

Az európai fúziós útiterv

Zoletnik Sándor

MTA Wigner Fizikai Kutatóközpont

1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út. 29-33.

A szabályozott magfúziós kutatások eddig leginkább a folyamathoz szükséges forró plazma összetartásával és manipulálásával foglalkoztak, egy energiatermelő reaktor megépítése még nagyon távolinak tűnt. A berendezések méretének növekedésével a költségek is növekedtek és az Európai Bizottságban felmerült a kérdés, hogy milyen lépések vezethetnek el egy fúziós reaktor megépítéséhez körülbelül 2050-re. Erre válaszul született meg az EURATOM „fúziós útiterve”. A cikkben áttekintjük az útiterv hátterét, a felvázolt kutatási folyamatot és a magyar hozzájárulást.

A kezdetek óta a szabályozott magfúziós kutatások végső célja a fúziós erőmű megalkotása. Kezdetben a problémák még kevésbé voltak ismertek, ezért a lelkesedés nagy volt és gyors eredményt vártak. Az 1958-as „Atoms for Peace” konferencián hangzott el az a jóslat, hogy 30 év kell a fúziós erőmű létrehozásához. 1988-ban valóban voltak már olyan fúziós berendezések, amelyek a pozitív energiamérleg közelébe férkőztek, mint például a JET, a közös európai tokamak. Egy erőmű azonban még a láthatáron sem volt ekkor. Ennek oka, hogy a fejlesztés során számos korábban ismeretlen technikai és fizikai probléma merült fel. Ezek leküzdésére a kutatók egyre jobban specializálódtak, és az elmúlt évtizedekben már nem csak a „fúziós kutató” kategória létezett, hanem a kutatók egy-egy rendkívül partikuláris kérdéssel foglalkoztak akár évtizedekig. Ennek megfelelően a végső célra irányultság csökkent. 2006-ra viszont kialakult egy nemzetközi együttműködés egy reaktor méretű, de még mindig csak fizikai-technológiai kísérlet létrehozására ITER néven [1]. Az ITER építése és a kapcsolódó koordinált európai fúziós kutatások a 2007-2011 időszakban évente majd 400 millió Euró uniós támogatást kaptak, ennek ellenére az ITER – mint csaknem minden nagyberendezés – az eredeti tervekhez képest jelentős csúszást és költség-növekedést mutatott. Ez természetesen felvetette a kérdést az Európai Parlamentben és az Európai Bizottságban is, hogy hová is tart az európai fúziós kutatás, és mennyit érdemes rá költeni a 2014-2020 közötti Horizon 2020 kutatási programban. A kérdés vizsgálatára egy 7 fős független bizottságot kértek fel, amely európai nem-fúziós kutatókból és ipari vezetőkből, valamint egy amerikai fúziós szakemberből állt össze.

A „Wagner panel” első feladata volt megvizsgálni, hogy a JET kísérletet meddig érdemes még üzemeltetni, mit ad hozzá az ITER előkészítéséhez. A döntéshozók számára talán meglepő módon az a vélemény született, hogy a JET 30 évvel elindítása után is a világ vezető fúziós berendezése, amely sok kérdésben hozzá tud járulni az ITER előkészítéséhez, érdemes lenne tehát még üzemeltetni. A második menetben ez a csoport véleményt formált az EU fúziós program jövőbeli stratégiájára. Véleményük lényege az volt, hogy egyrészt a fúziós erőmű kifejlesztése változatlanul nagyon fontos és

aktuális, másodsor az EU fúziós program nem eléggé orientált egy erőmű fejlesztésére, szükség lenne egy útitervre, hogy hogyan jutunk el oda. Erre válaszul kérte fel az Európai Bizottság a fúziós laborok szövetségét (EFDA), hogy dolgozzon ki egy részletes útitervet, hogyan lehet eljutni egy demonstrációs fúziós erőműig (DEMO) 2050-re. 2013-ra elkészült a fúziós útiterv [2] amely meghatározza munkánkat a következő évtizedekben. Meg kell jegyezni, hogy az útiterv lehetőségeit két határfeltétel erősen behatárolta. Az egyik, hogy 2050-re üzemeljen egy „valamennyi” elektromos áramtermelést demonstráló erőmű, a másik pedig, hogy a költségvetés a realitások talaján álljon.

A Wagner panel véleményének része volt az is, hogy az európai fúziós programot át kell alakítani célirányosabb működésre, ahol szorosabb együttműködés van a laborok és a berendezések között és csak azok a berendezések működjenek európai pénzből, amelyek feltétlenül szükségesek a programhoz. Erre válaszul az Európai Bizottság a 2014-2020 időszakra a fúziós program szervezését egy, a nemzeti kormányok által delegált laborokból létrehozott konzorciumra ruházta. Ez az Eurofusion konzorcium, amely egy támogatási szerződés keretében az Euratom részére végzi a fúziós kutatásokat. Az ITER építése és előkészítése változatlanul a Fusion for Energy szervezetre hárul.

A fúziós reaktor megvalósításának feltételei

Mielőtt megvizsgálánk a fúziós útitervet, nézzük meg milyen fizikai feltételeknek kellene megfelelni egy fúziós erőműnek. A deutérium-trícium (DT) magreakcióval megvalósított fúziós erőmű legalapvetőbb feltétele, hogy a DT gázkeverék hőmérséklete $T=20-30$ keV, azaz néhány százmillió °C legyen. Ilyen hőmérsékleten a gáz plazma állapotban van, és mágneses terekkel lehet egyben tartani. Az energetikailag pozitív működéshez ($Q \gg 1$) a Lawson kritériumot [3] kell kielégíteni:

$$n\tau_E \geq Q 10^{20} [m^{-3}s], \quad Q = \frac{P_f}{P_v}, \quad \tau_E = \frac{W}{P_v}, \quad W = 3nkTV,$$

ahol n a plazma sűrűsége, T a hőmérséklete, k a Boltzmann állandó, V a térfogata, P_f a fúziós teljesítmény, P_v pedig a plazma veszteségi teljesítménye. τ_E az „energia összetartási idő”, a plazma W teljes termikus energiatartalmának és a P_v veszteségi teljesítménynek a hányadosa. (A mennyiségeket SI egységekben mérjük.) Az energiaösszetartási idő azt mutatja meg, hogy milyen jól tudjuk szigetelni a plazmát a környezettől: minél kisebb a veszteség, annál hosszabb az energiaösszetartási idő. A teljes energiatartalom az ionok és az ideális esetben azonos számú elektronok kinetikus energiája a teljes V térfogatban. Mivel a kívánt hőmérséklet lényegében meghatározott, a Lawson kritérium adott energia összetartási idő (tehát szigetelés) mellett egy minimális sűrűséget határoz meg.

