

felszabaduló energiát a fehérje arra használja fel, hogy minden belépő elektronra 1–1 protont pumpál át a membrán belső oldaláról a külsőre. Úgy is felfoghatjuk, hogy minden felvett elektronra egy a bakteriorodopszin működéséhez hasonló protontranszport-ciklus játszódik le, de nem lehetünk biztosak afelől, hogy ez mindig egyformán, vagy esetleg minden elektronra máshogyan történik. A protonok felvételének és leadásának útvonaláról már vannak ismeretek, de a molekuláris részletekről még nagyon keveset tudni. Ha ehhez még hozzávesszük, hogy a mitokondriumban a másik három komplexből kétfő szintén protonpumpaként működik, nem lehet kétségünk afelől, hogy még jó ideig lesz mivel foglalkozniuk a – valódi – bioenergetikusoknak.

Irodalom

1. P. MARÓTI, G. LACZKÓ: *Bevezetés a biofizikába* – JATE Press, 2001.
2. H. HOUJOU, Y. INOUE, M. SAKURAI – J. Phys. Chem. B 105 (2001) 867–879
3. B. SCHOBERT, J. CUPP-VICKERY, V. HORNAK, S. SMITH, J.K. LANYI – J. Mol. Biol. 321 (2002) 715–726
4. G. VÁRÓ, J.K. LANYI – Biochemistry 30 (1991) 5016–5022
5. K. LUDMANN, C. GERGELY, G. VÁRÓ – Biophys. J. 75 (1998) 3110–3119
6. L. ZIMÁNYI – J. Phys. Chem. B 108 (2004) 4199–4209
7. L. ZIMÁNYI, J. SALTIEL, L.S. BROWN, J.K. LANYI – J. Am. Chem. Soc., közlésre benyújtva.
8. L. KESZTHELYI, P. ORMOS – FEBS Lett. 109 (1980) 189–194
9. A. DÉR, L. OROSZI, Á. KULCSÁR, L. ZIMÁNYI, R. TÓTH-BOCONÁDI, L. KESZTHELYI, W. STOECKENIUS, P. ORMOS – Proc. Natl. Acad. Sci. USA J. 96 (1999) 2776–2781
10. J.K. LANYI, B. SCHOBERT – Biochemistry 43 (2004) 3–8

SZABÁLYOZOTT MAGFÚZIÓ MÁGNESES ÖSSZETARTÁSSAL II. – EREDMÉNYEK ÉS TERVEK

Zoetnik Sándor

KFKI Részecske és Magfizikai Kutató Intézet,
Magyar EURATOM Fúziós Szövetség

A *Fizikai Szemle* 2005/3 számában áttekintettük a mágneses fúziós kísérletek alapjait és a jelenleg alkalmazott tokamak- és sztellarátor-konfigurációkat. A cikk második részében a modern berendezésekkel elért eredményekről, fúziós technológiáról és a tervezett reaktorparaméterű kísérletről lesz szó.

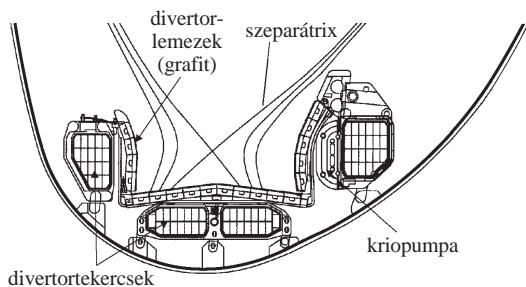
A tokamakok aranykora

A szovjet tokamak-kísérletek eredményeinek megerősítése után a hetvenes-nyolcvanas években egyre nagyobb és nagyobb tokamakokat terveztek és építettek az egész világon. Az első berendezéseknél a tórusz sugara még csak 30–40 cm volt, ez a nyolcvanas évek közepére 3–4 méterre nőtt. A méretnövekedést az az egyszerű tény indokolja, hogy nagyobb méretű test lassabban hűl, mivel viszonylag kisebb a felülete. Emellett ismert lett az is, hogy a plazma belseje felé haladva a sűrűség és a hőmérséklet nem növekedhet akármilyen gyorsan, egy kritikus meredekség felett instabilitások lépnek fel. Ebből következik, hogy adott sűrűség és hőmérséklet eléréséhez a plazmának egy minimális méretet el kell érnie. Egy reaktorplazmának még azért is több méteresnek kell lennie, mivel a reakcióban keletkező α -részecskék (hélium atommagok) Larmor-pályájának sugara fél méter nagyságrendű. A fúziós égés beindításához az α -részecskéket a mágneses térben kell tartani, így a plazma méretének sokkal nagyobbaknak kell lennie a Larmor-pálya sugaránál.

A plazma fűtését az első berendezésekben a plazmaáram Joule-hője oldotta meg (ohmikus fűtés, akárcsak egy rezsóban), de már a kezdetektől nyilvánvaló volt, hogy ezen a módon a magfúzióhoz szükséges hőmérsékletet nem lehet elérni. A plazmaáram értékét ugyanis a kívánt

