – małym promieniem tokamaka. W wypadku JET-a duży promień jest równy 3 m, mały – średnio 1,6 m. Cały tokamak jest oczywiście dużo większy, gdyż trzeba jeszcze uwzględnić konstrukcję rdzenia transformatora (2800 ton) oraz wiele urządzeń dodatkowych, takich jak radiowe źródła nagrzewające plazmę oraz źródła do jej nagrzewania wykorzystujące atomy rozpędzone do dużych prędkości. W sumie układy nagrzewania plazmy mają moc kilkudziesięciu megawatów (NBI – 22 MW, ICRH – 22 MW, LHCD – 7,3 MW). Pole toroidalne (wytwarzane przez 32 cewki utrzymujące i stabilizujące plazmę) ma indukcję równą 3,5 tesli, w plazmie płynie prąd (wywołany akcją transformatora) o natężeniu 7 MA. Rysunek 4 pokazuje schemat tokamaka JET.

## Wydajne tryby pracy tokamaka

Aby zachodziły intensywne reakcje fuzji jądrowej, konieczna jest wysoka temperatura we wnętrzu pierścienia

nia plazmowego (kilkaset milionów kelwinów), ale z drugiej strony temperatura plazmy na brzegu, gdzie styka się ona z materialną ścianą, powinna być niska (kilkaset kelwinów), aby erozja ścian była jak najmniejsza. Z tego powodu niezbędne jest wytworzenie barier termicznych, które podtrzymują duży gradient temperatury i ciśnienia. Bariery takie wytwarza sama plazma dzięki zjawiskom samoorganizacji w stanach dalekich od równowagi termodynamicznej. Po raz pierwszy zaobserwował je Wagner w tokamaku ASDEX w Garching k. Monachium [13]. Bariera termiczna powstała na brzegu plazmy (stąd jej nazwa ETB, edge transport barrier), a ten tryb pracy został nazwany modem H (high) w odróżnieniu od modu L (low). W eksperymencie zastosowano metodę NBI nagrzewania plazmy z mocą ok. 2 MW.



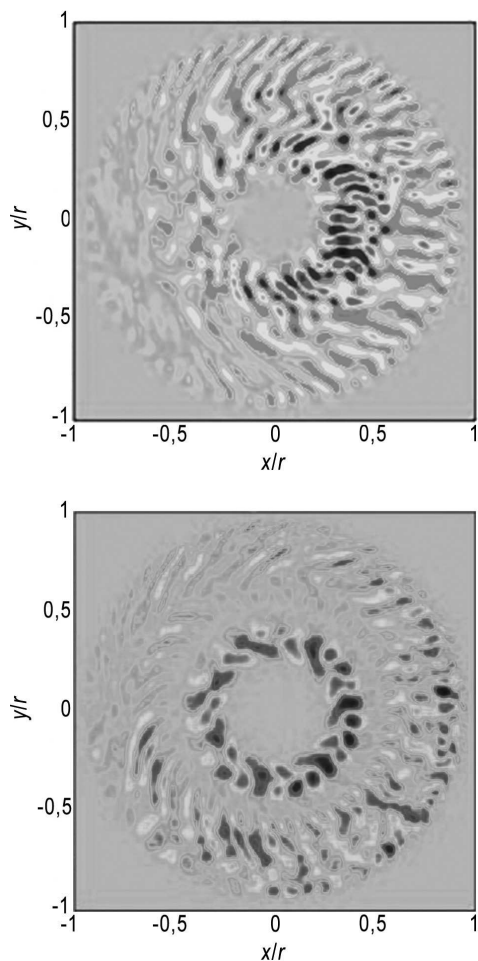
Rys. 4. Schemat tokamaka JET (www.jet.efda.org)