Azt gondolhatnánk, hogy ha nem sikerül jól szigetelni a plazmát – tehát rövid az energiaösszetartási idő, – akkor nagyobb sűrűséggel még mindig lehet fúziós reaktort építeni. Ez sajnos nem így van. Ugyanis a plazma kinetikus energiájából adódó nyomását az összetartó mágneses tér ellensúlyozza a maga $B^2/2\mu_0$ „mágneses nyomásával”. A plazma akkor tartható össze stabilan, ha a kinetikus nyomás nem több, mint maximum néhány 10%-a a mágneses nyomásnak:

$$3nkT < \beta \frac{B^2}{2\mu_0}$$

A B mágneses indukció értékét nagyberendezésekben a technikai korlátok valahol 5-10 Tesla körül korlátozzák, ezért a plazma sűrűsége nem lehet nagyobb néhány százszor 10^{20} m^{-3} -nél. A fentiekből következik, hogy *az energiaösszetartási időnek egy fúziós reaktor plazmájára másodperc nagyságrendben kell lennie.*

Az 1950-70-es évekre a tórusz alakú plazmaösszetartási sémák váltak meghatározóvá, mivel ezekből a mágneses erővonalak nem vezetnek ki. Világossá vált, hogy a tóruszban körbefutó erővonalakat meg is kell csavarni, hogy azok a tórusz teteje és alja között kapcsolatot létesítsenek, ezzel a tér görbülete miatt a tórusz alján és tetején felgyűlő elektronokat és ionokat összekeverjék. A legsikeresebbek a „tokamak” berendezések voltak, melyekben ezt a mágneses tér csavarását a plazmában folyó erős, akár egymillió amperes áram hozza létre. Sikerességük ellenére is az energiaösszetartási idő nem ért el csak maximum néhány 10 ms-ot. Látszott viszont a tendencia, hogy nagyobb berendezések nagyobb energiaösszetartási időt produkálnak. Ez akkor még nem volt érthető, mivel a részecskék ütközéséből adódó mágneses téren keresztüli hővezetésre a számítások kis értéket mutattak, tehát úgy gondolták, hogy a veszteségeket a plazma sugárzása kell, hogy dominálja. Ez ugyanúgy a térfogat függvénye, mint a plazma energiatartalma, tehát az energiaösszetartási idő nem kellene, hogy függjön a berendezés méretétől. Később kiderült viszont, hogy a veszteségeket a plazma turbulencia által okozott hőtranszport határozza meg, ami első közelítésben arányos a felülettel. A berendezés méretének növelésével a felület/térfogat arány csökken, tehát nagyobb berendezésekkel közelebb kerülünk a megoldáshoz. Viszont a plazmaturbulencia megértése igen nagy alapkutatói kihívás és még a mai napig nem számítható ki megbízhatóan.

Követve a tapasztalatokat az 1970-es években terveztek néhány nagyberendezést, amely a $Q \approx 1$ értéket próbálta elérni. A két legnagyobb, és tríciummal is üzemeltethető tokamak az európai JET és az USA-beli TFTR voltak. Ezeknél

– és más kisebb berendezéseknél – kifejlesztették a plazmafűtési, mérési, vezérlési eljárásokat, amelyekkel a kívánt hőmérséklet, sűrűség és stabilitás elérhető. Kidolgoztak egy divertornak nevezett mágneses konfigurációt is, amely a plazma szélén képes kontrolláltan megoldani a gázcserét, ami az állandóan keletkező hélium miatt elengedhetetlen egy folyamatos reaktor üzemhez. A kísérletek során azonban világossá vált, hogy a plazma turbulencia nem jól „reagál” a plazma fűtésére: az energiaösszetartási idő csökken, ha erősebben fűtik a plazmát. Szerencsére egy spontán állapotátmenetet is találtak, amely bizonyos paraméter-tartományban egy jobb hőszigetelésű, H-módnak nevezett állapotba viszi a plazmát. A H-módban a plazma szélén a turbulenciát egy stabil, erősen nyírt áramlás nyomja el és így lecsökken a hőveszteség.

A H-mód kiváló hőszigetelése egyben sajnos azt is jelenti, hogy kevés részecske is jut ki a plazmából, így nem lehetne egy reaktorban megoldani a DT reakció során felszabaduló hélium elszívását. Ezt spontán módon megoldja, hogy H-módban a plazmaszéli nyomásgradiensek olyan nagygyá válnak, hogy periodikusan instabilitások keletkeznek. Egy-egy ilyen ELM (Edge Localized Mode) esemény során a részecskék és a plazmaenergia néhány százaléka távozik a plazmából, megoldva a gázcserét. Bár a H-mód részletei ma sem írhatók le elméletileg, az állapotot minden releváns berendezésen produkálták, így ma ezt tekintjük egy tokamak alapú fúziós reaktor kívánt üzemmódjának.

Szót kell még ejteni a tokamak fejlesztések mellett egy mellékágányról is. Még a tokamakok felfedezése előtt próbálkoztak a „sztellarátor” berendezésekkel, melyekben a mágneses tér megcsavarását nem a plazmában folyó áram, hanem a berendezés valamilyen módon csavart geometriája okozza. Sajnos egyszerű geometriák (pl. 8-as alak, vagy a tóruszra csavart helikális tekercselés) csak a tokamakoknál rövidebb energiaösszetartási időt eredményeztek, ezért a sztellarátorok fejlesztése háttérbe szorult. Az 1980-as évekre azonban a számítási kapacitás olyan szintet ért el, hogy lehetővé vált a plazmaösszetartásra optimalizált, bonyolult szerkezetű sztellarátorok tervezése és építése. Ezek eddigi legsikeresebb képviselője a Wendelstein 7-AS [4] volt, amely demonstrálta, hogy a plazmában folyó áram nélkül is lehet tokamakokhoz hasonló plazmaösszetartást elérni. A plazmaturbulencia általános jelenségnek bizonyult, a sztellarátorokban ugyanúgy meghatározó, a vele járó H-mód és ELM jelenséggel együtt.

A mágneses fúziós sémák mellett elvileg pozitív energiamérleg lenne elérhető robbanásszerű folyamatban, egyfajta mini-hidrogénbombában is. Ezt hívjuk inerciális fúzióknak, mivel a plazmát csak a tehetetlensége tartja össze. Ebben a megoldásban azonban csak akkor kapunk kezelhető mennyiségű energia-felszabadulást egy robbanásból, ha a kiinduló közeg sűrűsége a szilárdtest sűrűség ezerszerese. Ennek elérése rendkívüli technikai megoldásokat igényel, melyre vannak ígéretes lézeres és más próbálkozások, azonban még nem világos, milyen séma lenne a leginkább megvalósítható.

A plazmaösszetartás mellett a fúziós reaktor egy másik kritikus eleme a trícium előállítás. Trícium a természetben csak nagyon kis mennyiségben fordul elő, ezért magában a reaktorban kell a DT reakcióban keletkező neutron által lítiumban kiváltott magreakcióban előállítani. Erre szolgálna

a fúziós reaktor köpenye, amely a plazmát körülvevő elnyeli a 14 MeV-es neutronok energiáját és előállítja a tríciumot. Ugyan a magreakciók ismertek, a technikai megoldás nem világos, és a mai berendezéseken nem is tesztelhető.

Korábbi DEMO tervek

Fúziós reaktor koncepciók természetesen már a kezdetektől léteztek, azonban ezek olyan feltevéseken alapultak, melyeket a gyakorlatban még nem próbáltak ki. Komolyabbnak tekinthető elképzelések azóta vannak, mióta a JET, TFTR és a japán JT-60U berendezésekben folytatott kísérletek során reaktor paraméterekkel rendelkező plazmát tudtak előállítani és demonstrálni a fűtéshez, gázcserehez, méréshez, vezérléshez szükséges eljárásokat. Meg kell említeni az amerikai ARIES programot [5,6], amely évtizedeken keresztül dolgozott ki különböző opciókat, melyeket a működő berendezéseken elért eredmények alapján aktualizáltak. A program azonban nem ment részletekbe a technikai megvalósításról és az amerikai fúziós közösség nem alakított ki egy részletes tervet, hogy hogyan lehetne elérni a célokat.

Másik fontos tanulmány volt 2005-ben az európai „Power Plant Conceptual Study” (PPCS)[7], amely az európai fúziós program reaktorhoz kapcsolódó technológiai fejlesztéseire és a működő tokamakokon elért plazmafizikai eredményekre alapozott. Nem csak a már konkrétan elért eredményeket vette figyelembe, hanem feltevéseket tett arra, hogy milyen berendezést lehetne építeni, ha bizonyos technológiák továbbfejlődnek. Négy, a JET tokamakhoz hasonló, de annál lényegesen nagyobb berendezést vizsgáltak 1,3-1,5 GW nettó elektromos teljesítménnyel. A négy variáció legfontosabb különbsége a köpeny koncepció. A vízhűtésű, hélium gázűtésű és folyékony lítium-ólom ötvözet hűtésű köpeny egyre növekvő hőmérsékletet, és ezzel javuló termikus hatásfokot jelentenek, ami csökkenti a berendezés méretét, és az elektromos energia árát. Emellett más és más anyagtechnológiai és plazmafizikai igényeket vetnek fel, a legmagasabb hatásfokúhoz jelentős technológia előrelépésre van szükség.

A fúziós útiterv elemei

A fúziós útitervet az EFDA szervezet keretein belül kb. egy évi munkával készítették el és vitatták meg Francesco Romanelli EFDA vezető irányítása alatt. A legfontosabb megállapításokat a mintegy 50 oldalas tanulmány tartalmazza, de a részletek további mintegy 200 oldalon 15 mellékletet töltenek meg. Az útitervet a tervek szerint rendszeresen felül fogják vizsgálni és korrigálni. Az első felülvizsgálat már 2016-ban megtörténik.

A korábbi fúziós reaktor tanulmányok közös tanulsága, hogy a plazmafizika és a technológia nagyon szoros kapcsolatban áll, és nagyon kockázatos lenne a jelenlegi ismeretek alapján egy végső megoldást felvázolni. Ennek megfelelően az útiterv a haladást több lépcsőben képzelel el. Elsőként egy olyan berendezést kellene építeni, amelyben a fúziós teljesítmény lényegesen nagyobb a fűtési teljesítménynél és a DT reakcióban keletkező hélium atommagok (alfa részecskék) fűtési teljesítménye domináns a plazma veszteségi teljesítményének pótlására. Egy ilyen berendezés hasznos lenne még akkor is, ha csak néhány 10 másodperces impulzusokban üzemelne, mert az alfa-fűtés egy meghatározó fizikai folyamat. Ha ennél hosszabb ideig lenne képes működni, akkor a köpenykoncepciókat is lehetne

tesztelni, és ezzel egy integrált fizikai-technológiai teszt berendezést kapnánk. Hosszú vita után 2006-ra végül az egész világ fúziós közössége megegyezett egy ilyen fizikai-technológiai teszt megépítéséről ITER néven. **Az európai fúziós útiterv legfontosabb pontja, hogy az ITER megépítése és sikeres üzemeltetése a fúziós reaktor megépítésének kulcsa.** Ettől a berendezéstől 500 MW fúziós teljesítményt várnak 500 másodperces impulzus üzemben, ami a fűtési teljesítmény körülbelül tízszerese lesz. Tríciumból nem lesz önellátó, a trícium termelő technológiákat csak néhány köpenymodulban tesztelné.

A következő lépés egy olyan berendezés megépítése, amely már kvázi-folytonos üzemben elektromos energiát termel a hálózatra, azonban nem feltétlenül gazdaságosan és még valószínűleg több technikai megoldást is tesztel majd a köpenyre. **Ezt a berendezést DEMO-nak nevezzük és megépítése az útiterv célja.** 2000 előtti tervekben szerepelt még egy PROTO berendezés is, ami az ipari alkalmazás demonstrációja lett volna. Ezt a fejlesztés gyorsítása érdekében a 2000-es évek elején összevonták a DEMO-val. A DEMO plazma teljesítménye 2-5 GW között kell, hogy legyen. Ez, és a kvázi-folytonos üzem olyan feltételek, amelyek jelentős lépést képviselnek az ITER-től. A DEMO-ról ma még komoly koncepciók sincs, és azt sem lehet tudni, hogy ez egy ITER-hez hasonlóan esetleg több ország közös kísérlete lenne-e.

A két kulcsberendezés mellett fontos, hogy rész kérdések tisztázására számos kisebb berendezés is üzemeljen ezekkel párhuzamosan, ugyanis nagy neutron fluxusú berendezésen csak korlátozottan lehet fizikai méréseket végezni. A meglévő EU berendezések közül ötöt emel ki a terv, ezekre alább kitérünk. Az ITER első időszakával párhuzamosan fog működni az EU-Japán közös JT-60SA tokamak, amely egy JET méretű szupravezető berendezés. Emellett az útiterv hangsúlyozza, hogy más, Európán kívüli berendezésekre is támaszkodni kell.

Az útiterv a DEMO-hoz való eljutást 8 feladatra és kb. 40 részfeladatra bontja. A feladatok közül három a plazma összetartás, vezérlés témakörébe tartozik, egy az anyagtudományba, négy pedig a technológiához, környezeti, gazdaságossági kérdésekhez. Ebből is látszik, hogy a fúziós kutatás-fejlesztés milyen széles témakört átfogó multidiszciplináris terület. Az alábbi leírásban a nyolc feladatot az útitervben alkalmazott számozással jelöljük, azonban a jobb áttekinthetőség miatt a fenti három témakör szerint csoportosítjuk.

Plazmafizikai feladatok

1. feladat: A reaktorhoz szükséges plazmaállapotok kidolgozása

Az ITER és különösen a DEMO plazmák üzemeltetésében több olyan kérdés van, amelyek kritikusak, és megoldásuk egyáltalán nem triviális. Elsősorban ki kell emelni azt, hogy **a mai berendezéseken kidolgozott plazmaállapotokat át kell vinni az ITER majd a DEMO berendezésre.** A feladat nem triviális, mivel a paramétertartományok lényegesen különböznek és több jelenségről csak félempirikus ismeretek vannak. Az alapvető cél, hogy az ELM-ekkel működtetett H-módot meg kell valósítani és fel kell térképezni a korlátait a magas sűrűség és az állandó üzem felé. A mai berendezéseken a plazmaáramot induktívan hajtják, ez még

az ITER 15 megaamperes árama esetében is lehetséges, a korlátos impulzushossz miatt. A DEMO folytonos üzemére azonban ez már nem alkalmas így meg kell vizsgálni más lehetséges üzemmódokat is, vagy néhány órás impulzushosszú DEMO sémákat. Az ITER erre a feladatra kevésbé lesz alkalmas, azért ezt a tervezett EU-Japán JT-60SA tokamakon és más kisebb, főként ázsiai berendezéseken kívánják vizsgálni.

Az alapvető ELM-es H-móddal kapcsolatban is van néhány kritikus jelenség, amelyet lehetőleg még az ITER előtt, de legkésőbb az ITER-en meg kell oldani. Ezek közül talán a legégetőbb az **ELM-ek hőterhelése**. Ezek a periodikus instabilitások szükségesek, hogy a szeparátrixon keresztül elég nagy legyen a gázcsere. Egy-egy ELM csak kb. 1 milliszekundumig tart, de ez alatt a statikus hőterhelés százszorosa, már az ITER-en is több GW/m² érheti a divertort. Ez a felület periodikus megolvadáshoz és/vagy fokozatos erózióhoz vezethet. A jelenlegi berendezéseken úgy találták, hogy az ELM-ek által kidobott energia fordítva arányos az ELM frekvenciával. A jelenlegi trendek extrapolálása azt mutatja, hogy az ITER-en az ELM frekvencia lényegesen alacsonyabb lenne és a divertort akár néhány plazmakisülés után is tönkretethetnék a szabályozatlan ELM-ek. A problémát kétféleképpen lehetne kezelni. Az egyik megoldásban a plazma szélének valamilyen perturbációjával periodikusan kiváltanak ELM-eket. Mérések szerint a megnövelt ELM frekvencia a természetes ELM energiakálázást követi és így kisebb ez egyes ELM-ek által kidobott energia. A másik megoldás olyan plazma-konfigurációk keresése, amelyekben nincsenek ELM-ek. Ezt érték el a plazma szélének az erővonalak irányával rezonáns perturbációjával (Resonant Magnetic Perturbation, RMP). Ekkor az ELM-eket kis amplitúdójú állandó oszcilláció helyettesíti, amely nem jelent már kritikus hőterhelést. Bár a mechanizmus még nem teljesen tisztázott, ilyen rezonáns perturbációt terveznek az ITER-en is.

A tokamak másik kritikus kérdése a **plazmadiszrupció**. Ez a plazmában folyó áram eloszlásának olyan instabilitása, amikor a plazmában egy lassan forgó globális perturbáció jelenik meg. Amikor ez nagyra nő, akkor kölcsön hat a plazma körüli elemekkel és forgása lassul, majd megáll. Forgás nélkül az instabilitás növekedési rátája gyorsul és egy kritikus értéknél feltöri a tokamak egymásba ágyazott tóruszokból álló szabályos mágneses konfigurációját. Úgynevezett sztochasztikus zónák jelennek meg, melyekben az erővonalak véletlenszerűen bolyonganak a plazma különböző rétegei között. Ezen erővonalak mentén a plazma kinetikus energiája a másodperc ezredrésze alatt kiáramlik a plazmából és hatalmas hőterhelést jelent a környező szerkezetekre. Ezzel a plazmakisülés összeomlik, de ez még csak a probléma kezdete, ugyanis a plazmaáram mágneses terében tárolt energia nagyobb, mint a plazma kinetikus energiája. A kisülés összeomlásakor a plazma elmozdul, a plazmaáram-hurok egy része a tokamak szerkezeti elemein keresztül záródik és a toroidális mágneses térrel kölcsönhatva óriási $J \times B$ erővel hat a szerkezeti elemekre. A hűlés miatt a plazma vezetőképessége drasztikusan lecsökken ezért a plazmaáram Ohm törvénye miatt nagy toroidális elektromos teret kelt, amely elektronlavinákat indít. Kedvezőtlen esetben a mágneses tér energiájának jelentős része ilyen MeV energiájú elektronsomagokba konvertálódik, melyek a tokamak elemeinek ütközve óriási kárt tudnak okozni. Kisebb mai berendezéseken a diszrupció nem okoz

problémát, de pl. a JET tokamakban már képes jelentős kárt okozni, ezért nagynyomású gázinjektorokkal próbálják a plazma energiáját gyorsan lesugározni. Az ITER-en már csak nagyon kevés diszrupció engedhető meg, a DEMO-ban pedig teljesen el kell őket kerülni. A mai berendezéseken vannak mérési eljárások, amelyek 90% feletti hatásfokkal képesek a diszrupciókat időben jelezni, hogy a vezérlőrendszer reagálni tudjon. Sajnos diszrupciót mindenféle hatás tud kelteni, pl. egy plazmába eső kisebb fal-elem így ma még nem lehet kizárni őket.

Meg kell jegyezni, hogy a fenti egyedi problémák mellett fontos, hogy a plazma mérése, vezérlése megfelelő legyen. Számos olyan mérési eljárás van ma használatban, amely a DEMO-n nem lesz lehetséges főként a nagy neutron fluxus, részben más környezeti hatások miatt. Viszont az is igaz, hogy a DEMO kevesebb diagnosztikai mérést fog már igényelni, mint a fizikai megértésre is szolgáló ITER, ezért fontos azon eljárások kiválasztása és integrálása, amelyek elégségesek.

A kísérleti munka mellett fontos az elmélet fejlesztése. Ma a fúziós berendezések számos aspektusa jól modellezhető, azonban számos jelenség van még, melyek nem, vagy nem teljesen érthetőek, pl. turbulencia, ELM, H-mód. Az alapvető elméletek fejlesztése kevés hangsúlyt kapott az útitervben, melyet az elméleti közösség többször kritizált is. Fontos elem viszont a meglévő szimulációs kódok integrálása annak érdekében, hogy az ITER-nél már minden plazmakisülést előre modellezzenek. Ehhez az elmúlt évtizedekben kialakult kódokat egy egységes keretben (Kepler workflow) egymással összekapcsolva szeretnék üzemeltetni.

2. feladat: A plazma gázcséréje

A problémák közül kiemelkedik a **plazma és környezet közötti gázcsere megoldó divertor problémája**. Mai berendezésekben rutinszerűen üzemeltetnek különböző divertor konfigurációkat. Ezekben a plazmát egy tórusz geometriájú szeparátrix felület határolja, amelyen belül a mágneses erővonalak nem hagyják el a berendezést, ezen kívül viszont bejutnak a divertor kamrába és ott keresztezik a nagy hőterhelésre tervezett divertor lemezeket. Itt a plazma lehűl, semlegesítődik és a divertor kamra viszonylag zárt térfogatában kialakuló magas gáznyomás miatt hatásosan elszívható. A divertor lemezeket évtizedekig szén alapú (grafit, CFC) téglákkal burkolták, melyek nem olvadnak el, nagy hőterhelést bírnak, és túlterhelés esetén a szublimáló szénatomok sugárzása lehűti a beáramló plazmát, védi a divertor lemezeket. Az 1997-es JET nagyteljesítményű DT kampány után derült ki, hogy a szén divertort a plazma alacsony hőmérsékleten szénhidrogén molekulák formájában bontja le, így élettartamuk megengedhetetlenül rövid lenne a DEMO-ban. Ráadásul a tríciumos szénhidrogén molekulák lecsapódnak a hidegebb felületeken és nagy mennyiségű tríciumos port keltenek. Az ITER esetén több száz kg tríciumos szénpor keletkezését becsülték, amely jelentős biztonsági kockázat. Ennek megfelelően a DEMO koncepciókból törölték a szén divertor lemezeket és helyettesítésükre agresszív kutatási program kezdődött több tokamak berendezésen. Kisebb berendezéseket sikerült is volfrám divertorral üzemeltetni, sőt a JET tokamakon is érték el részleges eredményeket. Ennek hatására döntés született, hogy az ITER már eleve volfrám divertorral készüljön el. Azonban az is világossá vált, hogy a volfrám (vagy más fém) divertor sokkal sérülékenyebb, mint a szén, ráadásul

túlterheléskor olvad, felülete hullámos lesz, és nem párolog olyan mértékben, hogy sugárzással védje a felületét. Számítások szerint már az ITER-ben is a forró plazma formájában a divertorba érkező teljesítmény nagy részét szét kellene sugározni, mielőtt eléri a lemezeket. Ezt valamilyen gáz szabályozott befújásával lehet elérni, melyre vannak már eredmények, de az ITER-en biztosan jelentős munkát igényel majd a megfelelő megoldás megtalálása. A divertor probléma megoldására több alternatív lehetőséget is felvet az útiterv: módosított divertor geometriák, amelyek jobban szétosztják a hőterhelést, vagy esetleg folyékony fém (lítium, gallium, ón) divertor burkolat. A divertor megoldások tesztelésére részben hőterhelési tesztek terveznek lineáris plazmaberendezéseken, részben a meglévő berendezések után szükségesnek tűnik egy divertor tesztelő tokamak (DTT) megépítése, amely egy nagy terhelésnek kitett divertor működését a plazmával együtt vizsgálja. Az útitervben nincs elég forrás egy új nagy tokamak berendezés megépítésére, erre külső támogatást próbálnak jelenleg találni. Ennek hiányában meglévő berendezések átalakításával lehetne korlátozottabb tesztek végezni.

A divertor probléma plazmafizikai oldalához kapcsolódnak anyagtudományi és mérnöki feladatok, melyek a divertor lemezek hőállóságát, hűtését hivatottak biztosítani.

3. feladat: Anyagtudomány

Az ITER ugyan teszteli majd a reaktor körülmények között üzemeltetett plazmák fizikáját és a köpenytechnológiát, azonban több kérdésre nem ad majd választ. Az egyik az anyagok neutron roncsolása. A fúziós reakcióban egységnyi energiára hatszor annyi neutron jut, mint a fissionos reaktorokban és ezek a neutronok a ritka plazmán keresztül akadálytalanul elérik a környező szerkezeteket, leginkább a köpenyt és a mögötte levő vákuumkamrát. A felhasznált anyagokban magreakcióval képesek radioaktív izotópokat kelteni, azaz aktiválják a szerkezetet, valamint roncsolják is azt. A roncsolás mértéke olyan nagy lesz, hogy a köpenyt mindenképpen meghatározott időnként cserélni kell. A köpeny élettartama kritikus, ugyanis kicserélése jelentős időt vesz igénybe és a felaktiválódott anyag radioaktív hulladéknak minősül.

A köpeny anyagait tehát úgy kell megválasztani, hogy azok aktiválódása minimális legyen, és maximális ideig ellenálljanak a neutronsugárzásnak. Erre a célra az európai fúziós program kifejlesztett egy EUROFER nevű acélfajtát, amelyben az ötvözők céltudatos megválasztásával kismértékű aktiválódást értek el. Ezt az anyagot szisztematikusan tesztelték fissionos reaktorokban és arra a következtetésre jutottak, hogy DEMO körülmények között az anyag egy idő után elridegedik, hacsak nem üzemeltetik folyamatosan 300 °C feletti hőmérsékleten. Mivel az Eurofer maximálisan 550 °C fokon használható ez az anyag erősen behatárolja a köpeny működési hőmérsékletét, és ezzel a fúziós erőmű hatásfokát. Euroferből készített köpenyt a számítások szerint kb. 5 évente kellene cserélni. Célszerű lenne tehát új agyagfajtákat kifejleszteni, és ezek a munkálatok az útiterv fontos részét képezik. Sajnos az ITER-ben a szerkezet sugárkárosodását nem is lehet majd tesztelni, mivel a berendezés impulzus üzeme miatt a teljes besugárzás a DEMO-hoz képest elenyésző lesz. Szükség lenne tehát egy anyagot tesztelő berendezésre, amely néhány év alatt olyan neutronkárosodást képes előidézni, ami összemérhető a DEMO működése alatt várt kb. 60-80 dpa-val (dpa:

displacement per atom). Erre korábban volt egy elképzelés IFMIF néven, amely egy deutérium nyaláb folyékony lítium targetra lövésével hozott volna létre a DT reakcióhoz hasonló neutron spektrumot néhány dm³ térfogatban. Az IFMIF tervezése és kritikus elemeinek tesztelése az ITER-hez kapcsolódó EU-Japán „Broader Approach” megállapodás keretében már 2006 óta folyik Japánban, azonban a teljes berendezés 1 milliárd euróra becsült költségére jelenleg nem látszik forrás. Így a jelenlegi útitervben az IFMIF elemek felhasználásával egy „Early Neutron Source” van tervbe véve, amely – ha kisebb mértékben is – képes lenne anyagokat tesztelni.

Korábbi amerikai és európai elképzelésekben szerepeltek még „Component Test Facility” néven olyan elképzelések is, melyek nagyobb térfogatban teljes fúziós részegységeket teszteltek volna, lényegében egy negatív energiamérlegű tokamakban, azonban ezek a pénzügyi korlátok miatt fel sem merültek az útitervben. Látható tehát, hogy a DEMO megépítéséhez jelentős anyagtechnológiai fejlesztés társul, azonban a kapcsolódó anyagi erőforrások nem optimálisak. Elképzelhető, hogy e miatt a DEMO már ma is ismert szerkezeti anyagokból épül majd meg és a köpenyt rövid időn belül cserélni kell majd.

DEMO Technológia

Mint láthattuk a DEMO reaktor megépítése kapcsán vannak még fizikai kérdések is, felvethető tehát, hogy van-e értelme ezek tisztázása előtt elkezdni a DEMO technológiai elemekkel foglalkozni? Azt is láttuk azonban, hogy a technológiai és a fizikai kérdések szorosan kapcsolódnak. Ezért tehát mindenképpen szükséges koncepció mérnöki tervek készíteni és technológiákat kidolgozni már az ITER építésével és üzemeltetésével párhuzamosan. A legfontosabb elemeket foglalják össze az alábbi feladatok.

4. feladat: Trícium termelés és anyagkörforgás

A trícium termelésre szolgáló köpenytechnológiára különböző elképzelések vannak. A reaktornak ebben a tartományában konvertálódik a neutron energia valamilyen hűtőközeg termikus energiájává. A hűtőközeg alapvetően meghatározza a technológiát, a reaktor hatásfokát és ezen keresztül a plazmával szemben táplált követelményeket is.

A trícium termelés kiindulási anyaga a lítium, melynek mind a 6-os, mind a 7-es izotópja alkalmas trícium termelésre, azonban más-más neutron energián. A lítium mellett szükség van még valamilyen neutronsokszorozó anyagra is, mivel 1 trícium mag elfogyasztása során 1 neutron keletkezik, és a neutronok egy része biztosan elvész. A lítiumot alapvetően kétféle formában gondolják felhasználni. A szilárd trícium termelő sémában (HCPB: Helium Cooled Pebble Bed) lítium-szilikát kerámia golyók vannak berillium golyócskával elkeverve. A rétegeket abba benyúló hélium gázhűtésű lapok hűtik. A másik megoldásban lítium-ólom ötvözet áramlik 300 °C körüli hőmérsékleten víz- vagy hélium gáz hűtéssel (WCLL: Water Cooled Lithium Lead, HCLL: Helium Cooled Lithium Lead). A vízhűtésű koncepciót korábban biztonsági szempontok miatt elvetették, viszont a hélium gázhűtés technológiája nem kidolgozott és a gáz áramoltatása nagyon nagy teljesítményt igényelne. Ezen a ponton a DEMO technológia kapcsolódik egyes 4. generációs fissionos reaktorok fejlesztéséhez.

A trícium termelés kritikus eleme a köpeny erre felhasználható felülete. A divertor, a fűtési és diagnosztikai elemek mind csökkentik ezt a felületet, tehát a rendszer tervezése integráns része az egész berendezés felépítésének.

A trícium kezelése igen kényes része a tervezett fúziós reaktornak. Egy ilyen erőműben naponta kg nagyságrendű trícium áramlik át. Ennek csak minimális része, kevesebb, mint 1 g van egyszerre a plazmában, a legnagyobb rész szilárd anyagokban elnyelve lesz tárolva. A vákuum-tömörtség sérülése tehát nem a domináns biztonsági kockázat, inkább a tárolók és trícium kezelő rendszerek biztonsága a kritikus.

5. feladat: Biztonság

A fúziós reaktor fizikai okokból biztonságos berendezés abban az értelemben, hogy alapvetően nem keletkezik benne radioaktív anyag és a fúziós reakció bármilyen technikai hiba esetén másodpercek alatt leáll. A plazmában található kb. 1 g anyagmennyiség és a tárolt energia kevés ahhoz, hogy a környezetre súlyosan káros hatással legyen. A rendszer aktiválódása, a trícium kör kibocsátása azonban mind jár környezeti hatással, amelyet a DEMO reaktor tervezése során folyamatosan vizsgálni kell annak érdekében, hogy a fúziós energiatermelés alapvetően tiszta és környezetbarát jellegűt megőrizzük.

6. feladat: Rendszerterv és integráció

Ebben a feladatban az egész fúziós reaktort, mint rendszert igyekeznek megtervezni. Ez nagyon fontos, mivel a fúziós kutatás erősen interdiszciplináris, és az egyes részterületekre szakosodott kutatók nem látják át a teljes egészet. Például a neutronok által várható köpenyroncsolódás mértékétől függ, hogy mennyi időnként kell a köpenyt cserélni. A köpeny szegmentálása alapvetően meghatározza a csere idejét, amely a reaktor rendelkezésre állását befolyásolja. Nagy köpenydarabok gyors cserét tesznek lehetővé, azonban alapvető korlátokat szabnak a tokamak felépítésére. A rendszer alapvető része kell, hogy legyen a köpeny robotos szerelésének megoldása.

Ebben a feladatban kell megoldani a tokamak áramhajtás és fűtés problémáját, amely alapvetően meghatározza, milyen plazmát lehet fenntartani a berendezésben. Amennyiben nem sikerül az áramhajtást megoldani, esetleg impulzus üzemi berendezést lehet tervezni néhány órás impulzusokkal. Ez rendkívüli terhelést jelent a szerkezeti elemekre és alapvetően más mechanikai felépítést igényel, mint egy állandó üzemi berendezés.

7. feladat: Költséghatékonyság.

A technikai problémák mellett nem szabad arról megfeledkezni, hogy a fúziós energiatermelésnek versenyképesnek kell lennie más energiaforrásokkal. Ennek érdekében állandóan szem előtt kell tartani a gazdaságossági megfontolásokat és olyan új technológiákat, amelyek csökkenthetik a költséget. Egy fontos példa a szupravezető mágnesek kérdése. Az ITER-ben hagyományos alacsony hőmérsékletű szupravezető mágnesek üzemelnek majd, melyek 5 K körüli hőmérsékletet igényelnek. Vannak már 80 K környékén üzemeltethető szupravezető anyagok is, amelyek folyékony hélium hűtés helyett megelégednek folyékony nitrogén hűtéssel is. Ez jelentős költségmegtakarítást jelentene és csökkentené a technikai kockázatot is, ugyanis a hélium korlátos erőforrás. Maga a szupravezető

mágnes is kritikus költségelem, ugyanis a 2005-ös PPCS [7] tanulmány szerint a fúziós reaktorról termelt áram költségének kb. 70%-a a beruházási költség és ennek is kb. 60%-a a szupravezető mágnesek költsége.

8. feladat: Sztellarátor

Ez a feladat lényegében egy tartalék plazmafizikai megoldás fenntartása. Mint fentebb leírtuk, a tokamak DEMO két kiemelt problémája a plazmaáram folytonos fenntartása és szabályozása és a diszrupciók kezelése. Sztellarátorban egyik probléma sem létezik, mivel nincs plazmaáram. Ráadásul a Wendelstein 7-AS kísérlet működésének utolsó évében egy olyan ELM-mentes H üzemmódot találtak, amikor a plazma energiaösszetartási ideje lényegesen hosszabb, gázcsereje viszont lényegesen gyorsabb, mint a standard H-módban. A 2015-ben elindult Wendelstein 7-X sztellarátor a remények szerint tíz éven belül eljut oda, hogy a nagy tokamakokkal összemérhető paramétertartományban, folytonosan üzemeljen. Érdemesnek tűnik tehát a sztellarátor vonalat, mint tartalékot megtartani. Egy sztellarátor reaktor biztosan drágább lenne, mint egy tokamak alapú, és 2050-re garantáltan nem lehetne felépíteni, azonban elképzelhető, hogy a folytonos áramhajtás olyan problémát fog jelenteni, amely végül mégiscsak a sztellarátor berendezéseket részesíti előnyben.

Munkacsomagok és megvalósítás 2018-ig

A 2018-ig terjedő időszakra az Eurofusion konzorcium tevékenységét konkrét munkacsomagokra bontották. Ezek nem az útitervezés egyes feladataihoz, hanem a megvalósításhoz kapcsolódnak annak érdekében, hogy az Eurofusion konzorcium adminisztratív keretében kezelni lehessen őket. Táblázatok tartalmazzák ez egyes munkacsomagok elvárt hozzájárulását az útitervezés feladataihoz és al-feladataihoz. A fontosabb munkacsomagok az alábbiak:

Meglévő és épülő berendezések üzemeltetése és fejlesztése (7 munkacsomag).

A közös JET tokamak mellett három közepes méretű tokamak berendezés tartozik ide. Az ASDEX Upgrade tokamak (Garching, Németország) ITER-hez hasonló geometriával, kiváló diagnosztikai rendszerrel és nagy fűtőtéljesítménnyel rendelkezik. Az ASDEX-Upgrade, a JET és az ITER hasonló geometriában 2-es faktorial növekvő mérettel rendelkezik, így alkalmas az ITER-hez való empirikus extrapolálásra. A TCV tokamak (Lausanne, Svájc) tág határok között rugalmasan változtatható plazma alakot képes létrehozni és a 2020-ig terjedő időszakban fő témája az úgynevezett hópehely divertor koncepció kipróbálása. A MAST tokamak úgynevezett kompakt tokamak berendezés, ahol a nagysugár és kissugár aránya csak 1,3, szemben a szokásos 3 körüli értékkel. Ez lehetővé teszi a plazma elméletek tesztelését a szokásos geometriától lényegesen különböző esetben is. E mellett a MAST fő feladata 2020-ig a „szuper-X” divertor koncepció tesztelése. Ebben a megoldásban a divertor plazmát kiegészítő tekercekkel „kihúzzák” a tokamak közepétől távolabb. Mindkét alternatív divertor koncepció célja, hogy csökkentse a divertor lemezeket a fajlagos hőterhelést.

A négy tokamak mellett még a Wendelstein 7-X sztellarátor számít közös berendezésnek, azonban költségeinek csak

kisebb hányadát finanszírozza az Eurofusion konzorcium. Mind az öt fenti berendezés kampányokban üzemel, melyekre az Eurofusion konzorcium tagszervezetei küldenek kutatókat. Más meglévő európai fúziós berendezések nem kapnak kampánytámogatást, de alkalmi feladatok megoldásában részt vehetnek.

Egy kisebb munkacsomag foglalkozik a közös EU-Japán JT-60SA tokamak 2019-ben kezdődő használatának előkészítésével. Magát a berendezést egyes EU országok által önként megépíteni vállalt részegységek felhasználásával építik. Itt esetenként 100 millió eurós tételekről van szó, melyeket a nagyobb európai országok annak érdekében vállaltak, hogy az ITER Európába kerüljön és iparuk fejlődjön az adott high-tech alkatrészek megvalósítása során.

A JET tokamak teljes egészében az Eurofusion program rendelkezésére áll. Technikai működtetését a Culham Science Centre for Fusion Energy (Egyesült Királyság) végzi az Euratommal kötött szerződés alapján. A kutatási programot az Eurofusion dolgozza ki és hajtja végre a laborokból rövidebb-hosszabb időre kiküldött kutatói segítségével.

A plazma-fal kölcsönhatás és divertor fejlesztése (4 munkacsomag).

Ezek a csomagok részben a mai berendezéseken vizsgálják a plazma és a környező alkatrészek kölcsönhatását, az ott zajló szilárdtestfizikai és atomfizikai folyamatokat, tehát interdiszciplináris kutatást jelentenek. Két munkacsomagot szántak a fent leírt alternatív divertor koncepciók tanulmányozására, valamint egy divertor teszt tokamak, vagy ezt helyettesítő berendezés átalakítások tervezésére.

Modellezés és kódfejlesztés (3 munkacsomag)

Egy munkacsomag foglalkozik speciális sztellarátor elmélettel, míg egy másik az integrált tokamak modellezést hivatott összeállítani a meglévő, vagy később fejlesztendő kódok összekapcsolásával. Azért van különböző kódokra szükség, mivel a plazma különböző tartományait és folyamatait teljesen más körülmények jellemzik. Például a plazma és a vákuumkamra falának kölcsönhatásában meghatározók az atomfizikai folyamatok, míg a plazma belső rétegeiben ezek szinte teljesen elhanyagolhatók. A plazma szélén zajló folyamatok által meghatározott hőmérséklet, sűrűség és egyéb paraméterek viszont határfeltételei a plazma belső tartományát leíró kódnak. Hasonlóan pl. a fűtő atomnyalábok behatolását a plazmába a plazma sűrűsége és hőmérséklete határozza meg, míg ezeket az elnyelt teljesítmény erősen befolyásolja. A kódfejlesztés és integrálás mellett egy munkacsomag hivatott a kódok futtatásához szükséges infrastruktúra kialakítására. Az Eurofusion konzorcium 2015-ben döntött egy szuperszámítógép beszerzéséről is, melyet részben Eurofusion, részben olasz nemzeti forrásból valósítanak meg. Erre a gépre pályázati rendszerben lehet futási időt kérni.

DEMO koncepció kialakítása (14 munkacsomag)

Ezek a munkacsomagok a DEMO koncepció egyes részeit vizsgálják, amelyek pl. a mágneses tekercsek, a köpeny, az anyagok, stb. A feladatok rendkívül változatosak, jelentős részben mérnöki munkát igényelnek. A koncepció készítés mellett egyes kulcsalkatrészek konkrét terveit is elkészítik és teszt példányokat is terveznek építeni. Jelentős részvételre számítanak ipari cégektől is, melyek a remények szerint a

nukleáris ipar tudását és munkaszervezését honosítanak meg. Sajnos ebből eddig kevés valósult meg, mivel az ipar kevésbé érdekelt még beruházni a fúziós fejlesztésekbe.

Az útiterv konkrét céljai érdekében dolgozó munkacsomagokat néhány olyan egészíti ki, amely az új generáció oktatását, új ötletek felszínre hozását támogatja. Az „Enabling Research” program egy Eurofusion konzorciumon belüli pályázati rendszer, melyben olyan szabadon választott témákkal lehet pályázni, melyek nem részei a munkacsomagoknak. Ennek keretében kap támogatást az inerciális fúziós kutatásokkal való kapcsolattartás is.

