

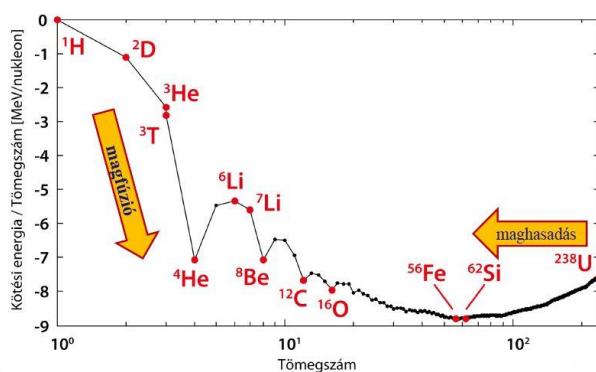


Hogyan lesz fúziós erőművünk 2050-ben?

2014. április 24-én került megrendezésre az Energetikai Szakkollégium Ganz Ábrahám emlékfélévének hatodik előadása, melynek témája a fúziós energia. Dr. Pokol Gergő a BME Nukleáris Technikai Intézet docense és a Magyar Nukleáris Társaság Fúziós Szakcsoportjának elnöke ismertette a legújabb kutatások, fejlesztési irányok eredményeit, a jelenleg zajló projektek célját és helyét azon az úton, mely 2050-ben egy már a hálózatra termelő energetikai fúziós reaktor felé vezet.

A fúziós reaktorok fizikája

A fúziós energiatermelés alapját az atomok stabilitása adja. Ezt kvantitatívan kifejezi az egy nukleonra jutó kötési energia. Látható az 1. ábrán, hogy ebből a szempontból az 56-os vas a legstabilabb izotóp. A könnyű atommagok rendelkeznek a legtöbb felszabadítható energiával nukleononként, továbbá a stabilitásukat jelentősen befolyásolja az atommag szerkezete, e tekintetben a ${}^4\text{He}$ mag tűnik a legstabilabb könnyű magnak 2-2 proton- és neutronpárral. Így adódik, hogy a hélium alatt lévő izotópokat fuzionáltassuk (${}^1\text{H}$, ${}^2\text{D}$, ${}^3\text{T}$, ${}^3\text{He}$).

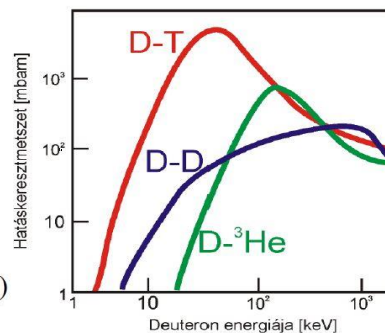


1. ábra: Az egy nukleonra jutó kötési energia

A létrehozható fúziós reakciók egyenletei a 2. ábrán láthatók, míg a 3. ábrán a reakciók hatáskeresztmetszetei az ütközési energia függvényében. A D-T reakció kimagaslik a többi közül, mert a fúzió nagy hatáskeresztmetszettel és alacsony energia mellett valósul meg.



2. ábra: Fúziós reakciók



3. ábra: Hatásktm. – deuteron energia fg.

A keletkező energia nagy részét a neutron viszi el. A reakcióteret ${}^6\text{Li}$ izotóppal vesszük körbe, melynek nagy a neutronbefogó képessége és ${}^3\text{T}$ -ra és ${}^4\text{He}$ -re bomlik. A keletkező trícium pedig visszavezethető a reakció bemenetére. A végtermék hélium, de az erős neutronsugárzásnak kitett szerkezeti anyagok felaktiválódnak és radioaktívak lesznek. Viszont ezeket az anyagokat megválaszthatjuk, így az annak megfelelően lesz veszélyes, amilyen ügyesen választottunk.

A fúziós reaktorok technológiája

Praktikusnak tűnik az a módszer, hogy fixáljuk a céltárgyat, majd a deutériumot 85 keV-rel belelőjük. A probléma az, hogy a fúzió mellett rugalmas szórás is bekövetkezik. A kivehető energia egyenlő a gyorsításra bevezetett energia és a fúzióban felszabadult energia összegével. Mivel egy rugalmas szóródás után már nem elég a deutérium energiája a fúziós reakcióhoz, végeredményben 1%-nyi többlet teljesítmény szabadul fel a gyorsító teljesítményéhez képest, ami a hatások miatt az energia visszatáplálásakor elveszik. Gyorsítóval nem lehet fúziós energiát termelni, de ilyen berendezéseket neutrongenerátornak használnak.