Mechanizm powstawania modu H, który nie występuje, jeśli plazma jest nagrzewana tylko ciepłem Joule’a–Lenza, wyjaśnił Burrell [14]. Układ ma tendencję do samoorganizacji i zmniejszania turbulencji (a zatem i ograniczenia transportu energii) wówczas, gdy dostępne jest źródło dodatkowej energii swobodnej. Źródłem takim jest energia cząstek z generatora NBI, wytwarzająca radialne pole elektryczne  $E_r$  i przepływ w plazmie brzegowej spowodowany dryfem wzdłuż wektora  $E_r \times B$ . Wskutek tego na brzegu plazmy wzrasta gradient temperatury i ciśnienia, co ułatwia osiągnięcie wysokiej temperatury w centrum plazmy. Efektem ubocznym dużego gradientu ciśnienia jest lokalna niestabilność plazmy znana jako ELM (edge localized mode). Niestabilności ELM z jednej strony pozwalają gromadzącym się cząstkom helu opuścić plazmę, z drugiej jednak stanowią zagrożenie dla powierzchni ma-

terialnych, które mają ograniczoną wytrzymałość na obciążenia termiczne. Niemniej dla ITER-a przewidziany jest scenariusz z modem H i niestabilnościami ELM. W elektrowni niestabilności ELM będą musiały być opanowane, a do tego potrzebne są bardziej wyrafinowane mody, z barierami termicznymi wewnątrz plazmy. W tokamaku JET udało się uzyskać zmniejszenie aktywności ELM dzięki iniekcji azotu w obszary brzegowe plazmy. Podobny skutek daje też iniekcja zamrożonych kulek deuteru, testowana w tokamaku ASDEX. Inna metoda kontroli niestabilności ELM, opracowana w San Diego, została wypróbowana w tokamaku DIII-D zbudowanym przez firmę General Atomics [15]. Polega ona na rezonansowym zaburzeniu pola magnetycznego w warstwie przyściennej tokamaka. W wyniku takiego zabiegu ulega zniszczeniu struktura powierzchni magnetycznych, a linie pola magnetycznego zaczynają przebiegać chaotycznie. Wskutek tego zmniejsza się gradient ciśnienia, a niestabilności ELM zostają stłumione.

Jeszcze inny tryb pracy odkryto w tokamakach JET [16], TFTR [17], DIII-D [18] oraz JT-60U [5]. Mod ten charakteryzuje się występowaniem bariery termicznej noszącej nazwę ITB (internal thermal barrier). Bariera taka pojawia się we wnętrzu plazmy w wyniku nagrzewania zlokalizowanego przestrzennie. Teoretyczne wyjaśnienie tego zjawiska podał Garbet, który analizował rozkład potencjału elektrycznego będącego miarą turbulencji plazmy [19]. W swoich symulacjach zaobserwował stłumienie turbulencji (a co za tym idzie, zmniejszenie transportu masy i energii) w obszarach nagrzewanych lokalnie metodą LHCD (rys. 5 i 6). Za stłumienie turbulencji odpowiedzialne jest nieliniowe sprzężenie między profilami ciśnienia i prądu elektrycznego. Dużą rolę w tym sprzężeniu odgrywają tzw. przepływy strefowe, obserwowane także w atmosferze Jowisza, oraz prąd samoistny (ang. bootstrap) – prąd elektryczny powstający w wyniku procesów transportu w plazmie, którego gęstość jest proporcjonalna do gradientu ciśnienia. Prąd samoistny w reaktorze pracującym w sposób ciągły zastąpi prąd indukowany akcją transformatora, z natury rzeczy impulsowy. W tokamaku TCV w Szwajcarii udało się osiągnąć stan, w którym niemal 100% prądu elektrycznego w plazmie stanowił prąd samoistny [20]. Przepływy strefowe to zjawisko nieliniowe polegające na spontanicznym, samouzgodnionym wzbudzeniu przepływów w wyniku turbulencji wywołanej gradientem temperatury jonowej. Zjawisko przepływów strefowych prowadzi do zmniejszenia turbulencji i, co za tym idzie, ograniczenia transportu masy i energii [21].

Przedstawiony powyżej obraz pokazuje, że plazma w tokamaku jest układem dalekim od równowagi termodynamicznej, silnie nieliniowym i wykazującym zdolność do samoorganizacji prowadzącej do wytworzenia barier termicznych i prądu samoistnego. Warunkiem takiej samoorganizacji jest aktywne kształtowanie profili ciśnienia i prądu elektrycznego za pomocą metod nagrzewania plazmy (NBI, ICRH, ECRH, LHCD).