mágneses konfiguráció meghatározza, az ellenállása azonban a hőmérséklet növekedésével $R \sim T^{-3/2}$ szerint csökken, így a $P = I^2 R$ fűtési teljesítmény is visszaesik. 1 keV (10 millió °C) hőmérséklet könnyen elérhető ohmikus fűtéssel, de a fúzióhoz szükséges 10^8 °C már nem. A magasabb hőmérséklet eléréséhez kiegészítő fűtési eljárásokat dolgoztak ki. Az egyik megoldásban a plazmába 50–100 keV-es semleges atomnyalábot lőnek be. A semleges részecskék a mágneses téren akadálytalanul áthatolnak, de a forró plazma ionizálja az atomokat, és így már a mágneses tér csapdájába esnek. A többi plazmarészecskével ütközve lassan leadják energiájukat és fűtik a plazmát. Más megoldásokban olyan rádióhullámokkal sugározzák be a plazmát, amelynek frekvenciája megegyezik vagy az elektronok, vagy az ionok ciklotronfrekvenciájával, elnyelődnek a plazmában, és így a plazma valamelyik komponensét fűtik. Mivel időközben a berendezések mérete nagyra nőtt, a kiegészítő fűtésektől megkívánt teljesítmény is megawattokra rúg. Itt már nem egyszerű labor-kísérletekről, hanem ipari méretű technológiai kísérletekről van szó! Ezekkel a kiegészítő fűtésekkel a plazma hőmérséklete már elérte a fúzióhoz szükséges értéket.

A legtöbb berendezés csak plazmafizikai kísérleteket szolgál, így hidrogén- vagy deutériumplazmával működik, de a 90-es években először az amerikai TFTR, majd az Európai Unió JET berendezésén rövid időre több MW fúziós teljesítményt értek el deutérium-trícium plazmában. Meg kell jegyezni, hogy a szovjet-orosz kutatások a nyolcvanas évek közepén részben pénzügyi, részben technikai problémák miatt megrekedtek. Az 1985-ben indítani tervezett T-15 tokamak, amelyhez a számítógéprendszerrel a KFKI építette, sohasem indult el. A kutatók felhalmozott tudása viszont a világ különböző kísérleteinél hasznosul.

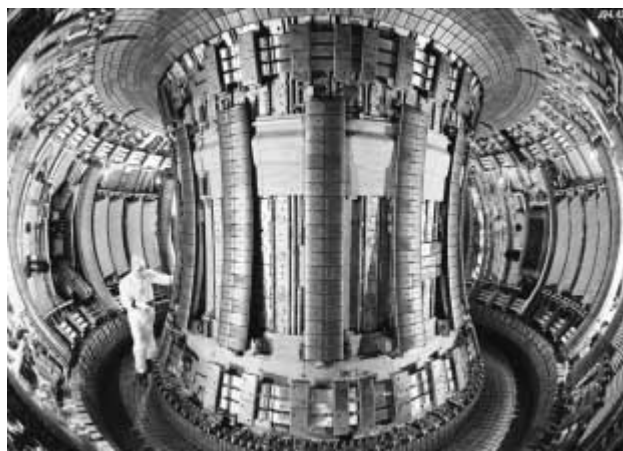


1. ábra. Divertor elrendezés a JET tokamakokon. A rajzon a plazma alsó részének metszete látható. A szevátrixon kívüli tartományban (az X alakú vonaltól kifelé) az erővonalak néhány toroidális körülfutás után metszik a divertorlemezeket. (Az ábráért köszönet a JET-nek és a European Fusion Development Agreementnek.)

A fűtés mellett másik fontos kérdés a mágneses tér előállítás. A nagy tokamakokhoz erős mágneses terekre van szükség, mégpedig nagy térfogatokban. Az ezt előállító tekercsekben a vezetők kis ellenállása is nagy veszteségi teljesítményt okoz. Például a legnagyobb tokamakon, a JET-en a mágneses teret keltő áramok fenntartására közel tízszer annyi teljesítményt fordítanak (kb. 200 MW, ami a paksi atomerőmű teljesítményének 10%-a), mint a plazma fűtésére. Ez nyilvánvalóan megengedhetetlen egy energia-termelő reaktorban, ezért egy fúziós erőműnek mindenképpen szupravezető tekercsekkel kell rendelkeznie, amelyekben az áram ellenállás nélkül folyik. A szupravezető tekercsek működéséhez körülbelül $-270\text{ }^{\circ}\text{C}$ -ra kell őket hűteni. Bár ez elég nehéznek tűnik egy 100 millió fokos plazma közelében, mégsem okozott megoldhatatlan feladatot. Szupravezető tokamakok már az 1970-es évek óta épülnek, és ma már ezek elkészítése és üzemeltetése sem okoz gondot. Szupravezető tekercsekkel felszerelt fúziós berendezésekben a mágneses tér fenntartása a tekercsek hűtésére fordított teljesítménnyel együtt is sokkal kevesebb teljesítményt emészt fel, mint a plazma fűtése.

A fűtés és a mágneses tér mellett egy fúziós berendezés harmadik fontos eleme a gázcsera megoldása, amellyel a plazmából a szennyező részecskék és a fúzióban keletkező hélium kiszűrhető, és a friss üzemanyag bejuttatható. Erre a célra kifejlesztették a *divertor* nevű szerkezetet (lásd 1. ábra). Ez úgy működik, hogy kiegészítő tekercsekkel a plazma szélén egy *szevátrix* felületet hoznak létre. Az ezen belül levő mágneses felületek topológiája változatlan marad, a kívül esők viszont néhány körülfutás után eltávolodnak a szevátrixtól és kifutnak a berendezésből. Ahol az erővonalak kifutnak a vákuumkamra falára, nagy hőállóságú (tipikusan grafit-) burkolat található. Ezekon a *divertorlemezek*en a plazma semlegesítődik, és az eközben a lemezekből kilökött szennyező atomok nem nagyon jutnak vissza a fő plazmába. A plazma anyagutánpótlását a kevésbé hatékony gázbefűjás mellett kis, fagyasztott hidrogén jégdarabok (*pelletek*) belövésével szintén megvalósították.

Tokamak berendezéseken alapvető feltétel a plazmaáram fenntartása. Ez rövid ideig egy transzformátor segítségével indukzív úton biztosítható, de folytonos üzemben ez nem lehetséges. Az áram hajtására olyan mikrohullámú eszközöket fejlesztettek ki, amelyek a képesek a plazmában az elektronokat egy irányban gyorsítani és ezzel transzformátor nélkül áramot kelteni. Nagynyomá-



2. ábra. A világ legnagyobb tokamakja, a JET karbantartás idején. A berendezés alján körülfutó árok a divertor, amely más nagy hőterhelésnek kitett tartományokkal együtt grafitéglákkal van burkolva. A kamra falán az ember mögött látható ferde panelok ion-ciklotronrezonancia-fűtőantennák. (A kép közreadásáért köszönet a JET-nek és a European Fusion Development Agreementnek.)

sú plazmában egy különös jelenség is segít a plazmaáram hajtásában. A csavarodó erővonalak mentén a tórusz belső és külső oldala között mozgó elektronok erősebb mágneses teret éreznek a tokamak belső oldalán, és egy részük erről mint mágneses tükörről visszaverődik és befogódik egy zárt pályára: ide-oda jár a tokamak külső és belső oldala között, és eközben lassú driftmozgást is végez. Ennek eredményeképpen az egyik irányban haladva közelebb megy a plazma sűrű közepéhez, mint a másik irányban. A többi részecskével való ütközés miatt egy adott pontban a sűrű tartomány felől több befogott részecske érkezik, mint a másik irányból. Ez a sebesség-aszimmetria az ütközések révén átadódik a nem befogott elektronoknak is, így állandóan aszimmetriát pumpál az elektronok erővonal menti mozgásába, és plazmaáramot kelt. Ez a folyamat nagyon szép példája az egyrészecske- és a kollektív mozgások közötti kölcsönhatásnak. A plazma nyomásgradiense tehát képes áramot kelteni. Ez a 90-es években kísérletileg is kimutatott „bootstrap-áram” nevű jelenség számítások szerint egy reaktor paramétereit berendezésben akár a plazmaáram felét is fedezheti.

Bár a 70-es és a 80-as évek egyértelműen a tokamak berendezések jegyében teltek, néhány kisebb csoport folytatta a sztellarátorok fejlesztését. A számítástechnika fejlődésének hatására tudtak már olyan tekercsrendszert is tervezni, amely a plazmában folyó áram és helikális tekercsek nélkül hoz létre csavart térszerkezetet. A geometriát úgy optimalizálták, hogy a részecskék neoklasszikus transzportját minimalizálják és az összetartható plazma nyomását maximalizálják. Ezek a berendezések néhány (3–5) azonos modulból állnak, melyeken belül minden tekercs különböző. Egy ilyen *moduláris sztellarátor* tekercsrendszert mutat a 3. ábra.

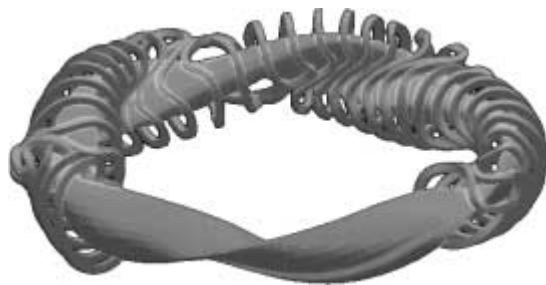
A 70-es és 80-as években megterveztek és kipróbáltak egy fúziós reaktor legtöbb elemét. Rengeteget fejlődött a technika, és kialakultak azok a mérési eljárások is (*diagnosztikák*), amelyek betekintést engednek a plazma belső folyamataiba. A különböző méretű berendezések eredményeinek összehasonlításából empirikus skálator-

vényeket állítottak fel, amelyekből becsülni lehetett, mekkora berendezés kell egy reaktor megvalósításához. A technikai előrehaladással párhuzamosan lassan fény derült arra is, hogy mi történik a plazmában.

Önszerveződés a plazmában

Az előző fejezetben leírt, világos technikai fejlődési folyamat látszólag egyenes úton vezetett az elért eredményekhez, valójában azonban az gazdag volt izgalmas pozitív és negatív fordulatokban. Az első szovjet tokamak kísérletek után különböző méretű berendezések épültek szerte a világon, először kizárólag ohmikus fűtéssel és divertor nélkül. Bár a plazmában zajló transzportfolyamatok részletei nagyrészt ismeretlenek voltak, mégis az egy méter körüli nagysugarú tokamak berendezések eredményeiből empirikusan extrapolálva úgy nézett ki, hogy 3 m körüli nagysugarú deutérium-trícium keverékkel működő tokamak elérhető lenne a $Q = 1$ energiamérleg, ha az akkor használt ohmikus fűtés mellé az előző fejezetben bemutatott kiegészítő fűtések is megvalósítanák. Ez ugyan még nem reaktor, de már nagyon közel van ahhoz, ezért az USA-ban és Európában is tervek készültek nagyméretű D–T tokamakokról. Princetonban 1982-ben indult meg a TFTR (*Tokamak Fusion Test Reactor*), amely egy hagyományos kör keresztmetszetű berendezés. Európa még ambiciózusabb tervet dolgozott ki, egy hatalmas D keresztmetszetű tokamakot (JET). A speciális alak oka az volt, hogy adott méret esetén így nagyobb plazmatérfogatot lehet elérni, másrészt az MHD számítások szerint egy hosszúkás keresztmetszetű plazma magasabb nyomásig stabil. Az ohmikus fűtésű kezdeti kísérletek mindkét berendezésnél igazolták a várakozásokat, azonban a kiegészítő fűtések megindításakor igen kedvezőtlen tendencia rajzolódott ki: a fűtés teljesítményével körülbelül $P^{-1/2}$ szerint csökken a plazma energia-összetartási ideje. Ez a jelenség egyrészt teljesen érthetetlen volt, másrészt azt jelentette, hogy egy fúziós reaktor szükséges méreteinek sokkal nagyobbaknak kellene lenniük, mint azt eredetileg gondolták.

A reménytelennek tűnő helyzetből kiutat látszott mutatni az 1982-ben a garchingi (Németország) ASDEX (*Axially Symmetric Divertor Experiment*) tokamakon véletlenül felfedezett jelenség. Ez volt az első berendezés, amelyen az előző fejezetben leírt tengelyszimmetrikus divertor koncepcióját megvalósították. Azt találták, hogy bizonyos paramétertartományban a plazma spontán módon átugrik egy hosszabb energia-összetartási idővel jellemezhető állapotba. Ezt az állapotot elnevezték „H-mode”-nak (*high confinement*), hogy megkülönböztessék az „L-mode”-nak elnevezett hagyományos működéstől. Ezután rövid idő alatt mindenféle üzemmódokat találtak különböző berendezésekben, amelyek jó része csak egy berendezésen és speciális esetekben jelentkezik. A fúziós plazmafizika kezdett a zoológiára hasonlítani, a kevés mért paraméter alapján próbálták a különböző méretű és geometriájú berendezések eredményeit összehasonlítani. A kilencvenes évek elejére a kép tisztulni kezdett. A „H-mode”-ot minden divertoros tokamak, sőt a legnagyobb moduláris sztellarátor is reprodukálni tudta. Nem divertoros berendezé-



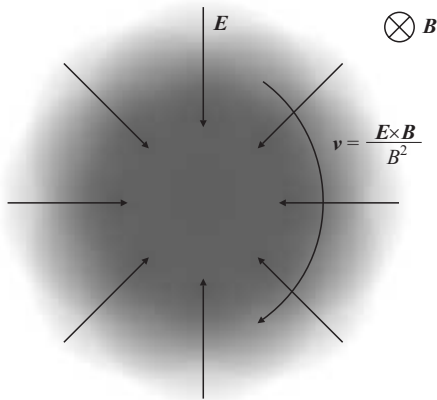
3. ábra. A Németországban építés alatt álló Wendelstein 7-X szupravetelő sztellarátor moduletekerceinek számítógépes képe (az előtérben levő tekercek nélkül). Ezt a tekercsrendszert körülveszi még egy közös toroidális tekercs. A tekercsen belüli szalag a plazma. A csavarodó mágneses teret a tekercsen csavarvonalonban végigfutó alak adja. A berendezés átmérője körülbelül 10 m. (A kép közreadásáért köszönet a Max-Planck-Institut für Plasmaphysiknek.)

sekben is elő lehetett ezt az állapotot idézni a plazma szélén egy elektromos tér alkalmazásával. A plazmadiagnosztika fejlődésével aztán kiderült az is, mi történik az „L–H” üzemmódok átmeneténél: a plazma szélén megjelenik egy néhány centiméter vastagságú réteg, amelyben a hő- és részecsketranszport sokkal alacsonyabb értékű, mint mélyebben a plazmában (transzportgát). Olyan ez, mintha egy paplanba csomagolnánk a plazmát, és ezzel tartanánk melegen. Hogy megértsük, hogyan történik ez, vissza kell nyúlnunk a plazmán belüli transzportfolyamatokhoz.

Az előző fejezetben azt írtuk, hogy az elmélet szerint a mágneses felületeken keresztül a részecske- és hőtranszport az ütközések és driftmozgás által meghatározott neoklasszikus diffúzióval történik. Az elméletben ez valóban így is volt, a gyakorlatban azonban már a hetvenes években is látszott, hogy a hődiffúzió nagyságrenddel nagyobb, mint a neoklasszikus elméletből számolt. Ahogy a diagnosztika fejlődött, lehetővé vált sűrűség-, hőmérséklet-, sugárzási és egyéb profilok megbízható mérése, és ezek alapján az effektív transzportegyütthatók kiszámítása. Az eredmények igazolták a korábbi sejtéseket, hogy a mágnesesen összetartott plazmákban a transzport általában nem neoklasszikus, ezért elnevezték *anomális transzportnak*.

Az anomális transzport értelmezésére már a hetvenes években is született elképzelések. Ezek nagyrészt arra alapoztak, hogy a plazmában rövid hullámhosszú, körülbelül milliméteres hullámok instabilak lehetnek, és ezek az instabilitások (végül is a plazma kollektív viselkedése) okozhatja az anomális transzportot. Ha instabil hullámok vannak a plazmában, azoknak fluktuációkat kell okozniuk a plazma paramétereiben, ezért számos diagnosztikát fejlesztettek ki fluktuációk mérésére. A 80-as, 90-es évek mérései azután megmutatták a fluktuációk általános tulajdonságait:

- Nem láthatók karakterisztikus hullámhosszak vagy frekvenciák: a spektrumok egy érték felett $k^{-\alpha}$ vagy $f^{-\alpha}$ függést mutatnak.
- A fluktuációs amplitúdó a plazma szélén 10–50%, a plazma középső tartományaiban viszont csak 0,1–1%.
- A korrelációs hosszak tipikusan cm körül vannak, szemben az instabilnak gondolt hullámok milliméteres hullámhosszával.
- A mágneses tér fluktuációja kicsi, a fluktuációk elektrosztatikusak.