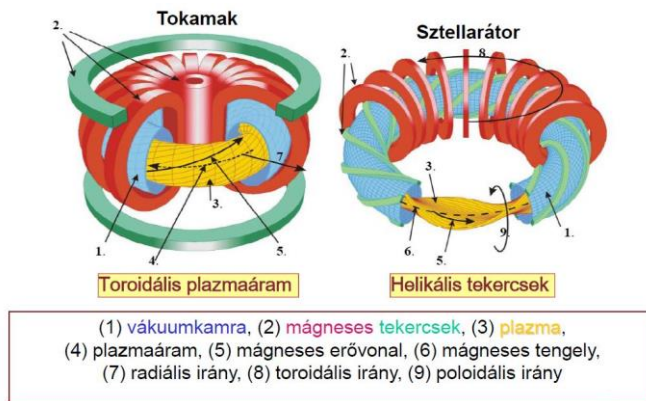
A szórás hatásának kiküszöbölésére az egész közeget termikus egyensúlyra kell juttatni, ehhez körülbelül 10^8 °C fok tartozik. Ilyen magas hőmérsékleten elektronokká és ionokká esik szét az atom, ami mágneses térrel kölcsönhatásba lép. Mágneses térben mozgó töltött részecskére a Lorentz-erő hat, ami az erővonal mentén spirális pályán mozgatja a részecskét.

Sajnos az erővonallal párhuzamosan mozgó részecskékre ez az erő nem hat, így egy lineáris berendezés végén megengedhetetlen mennyiségű ion veszik el. Erre a legjobb megoldás a toroidális berendezés, ahol az erővonalak a berendezésen belül önmagukba záródnak.

Itt a probléma a mágneses tér inhomogenitása, ami miatt a merőleges komponens mentén ciklois mozgást végeznek a töltések, vagyis a berendezésből a plazma szép lassan kidriftel, kiperdül. Ezt kiküszöbölendő az erővonalakat helikálisan meg kell csavarni, így a drift mindig más irányba (egyszer kifelé, egyszer befelé) hat. A 4. ábrán látható koszorú fonatai pontosan ezt reprezentálják. Ennek a létrehozásához bevezethetünk a plazmába egy pár MA-es áramot, ez a tokamak, vagy helikális tekercsekkel vesszük körbe a plazmát, ez a sztellarátor. Mindkét megoldásnak a mágneses tere a toroid terével pont ilyen helikálisan csavart erővonalakat eredményez (5. ábra).

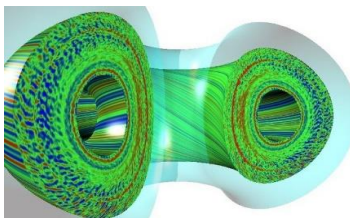


4. ábra: Helikális fonat



5. ábra: Tokamak – Sztellarátor részei

A plazmában bekövetkező ütközések miatt a részecskék véletlenszerű energiaváltozást szenvednek, melynek következtében másik erővonalra lépnek át. Ezt a folyamatot a klasszikus és a neoklasszikus transzport folyamat írja le, utóbbi annyiban több, hogy a driftek hatását is figyelembe veszi. Általában az anomális transzport dominál. Ennek oka, hogy a plazmában a nagy hőmérséklet- és nyomásgradiensek miatt instabilitások alakulnak,

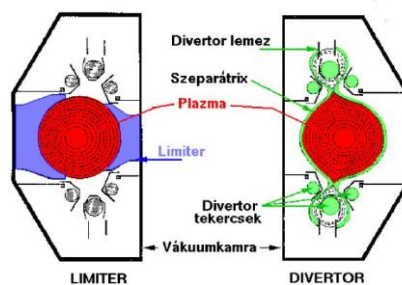


6. ábra: Áramlás lokális sűrűsége (GYRO szimuláció)

és itt turbulens áramlás alakul ki, örvények keletkeznek (6. ábra). Ezek a kis örvények visszacsatolják az energiájukat, ezzel makroszkopikus áramlásokat kialakítva egy-egy sugár mentén. Viszont ezek az áramlások elnyírják a kis örvényeket, így csökkentve azokat. A folyamat pozitív hatása, hogy gerjesztve ezt a folyamatot maga a plazma átugrik egy másik, úgynevezett H-

módba (High confinement mode): a plazma széle szigetelővé válik, nagyon nagy nyomásgradiensek alakulnak ki. Hátulütője a mechanizmusnak, hogy a fő transzport folyamat megszűnik, más instabil jelenségek játszódnak le. Ilyen az ELM (Edge Local-Mode) is.