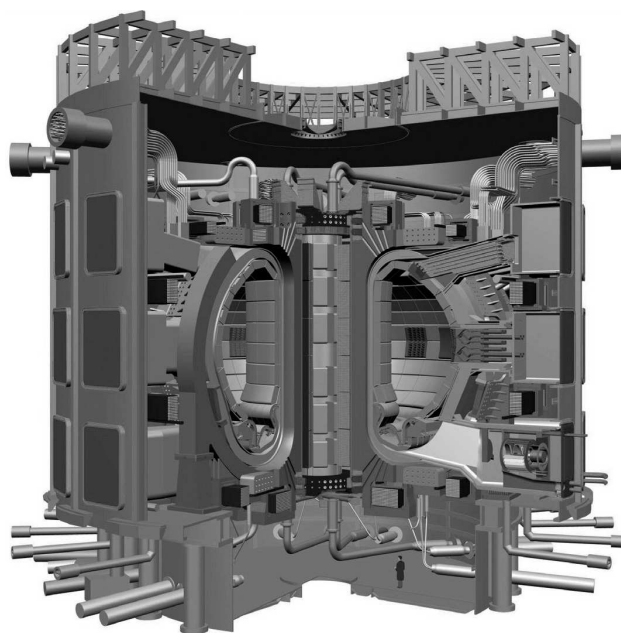


Rys. 5. Zmniejszenie turbulencji plazmy w wyniku nagrzewania zlokalizowanego objawia się zanikiem potencjału elektrycznego w pierścieniowym obszarze plazmy. Rozkład potencjału w przekroju wnętrza torusa pokazany jest we współrzędnych  $(x, y)$  podzielonych przez promień wewnętrzny torusa  $r$ . U góry: potencjał w warunkach rozwiniętej turbulencji, u dołu: potencjał w sytuacji, gdy turbulencja w obszarze pierścieniowym uległa stłumieniu wskutek nagrzewania plazmy [19].

## ITER – reaktor termojądrowy następnej generacji

ITER będzie tokamakiem dwa razy większym niż JET, jeśli brać pod uwagę wymiary liniowe (kubatura będzie 10 razy większa). Podstawowe parametry ITER-a są następujące:

- duży promień – 6,2 m;
- mały promień – 2 m;
- objętość komory – 840 m<sup>3</sup>;
- natężenie prądu w plazmie – 15 MA;
- indukcja magnetyczna – 5,3 T;
- koncentracja plazmy – 10<sup>20</sup> m<sup>-3</sup>;
- 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;



Rys. 6. Schemat tokamaka ITER (www.iter.org)

- 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/m<sup>2</sup>.

Celem projektu ITER jest zademonstrowanie naukowej i technicznej realności fuzji jądrowej jako źródła energii do celów pokojowych. 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 nadprzewodnikowymi (Tore Supra w Cadarache, Francja). Trzy inne tokamaki badające stany quasi-stacjonarne w urządzeniach z cewkami nadprzewodnikowymi są budowane bądź już zbudowane w krajach azjatyckich (JT-60SA w Japonii, SST-1 w Indiach, EAST w Chinach i KSTAR w Korei Płd.).

Najbardziej istotne jest to, że ITER będzie miał moduł płaszcz (ang. blanket; żaden inny tokamak nie ma

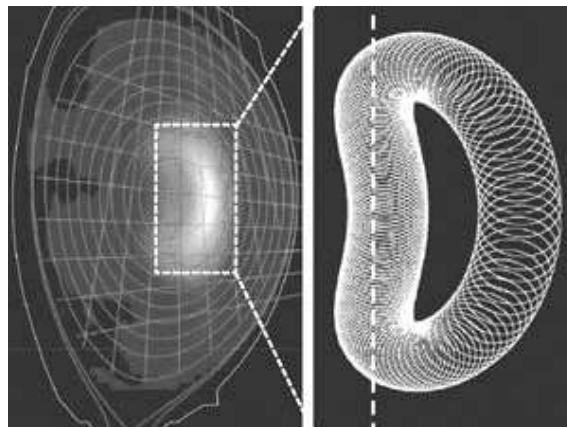
tego elementu konstrukcyjnego). W płaszczu (warstwie otaczającej plazmę) neutrony są termalizowane oraz reagują z litem i wytwarzają tryt. Rozważane są dwie koncepcje płaszczu; w obu jest on chłodzony helem. Pierwsza koncepcja zakłada zastosowanie ciekłego litu i ołowiu do powielania neutronów i wytwarzania trytu, 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, ok. 300 °C).