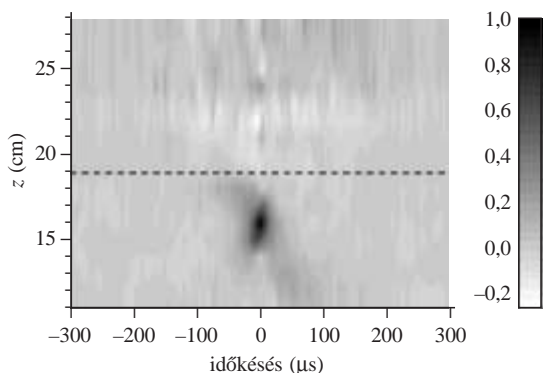


4. ábra. Elektrosztatikus örvény a plazmában. Az örvény közepén a potenciálmaximum radiálisan befelé mutató elektromos teret kelt, amely az $\mathbf{E} \times \mathbf{B}$ drift miatt körben mozgatja a plazmát.

Természetesen azonnal felmerül a kérdés, hogy a mágneses tér perturbációja nélkül hogyan transzportálódnak a részecskék a mágneses felületek között, hiszen Larmor-pályájuk középpontja egy mágneses erővonalhoz kötött. A magyarázatot a driftmozgások adják. Mint már említettük, az $\mathbf{E} \times \mathbf{B}$ drift a plazma minden részecskéjét egyformán mozgatja. Ha a plazmában valahol egy potenciálmaximum keletkezik (lásd 4. ábra), akkor ekörül az elektromos tér körben áramoltatja a plazmát: örvény keletkezik. Egy ilyen véges élettartamú elektrosztatikus örvény megkeveri a plazmát, és így egy térben változó profilon részecskéket és hőt transzportál. Sajnos az ilyen elektrosztatikus örvények kísérleti kimutatása nagyon nehéz, mert elektromos teret (potenciált) jó hely- és térbeli felbontással csak a plazma szélén tudunk szondákkal mérni. Ezek a szondamérések azonban valóban ki is mutattak korrelált potenciál- és sűrűségfluktuációkat, amelyekből számolt elektrosztatikus turbulens transzport magyarázatot adhat a mért globális anomális transzport nagyságára. Az egyszerű örvények mellett a mérések még azt is kimutatták, hogy időben erősen változó folyamatról van szó: csendes szakaszokat nagy kitörések követnek.

A mérések azt is megmutatták, hogy bár vannak különbségek a tokamak- és sztellarátorplazmában, a turbulencia alapjaiban nagyon hasonló. Ez arra utal, hogy az

5. ábra. Sűrűségfluktuációk tér-idő korrelációs függvénye a Wendstein 7-AS sztellarátor plazmájának szélső rétegében. Referenciapont $z = 16$ cm-nél, 43990 sz. lövés. A szaggatott vonal a legkülső zárt mágneses erővonal helyzetét jelöli, ez alatt a plazma érintkezik a vákuumkamrával. (A KFKI RMKI fúziós csoport mérése.)



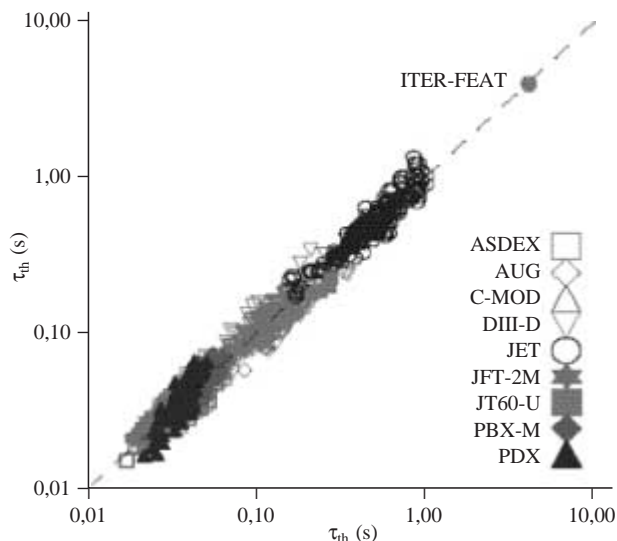
anomális transzport az összes mai berendezésben ugyanarra az alapfolyamatra vezethető vissza. Egy mért tér-idő korrelációs függvényt mutat példaként a 5. ábra.

Az általános tapasztalat, hogy nem találhatók a plazmában karakterisztikus hullámhosszak, megcáfolta azt a feltevést, hogy valamilyen hullám instabillá válik, részecskéket transzportál, majd elhal. A $k^{-\alpha}$ típusú spektrumok a hidrodinamikából ismert nemlineáris turbulenciára utalnak, amelyben sok hullám nemlineárisan hat kölcsön, és az energia a nagyobb hullámok felől áramlik a kisebb hullámok felé. A mérésekből tehát kikristályosodott az a kép, hogy a plazma anomális transzportját *mikroturbulencia* okozza. Azért hívjuk ezt mikroturbulenciának, mert a berendezés méretéhez képest kis örvényekről van szó.

Ha elfogadjuk, hogy a mágneses téren keresztüli transzportfolyamatokat a mikroturbulencia uralja, akkor kvalitatíven érthetővé válik a „H-mode”-ban a plazma szélén kialakuló transzportgát is. A magyarázat alapja az, hogy ha a plazmában a radiális potenciáeloszlásnak maximuma van, akkor a radiális elektromos tér erősen változik. Ez a változó elektromos tér változó sebességű (nyírt) $\mathbf{v}(\mathbf{r}) = \mathbf{E}(\mathbf{r}) \times \mathbf{B} / B^2$ áramlást okoz a mágneses felületekkel párhuzamosan. Ha az áramlás elég erősen nyírt, akkor az örvényt a differenciális áramlás „szétnyírja”, és így az áramlás hat az effektív turbulens transzportsebességre. Bár az örvények az ionokat és az elektronokat együtt mozgatják, mégis az általuk keltett effektív transzportsebesség különböző lehet az ionokra és az elektronokra, mivel a csatolás az örvény körüli perturbálatlan plazmához alapvetően különböző a különböző tömegű részecskékre. Ennek megfelelően a turbulencia megváltozása hat a plazma radiális potenciáeloszlására is. Ha ez a hatás tovább növeli a potenciálmaximumot, és ezzel a nyírt áramlás erősségét, akkor a plazma átesik egy másik állapotba, ahol a nyírt áramlások lecsökkentik az anomális transzportot. A „H-mode”-ban a magasabb áramlási sebességet és lecsökkent fluktuációs amplitúdót valóban ki is mutatták kísérletileg. Természetesen az áramlási sebesség nem növekedhet akármennyig, így a nyírt áramlás radiális kiterjedése is korlátozott: a plazma szélén csak lokális transzportgát alakulhat ki így. Ez a kvalitatív magyarázat mindenben megegyezik a kísérleti tényekkel, így ma általánosan elfogadott.

A 90-es évek végére a számítógépek teljesítménye olyan szintet ért el, hogy több csoport megkísérelhette a plazmaturbulencia szimulációját. Ehhez általában legalább két-komponensű, kinetikus elméletre alapozott számítógépes kódokat használnak. Az eredmények érdekes mechanizmusokat mutatnak: a turbulencia képes potenciálstruktúrákat és ezen keresztül $\mathbf{E} \times \mathbf{B}$ áramlásokat kelteni, az áramlások visszahatnak a turbulenciára, illetve az áramlások maguk is instabillá válhatnak. Ezek a folyamatok önszabályozó rendszert alkotnak, ahol az áramlások és a turbulencia dinamikus egyensúlyban vannak. Egy ilyen önszabályozó rendszerben természetesen nem meglepő, ha olyan átmenetek lépnek fel, mint amelyet a „H-mode”-nál láttunk.

A plazma önszerveződésére más példákat is találtak. Például azt tapasztalhatjuk, hogy a hőmérséklet-eloszlás meredeksége egy kritikus értékig nő, majd onnan nem változik tovább. A helyzet olyan jellegű, mint amit a granuláris anyagok fizikájában lehet tapasztalni: ha megpróbáljuk egy



6. ábra. Empirikus tokamak adatbázis. A grafikon a tokamakplazma mért energiaösszetartási ideje és más mért paramétereiből – például geometria, sűrűség – a skálatörvény alapján meghatározott energiaösszetartási idő közötti kapcsolatot mutatja. A különböző szimbólumok különböző berendezéseket jelölnek. (A kép közrebocsátásáért köszönet a JET-nek és a European Fusion Development Agreementnek.)

homokdomb meredekséget egy kritikus érték fölé növelni, akkor az megnövekedett transzporttal, lavinákkal válaszol.

Összefoglalva tehát ma úgy látjuk, hogy egy mágnese- sen összetartott fúziós plazma önszabályozó turbulens állapotban van. Az önszabályozás a profilok, a turbulencia és az áramlások kölcsönhatása során valósul meg, és a plazma ezek dinamikus egyensúlya által meghatározott állapotba áll be.

A következő lépés

Láthattuk, hogy egy fúziós reaktor megvalósításához szükséges plazma összetartásának, fűtésének, szabályozásának és diagnosztizálásának módszerei rendelkezésre állnak. A mai legnagyobb berendezések tiszta deutérium-plazmában produkálnak olyan körülményeket, amelyek D–T keverék esetén a $Q = 1$ energiamérleget kielégítene. D–T keverékplazmával ma csak az EU JET tokamakja képes üzemelni, ebben $Q = 0,55$ értéket demonstráltak tranzienzen, és $Q = 0,3$ körüli értéket tartósan.

Az elmúlt körülbelül 20 év kísérletei alapján kialakult egy empirikus skálatörvény, amely a tokamakok H-üzem- módban érvényes energia-összetartási idejét és más paramétereit képes néhány 10%-os pontossággal leírni. Egy példa erre a 6. ábrán látható. A mért energia-összetartási idők két nagyságrendet fognak át, a reaktortartományig még körülbelül 3-as faktort kellene extrapolálni.

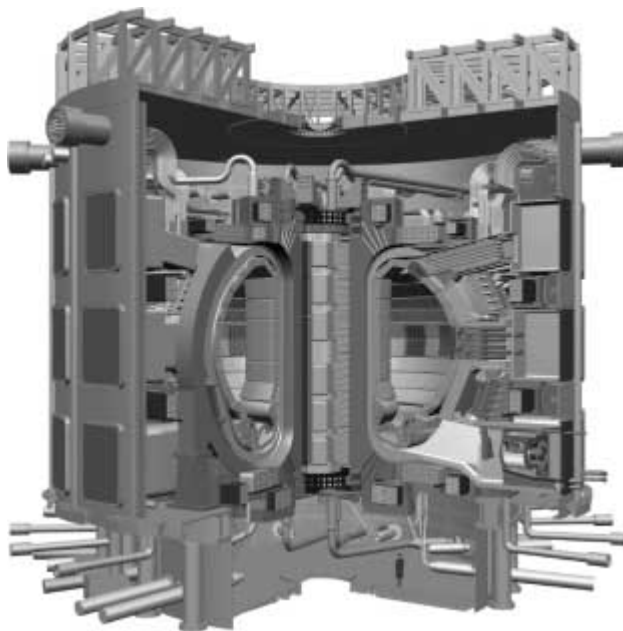
Bár a mai berendezések közel járnak a reaktortartományhoz, egy fontos dolgot mégsem lehet rajtuk vizsgálni: az α -részecskék fűtő hatását és természetesen a begyűjtést. Kérdés, hogy érdemes-e ennek a kérdésnek a vizsgálatára külön berendezést építeni, vagy praktikusabb lenne egy olyan kísérlet, amely egy reaktor technológiai elemeit is vizsgálni képes. Mindkét lehetőségre készültek tervek. Az α -fűtés vizsgálatára az USA-ban terveztek egy FIRE

nevű, a JET-nél kisebb, nagy mágneses terű tokamakot. Ebben réztekerccsekkel állítanák elő a mágneses teret. A tekercek hűtését hőtehetlenségük oldaná meg: a folyékony nitrogén hőmérsékletéről (-160 °C) indulva néhány tíz másodperc alatt felmelegednének a megengedhető maximális hőmérsékletig, így a plazmakisülés csak néhány tíz másodperc lehetne.

A komplex reaktortesztelésre az ITER nevű berendezést tervezték meg még a 90-es években EU–USA–Oroszország–Japán együttműködésben. Az eredeti tervek szerint a berendezés fúziós égést ($Q = \infty$) tudott volna demonstrálni, és teljesítménye körülbelül megfelelt volna egy energiatermelő reaktor teljesítményének. Az amerikai tudománypolitika változásai miatt az USA ebből a projektből 1998-ban kiszállt és saját fúziós kutatásának inkább fizikai alapkutatói irányt választott, közepes méretű és alternatív berendezésekkel. A megmaradó három partner a politika kívánságára áttervezte a berendezést kisebbre és olcsóbbra (7. ábra). A módosított tervek 2002-re készültek el. Ezek szerint az ITER $Q = 10$ energiamérleget tud majd produkálni körülbelül 500 MW fúziós teljesítmény mellett. A plazma standard paramétereit az eddigi berendezések alapján összeállított skálatörvénnyel és szimulációs programokkal határozták meg. A plazmát a jól ismert H-üzem módban tervezik működtetni, annak is az úgynevezett periodikus ELM (*Edge Localised Mode*) instabilitásokat tartalmazó fajtájában. Az ELM periodikusan rövid időre lerontja a plazmaszéli transzportgátat, és ezzel javítja a gázcserét a plazma és környezete között. Jelenleg ez a fajta működés tűnik a legjobbnak, bár az ELM-ek problémát is okoznak. Egy ilyen instabilitás a plazma termikus energiájának néhány százalékát kidobja a divertorlemezre, ahol az nagy, térben és időben lokalizált hőterhelést és a divertor erózióját okozhatja.

Az ITER a tervek szerint egy JET-hez hasonló elrendezésű tokamak lenne, körülbelül kétszeres méretben,

7. ábra. Az ITER berendezés terve. A méreteket a tórusz alatt álló ember sziluettje szemlélteti. A külső határoló henger a kriosztát fala, ezen belül a berendezés a szupravezető tekercek miatt körülbelül 3 K-re van hűtve. (A kép közrebocsátásáért köszönet az ITER tervezőcsoportnak.)



azonban szupravezető tekercsekkel. Ennek megfelelően a mágneses tér fenntartása minimális teljesítményt igényelne. A plazma fűtésére és szabályozására semleges részecskenyalábok, ion- és elektron-ciklotron-fűtés állna rendelkezésre 75 MW összteljesítménnyel. Hagyományos induktív áramhajtással $Q = 10$ mellett 300 másodperces plazmakisüléseket terveznek. Ez a plazmán belül zajló összes folyamat időállandójánál nagyságrenddel nagyobb, tehát plazmafizikai értelemben folytonos működésnek tekinthető. Kiegészítő áramhajtási eljárásokkal $Q = 3$ mellett legalább 1000 másodperces kisüléseket is terveznek, amely már az egész berendezés szempontjából stacionáriusnak vehető. A berendezés nemcsak egy papíron létező elképzelés, hanem számos kulcsalkatrészét meg is építették, és ki is próbálták. Ilyen például a tórusz közepén található központi szolenoid egyik darabja, valamint a vákuumkamra egy szegmense.

Az ITER működését az első 5 évben tiszta deutérium-plazmával tervezik, majd utána kerülne sor D–T működésre. Ehhez a trícium külső forrásból származna, de az ITER-ben különböző tríciumtermelő kazetták tesztelését is tervezik, így a berendezés valóban egy komplex fúziós plazmafizikai és technológiai teszt lenne.

Az ITER plazmaparamétereit elég konzervatív módon igyekeztek megbecsülni, így a kutatók körében általános vélemény, hogy tudni fogja az elvárt paramétereket. További bizakodásra ad okot, hogy az utóbbi években több olyan üzemmódot is kidolgoztak a mai tokamakokon, amelyek a standard ELM-es H-üzemmódnál jobb paraméterekkel rendelkeznek [1]. Az ITER működtetésével szembeni bizonytalan kérdések nem is annyira tiszta plazmafizikai oldalról jelentkeznek. Az egyik bizonytalanság, hogy a ma ismert skálátörvények alapján az egy ELM-ben kidobott energia nagyságát csak nagy bizonytalansággal tudjuk meghatározni. A becsült tartomány alsó határán a divertorok élettartama gyakorlatilag végtelen, a felső határon viszont a plazma eróziója miatt megengedhetetlenül rövid.