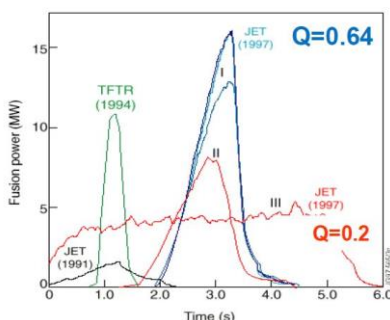
Az ELM egy rövid ideig tartó nagy energiáimpulzus ($\sim 100 \text{ MW/m}^2$), amikor a szigetelőréteg megszűnik és nagy energia éri a plazmát határoló szerkezetet. Ezt nem tudja sokáig egy ismert anyag sem elviselni. A megoldást divertor lemez alkalmazása jelenti (7. ábra). Kicsavarjuk a plazma szélén lévő erővonalakat és a divertorba vezetjük, ahol az ELM okozta szennyezők (gyors ionok gyakorlatilag vákuumporlasztást végeznek) nem kerülnek bele a plazmába. Emiatt gyakorlatilag csak divertoros reaktorral érhető el a H-mód. Divertor nélkül alapvetően L-módban (Low confinement mode) üzemelhet a reaktor, ilyenkor a vákuumkamrában elhelyezett limiter tartja távol a vákuumkamra falától a forró plazmát. L-módban jellemzően feleakkora plazmaközepe nyomások érhetők el. A két üzemmód egy reaktoron belül is kivitelezhető.



7. ábra: Limiter és Divertoros üzem

Egy másik feladat a plazma felfűtése, amit egyrészt a benne hajtott áram ohmikus fűtése ad, de ez a hőmérséklet emelkedésével csökken. E mellett alkalmazhatunk mikrohullámú gerjesztést vagy semleges atomnyalábbal történő besugárzást. Utóbbi előnye, hogy nem hat rá a mágneses tér, ellenben a plazmában ionizálódik. Ez a technika a plazmában fogyó deutériumot és tríciumot is részben pótolhatja.

Egy érdekes módszer az üzemanyagpótlásra a pelletbelövés, amikor fagyott hidrogén darabokat (pelletteket) lövünk a plazmába. A plazmával való érintkezés folyamán hideg gázfelhő alakul ki a pellet körül. Ez leárnyékolja a hőtranszportot annyira, hogy a pellet képes legyen eljutni a plazma belsejéig. Egyelőre ez az üzemanyagpótlás preferált.



8. ábra: Fúziós teljesítmény – Idő fg.

Mindezen folyamatok kézbentartására nem egyszerű mérőberendezéseket, hanem diagnosztikákat alkalmaznak. A legfontosabb mennyiség, amivel egy fúziós reaktor jellemezhető, az az energiasokszorozás (Q). Ez alatt fúzióban felszabaduló teljesítmény és a külső plazmafűtés teljesítmény hányadosát értjük. A 8. ábrán láthatóak az eddig elért legnagyobb energiasokszorozások. Az eddig stacioner üzemmódban elért legjobb eredmény a $Q=0.2$, 6 másodpercen át.

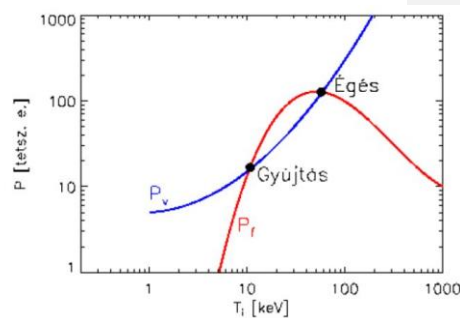
Elméletileg $Q=\infty$ is elérhető, mert a felszabaduló energia 20%-át a keletkező α -sugárzás viszi el, ami benntartható a plazmában. Ez az energia képes fedezni a veszteségi energiákat, ekkor nem kell külső fűtést alkalmazni (9. ábra). A gyújtási pont fölött a rendszer magától a stabil égési pontig megy. Mindaddig fennáll ez az egyensúly, míg a fúzió fenntartható. Az ehhez szükséges feltételt az úgynevezett Lawson-kritérium szabja meg.