Innym ważnym elementem ITER-a będzie bardzo skomplikowana (i droga) część zwana diwertorem. Diwertyk 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 płonącej, tj. stan, w którym będą zachodzić intensywne reakcje syntezy jąder. W wyniku tego plazma będzie podgrzewana dzięki energii przekazywanej do niej przez drugi produkt reakcji – cząstki  $\alpha$ , które są naładowane i nie opuszczają plazmy tak łatwo jak neutrony. Obecność cząstek  $\alpha$  o energii 3,5 MeV będzie też źródłem dodatkowej niestabilności. Szybkie cząstki naładowane poruszające się wzdłuż linii pola magnetycznego powodują, że linie te zaczynają drgać tak jak struny gitary. Są to tzw. fale Alfvéna, które rozchodzą się z prędkością osiągnącą 5% prędkości światła. Cząstki  $\alpha$  poruszają się jeszcze szybciej i w związku z tym mogą rezonansowo oddziaływać z falami Alfvéna [22]. Zjawisko to może wpływać na utrzymanie cząstek  $\alpha$  w plazmie, które powinno być wystarczająco długie, aby cząstki te mogły przekazać jej swoją energię. Cząstki  $\alpha$  mogą też wpływać na inne niestabilności, np. piłokształtne (w tym wypadku stabilizująco) [23]. Cząstki  $\alpha$  badane są w tokamaku JET, gdzie dodaje się niewielkie ilości berylu, który z nimi reaguje, a produktami reakcji są jądro węgla i neutron. Reakcji towarzyszy promieniowanie charakterystyczne  $\gamma$ , które jest źródłem informacji o rozkładzie przestrzennym cząstek  $\alpha$  w plazmie (rys. 7).

W ITER-ze będą też przetestowane, w warunkach plazmy płonącej, 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, carbon fibre composites), ale także molibden [25] i wolfram [26]. 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 jako materiał na pokrycie pierwszej ściany przewidziany jest beryl. Beryl ma małą liczbę porządkową, nie wiąże się z trytem i skutecznie usuwa tlen z komory tokamaka. W celu wstępnego przetestowania tej koncepcji planuje się zainstalo-

wanie ściany berylowej w tokamaku JET [27]. W najbardziej narażonych obszarach ściany reaktora, przede wszystkim w obszarze diwertora, wykorzystany będzie wolfram i kompozyty CFC.



Rys. 7. Tomografia promieniowania  $\gamma$  wykorzystana w tokamaku JET do lokalizacji cząstek  $\alpha$  [24]

ITER będzie instalacją jądrową (ok.  $10^{20}$  neutronów/sekundę), co wynika z obecności promieniotwórczego trytu i aktywacji materiałów konstrukcyjnych reaktora przez neutrony o energii 14,1 MeV, będące produktami syntezy jąder. Neutrony unoszą energię uwolnioną w reakcji syntezy i oddają tę energię w płaszczu otaczającym komorę reaktora, a ponadto zapewniają (w reakcji z litem) produkcję trytu. Niekorzystne jest to, że jednocześnie powodują wtórną aktywność promieniotwórczą elementów reaktora. To ostatnie zagrożenie będzie zminimalizowane przez zastosowanie w elektrowni specjalnych materiałów o małej aktywności wtórnej. Materiały te to stale RAFM (reduced activation ferritic martensitic), np. stal EUROFER obecnie intensywnie badana pod kątem wytrzymałości na obciążenia termiczne, mechaniczne i radiacyjne, jakie mogą wystąpić w reaktorze. W dalszej perspektywie przewiduje się wykorzystanie stali ODS (oxide dispersion strengthened) oraz kompozytów SiC<sub>f</sub>/SiC z włóknami węglowymi (C<sub>f</sub>). W węzłach najbardziej narażonych wykorzystywane będą stopy wolframu. Z punktu widzenia ochrony radiologicznej optymalne byłyby materiały z wanadu, chromu i tytanu, ale są one bardzo drogie, a ich technologia nie jest jeszcze opanowana. Na badania w tym kierunku przeznaczane są duże fundusze, ok. 7 mln euro rocznie, a wszystko po to, aby stworzyć nowe materiały, które z jednej strony będą odporne na ekstremalne warunki panujące w reaktorze, a z drugiej strony ich wtórna aktywność promieniotwórcza wywołana strumieniem neutronów będzie na niskim poziomie. Warto podkreślić, że dotyczy to tylko elementów konstrukcyjnych reaktora, które będą musiały być przechowywane po zakończeniu jego pracy i demontażu. „Popiół” ze spalania termojądrowego, czyli hel, jest całkowicie bezpieczny dla środowiska.

## Podsumowanie, czyli co po ITER-ze

Na pytanie, kiedy zostanie zbudowana pierwsza elektrownia termojądrowa, Lew Arcymowicz, jeden z pionierów badań nad fuzją jądrową, odpowiedział: – Dokładnie wtedy, kiedy ludzkość będzie jej potrzebowała. – Ten czas się zbliża. Rozpatrywane są dwa scenariusze: pierwszy z nich zakłada, że po pomyślnym zakończeniu prac nad ITER-em zostanie zbudowany DEMO – demonstracyjny reaktor termojądrowy, a następnie PROTO – prototypowa elektrownia termojądrowa. Ostatnio promowany jest jednak scenariusz nazywany ścieżką szybką, opracowany w Wlk. Brytanii, ale z udziałem naukowców z innych krajów Wspólnoty EURATOM. Punktem wyjścia jest konstatacja, że nakłady na badania termojądrowe (ze źródeł publicznych) zmalały od 1980 r. o 50%. 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) są mniej skore do wydawania pieniędzy na ten cel (spadek o prawie 70% w latach 1985–98). Trzeba więc nadrobić zaległości i nadać tym pracom odpowiedni impet, o ile synteza termojądrowa ma dostarczyć energię elektryczną do sieci jeszcze w tym wieku.

Scenariusz szybkiej ścieżki zakłada, że DEMO i PROTO zostaną połączone w jeden etap, a budowa prototypowej elektrowni zaczęłaby się jeszcze przed zakończeniem prac misji ITER-a. Wedle tej koncepcji ma być inaczey zaplanowany także etap ITER. Równoległe z ITER-em zbudowane byłoby urządzenie IFMIF (International Fusion Materials Irradiation Facility) na potrzeby badań materiałów konstrukcyjnych i materiałów pierwszej ściany reaktora. Badania w IFMIF doprowadziłyby do wyboru materiału konstrukcyjnego dla krytycznych elementów reaktora DEMO. Źródłem neutronów o energii 14 MeV (czyli takich, jakie są produktem syntezy DT) będzie reakcja deuteronów, rozprędzonych w akceleratorze liniowym do energii kilkudziesięciu MeV, z litem w postaci ciekłej tarczy (informacje na temat projektu IFMIF można znaleźć na stronie [www.frascati.enea.it/ifmif](http://www.frascati.enea.it/ifmif)).

Koncentracja działań na tych kierunkach stworzy szybką ścieżkę prowadzącą do syntezy termojądrowej jako

bezpiecznego, nieograniczonego i przyjaznego środowisku naturalnemu źródła energii dla potrzeb ludzkości.

## Literatura

- [1] *The Convention and the Kyoto Protocol United Nations framework convention on climate change* ([unfccc.int/resource/convkp.html](http://unfccc.int/resource/convkp.html)).
- [2] S. Barabaschi i in., *Fusion Programme Evaluation UR 17521* (Office for Official Publications of the EU, Luxembourg 1996).
- [3] J.D. Lawson, *Proc. Phys. Soc. B* **70**, 6 (1957).
- [4] S. Ishida i in., *Phys. Rev. Lett.* **79**, 3917 (1997).
- [5] T. Fujita i in., *Nucl. Fusion* **38**, 207 (1998).
- [6] H. Zushi i in., *20th IAEA Fusion Energy Conf.* (Vilamoura, Portugal, 1–6 November 2004).
- [7] J. Jacquinot i Tore Supra Team, *20th IAEA Fusion Energy Conf.* (Vilamoura, Portugal, 1–6 November 2004).
- [8] T. Oikawa, *17th IAEA Conf. on Fusion Energy* (Yokohama, Japan, 1998), IAEA-F1-CN-69/CD1/1.
- [9] P.H. Rebut i in., *Nucl. Fusion* **32**, 187 (1992).
- [10] J. Jacquinot i JET Team, *Nucl. Fusion* **39**, 235 (1999).
- [11] D. Stork, American Physical Society, 46th Annual Meeting of the Division of Plasma Physics, 15–19 November 2004, Savannah, GA.
- [12] J.D. Strachan i in., *Plasma Phys. Control. Fusion* **36**, B3 (1994).
- [13] F. Wagner i in., *Phys. Rev. Lett.* **49**, 1408 (1982).
- [14] K.H. Burrell, *Phys. Plasmas* **4**, 1499 (1997).
- [15] T.E. Evans i in., *Nature Physics* **2**, 419 (2006).
- [16] C. Gormezano, *Phys. Rev. Lett.* **80**, 5544 (1998).
- [17] E. Mazzucato i in., *Phys. Rev. Lett.* **77**, 3145 (1996).
- [18] E. Strait i in., *Phys. Rev. Lett.* **75**, 4421 (1995).
- [19] X. Garbet i in., *Nucl. Fusion* **43**, 975 (2003).
- [20] O. Sauter i in., *Phys. Rev. Lett.* **84**, 3322 (2000).
- [21] A. Fujisawa i in., *Nucl. Fusion* **47**, S718 (2007).
- [22] B.N. Breizman i in., *Phys. Plasmas* **10**, 3649 (2003).
- [23] F. Porcelli i in., *Nucl. Fusion* **44**, 362 (2004).
- [24] V.G. Kiptily i in., *Phys. Rev. Lett.* **93**, 115001 (2004).
- [25] I.H. Hutchinson i in., *Nucl. Fusion* **41**, 1391 (2001).
- [26] R. Neu i in., *J. Nucl. Mater.* **241–243**, 678 (1997).
- [27] H. Maier i in., *Nucl. Fusion* **47**, 222 (2007).



Dr hab. ANDRZEJ GAŁKOWSKI jest absolwentem Wydziału Chemii i Fizyki Technicznej WAT. W latach 1982–85 studiował zastosowania matematyki na Wydziale Matematyki Uniwersytetu Warszawskiego. Od roku 1976 pracuje w Instytucie Fizyki Plazmy i Laserowej Mikrosyntezy. Zajmuje się teorią i modelowaniem utrzymywania plazmy w zamkniętych pułapkach magnetycznych oraz procesami transportu w plazmie namagnetyzowanej. W roku 1996 habilitował się na podstawie rozprawy, w której wyprowadził uogólnione równanie Taylora opisujące stany zrelaksowane plazmy gorącej (bezsilowe pola Beltramiego) z makroskopowymi przepływami. Odbył staże naukowe w JET Joint Undertaking (laboratorium Wspólnoty EURATOM, 1993) oraz na Jackson State University w Stanach Zjednoczonych (2003). Od 2005 r. koordynuje prace Asocjacji Euratom–IFPILM – konsorcjum grupującego 11 instytucji naukowych w Polsce prowadzących prace badawczo-rozwojowe na rzecz europejskiego programu syntezy jądrowej oraz międzynarodowego programu ITER. Jest członkiem Komitetu Doradczego Komisji Europejskiej (CCE-FU) ds. programu syntezy jądrowej EURATOM-u oraz Komitetu Koordynującego porozumienia EFDA (European Fusion Development Agreement).