Időterv

A legkisebb kockázattal a DEMO-t akkor lehetne megtervezni, amikor az ITER eredményei teljes mértékben ismertté váltak. A munkaterv 2013-as elkészítésekor még abból indultak kik, hogy reaktor releváns DT kísérleteket lehet majd 2030 körül végezni, így még a konkrét DEMO tervek elkészítése alatt az utolsó pillanatban lehet ezeket az eredményeket használni. Az ITER azonban jelentősen késik, és ma már látszik, hogy nem fog reaktor releváns méréseket végezni 2035 előtt. Ha 2050-re a DEMO-ban elektromos energiatermelést szeretnénk demonstrálni, akkor a berendezés építését legkésőbb 2035 körül meg kellene kezdeni. Visszafelé számolva a DEMO koncepciónak 2020 körül rendelkezésre kellene állnia. Ebben a helyzetben két lehetőség kínálkozik. Vagy elkezdjük a DEMO építését ITER részeredmények ismeretében, vagy késleltetjük a DEMO programot. A választást nagyban befolyásolja majd, hogy milyen támogatást kap a program 2020 után.

Meg kell jegyezni, hogy Kína egy ITER-szerű DEMO berendezés tervezését kezdte meg és szeretné építését az ITER működésével párhuzamosan befejezni. Esetleg kínai vagy más együttműködésben lehetséges egy nem ideális DEMO építésének kockázatát vállalni.

Költségek

A 2014-2018 közötti időszakban összesen körülbelül 450 millió euró Euratom forrás áll az Eurofusion konzorcium rendelkezésére. Mivel az Euratom által meghatározott maximális támogatási ráta 55%, ehhez még legalább 370 millió eurót kell, hogy hozzátegyenek a tagországok a programban részt vevő laborokon keresztül. E mellett az Euratom külön megállapodás keretében finanszírozza a JET tokamak működtetését, amely évente kb. 50-60 millió eurót jelent. 2018-2020 között hasonló forrásokat remél a program, azonban 2020 után akár teljesen más finanszírozás is elképzelhető.

Az európai fúziós program tehát évente kb. 200-220 millió euró költséget jelent, melyen majdnem felerészben osztozik az európai és a nemzeti forrás. Ez jelentős összeg, azonban nem szabad elfelejteni, hogy egy több mint 500 millió lakosú régióról van szó, így lakosonként és évente csak fél eurót jelent.

A konzorciumon belül a források elosztása pályázatok segítségével történik. A belső támogatási ráták különbözőek, mellyel prioritásokat lehet felállítani. Általában a kísérletekben, modellezésben, tervezésben konkrét munkát végzők rezsívél növelt bérét 50%-ban, a közös berendezésekre épített hardware-t 40%-ban támogatja a konzorcium. Fontos tehát, hogy nemzeti források is

kapcsolódnak a munkához. Kiemelt, 100% támogatást élveznek a kísérletekhez kapcsolódó utazások napi költsége és hosszabb utakon az utazás is, valamint a Ph.D. és M.Sc. hallgatók oktatása. 2016-tól kiemelt 100% támogatást kap ipari cégek részvétele egyes DEMO-hoz kapcsolódó munkákban annak érdekében, hogy az ipart bevonják a munkába. A kiemelt berendezések nem teljes működését támogatja a konzorcium, csak évente meghatározott számú napot. A többi időt a berendezést üzemeltető laborok saját kutatási programra használhatják, azonban a szoros együttműködés miatt ez is erősen kapcsolódik az Eurofusion programhoz.

A magyar részvétel

A magyar fúziós kutatások már a 2000-es Euratom csatlakozásunk óta erősen kísérlet orientáltak voltak. Mivel a KFKI MT-1M tokamakját már 1998-ban leállították, a munka az európai nagyberendezéseken folyt. További szerencsés körülmény, hogy 2005-2012 között a Nemzeti Kutatási és Technológiai Hivatal jelentős támogatást nyújtott fúziós technológiai elemek fejlesztésére. Ezzel egyrészt kialakult a kísérleti kutatáshoz szükséges korszerű mérnöki háttér, valamint több olyan technológia, amelyek keresettek lettek nagy fúziós berendezéseken.

2013-ban, az útiterv összeállítása és az Eurofusion konzorcium létrehozása után belső pályázattal osztották el a 2014-es, és részben a következő évekre tervezett támogatást. Ez alapján a magyar fúziós közösség a 2013-as Euratom támogatáshoz képest az egyik legnagyobb arányban tudta növelni európai forrásait. Ez a tendencia megmaradt azóta is, és a magyar kutatók elismert résztvevői az Eurofusion programnak. A munka elsősorban a meglévő berendezéseken

folytatott kísérletekhez, továbbfejlesztési programokhoz kapcsolódnak. Probléma, hogy az Eurofusion konzorcium a közösen üzemeltetett berendezésekre szánt fejlesztések hardware költségeit csak 40%-ban finanszírozza, hazai forrás pedig ilyen nagyberuházásokra csak korlátozottan van. A célberendezések támogatásával eddig nagyrészt sikerült megoldani ezt a problémát.

Magyar részről az MTA Wigner FK a tagja az Eurofusion konzorciumnak. Rajta keresztül a BME, az Energiatudományi Kutatóközpont, a Széchenyi Egyetem, az ATOMKI és 2015 óta a Pro-DSP Kft vesz részt a munkában. 2016-tól jelentős ipari közreműködés is várható a hazai nukleáris iparban edződött cégek részvételével. Ki kell emelni a BME fúziós oktatási programját, amely a Wigner FK-val együttműködésben évente számos fúziós M.Sc. és Ph.D. hallgatót képez.

Az Eurofusion berendezések tekintetében jelentős magyar részvétel van a JET, ASDEX Upgrade, MAST, Wendelstein 7-X és JT-60SA berendezésekben. A TCV tokamak programjában való részvételről szóló felkérést sajnos hazai erőforrás korlátok miatt vissza kellett utasítani. A DEMO tervezésben jelenleg a köpeny és az anyagtesztelő neutronforrás témában van jelentősebb magyar részvétel.

Az Eurofusion és az ITER

Mint fentebb már leírtuk az ITER-hez való európai hozzájárulásért a „Fusion for Energy” szervezet felelős. Az Eurofusion konzorcium laborjai természetesen jelentős részt játszanak ebben a munkában. A magyar fúziós közösség munkájában is körülbelül egyenlő súllyal szerepel az ITER építésében és az Eurofusion konzorciumban való részvétel. Reményeink szerint ez a megosztás megalapozza az ITER üzemeltetésében való magyar részvételt is.

Irodalomjegyzék

- [1] Az interneten: <http://www.iter.org>
- [2] Az interneten: <https://www.euro-fusion.org/eurofusion/the-road-to-fusion-electricity/>
- [3] J.D, Lawson, *Proc. Phys. Soc. B* 70 6 (1957)
- [4] F. Wagner, et al. *Phys. Plasmas* 12 072509 (2005)
- [5] S.C. Jardin, *Fusion Engineering and Design* 48 281 (2000)
- [6] Az ARIES tanulmányok gyűjteménye megtalálható az interneten: <http://aries.pppl.gov/>
- [7] D. Maisonnier, et al, *Fusion Engineering and Design* 75–79 1173 (2005)