A másik kapcsolódó probléma, hogy a ma alkalmazott grafit divertorburkolat nem tűnik alkalmasnak hosszú tríciumműködésre. A plazma a grafitelemeket a nagy terhelésnek kitett helyeken erodálja, majd más helyen a sznet tríciummal együtt lerakja [2]. Ráadásul ezek a lerakott rétegek mechanikailag lazák és könnyen porlanak. A berendezésben felszaporodó néhány száz gramm feletti trícium szigorúbb sugárvédelmet tenne szükségessé, mint amit a szükséges mennyiség egyébként indokolna, ezért a trícium felszaporodását igyekeznek elkerülni. A grafitburkolatot, úgy tűnik, lehetne wolframmal helyettesíteni, azonban ennek hőterhelhetősége kisebb, mint a grafité, és éppen az ELM hőterhelési csúcsok bizonytalansága miatt ma még nem tudjuk, alkalmazható-e. Meg kell jegyezni, hogy az ELM-ek szabályozására már kipróbáltak néhány ígéretes módszert, szükség esetén azokat is be lehetne vetni.

Az ITER tervezett beruházási költsége körülbelül 5 milliárd euro. 2003-ban visszatért a projektbe az USA, valamint csatlakozott Kína és Korea is. (Mindkét ázsiai ország jelenleg maga is épít nagyobb tokamak berendezést.) A lehetséges helyszínről jelenleg intenzív tárgyalások folynak, a probléma most nem a pénz előteremtése, hanem a helyszín kiválasztása. Maga a berendezés építése a hely-

szín kiválasztása – lapzártakor dőlt el, hogy ez a franciaországi Cadarache lesz, a döntésről következő számunkban részletesebben beszámolunk (szerk.) – után 3 évvel kezdődhetne és körülbelül 8 évig tartana.

Az ITER sikeres működése esetén a következő berendezés egy demonstrációs áramtermelő reaktor lenne. Ehhez egy kérdés vár még tisztázásra, amelyet az ITER nem tud megoldani. A számítások szerint egy kereskedelmi fúziós reaktor plazmához közeli szerkezeti anyagában olyan nagy lenne a neutrondózis, hogy az az anyag roncsolódásához és felaktiválódásához vezet. A felaktiválódás alacsony szinten tartására kifejlesztettek egy EUROFER nevű alacsony aktiválódású acéltövezetet [3]. Ezt az anyagot neutronroncsolási vizsgálatoknak vetették alá fission kutatóreaktorokban, azonban ezek a reaktorok sem energiaspektrumban, sem dózisban nem tudnak olyan neutronbesugárzást utánozni, amely egy kereskedelmi reaktor sok éves működése alatt lépne fel. Viszonylag rövid kísérleti impulzusai alatt ezt az ITER sem tudná produkálni, így szükség lenne egy speciális gyorsítóra alapozott neutronforrás megépítésére. Ennek koncepciói tervei készen vannak, jelenleg kezdődik a mérnöki tervek elkészítése. Ennek az IFMIF-nek (*International Fusion Material Irradiation Facility*) nevezett berendezésnek az ITER-rel párhuzamosan kellene működnie, hogy az ITER-kísérletek végére eldönthessük, milyen anyagból épüljön az első áramtermelő fúziós reaktor, amely 2030 táján kezdhetne működni.

Zárszó

A mai eredményekből és szimulációkból kiinduló konzervatív extrapolálás azt mutatja, hogy egy reaktorparaméterű és legalább tízszeres energiasokszorozású fúziós plazmakísérlet megvalósítható. Ez lenne az ITER-kísérlet, amelynek megvalósítására 2003-ban egy hatoldalú együttműködés alakult ki az Európai Unió, Japán, Kína, Korea, Oroszország és az USA részvételével. Ha a helyszínről folyó tárgyalások véget érnek, akkor a berendezés körülbelül 3 éves engedélyezési és előkészítési eljárás után 8 év alatt épülhetne meg. Az ITER sikere esetén egy áramtermelő reaktor megvalósítása következhetne. Számítások szerint a fúziós energia más energiaforrásokkal versenyképes és környezetbarát lenne, azonban a berendezések nagy mérete és bonyolultsága miatt ezt az energiaforrást csak a 21. század második felében kezdhetnénk hasznosítani.

Irodalom, könyvek, Internet

1. M.L. WATKINS – Plasma Phys. and Controlled Fusion 44 (2002) B173
 2. V. PHILIPPS ET AL. – Plasma Phys. and Controlled Fusion 45 (2003) A17
 3. I. COOK ET AL. – Plasma Phys. and Controlled Fusion 44 (2002) B121
- C.M. BRAAMS, P.E. STOTT: *Nuclear Fusion* – Institute of Physics Publishing, 2002, ISBN 0-750-0705-6
- J. WESSON: *Tokamaks* – Oxford University Press, 2004, ISBN 0-19-850922-7
- F. CHEN: *Introduction to Plasma Physics* – Institute of Physics Publishing, 1997, ISBN 0-7503-0325-5
- Magyar magfúziós honlap (előadások, lexikon, hírek): www.magfuzio.hu
 ITER: www.iter.org
 JET: www.jet.efda.org
 Fúziós dokumentumgyűjtemény, hírek: fire.pppl.gov