Lawson-kritérium

$$n\tau_E \geq 10^{20} \frac{s}{m^3}$$

Ahol: n = a részecskesűrűség [$\frac{1}{m^3}$]

τ_E = az energiaösszetartási idő [s]

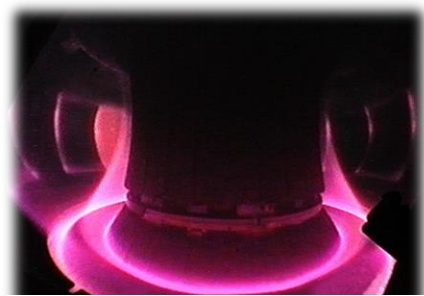


9. ábra: Veszteségi telj.- Fúziós telj. fg.

Kétféle úton is el lehet érni: vagy kisebb állandó sűrűség és kritikus összetartási idő mellett (avagy jó szigeteléssel) tartjuk egybe a plazmát, vagy nagy sűrűség mellett rövid ideig tartjuk egybe a plazmát. Az egyik a mágneses összetartás, a másik katonai alkalmazások és a tehetetlenségi fúzió felé vezet.

JET – Tokamak kisülése röviden:

1. Limiteres üzemmód, „hideg” a plazma
2. Divertoros H-módba váltás, látható „meleg” plazma (1.kép)
3. Fűtési teljesítmény rákapcsolása, ELM-ek megjelenése
4. A plazma ív fennmaradása, míg a körülmények adottak
5. Összeomlás, véget ér a kisülés, az eddig eltelt idő 6 sec (JET kisülés).



1. kép

Fúziós útiterv

Jelen:

ITER-Tokamak, Cadarache, Franciaország: Világméretű összefogás (EU-F4E, USA, Oroszo., India, Kína, Dél-Korea Japán), melynek célja egy $Q=10$ tényező fenntartása 500 másodpercig induktív üzemmódban, míg állandósult módban $Q=5$ paraméterű kísérleti reaktor. Még nem termel a hálózatra, de felhasznál minden technológiát ami, ehhez szükséges (szupravezető, plazma-üzemtartomány, stb.).



ITER Cadarache-ban

Jövő:

DEMO: Fusion Roadmap (európai program) keretében a cél az, hogy felépüljön 2050 előtt egy már a hálózatra termelő fúziós reaktor. Ehhez a Roadmapben célzott kutatásokat irányoztak elő a még fenn álló akadályok megoldására.



DEMO látványterve

Útiterv lépései:

1. Plazma üzemállapotok

Energiatermelésre nem feltétlen a jelenleg kutatott plazma üzemállapotok a kedvezők. Például jobb lenne, ha izotróp módon nagy hőteljesítményt adna át a falnak a plazma. Ez a divertoros üzemhez képest ellentétes elképzelés. Egy másik probléma plazma fenntartása. Állandósult üzemre lenne szükség, ezért a jelenleg meglévő tokamakokon kísérlik létrehozni ezt az üzemállapotot. Megoldásként többek között a volfrámborítású falakat vizsgálják, jól bírja a hőszugárzást, jól hűthető, a plazmába kerülve energiatermelés szempontjából kedvezően változtatja az energiamérleget.

2. Hőelvezető rendszerek

Jelenleg a divertoron át adja le a hőteljesítmény nagy részét egy tokamak. A probléma, hogy ez alapvetően kör alakú és a berendezéssel együtt lineárisan nő a mérete, viszont a rajta keletkező veszteségek a felülettel arányosak, vagyis négyzetesen nőnek. Ennek javítására és a divertor hő- és részecsketerhelés csökkentésére is jó megoldás a lecsatolt plazma üzemállapot. Nitrogént jutatunk a divertor elé létrehozva egy nagysűrűségű plazmát. Ez lelassítja a gyors részecskéket, energiájukat lesugározza. Ellenben ez csak stacioner állapotban valósítható meg. Emiatt párhuzamosan a divertorokat is fejlesztik (hőpohár divertor, folyékony divertor), de ezen kutatások eredményét csak a DEMO-ba építik majd be.

3. Neutronbesugárzásnak ellenálló anyagok

Több kritériumnak is meg kell felelnie a szerkezeti anyagoknak. Bírnia kell a magas hőterhelést, nem kúszhat meg, illetve ha véletlen áram folyik az anyagban, az erős mágneses tér által keltett erőt is kell állja. Csak bizonyos mértékben aktiválódhat föl, és még ekkor is legfeljebb 100 év múlva újrafelhasználhatónak kell lennie. A neutronbesugárzás következtében zárványok is keletkeznek az anyagban. Kétféle acélt vizsgálnak. Az EUROFER egy ferrites-martenzites acél, ezt építik be az ITER-be is, de jelenleg 500°C a maximum terhelése. Másik irány az ODS acélok, melyek lemaradtak a fejlesztésben. IFMIF ennek a kérdésnek megoldására épülhet EU-japán együttműködésben, de nem biztos, hogy időben elkészül a DEMO tervezéséhez, ezért felmerült egy kisebb hasonló európai berendezés építése is.

4. Trícium önellátás

Az ITER lesz az utolsó tríciumból nem önellátó reaktor, mely üzemideje végére gyakorlatilag feléli a CANDU reaktorok által termelt trícium mennyiséget. Azonban fent említett módon a Li egy neutron elnyelésével csak egy tríciumot ad vissza a reakció kezdetére, ezért biztosan kell majd neutronsokszorozó is a köpenytérbe. Ilyen anyag lehet a ^9Be mely nagy energiájú részecske hatására két hélium magra és két neutronra bomlik, vagy az ólom, aminek szintén van $(n,2n)$ reakciója. A különböző szaporító köpeny koncepciókat fogják tesztelni főként az ITER-ben.

5. Inherens biztonság

Ebből a szempontból a fúzió nagyon kedvező, mert a reakció bármilyen hiba következtében összeomlik. A reakcióterben pedig 100 mg-ban mérhető üzemanyag van. Az ITER már átment a nukleáris engedélyeztetési eljárás. Fontos, hogy megőrizzék a vákuumkamra integritását, hogy elsődleges biztonsági gátként működjön. Ahol még fejlődni kell, az a trícium (12,32 év felezési idő, β^- -bomló) kezelése. Ebből kilógrammok vannak jelen egy energetikai reaktornál.

[a1] megjegyzést írt: megőrizzék

6. DEMO tervezése

Elsődlegesen az ITER-ben felhasznált tapasztalatok kiértékelése. De már biztos, hogy a köpenyteret és a vákuum falat időnként cserélni kell. Ennek a gyakoriságát és gyorsaságát minél kedvezőbben kell kialakítani. Továbbá az erőmű hatásfok javításának lehetőségeinek a vizsgálata. A hűtési mód javítása is mind e lépés része.

7. Költséghatékony technológiák keresése

A DEMO az utolsó közpénzből épített erőmű, ezért fontos, hogy később a befektetőknek is megérje. Az erőmű életciklusának legnagyobb költsége a beruházási költség, ezen belül is a mágneses rendszerek. Egy esetlegesen magas hőmérsékleten szupravezető anyag alkalmazhatósága akár felére csökkenthetné ezt a költségtételt. Erre más kutatási szektorokban (energetika, orvoslás) több pénz áll rendelkezésre.

8. Sztellarátok

Bár a kutatások le vannak maradva, el nem vetették őket, mert a sztellarátorokban nem kell a plazmában áramot hajtani, így alapvetően is állandó üzemre képes. 2015-ben Németországban W7-X sztellarátor számítógéppel optimalizált teszt reaktor lesz. Ha beváltja a hozzáfűzött reményeket, akkor a DEMO után akár a sztellarátor lehet az a reaktor típus, ami elterjedhet.



W7-X sztellarátor

Magyarok vonatkozások

Minden projekt a fúzióval kapcsolatban nemzetközi. Magyarországi koordinátor az MTA Wigner FK RMI, kutatóhelyek a BME vagy az MTA stb. A kutatás több irányba is zajlik:

- gyors ionok összetartásának detektálása
- diagnosztikák tervezése, üzemeltetése
- elektronok kölcsönhatása a plazmahullámokkal; összeomlás esetén létrejövő nagyenergiájú (10MeV) elektronnyaláb modellezése, ami súlyos roncsolást okoz
- teszt-köpenymodulok az ITER-hez, végleges köpenyek a DEMO-hoz
- Termohidraulikai és hűtési kör modellezés
- DEMO tríciumszaporítás modellezése

Összefoglalás

A kutatások a Fusion Roadmap-ben kijelölt úton az energiatermelő reaktor megvalósíthatóságára koncentrálnak. Amennyiben az IFMIF, vagy egy hasonló berendezés, megépül időben tartható is lehet a 2050-es dátum. Azonban amíg a technológia nem lesz versenyképes a többi energia előállítási móddal, a széleskörű elterjedésre várni kell, és ez nagyrészt a fúziós kutatásokon kívüli technológiai fejlesztésektől függ.

Gáthy Benjámín

Az Energetikai Szakkollégium tagja

[PG2] megjegyzést írt: ?

[B3R2] megjegyzést írt: