

Fúziós kutatások – az alapoktól napjainkig

Zoletnik Sándor
MTA Wigner Fizikai Kutatóközpont

zoletnik.sandor@wigner.mta.hu



Energiatermelés magreakciókkal

Az atommagok kötési energiája a vas ($Z=26$) környékén a legnagyobb.

Erősebb kötést lehet elérni:

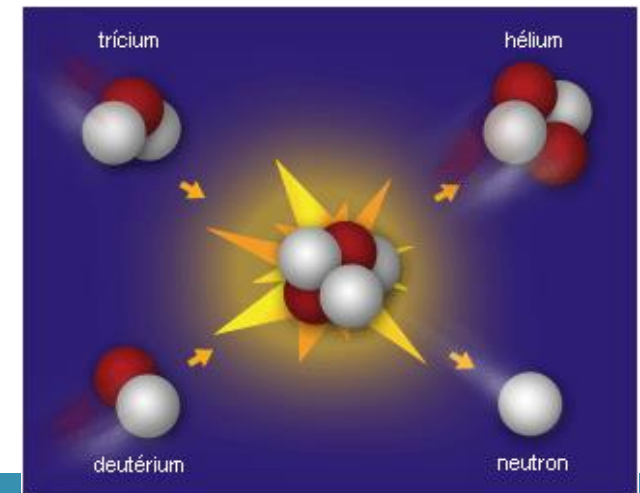
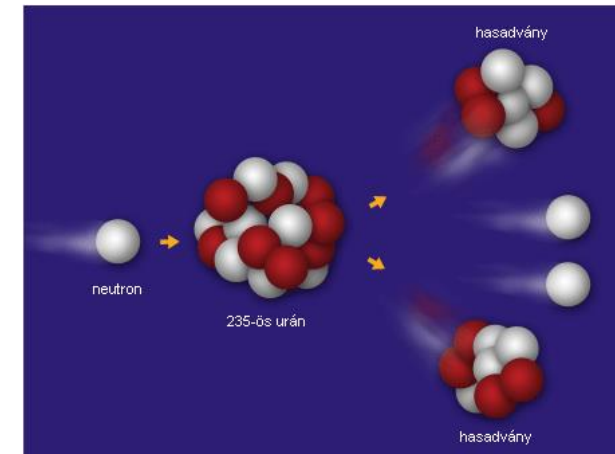
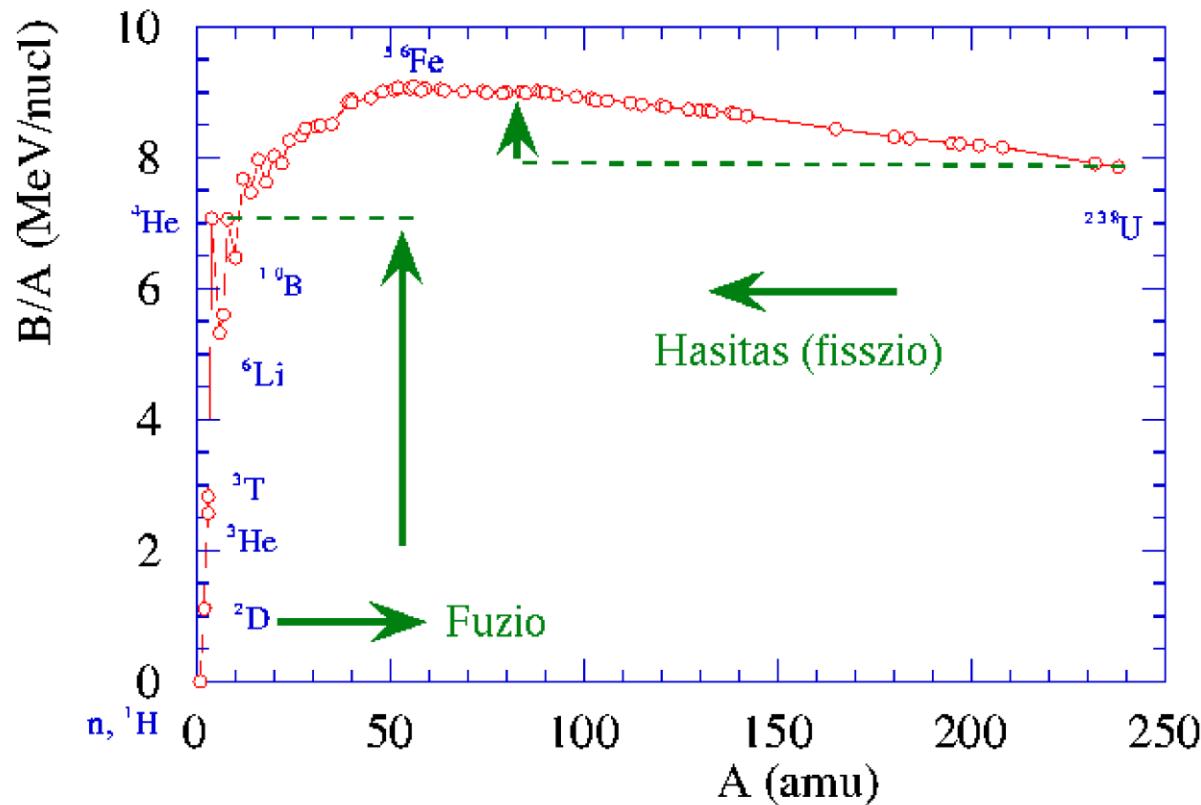
Nagyobb magok hasításával (fisszió)

Kisebb magok egyesítésével (fúzió)

A kiinduló és a végtermék magok kötési energiájának különbségét hasznosítjuk.

Óriási energiákról van szó:

- Kémiai átalakulás (atomhéj): $< 1 \text{ eV/atom} \rightarrow 100\text{-}1000 \text{ kg/fő/év}$
- Nukleáris átalakulás (atommag): $> 1 \text{ MeV/atom} \rightarrow 1\text{g/fő/év}$



Fúzió hidrogén magokkal

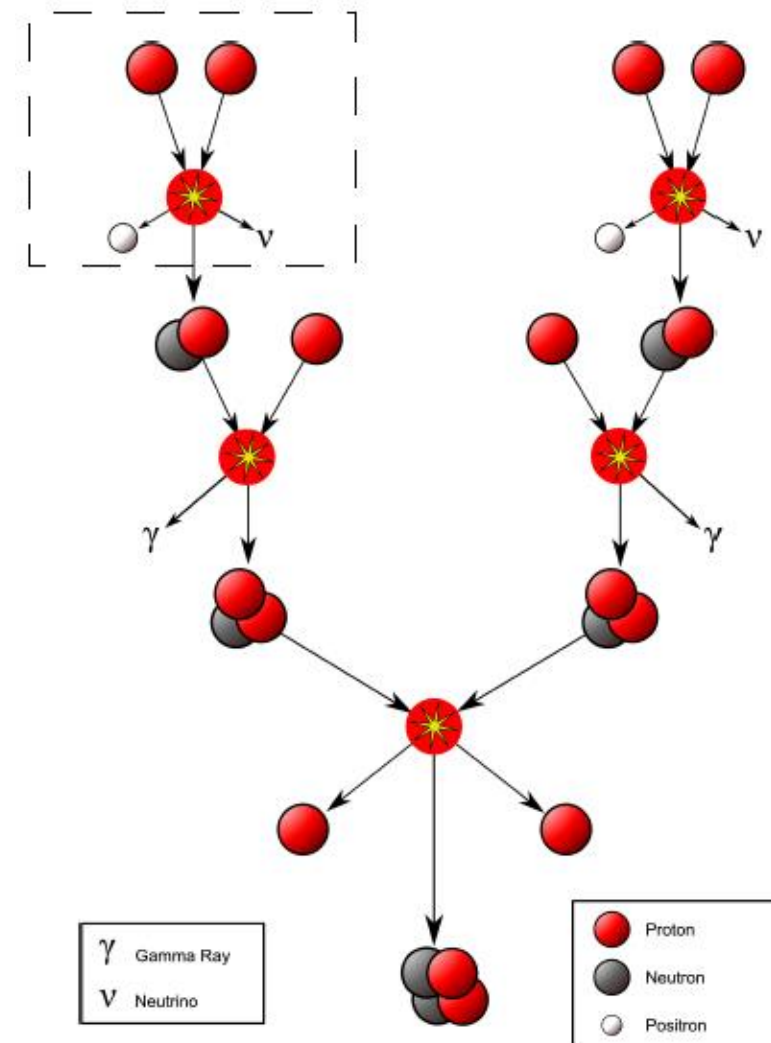
Hidrogén lenne a legjobb kiindulási anyag:

- Leggyakoribb elem
- Legnagyobb fajlagos energiatermelés $H \rightarrow 4He$ reakcióval
- A csillagok is ezt csinálják

DE:

- A H-ban nincs neutron, ezért valahol béta bomlásnak kell lennie
→ nagyon lassú folyamat
- A napban a pp reakciólánc ennek megfelelően nagyon lassan termel energiát

A tiszta H-ból induló fúziós reakció nem alkalmas földi energiatermelésre.

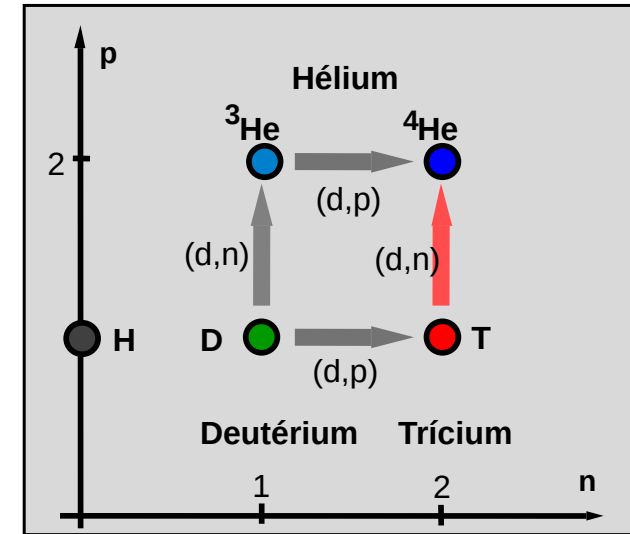


A pp reakciólánc

Fúziós reakciók: Hidrogén izotópok és hélium

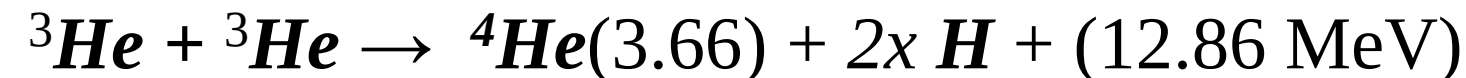
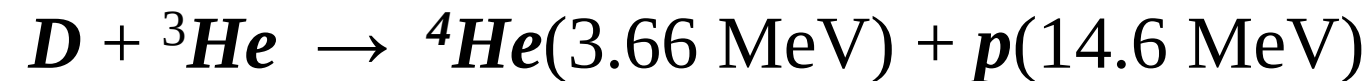
A hidrogént használó más reakciók (pld. CNO ciklus) kis hatáskeresztmetszettel rendelkeznek.

D, T reakciók:



Ezek neutront produkálnak, tehát sugárvédelmi problémákat vetnek fel.

Vannak neutronmentes ${}^3\text{He}$ reakciók:



Viszont ${}^3\text{He}$ sincs csak a holdon és más bolygókon.

→ Egyik reakció sem optimális.

Hatáskeresztmetszetek

A magok taszítják egymást, tehát a magreakció előtt át kell hatolni a Coulomb-gáton.

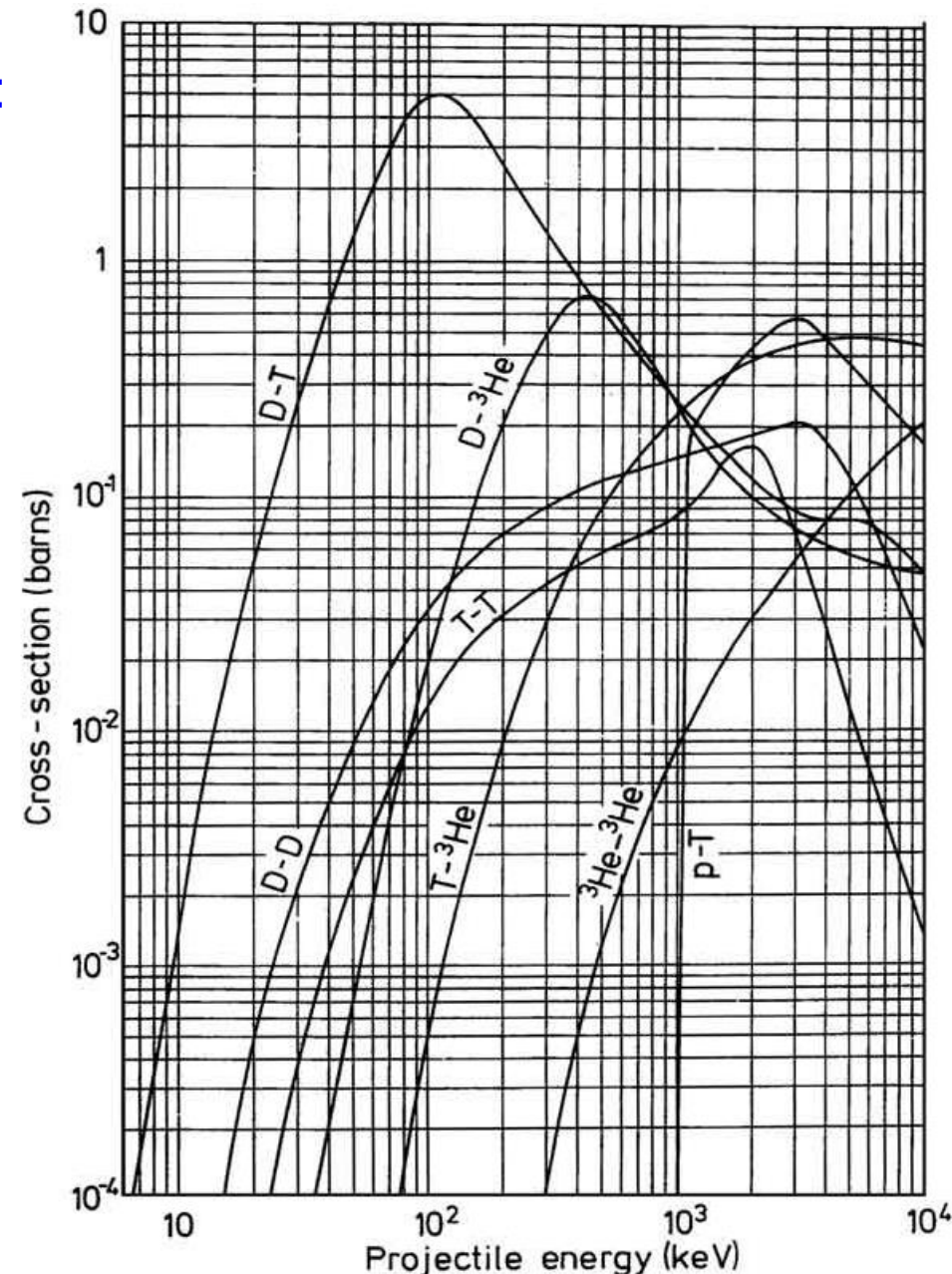
A hatáskeresztmetszeteket gyorsítóval kimérték:

- 10-100 keV küszöbenergia
- Nem éles a küszöb (Alagúteffektus)
- Maximum után csökkenés
- A legkisebb küszöbvel és legnagyobb hatáskeresztmetszettel a D-T reakció rendelkezik.

A DT reakció ígérkezik a legkönnyebben megvalósíthatónak, viszont T szinte nincs a természetben.

A DD reakció anyagok szempontjából jobb lenne, de sokkal nehezebben valósítható meg.

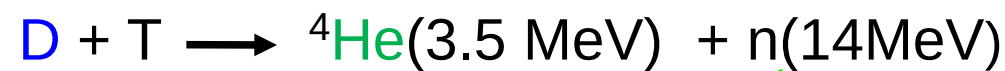
A DT reakció megvalósítása az első cél, utána DD reakció jöhetne esetleg.



Fúziós erőmű DT reakcióval

A Trícium 12 év felezési idővel bomlik és veszélyes radioaktív anyag.

A reaktorban meg lehetne termelni magreakciókkal.

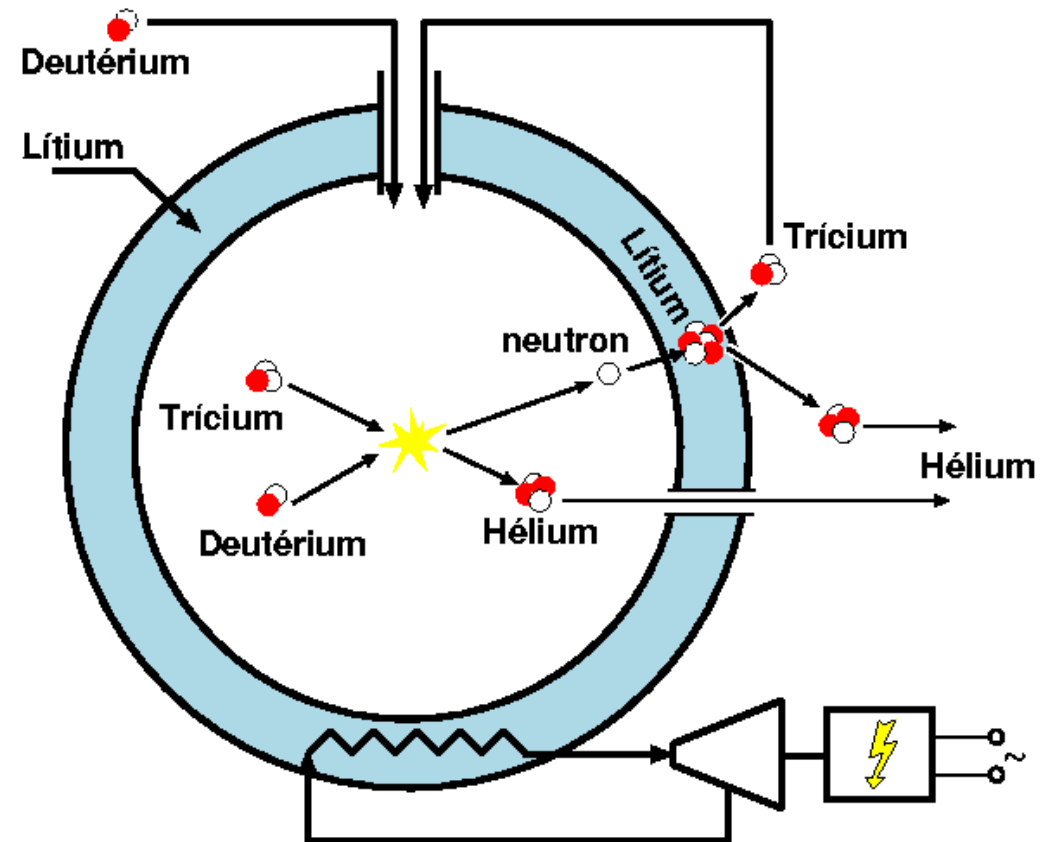


A neutront sokszorozni is kell, hogy kompenzáljunk a veszteségekre:

n-2n reakciók használhatók: Pb, Be

A reakciótermék kizárólag hélium:

- Nem radioaktív
- Kémiaailag inert
- Igen kis mennyiség termelődne



A kiinduló anyagok:

- Deutérium (hidrogén 1/6000-ed része)
- Lítium (a földkéreg gyakori összetevője)

Anyagmennyiségek reaktor üzemhez

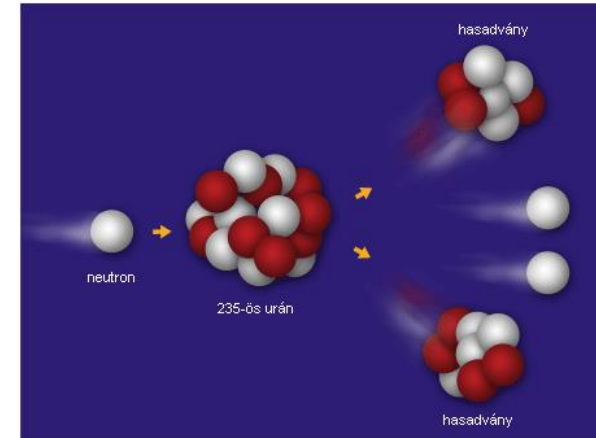
Mennyi Li kell?

Mennyi Li van?

Mennyi He keletkezik?

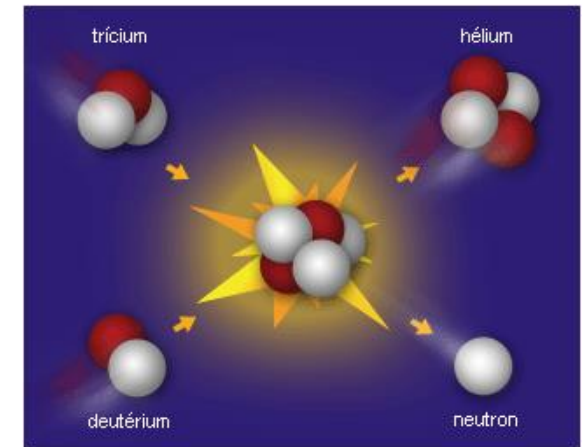
Fisszió:

- Nagy atommagból mindenféle mag-darabok
- Elkerülhetetlenül keletkeznek radioaktív magok
- Bár lehet minimalizálni, a hulladék mindig aktív lesz
- A 2 MeV-es neutronok <3% energiát visznek el
- 1 neutron/100 MeV



Fúzió:

- Ismert kiinduló és hulladék anyagok, nincs radioaktív termék
- A 14 MeV-es neutronok az energia 80%-át viszik el
- 6 neutron/100 MeV



- **Mindkettő nukleáris folyamat.**
- **Fúzióban nincs problémás melléktermék**
- **Fúzióban 6x annyi neutron keletkezik (és 7-szeres energiával), tehát a neutron roncsolás nagyságrenddel nagyobb lesz.**

Energiatermelés gyorsítóval?

A fúziós reakciót a magok elektrosztatikus taszítása akadályozza.

Megfelelő ütközési sebesség kell:

Gyorsítóval a reakció könnyen megvalósítható

DD Fúziós reakciót egyetemi gyakorlaton is csináltunk

Energiamérleg:

E_0 : nyaláb energia (~ 100 keV)

E_{ki} : fúziós energia: 17 MeV

σ_f : fúziós hatáskeresztmetszet $\sim 10^{-27}$ m²

σ_s : Coulomb szórási hatáskeresztmetszet $\sim 10^{-21}$ m²

Egy Coulomb szórás után az energia kisebb lesz és a fúziós reakció már elhanyagolható.

$$E_{ki} = E_0 + \frac{\sigma_f}{\sigma_s + \sigma_f} E_f = E_0 \left(1 + \frac{\sigma_f}{\sigma_s + \sigma_f} \frac{E_f}{E_0} \right) \approx 1.01 E_0$$

Gyorsítóval csak akkor lehet praktikusán energiát termelni, ha a Coulomb szórás vesztesége (termalizáció) nem jelent energiaveszteséget.

→ Energiát csak termikus közegben lehet termelni

$$E_0 \approx kT \rightarrow T \approx 10^8 \text{ K} !!!!$$

Energiatermelés termikus közegben

Termikus közeg kell ~ 10 keV termikus energiával (100 mio Kelvin)
 10 keV hőmérsékleten a részecske energia 2-3 nagyságrenddel
 nagyobb mint az atomhéj kötési energiái:

Az elektronok leszakadnak az atomokról $\rightarrow$ plazma.

A plazma elektromosan töltött részecskékből áll, elektromágneses
 terekkel *esetleg* összetartható.

**Energetikailag pozitív fúziós reaktorhoz elég nagy sűrűségű plazmát kell jól elszigetelni
 a környezettől $\rightarrow$ mágneses plazmaösszetartás**

A fúziós kutatások túlnyomó többsége plazmafizikai kutatás:

- Összetartás
- Fűtés
- Mérés
- Szabályzás

A körülmények azonban erősen eltérnek más plazmáktól:

$\rightarrow$ fúziós plazmafizika

Reakció ráták

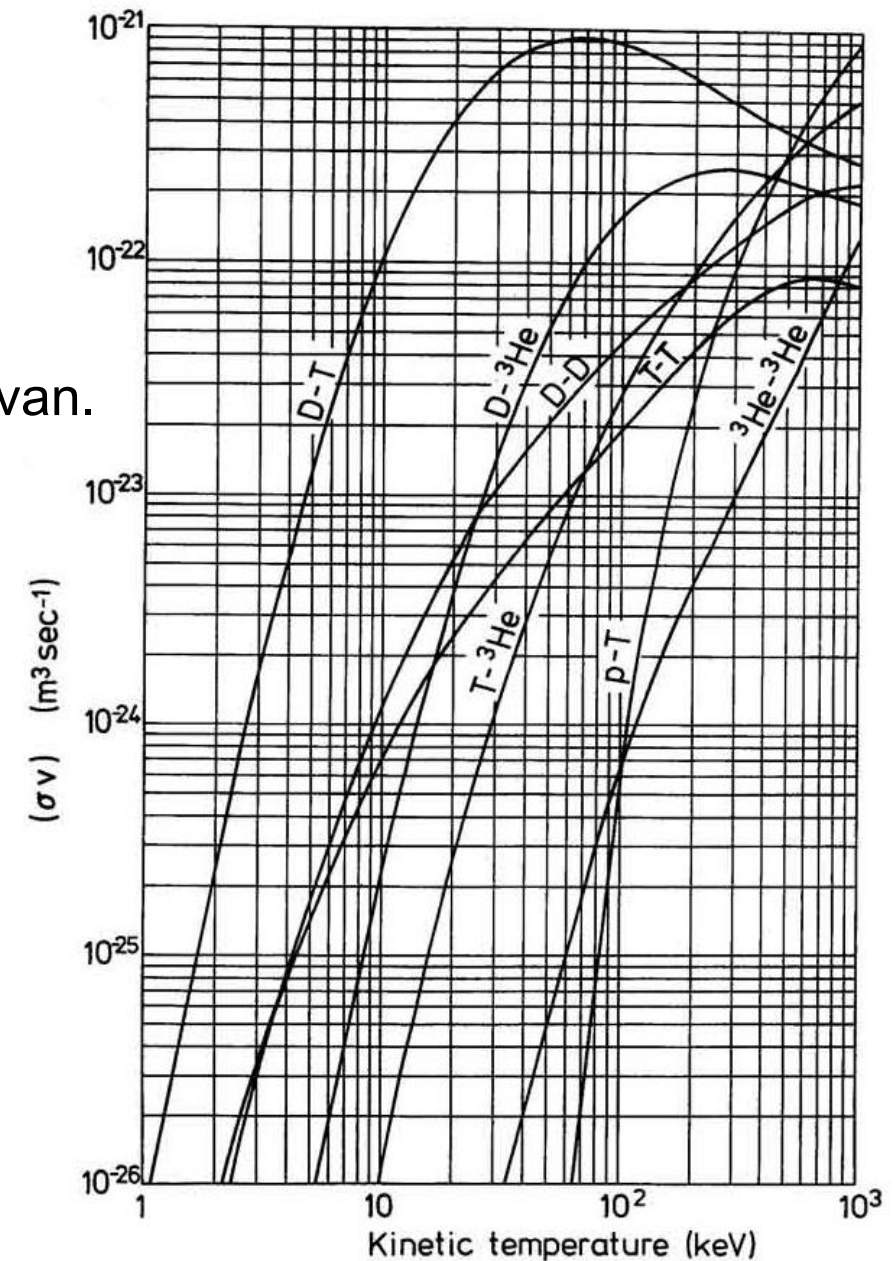
Termikus közegben a folyamat sebességét a Maxwell eloszlással súlyozott hatáskeresztmetszet adja:

$$\frac{dN}{dt} = n \int f(E) \sigma(E) dE = n \langle \sigma v \rangle$$

$\langle \sigma v \rangle$ a reakció rátaegyüttható

DT-re 20-30 keV kell, 60-70 keV körül maximum van.

DD 100 keV környékén kezd reális lenni.



Fúziós égés

A DT reakcióban az energia megoszlik az alfa részecske (20%) és a neutron (80%) között



Az **alfa részecske** (${}^4\text{He}$) töltött, a DT plazmával együtt összetartható

→ a fúziós plazma önfenntartó lehet (alfa fűtés)

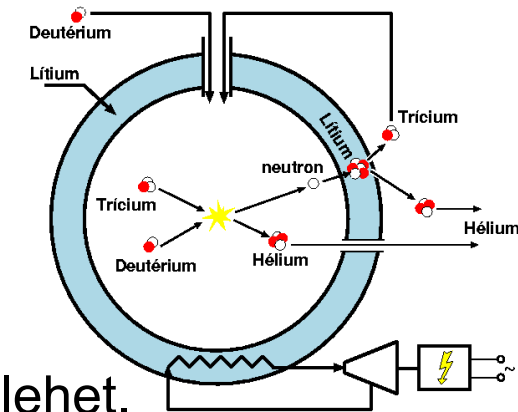
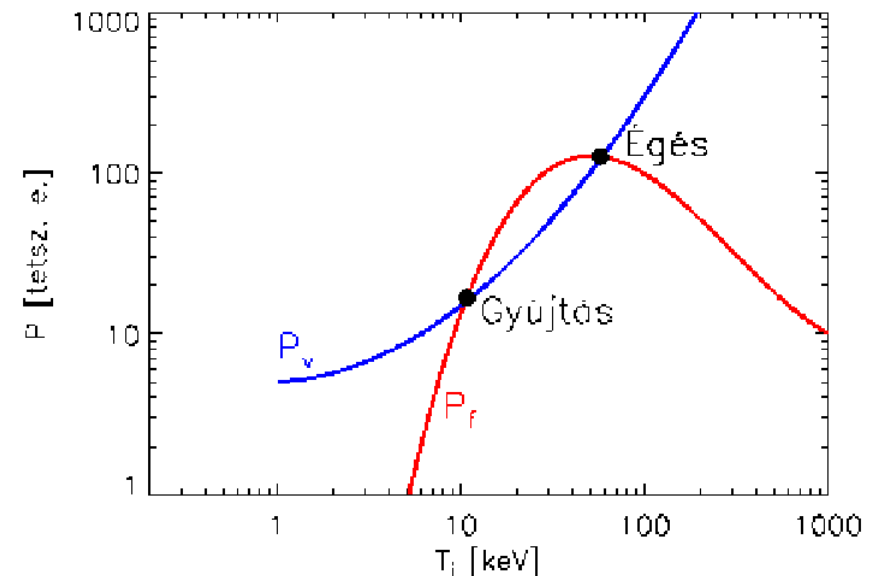
A hőmérséklet növekedésével egy idő után a fúziós hatáskeresztmetszet csökken:

→ Stabil fúziós „égés”

A **neutron** semleges, ezért nem tartható a plazmában:

- Hűtőközeget fűthet
- Energiakivonás a hagyományos reaktorokhoz hasonlóan:
gőz vagy gázturbina
- Neutronok aktiválják a szerkezetet:

a szerkezeti anyagok megfelelő megválasztásával minimalizálni lehet.

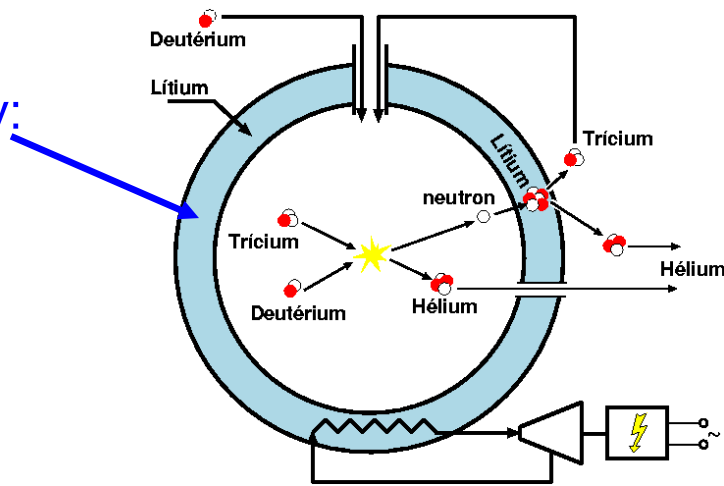


Neutron roncsolás

- A fúziós reaktorban 6x több neutron keletkezik mint a fissionásban
 - A plazma teljesen átlátszó a neutronoknak, minden neutron eléri a falat
- a plazma előtti fal neutron roncsolása sokszorosa lesz a fissionás berendezések reaktortartályának

A plazma és a reaktor tartály között kell legyen egy köpeny:

- Trícium termelés
- Neutron energia elnyelése
- Berendezés védelme a neutron roncsolástól
- Hűtőközeg fűtése



A fúziós reaktor köpenye nem fog kitartani a berendezés élettartamáig, néhány évente cserélni kell majd.

Kritikus a neutron roncsolás megértése, új anyagok fejlesztése.

Fúzió-releváns n roncsolás tesztelő berendezések nincsenek, erre külön berendezést (gyorsító, D-Li reakció) terveznek.

Biztonság: fúzió és fisszió

Fisszió:

- Szinte spontán reakció, küzdeni kell, hogy ne szaladjon el
- Aktív üzemanyag tömege: 100 t

Fúzió:

- Csak nagyon speciális körülmények között működik → automatikusan leáll
- Aktív üzemanyag tömege: <100 mg

A fissziós folyamatot inherensen veszélyes, a fúziós nem

Az aktív közeg tömege 1 milliószor kisebb a fúzióban

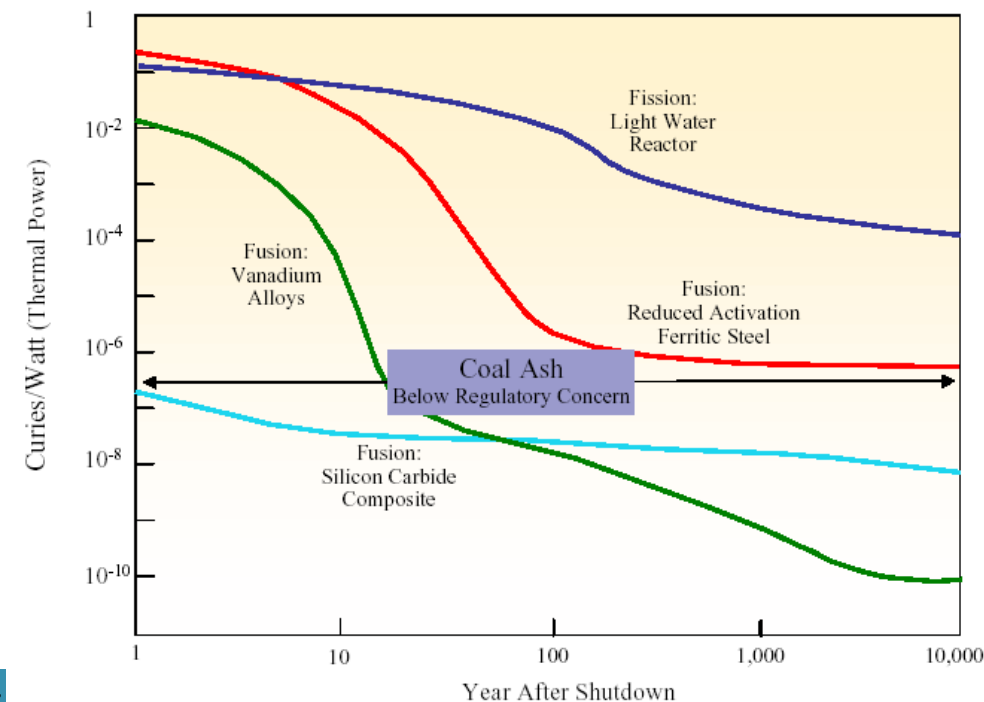
→ baleset esetén azonnal leadja az energiát

→ csak a tartály felületét fogja roncsolni

Radiaaktív anyagok keletkeznek a fúzióban, de csak a berendezés szerkezetéből és 100 éves távlatban bomlanak.

Újabb anyagokkal tovább csökkenthető.

Részletesebben lásd Papp Gergely előadásában



Pozitív energiamérleg feltétele

Egyszerű 0D becslés a szükséges feltételekről.

- 50-50% DT keverék
- Homogén plazma n sűrűséggel és V térfogattal

Alfa teljesítmény:

$$P_{\alpha} = V \left(\frac{n}{2} \right)^2 C(T)$$

Veszteségi teljesítmény:

$$P_{loss} = \frac{V \frac{3}{2} n k T}{\tau_E}$$

Ha $P_{loss} > P_{\alpha}$, (breakeven) akkor

$$n \tau_E \geq \frac{6kT}{C(T)}$$

Optimális hőmérsékleten ez a
Lawson-kritérium:

$$n \tau_E \geq 10^{20} \text{ sm}^{-3} \quad T_i = 25 \text{ keV}$$

Az optimális hőmérséklet körül
fúziós hármasszorzat:

$$n \tau_E T_i \geq 10^{21} \text{ keV sm}^{-3}$$

Praktikus alkalmazáshoz $Q = P_{\alpha}/P_{loss} > 10$ kellene ehhez szintén $n \tau_E$ limit tartozik de más numerikus értékkel.

A Lawson kritérium kétféleképpen elégíthető ki: $n\tau_E \geq 10^{20} \text{ sm}^{-3}$

- $\tau_E \sim \text{s}$, $n \sim 10^{20}$ → mágneses összetartás

- $\tau_E = r/c_s$ (szabad tágulás)

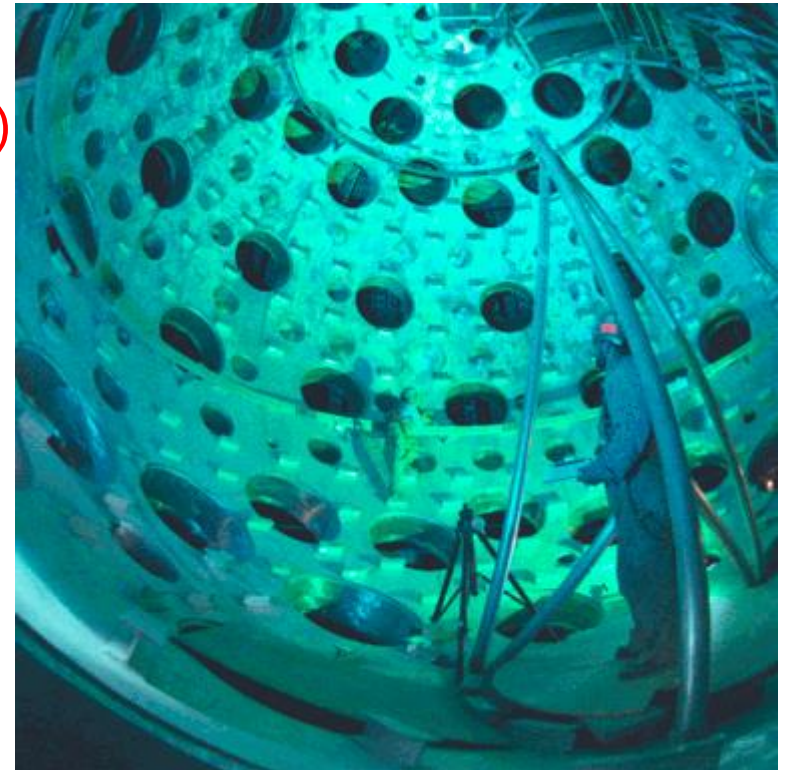
A Lawson kritérium $\rho r > 1 \text{ [g/cm}^3, \text{cm}]$ alakot ölt.

Ez kielégíthető lenne 1 g/cm^3 , 1 cm esetén, de egy 1 cm -es DT keverékből az energia egy hidrogén bombának felel meg.

~ mm méret és 1000x szilárdtest sűrűség kell

lézeres (vagy más összenyomás, gyújtás, stb.)

→ Lásd Rácz Ervin előadását.



A kutatások kezdete

A magfizikai alapismeretek az 1940-es évek végén megvoltak.
1953-ra elkészült a hidrogénbomba.

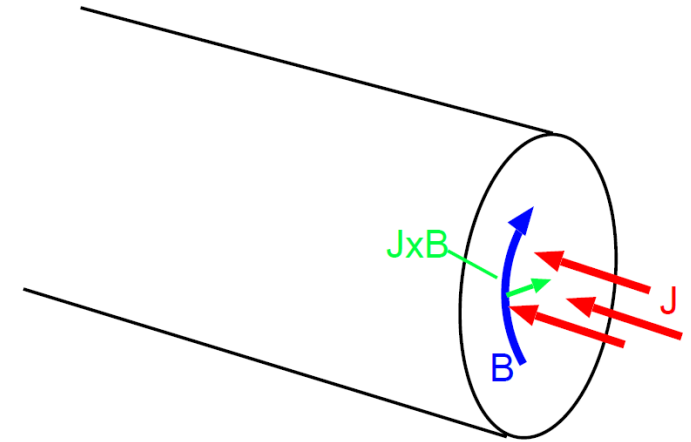
A mágneses összetartással kezdődtek titkos kísérletek
leginkább az USA-ban, Angliában, Franciaországban, Szovjetunióban.

A Lawson kritérium még nem is volt ismert, nagyon sokféle
konfigurációval próbálkoztak.

Mágneses összetartás, Pinch effektus

Árammal átjárt egyenes plazmaoszlop.

Az áram fűti a plazmát és az áram kölcsönhat a saját mágneses terével és összetartja a plazmát
 → Pinch effektus (Z-pinch)



$$-\nabla p = j \times B$$

$$\nabla \times B = \mu_0 j$$

$$-\nabla p = \frac{1}{\mu_0} (\nabla \times B) \times B = \frac{1}{\mu_0} \left[(B \nabla) B - \frac{1}{2} \nabla B^2 \right]$$

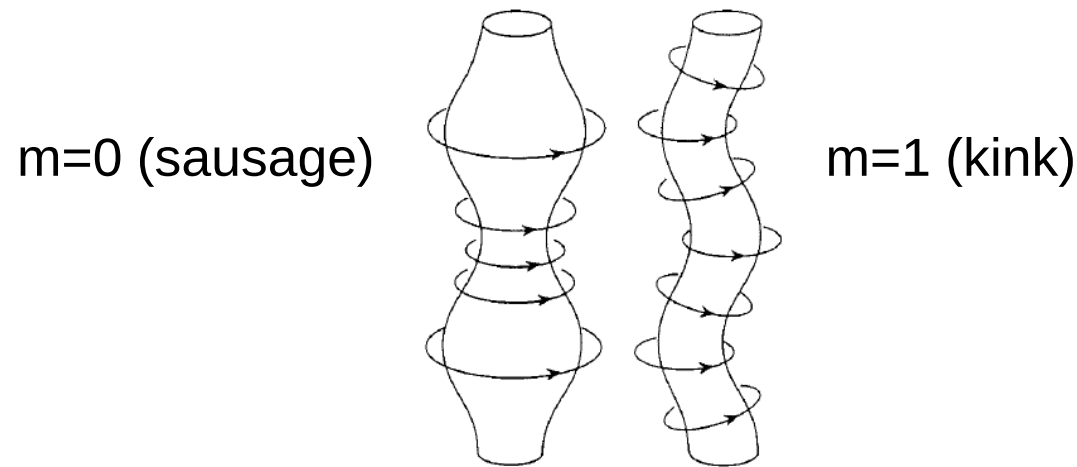
Egyenes geometriában $(B \nabla) B = 0$.

Tehát $-\nabla p = -\frac{1}{2\mu_0} \nabla B^2$ $\frac{B^2}{2\mu_0}$ a mágneses nyomás

$\beta = p / \frac{B^2}{2\mu_0}$ „béta” a kinetikus és mágneses nyomás aránya

Kink instabilitás

A Pinch konfiguráció nem stabil. Különböző torzulások úgy változtatják a mágneses teret, hogy a mágneses nyomás növeli a perturbációt.
A perturbációkat szög szerint $\sin(m\Theta)$ alakban írjuk fel:

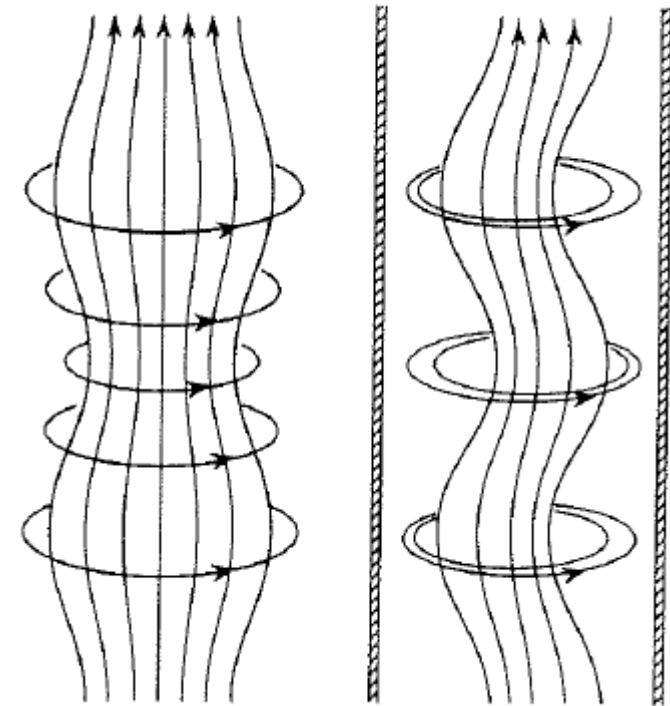


Magasabb m kink módusok is lehetségesek.

A kink instabilitást az áram hajtja.

Egy longitudinális mágneses térrel vagy jól vezető köpennyel a kink instabilitások stabilizálhatók.

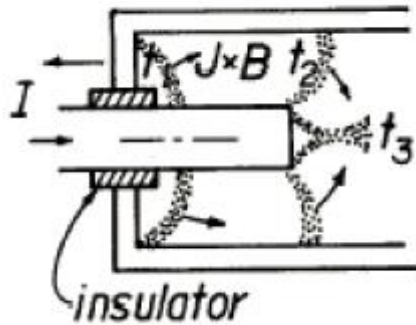
A pinch effektus csak radiális irányban biztosít összetartást. A plazma végén az áramvezetés és a veszteség is probléma.



Pinch variációk

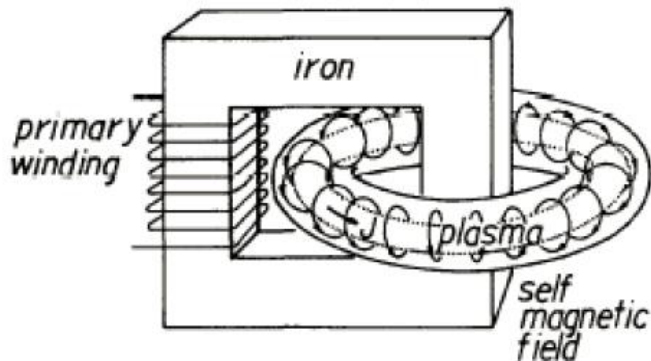
Plazma fókusz:

A központi elektróda és a cső között alakul ki a plazma és a cső mentén gyorsul. Az elektróda végén összeomlik és egy rövid nagy sűrűségű plazmát csinál.



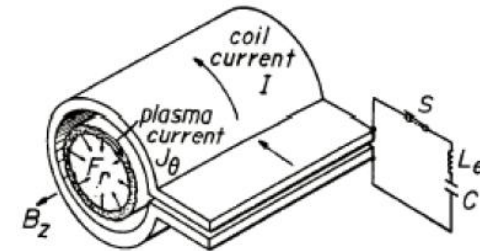
Toroidális Z-pinch:

Az áramot transzformátor indukálja. Csak impulzus üzem.



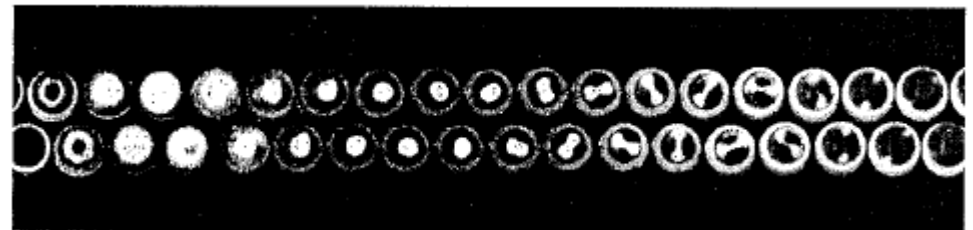
Θ -pinch:

Az áram és a mágneses tér helyet cserél. Az áramot egy gyorsan növekvő axiális mágneses tér indukálja.



A pinch kísérletekkel rövid (microsec) élettartamú plazmákat csináltak az 1950-es években. Némelyiket technikai célokra ma is használják

A végek és a stabilitás alapvető probléma.



$m=2$ kink instabilitás theta pinchben. 8 microsec/kép

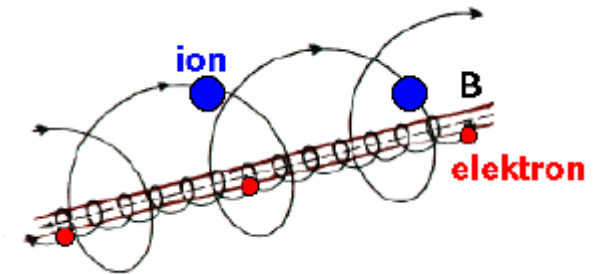
Töltött részecskék mozgása mágneses térben

A lineáris pincheben nagynyomású plazmát lehet rövid ideig összetartani, de a végek lezárása megoldatlan. A nagy sűrűség miatt folyadékként gondolunk a plazmára.

Kisebb sűrűségen a szabad úthosszak összemérhetők lesznek a berendezés méretével és ezért *egyrészecske mozgásokat* tekintünk.

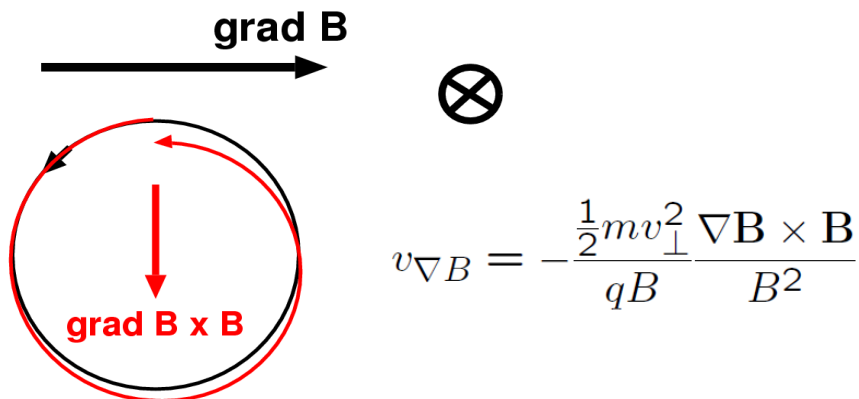
Alapvető a Larmor mozgás:

- Ionok és elektronok Larmor sugara különböző (x60)
- Mágneses tér mentén szabad a mozgás

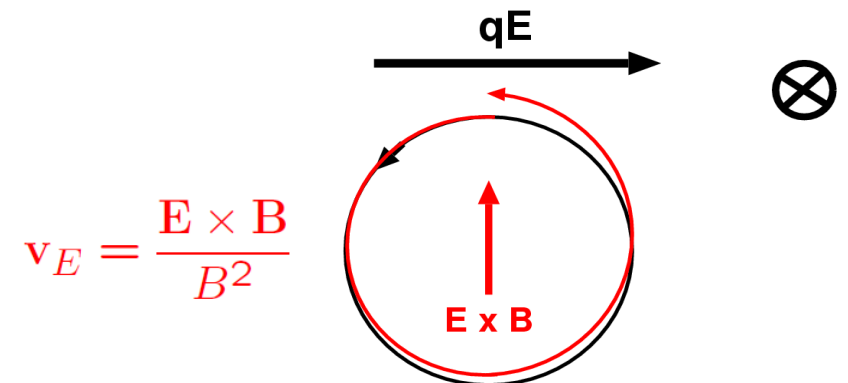


Ha a mágneses térnek gradiense van vagy $B_{\perp}$ elektromos tér van akkor a Larmor pálya középpontja lassan mozog: **drift mozgás**

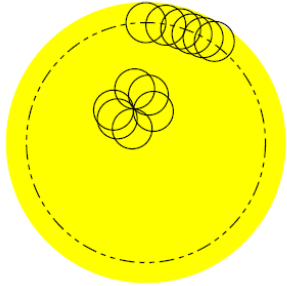
$$r_L = \frac{v_{\perp}}{\omega_c} = \frac{mv_{\perp}}{qB}$$



Grad-B drift töltésfüggő irányú
Hasonló a görbületi drift



$E \times B$ drift töltésfüggetlen
és azonos minden részecskére



Az oszlop belsejében minden pontban 0 az eredő áram, a szélén viszont egy r_L vastag rétegben kompenzálatlan köráram folyik.

Az eredő köráram csökkenti a mágneses teret plazma belsejében:
a plazma diamágneses

$$B_{dia} = \frac{1}{2B} \frac{dE_{kin}}{dV}$$

A plazma összetartást úgy is felfoghatjuk, hogy a diamágneses tér miatt kialakuló mágneses nyomásgradiens tart ellent a kinetikus nyomásnak.

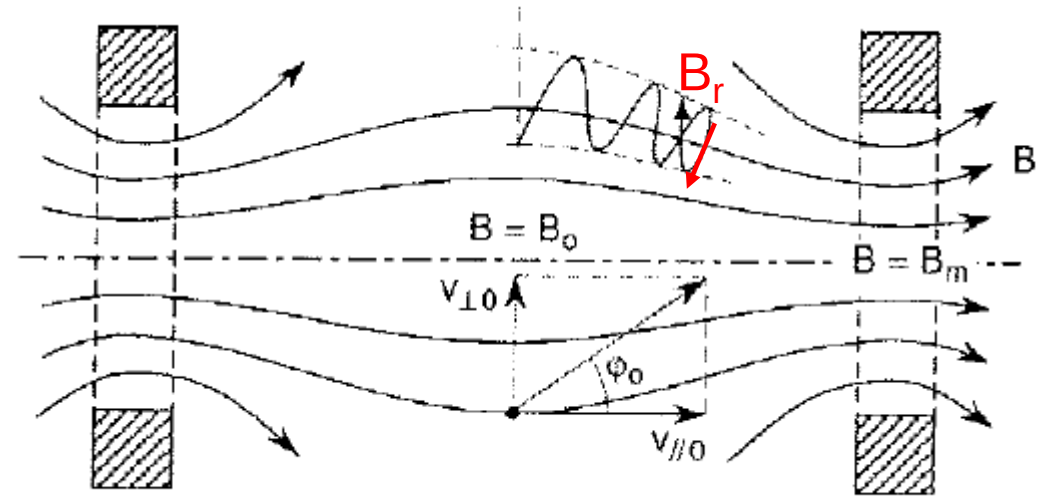
Hosszanti mágneses térrel ellátott pinch esetén mind a diamágnesség, mind a pinch effektus működik.

Mágneses tükör

Ha a mágneses tér erősségének a tér irányában van gradiense:

$\text{div } \mathbf{B} = 0$ miatt a mágneses tér görbült ahogy az látható az ábrán

A Larmor pálya középvonalán átmenő erővonalhoz képest a pálya két oldalán ellentétes $B_{\perp}$ éreznek. Az eredő $\mathbf{v} \times \mathbf{B}_{\perp}$ erő mindig a kisebb mágneses tér irányába mutat.



- a részecskéket a magasabb terű tartomány visszaveri
- mágneses tükör

Alkalmas lehet a lineáris berendezések végének lezárására.

Azokat a részecskéket veri vissza a tükör, amikre $B_{\parallel} / B_{\perp} < B_0 / B_{\text{max}}$

- veszteségi kúp a sebességtérben

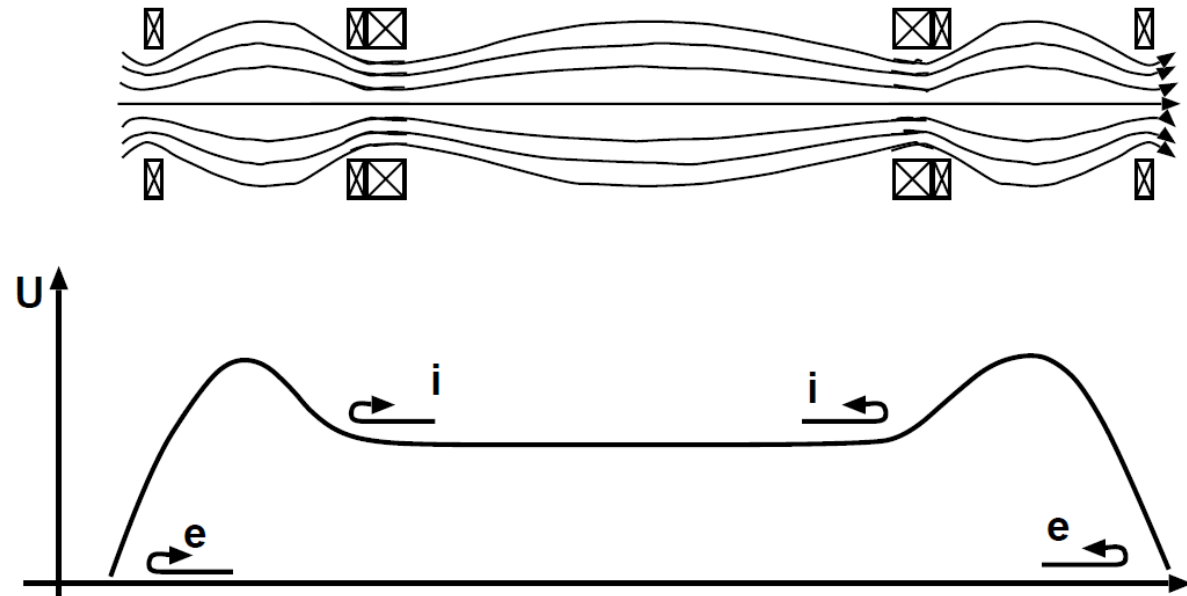
Ütközések pótolják az elveszett részecskéket

Folyamatos veszteség, amely nagyobb sűrűségben nagyobb

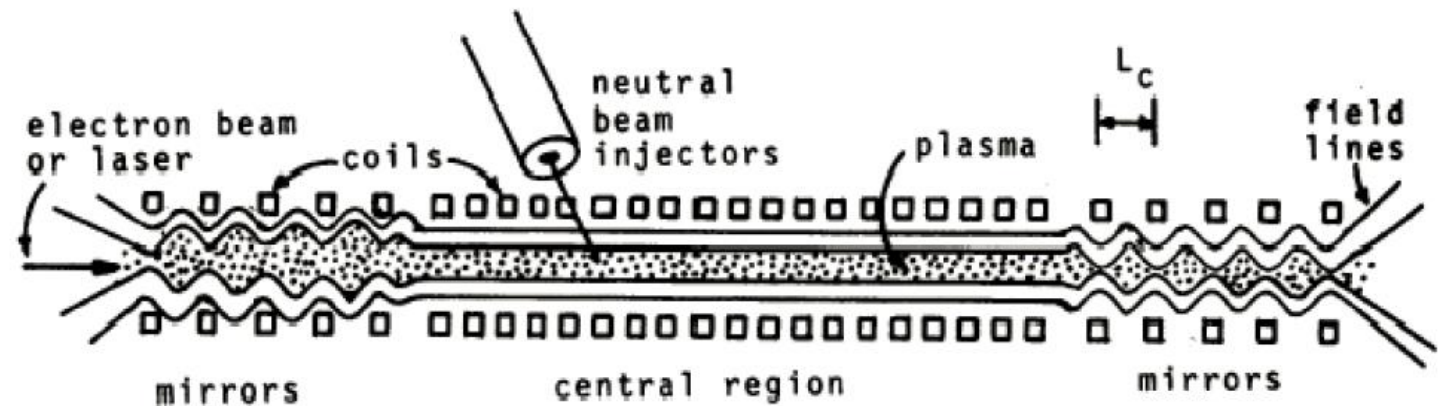
Tükör variációk

A végeket megpróbálták különböző módokon lezárni:
Elektrosztatikus térrel (magasabb sűrűség két kisebb tükörben)

Tandem tükör



Többszörös tükör
Diffúziós transzport
a tükrökön át ki-be
a veszteségi kúpba



Kicserélődési instabilitás

Tekintsünk egy görbült plazma külső szélén egy perturbációt:

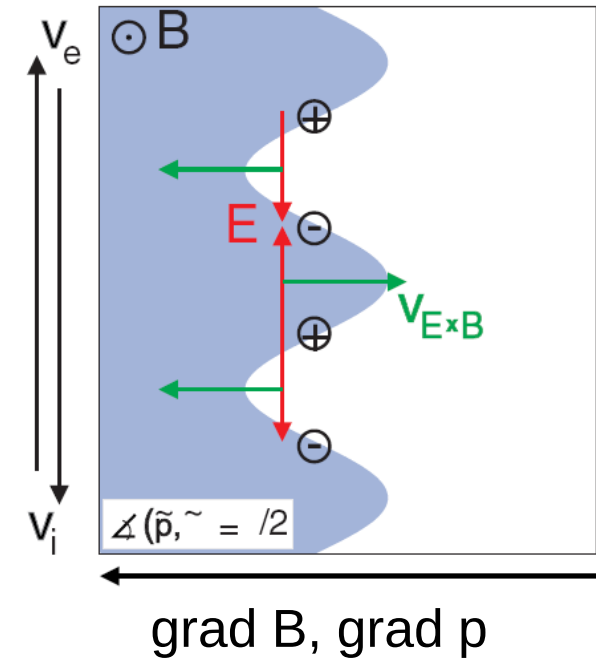
- A grad B drift szétválasztja a töltéseket
- Az elektromos tér maximuma a perturbáció csúcsán van
- Az $E \times B$ drift éppen növeli a perturbációt

→ **kicserélődési instabilitás**

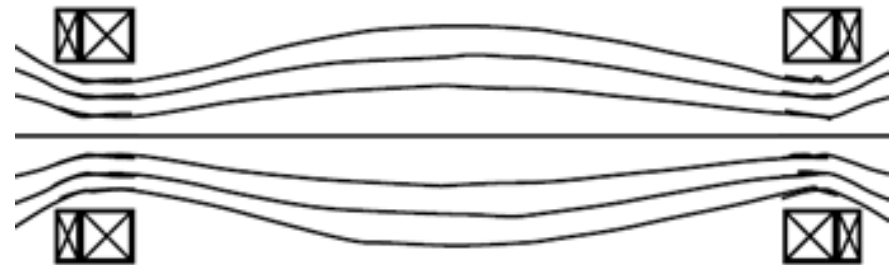
(*interchange mode, flute mode*)

Hajtóereje a plazma nyomás.

Ha a grad B és grad p ellentétes akkor stabil.



A tükör konfigurációkban instabil a kicserélődési instabilitás.



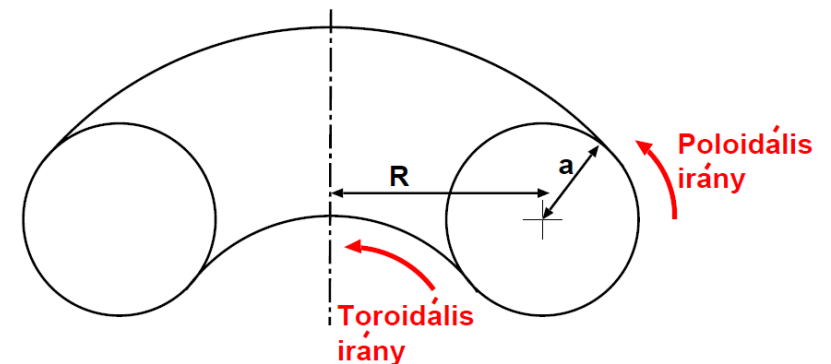
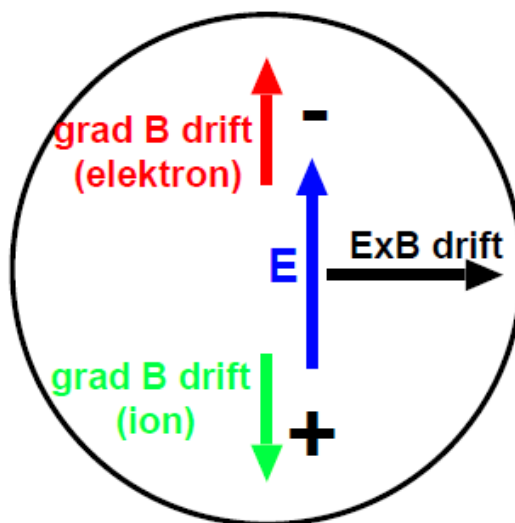
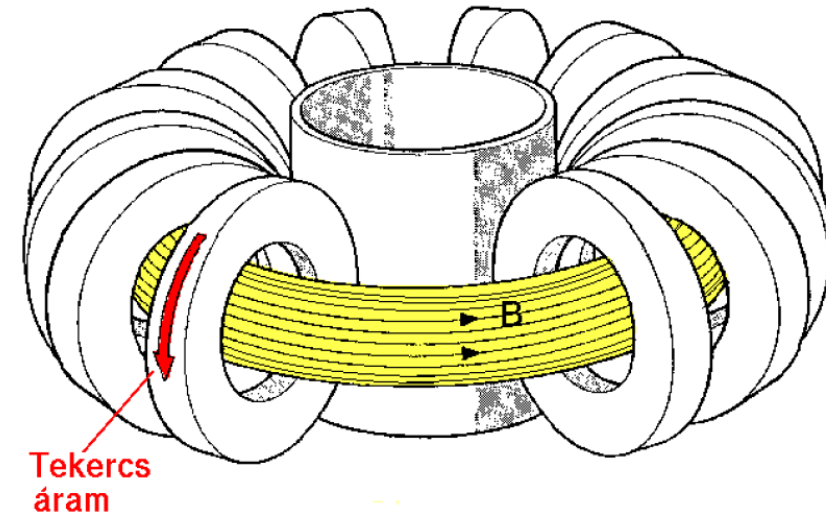
Egyszerű toroidális geometria

Tórusz geometriában nincsenek végek

Viszont vannak driftek:

- grad B és görbületi drift töltésszétválasztást okoz
- A függőleges elektromos tér radiális driftet okoz

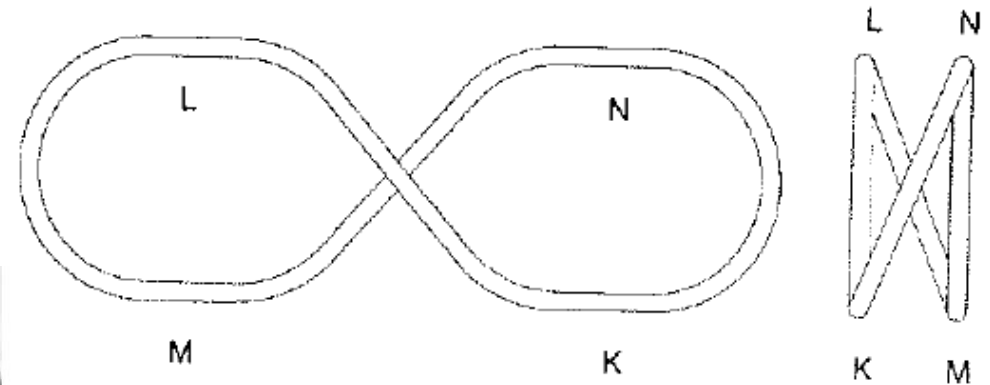
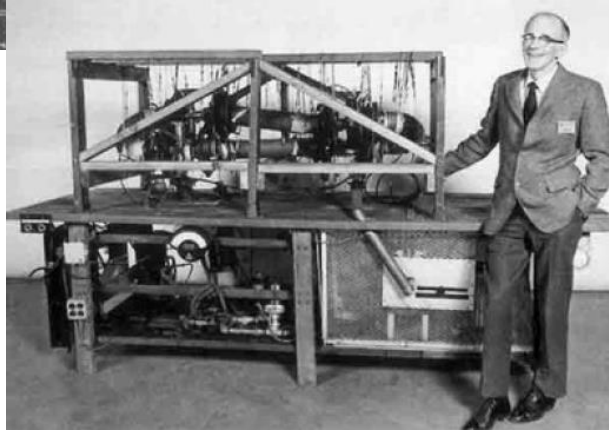
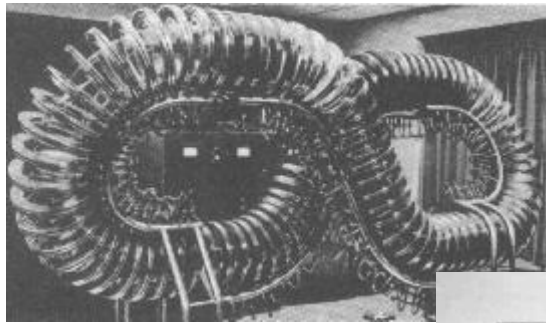
Egyszerű toroidális geometria nem alkalmas plazma összetartásra



Lyman Spitzernek Princeton-ban jött az az ötlete, hogy a tóruszt meg kell csavarni 8-as alakúra. Így a mágneses erővonalak hol alatta, hogy felette vannak a berendezés közepének

→ a grad-B drift nem távolítja a részecskét a berendezés közepétől

→ nincs töltésmegosztás és nincs ExB drift



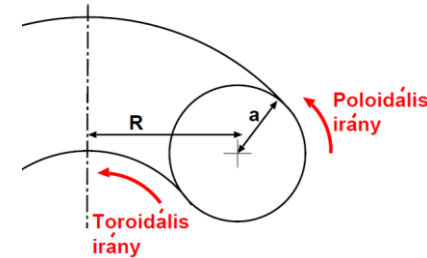
Princetonban építettek egy sorozat sztellarátort és kipróbáltak fűtési, tisztítási, stb eljárásokat.

Azonban az elért plazmahőmérséklet nem volt csak néhány 100 eV max.

Rotációs transzformáció

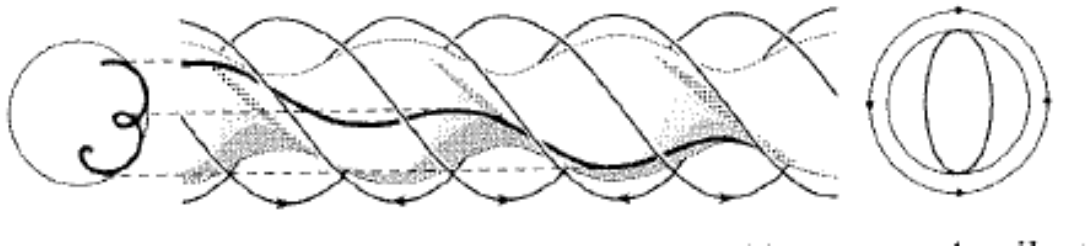
Ha az erővonalakat helikálisan megcsavarnánk akkor az erővonalak mentén ki tud egyenlítődni a töltésszétválasztás.

rotációs transzformáció (ι) = poloidális elfordulás egy toroidális kör alatt.



Ehhez kellene egy poloidális mágneses tér

- Axiálisan szimmetrikus esetben $\text{rot } B = j$ miatt kell lenni áramnak a plazmában
- Ha elvetjük az axiális szimmetriát, akkor a berendezés helikális megcsavarásával a „toroidális” térnek lehet helyenként poloidális komponense is. Ez kielégítheti a $\text{rot } B = 0$ feltételt áram nélkül is.



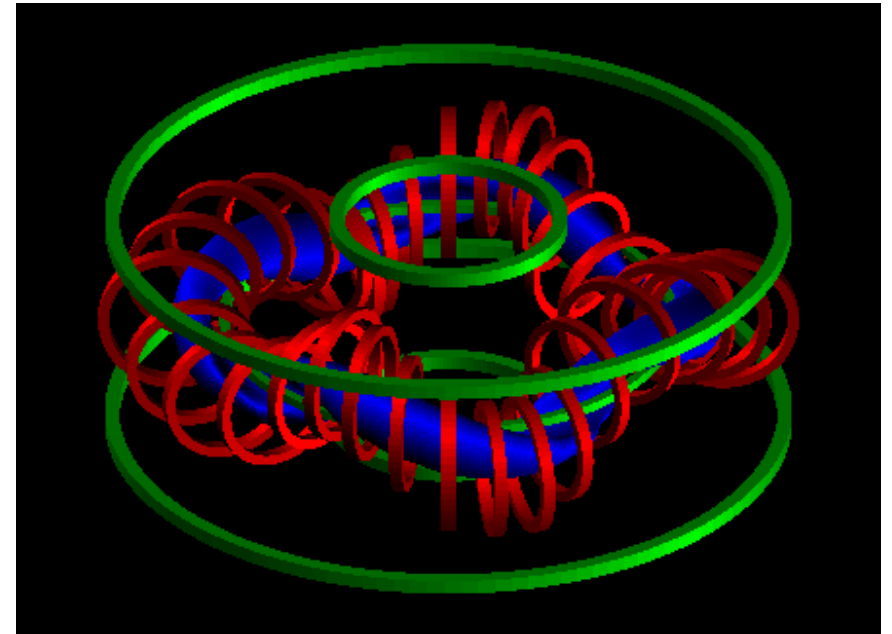
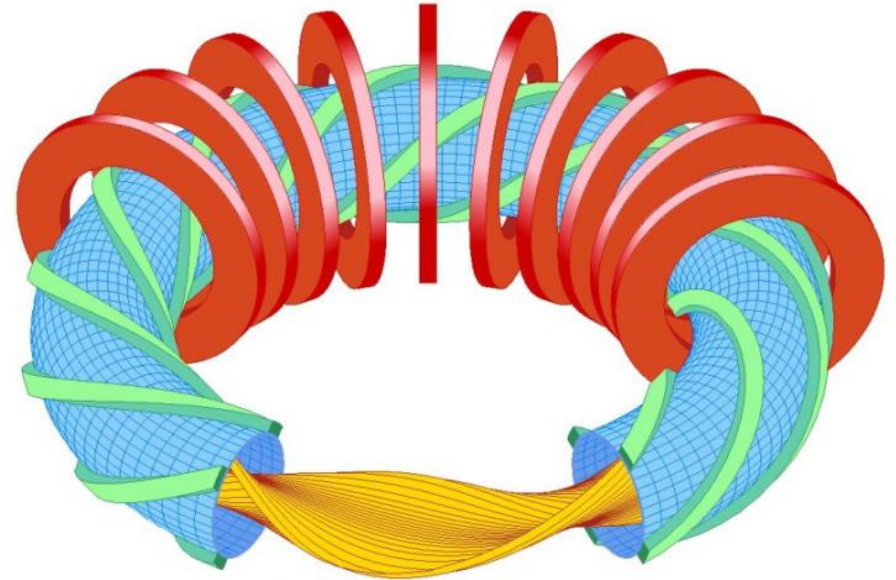
Külső mágnesekercsekkel csak akkor lehet rotációs transzformációt elérni, ha elvetjük az axiális szimmetriát.

Torsatron (heliotron):
Kombinált toroidális-helikális
tekercek



Heliac: helikálisan eltolt helyzetű tekercek,
a plazma egy vezető köré tekerve

A klasszikus sztellarátorban helikális
tekercek csinálják a perturbációt



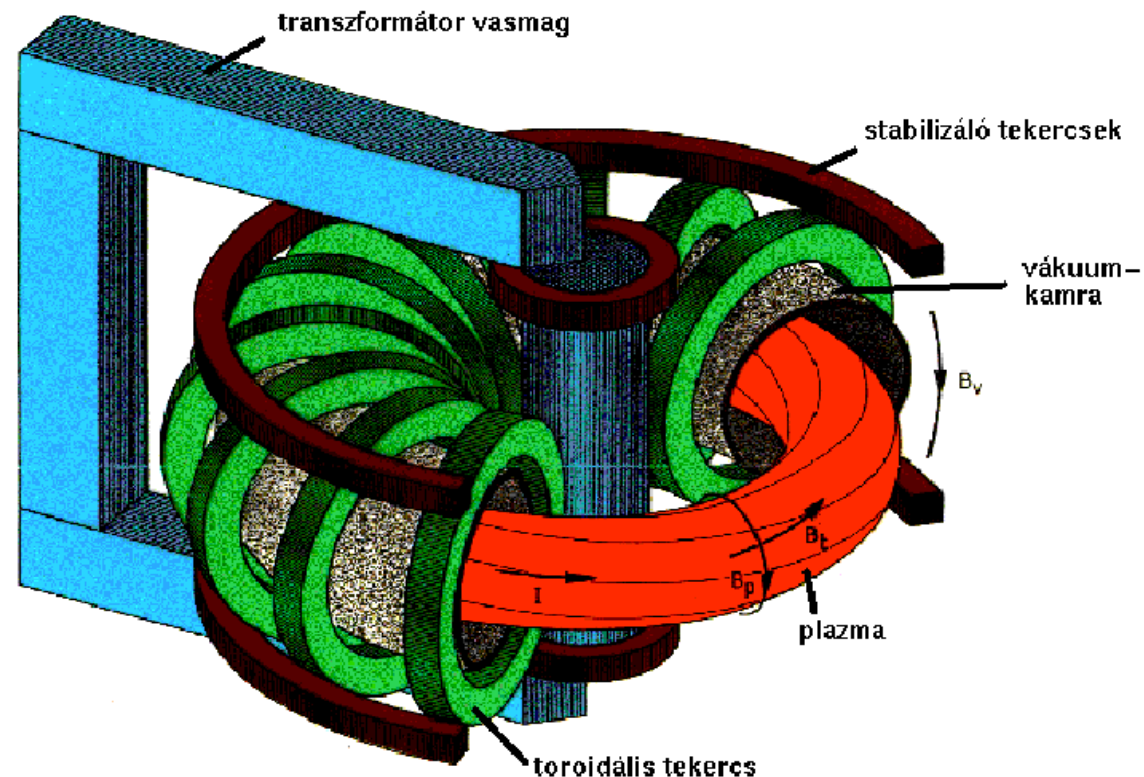
Tokamak

A Szovjetunióban toroidális pinch-ekkel próbálkoztak

- Elég erős mágneses tér stabilizálja a pinch-et
- Az áramot transzformátorral indukálják
- Az áram megcsavarja a mágneses teret akár csak a sztellarátorban
- Az áram fűti a plazmát (Ohmikus fűtés)
- Kiegészítő tekercsek (poloidális tekercs) kell a plazma helyben tartására

TOKAMAK: **TO**riodalnaja **KA**mera sz **MA**gnyitnümi **K**atuskami
(Toroidális kamra mágneses tekercsekkel)

Mind az egyrészecske képben, mind a folyadék képben stabil konfiguráció



A 2. genfi IAEA konferencia

1958-ban rendezték genfben a 2. „Atoms for Peace” konferenciát. Itt nyilvánosságra hozták ez addig elért fúziós eredményeket, mivel nem látszott gyors siker a láthatáron.

Az eredmények hatására jelentette ki a konferencia elnöke:

I think that the papers to be presented at this Conference, and the discussions which follow them, will show that it is still impossible to answer the question, 'Can electrical power be generated using the light elements as fuels by themselves?' I believe that this question will be answered in the next decade. If the answer is yes, a further ten years will be required to answer the next question, 'Is such a power source economically viable?'

Teller Ede nem volt ennyire optimista:

I think that it [thermonuclear energy production] can be done, but do not believe that in this century it will be a thing of practical importance. . . . It is likely that we shall be dealing with an intricate machine which is inaccessible to human hands because of radiation and on which all control and maintenance must proceed by remote control.

1958 óta a fúziós kutatások nyilvánosak.

Európában 1958-ban jött létre az Euratom, amely többek között a fúziós kutatásokat koordinálja. Több mint 50 éve koordinált EU fúziós kutatás van.

~1960: Tokamak (Kurcsatov Intézet, Moszkva)

Különböző verziók $R < 0.5$ m

Egyszerű mérésekből állítás: $T_e = 1000$ eV = 10 millió K

→ hitetlenkedés nyugaton

1969: Angol hőmérsékletmérés a

T3 tokamakon Moszkvában lézeres Thomson szórással :

→ igaz a hőmérséklet!

1970-80: Tokamak építési láz mindenhol

Tokamak láz az 1970-es években

A T3 eredményeinek igazolása után majdnem mindenhol tokamakokra álltak át

A 70-es évek jelentős tokamak kísérletei:

TM4 (SU, 1969-73): Elektron ciklotron fűtés → *Magasabb hőmérsékletek felé*

T4 (SU, 1971-78): Időben változó stabilizáló terek, szén limiterrek → *stabil, hosszabb kisülés*

T8, T9 (SU, 1973-78): Nem kör alakú keresztmetszet → *magasabb nyomás, nagyobb térfogat*

T7 (SU, 1979-85): Első tokamak szupravezető tekercsekkel → *állandó mágneses tér*

T10 (SU, 1975-ma): A 70-es évek legnagyobb tokamakja → *lépés a reaktor méretek felé*

T12 (SU, 1972-83): Divertor → *plazma tisztítás, gázcsere*

PULSATOR (D, 1973-79): Szovjet eredmények ismételése, pellet → *plazma táplálás*

TFR (F, 1973-84): Nagy teljesítmény, nagy áram → *reaktor méretek felé*

PETULA (F, 1974-76): Mágneses kompresszió fűtés → *magasabb hőmérséklet felé*

TOSCA (UK, 1974-87): Divertor, electron ciklotron fűtés → *hőmérséklet, plazma tisztítás*

DITE (UK, 1974-89): Divertor → *plazma tisztítás*

FT (I, 1975-89): Magas mágneses tér → *magasabb nyomás felé*

ALCATOR A (USA, 1969-82): Szovjet eredmények reprodukálása

ST (USA, 1970-?): Sztellarátorból átalakítva a szovjet eredmények megismételésére.

VERSATOR I (USA, 1970-78): Diszrupció és fűtés vizsgálata → *plazma fűtés stabilitás*

VERSATOR II (USA, 1977-88): Alsó hibrid hullám fűtés és áramhajtás → *állandó üzem felé*

ORMAK (USA, 1971-76): Semleges atomnyaláb fűtés, pellet → *hőmérséklet, táplálás*

PLT (USA, 1975-?): Nagy tokamak, Semleges atomnyaláb fűtés → *reaktor felé*

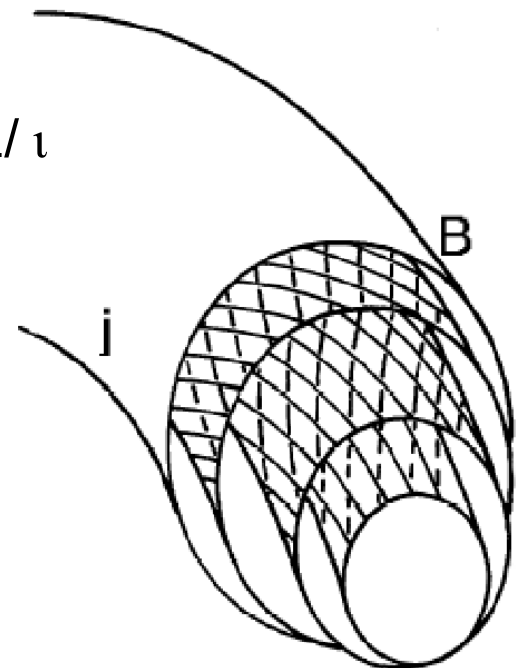
DOUBLET II (USA, 1972-77): D alakú plazma → *nyagyobb nyomás, térfogat*

JFT-2 (JP, 1972-73): Divertor → *plazma tisztítás* <http://home.clara.net/balshaw/tokamak/conventional-large-tokamaks.htm>

A tokamak plazma

A tokamak plazma az anyag elég speciális állapota:

- B : 1-5 T
- $n \sim 10^{20} \text{ m}^{-3}$ (10^{-5} atmoszférikus légköri sűrűség)
- T : 100 eV-10 keV de $T_e \neq T_i$
- Elektron szabad úthossz: 10-100 m
- Elektron Larmor sugár: 50-100 mikron
- Ion Larmor sugár: 1-5 mm
- Mágneses térben tárolt energia: 20-100 x plazma energia
 $\sim 1 \text{ MJ/m}^3$ (= 1 személyautó 100 km/h sebességgel)
- A mágneses erővonalak tórusz felületekbe rendeződnek:
 $\rightarrow$ mágneses felületek
- „biztonsági tényező” (q): toroidális/poloidális körülfutás $q = 1/\iota$
- A részecskék a felületek mentén szinte szabadon mozognak $\rightarrow$ paraméterek állandóak a felületeken
 $\rightarrow$ a részecske- és hőtranszport egydimenziós



Plazmadiszrupció

A tokamak plazma alapvetően stabil de ez egy önszabályzó rendszer:

Plazmaáram → térszerkezet → összetartás (transzport) → hőmérséklet



Veszélyes instabilitás a diszupció:

- Az árameloszlás instabillá válik
- Helikális áramfonal növekszik és feltöri a mágneses felületeket ahol
- párhuzamosan fut a mágneses erővonalakkal
- Az erővonalak radiálisan vándorolnak, gyors radiális transzportot okoznak
- A plazma termikus energiája ms alatt elvész → **hőterhelés a falra**
- A lehűlt plazma ellenállás megnő

Óriási toroidális elektromos tér keletkezik

Az elektronok egy része korlátlanul gyorsul MeV energiákig (elfutó elektronok)

A MA-es elektronnyaláb károkat tud okozni

A plazmaáram a környező szerkezeteken át folyik tovább

→ **hatalmas JxB erők**

Az árameloszlás instabilitását sok minden kiválthatja:

- túl magas sűrűség (működési határ)
- plazmába eső szemcse
- vezérlési hiba

A kisebb berendezéseknél nem okoz gondot a diszrupció, de nagyobbakban kárt tehet



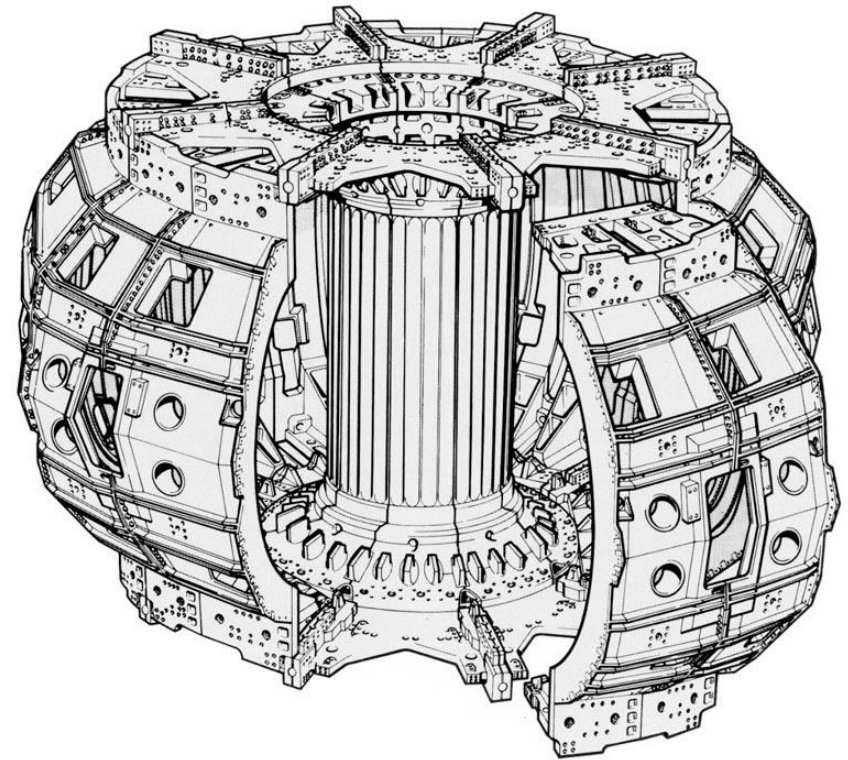
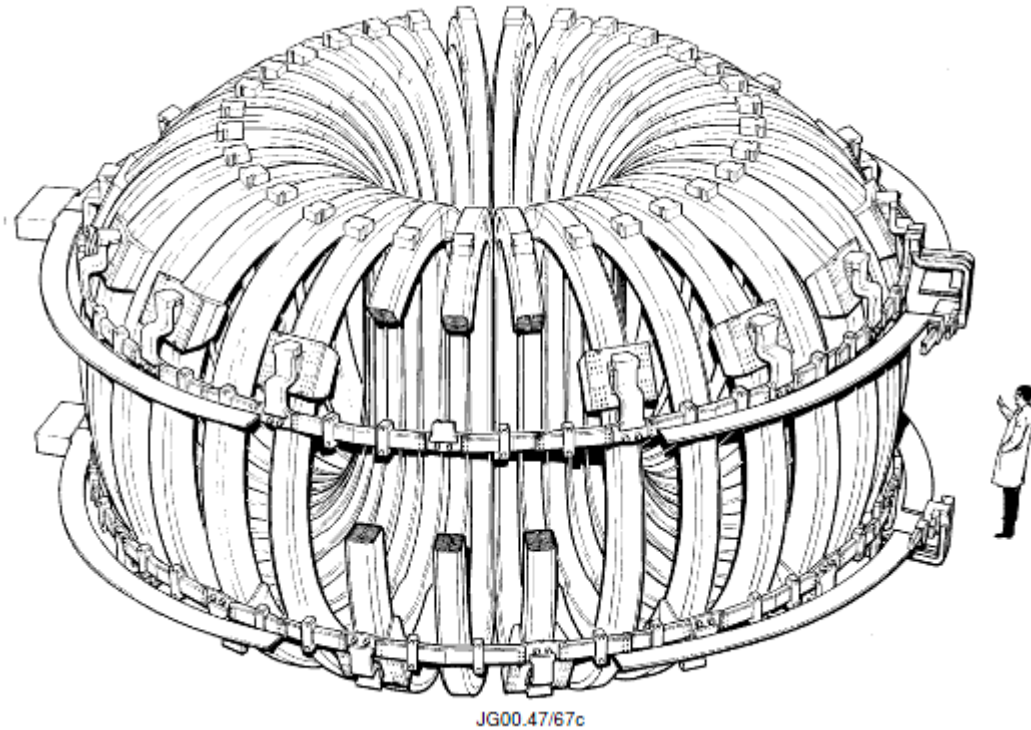
10 MA/~20 tekercs $\rightarrow$ 0.5MA/tekercs

Erő: $1.5\text{T} \times 0.5\text{MA} \sim 1\text{MN/m} = 100\text{T/m}$ (minimum)

A tekercset jelentős erővel kell összetartani, mechanika stabilitás kritikus

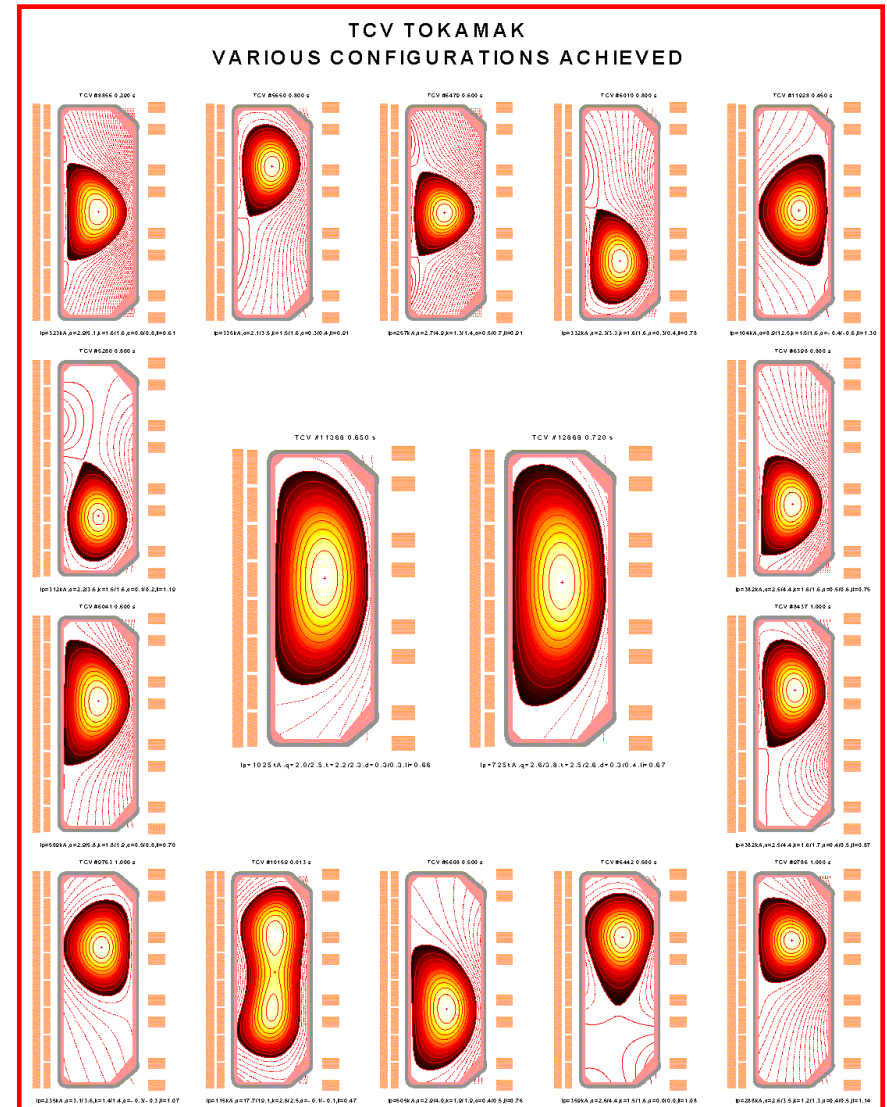
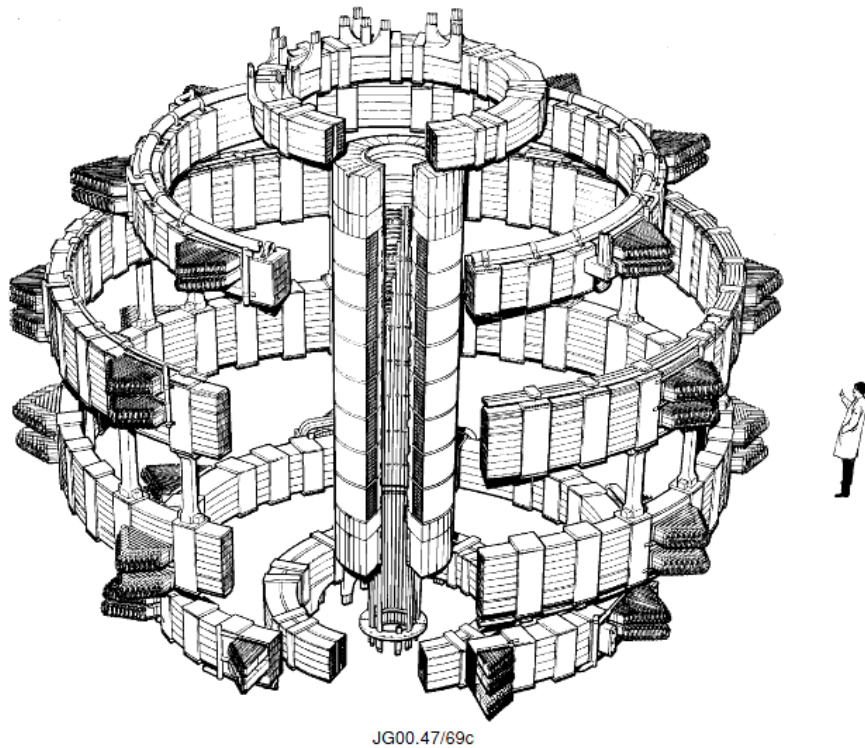
Tekercseken disszipálódó teljesítmény óriási lehet: JET max. 800 MW!!!

Tekercseknek aktív hűtés kell vagy szupervezető tekercs.



- Előállítja a vertikális és radiális szabályzó tereket.
- Indukálja a plazmaáramot (központi szolenoid)

Aktív szabályzás a plazmaalak vezérléshez



Tokamak technológia: áramhajtás a tokamakban

Tokamak alapvető feltétele, hogy a plazmaáram meghatározott értéken legyen.

Áramhajtás:

- Induktív (vasmaggal vagy anélkül)

$$\Delta\Phi/\Delta t = \text{rot } E = U_{\text{loop}} = R_{\text{plasma}} \times I_p$$

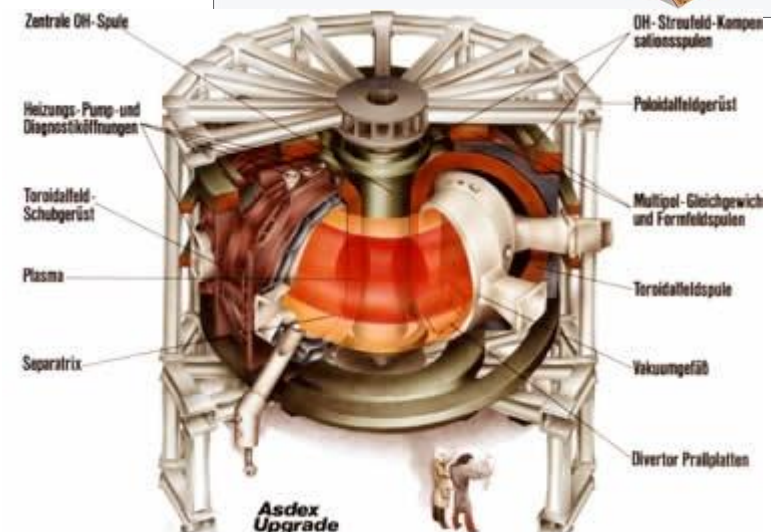
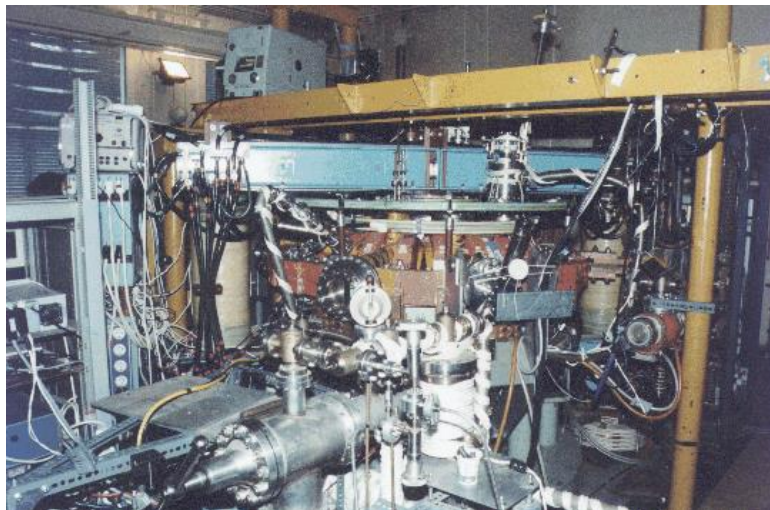
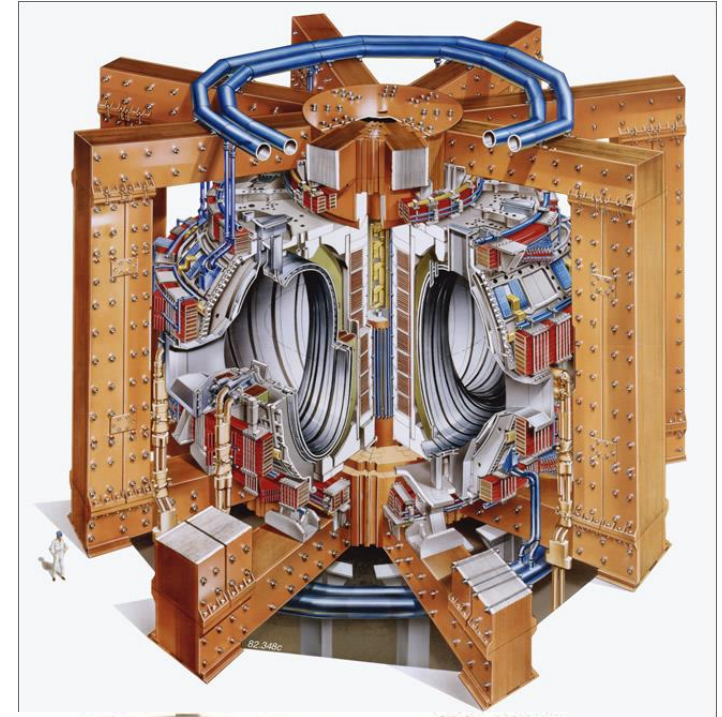
A mágneses fluxus csak egy min-max között változhat:

$$\Phi_{\text{max}} - \Phi_{\text{min}} = \int U_{\text{loop}} dt \quad [\text{Vs}]$$

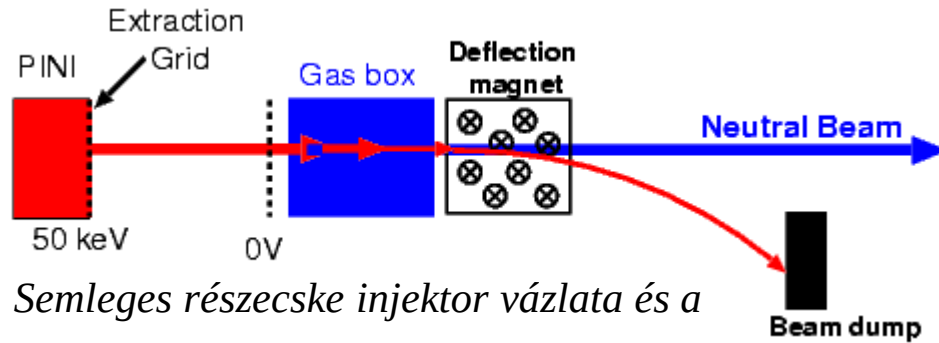
Adott plazma ellenállás és áram mellett az idő véges.

A kisülés eleje kritikus lehet

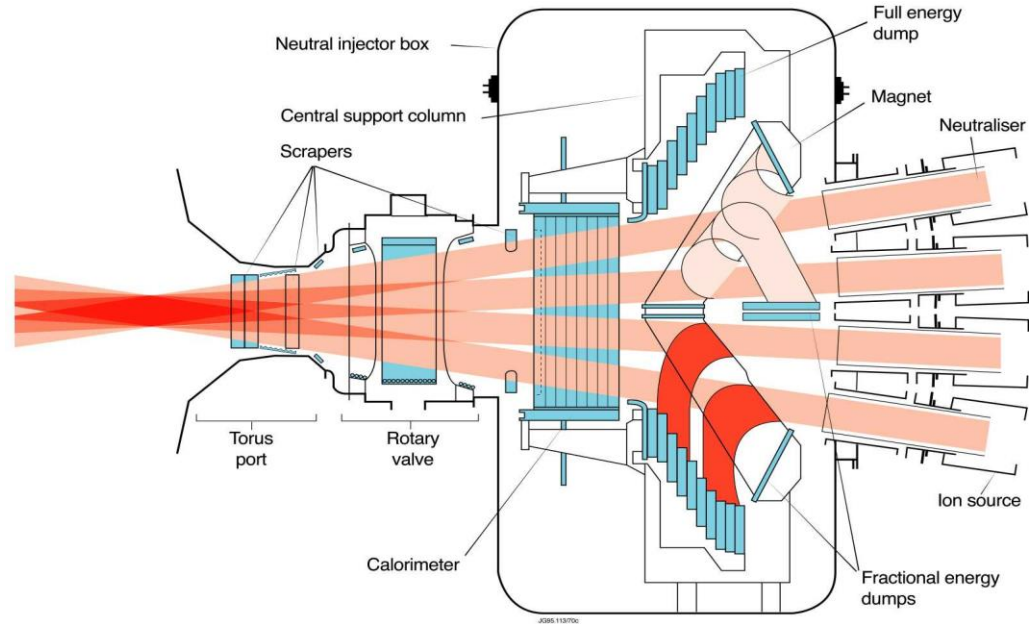
→ „Vs saving”



Ohmikus fűtés (kevés a fúzióhoz) Semleges részecske (NBI)



Semleges részecske injektor vázlata és a JET egyik injektora



Hullám fűtések:

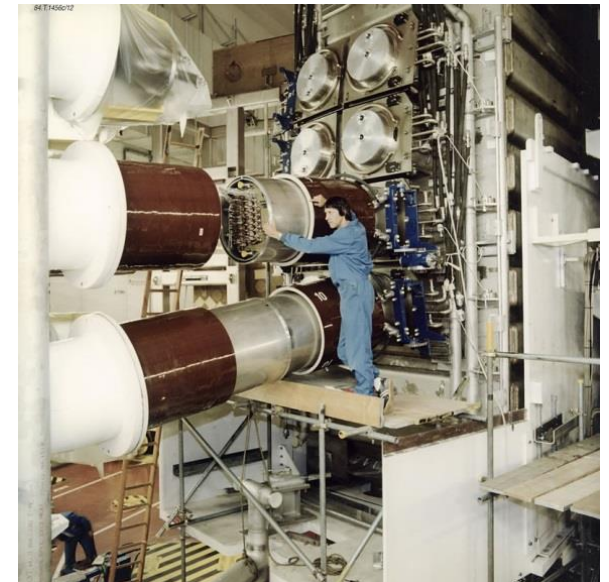
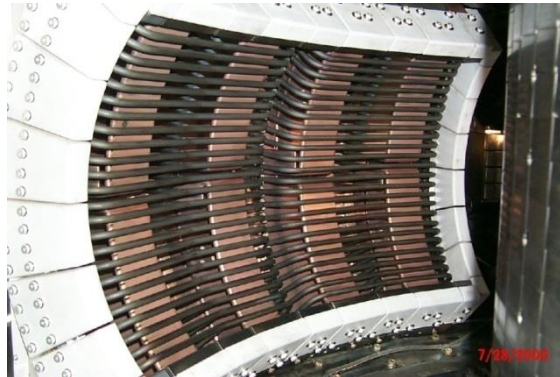
Ion-ciklotron frekvencia (30 MHz)

Elektron-ciklotron frekvencia (100GHz)

Teljesítmények:

0.5-10 MW/blokk

< 40 MW/berendezés



Rádiófrekvenciás antenna az amerikai Alcator C-MOD tokamakban

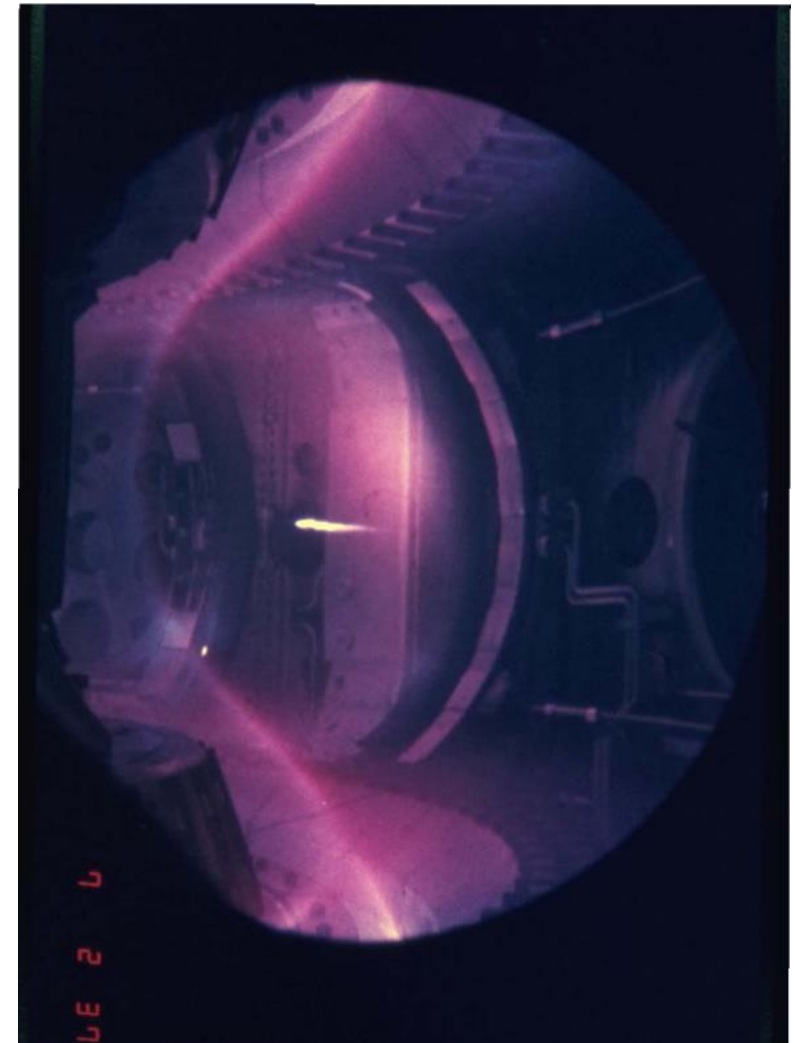
Gázbeeresztés (nem hatékony)

Hidrogén jég (pellet) belövés: $v = \text{km/s}$, $f = 10\text{Hz}$

Pellet abláció: a pelletet a saját gázfelhője védi

Pellet gyorsítók:

gázáram (fűvócső)
centrifuga

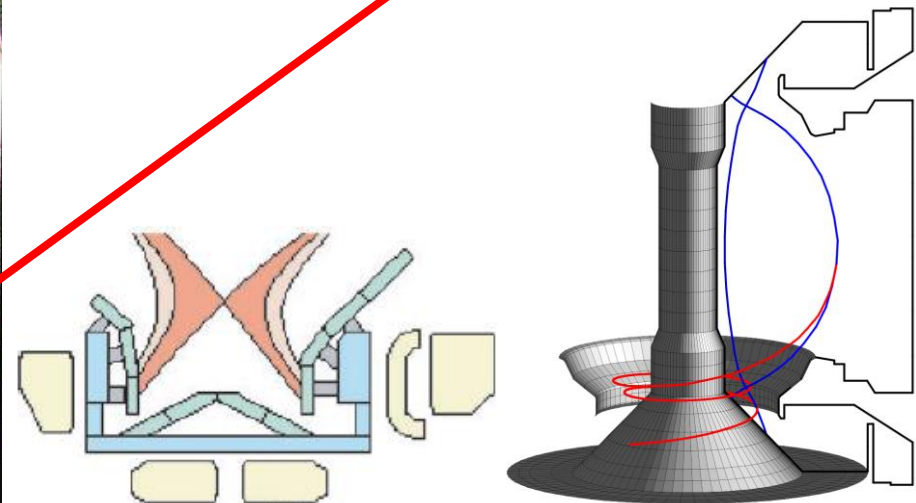
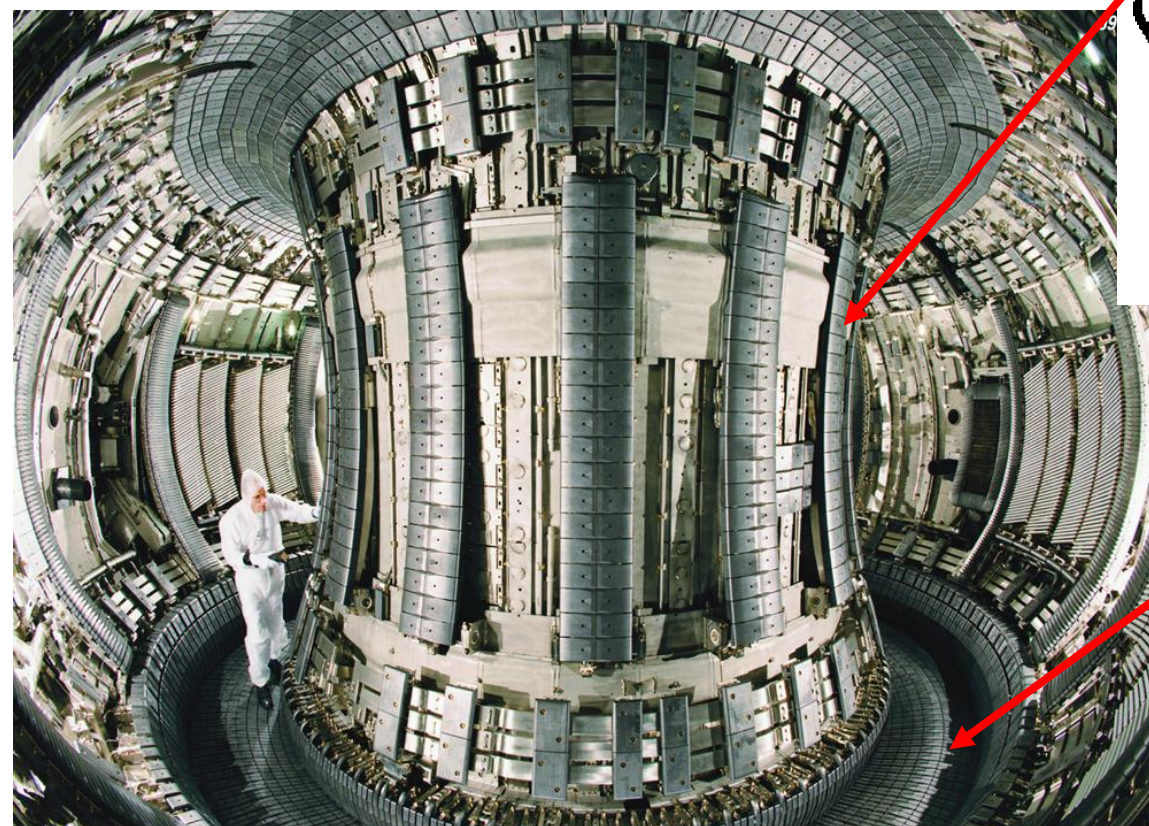
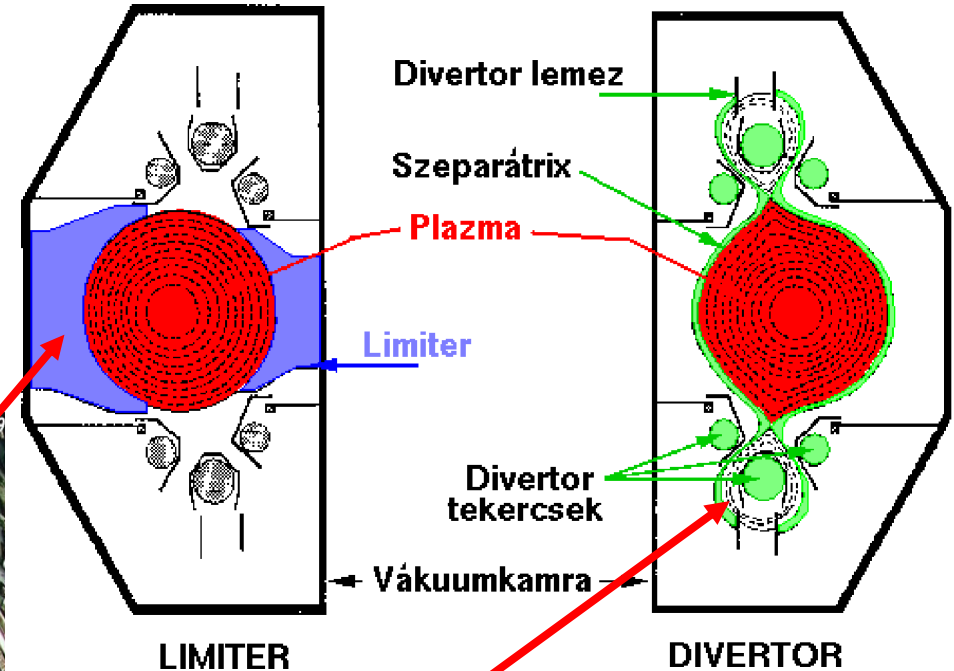


Plazma-fal kölcsönhatás szabályozása

A plazma szélére kijutó részecskék bombázzák a falat amelynek anyaga szennyezi a plazmát.

Kontrollált plazma-fal kölcsönhatás:
limiter vagy divertor

A divertorban jól semlegesíthető a plazma és elszívható a gáz



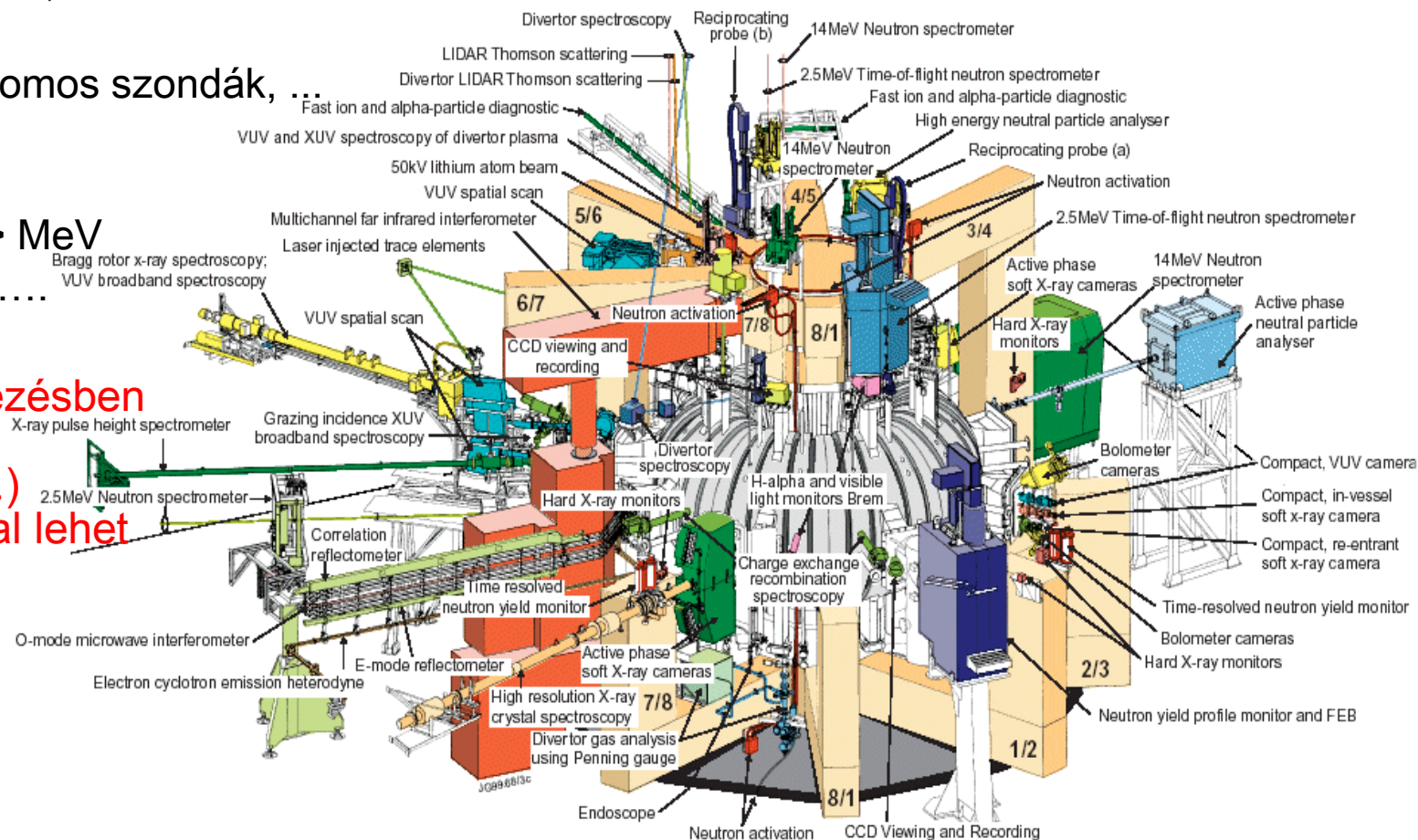
A fúziós kutatások első 20 évében a plazma belsejéről csak igen kevés információ volt. A szokásos fizikai mérőműszerek nem alkalmasak egy 10^6K hőmérsékletű plazmában mérni.

Speciális mérési eljárások kellenek: plazmadiagnosztika

Ehhez szinte az egész fizika eszköztárát használjuk:

- Elektromágneses hullámok, sugárzás: 0Hz - MeV
- Mágneses hurkok, elektromos szondák, ...
- Spektroszkópia, lézerek
- Atomnyaláb szondák: termikus $\rightarrow$ MeV
- Részecske analizátorok

Egy mai modern berendezésben a legtöbb paramétert (n_e , n_i , T_e , T_i , I_p , Z_{eff} , E , ...) tér- és időbeli felbontással lehet mérni.



Roham az óriás tokamakokért

Az 1970-es években $R < 1.5$ m tóruszokon a ma használt technikák nagy részét sikeresen kipróbálták deutérium plazmában:

- Plazma alak: kör, D, stabilizálás
- Fűtés: semleges atomnyaláb, elektron-ciklotron, alsó hibrid
- Mágneses tér: Réz és szupravezető tekercsek
- Gázcsere, táplálás: Divertor, pellet
- Alapvető mérési technikák: hőmérséklet, sűrűség, plazma alak

Bár a plazma transzport elmélet (hő- és részecske-veszteség) köszönőviszonyban sem volt a mérésekkel úgy tűnt empirikusan ki lehet fejleszteni egy reaktor teljesítményű berendezést.

Az 1970-es évek második felében megindult a verseny a $Q \sim 1$ körülményeket demonstráló tokamak megépítésére $R \sim 3$ m sugárral:

TFTR (Princeton): kerek keresztmetszet, trícium

JET (EU): D alakú plazma, trícium

T-15 (SU): Szupravezető, kerek keresztmetszet, deutérium

JT-60 (JP): Divertor konfiguráció, deutérium

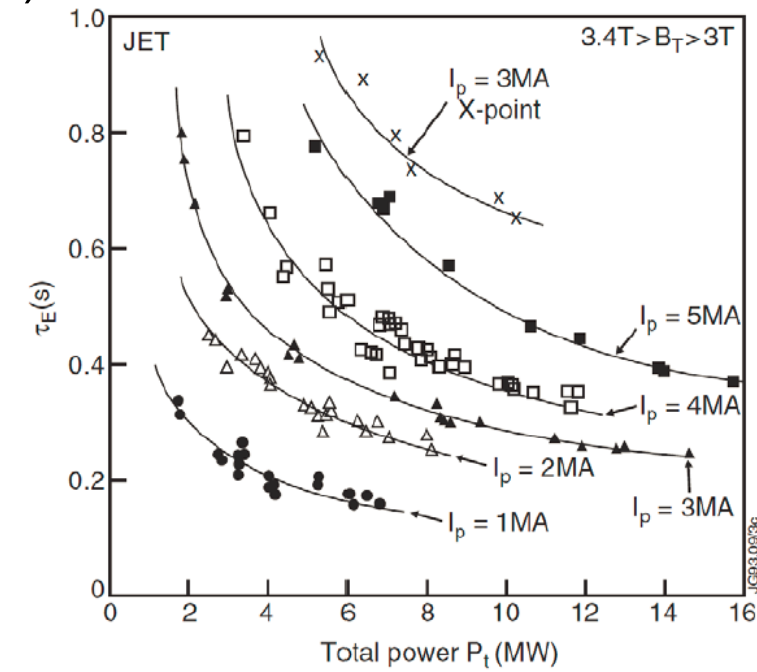
Úgy tűnt, hogy 1985-90 környékére demonstrálni lehet, hogyan kell erőművet építeni.



Elveszett remények

A nagyteljesítményű JET és TFTR első eredmények (1980-85) alapvetően megváltoztatták a helyzetet:

- A kiegészítő fűtésekkel (semleges nyaláb, mikrohullám) hajtott plazmák hő- és részecsketranszportja romlott függetlenül a fűtés típusától
→ fűtés leromlás (power degradation)
- A plazma hőmérséklet növekszik a fűtéssel, de nem annyira amennyire várták
- A részecske mozgásokból számolt transzportsebességek nagyságrenddel kisebbek mint a mért (anomális transzport)
→ Lásd Pokol Gergő előadását
- A veszteségben a transzport (felülettel arányos) nagyobb mint a sugárzás (térfogati veszteség)
→ $\tau_E \sim R$
→ A reaktorhoz szükséges berendezés méret nőtt
Ebben a plazmaállapotban nem reális egy tokamak erőmű



Új remények: H-mód

1982-ben találtak egy spontán állapotátmenetet a garchingi ASDEX tokamakban:

H (high confinement) mód

- (Majdnem) csak divertoros tokamakban
- Csak bizonyos teljesítmény felett

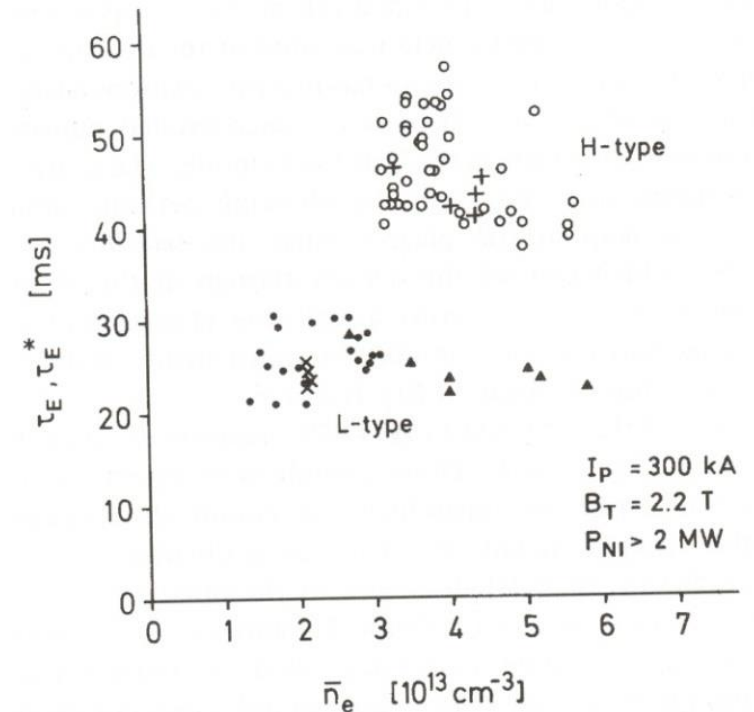
Érthetetlen, de örömteli eredmény

A H-mód az anomális transzport spontán elnyomásából ered.

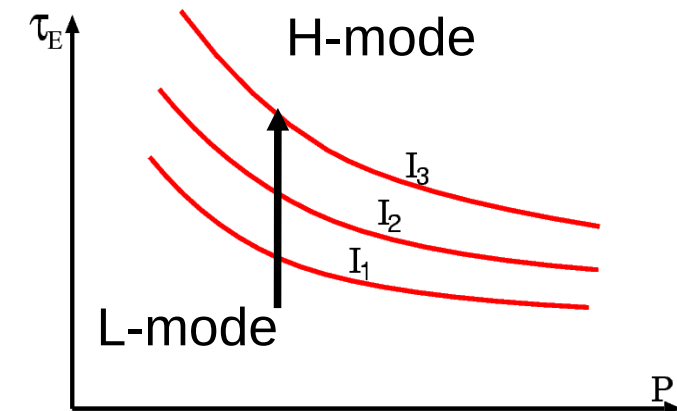
→ Lásd Pokol Gergő előadását

Ha $\tau_E \sim R$ akkor M-módban fele akkora reaktor kell mint L-módban.

H-mód plazmával reális méretben lehetne reaktort építeni



Wagner F et al 1982 Phys. Rev. Lett. 49 1408



H-mód és ELM

A H-mód ismét felkeltette a reményt, hogy reális méretben fúziós erőművet lehet építeni.

Mi a H-mód?

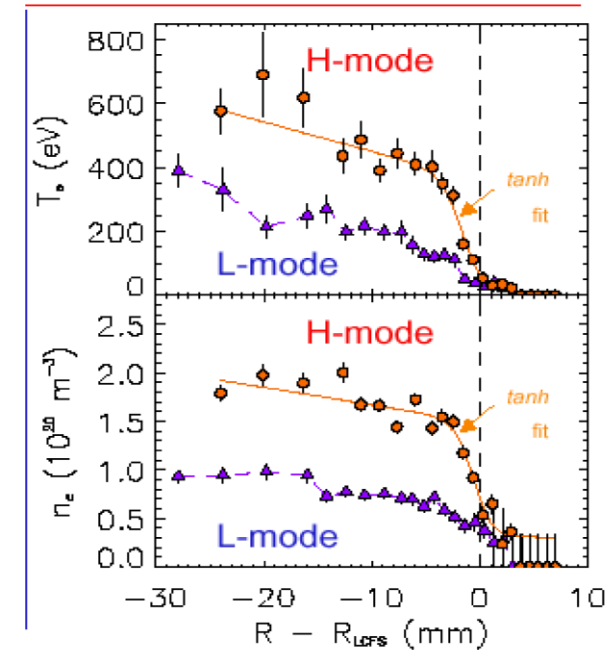
Néhány (10) év után kiderült mi történik:

- Transzport gát a plazma szélén
- Lépcső a profilokban

Ez a transzport gát a részecskékre olyan hatékony, hogy a fúzióban keletkező alfa részecskéket nem lehetne kivonni.

Ezen segít az ELM instabilitás: periodikus anyag- és energiakilökődés a plazma szélén:

Kilöki a részecskéket, de jelentős hőterhelést jelent



Kisülés a MAST tokamakban ELM-ekkel



15872 001107

D-T demonstráció

A legtöbb kísérlet D plazmával működik.

T: veszélyes, drága

Konkrét DT kísérletek csak két berendezésben voltak:

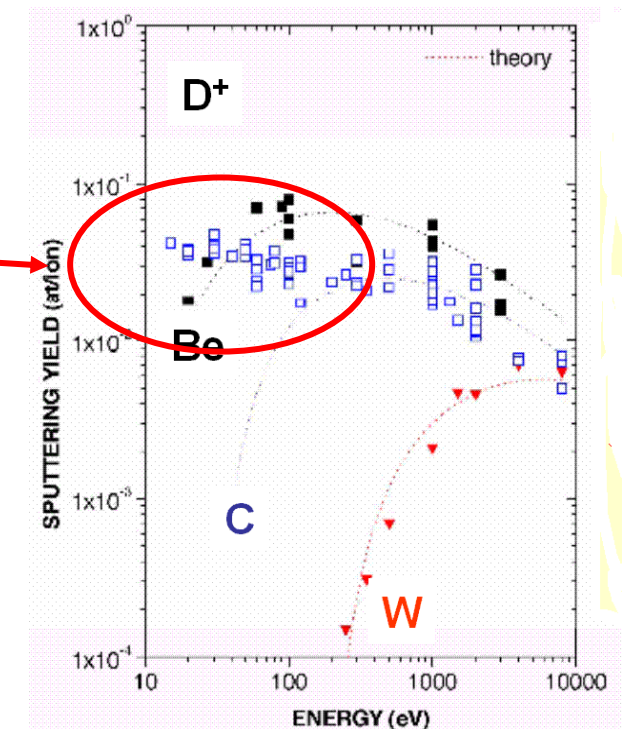
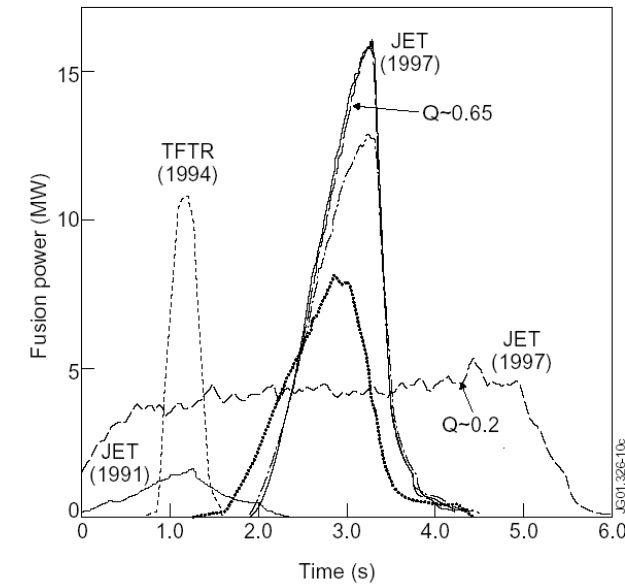
TFTR (1994): Első jele az alfa fűtésnek

JET (1997): Nagyteljesítményű DT kísérletek

- DT plazma legalább olyan jó összetartással bír mint D
- D plazmából számolt teljesítmény konzisztens DT kísérlettel
→ elég D plazmával mérni a legtöbb esetben
- A legmagasabb Q értéket produkáló plazmákban a T jelentős része valahol a tokamakban maradt:

Hosszú idő után derült ki az ok:

- A C divertor elemek nem csak fizikai prolasztással fogynak, hanem kémiai reakciókkal is:
chemical sputtering
- A C atomok vándorolnak a plazmában és CD, DT rétegekként lerakódnak
- Olyan nagy a T visszatartás, hogy reaktorban nem alkalmazható C divertor



Milyen fal kell?

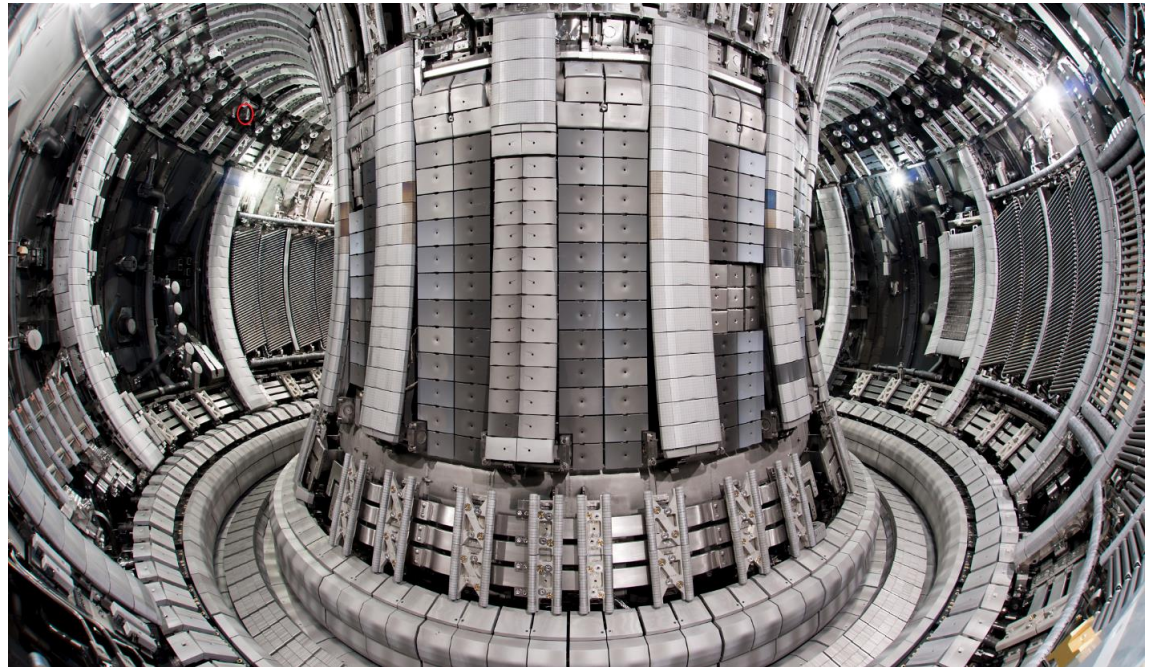
Kémiaailag inaktív fém lehetőségek:

Wolfram:

- + Magas olvadáspont
- + Alacsony porlódás
- Nagy rendszám (sugárzás)
- Mi lesz ha megolvad a felülete?

Berillium:

- + Kis rendszám (sugárzás)
- Nagy porlódás
- Alacsony olvadáspont
- Drága, mérgező



Ezeket a lehetőségeket tesztelik különböző berendezéseken:

ASDEX Upgrade: teljes W bevonat: némi tanulás után majdnem olyan jó mint a C, csak érzékenyebb

JET: Be-W kombináció. Kisebb pedestal hőmérséklet, sérülékenyebb fal

Mégis sztellarátor?

Máig a tokamak kísérletek dominálnak, de van két nagy problémájuk:

- **Állandó áramhajtás kell**

Induktív áramhajtás megy max 1-2 óráig, állandó üzemhez más is kell

Minden fűtési eljárás alkalmas áramhajtásra amely az elektronokat egy irányba képes mozgatni.

Probléma a hatásfok. Reaktorban több 100 MW teljesítmény kellene.

Sztellarátorban nem kell áramhajtás

- **Diszrupció**

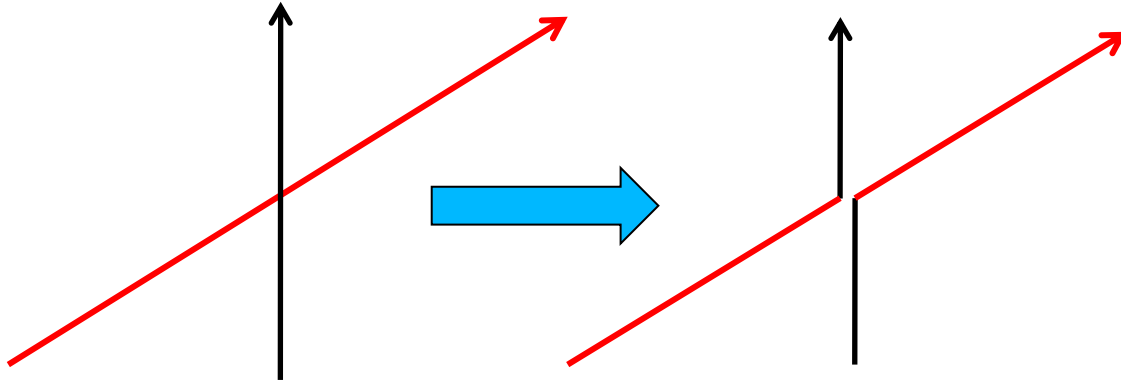
Reaktor méretű berendezésben a diszrupciós instabilitás veszélyes
(a berendezésre)

Diszrupció az árameloszlás instabilitása → **sztellarátorban nincs diszrupció**

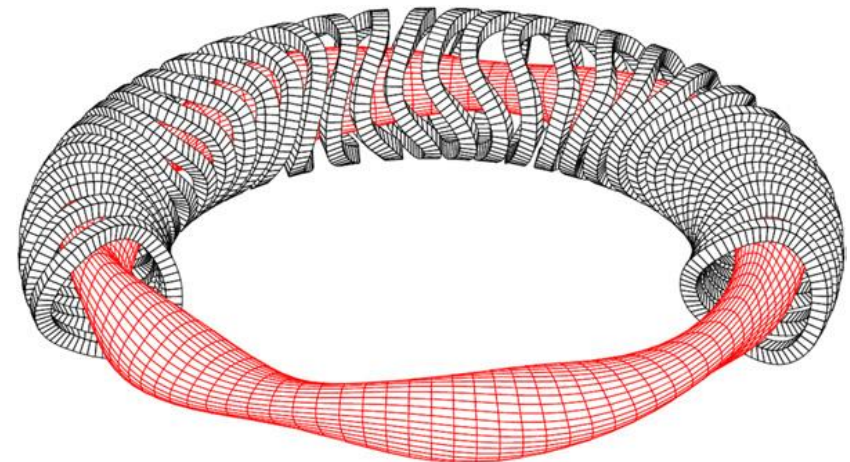
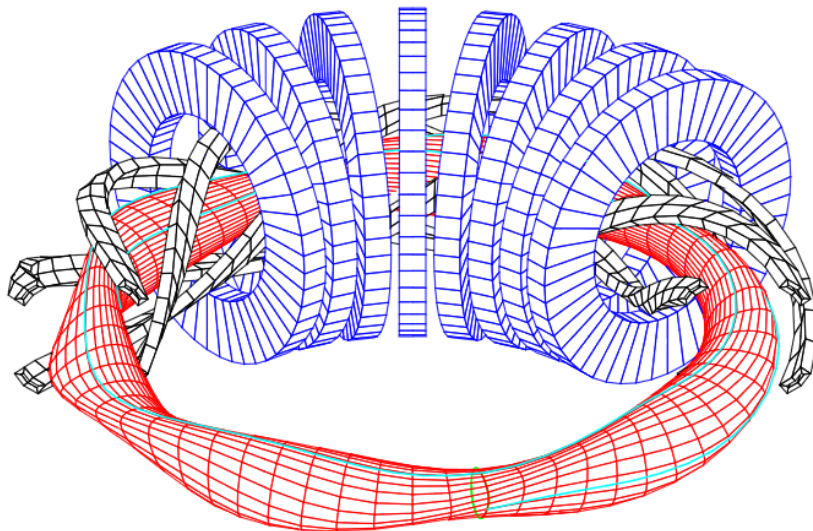
A sztellarátorokban sok optimalizálási lehetőség van, ezeket a számítástechnika és elmélet fejlődésével az 1980-as évektől kezdték kihasználni.

Kiderült, hogy a klasszikus sztellarátor fő problémája a lokális mágneses tükrök.

Optimalizálással talán a sztellarátorok is elérhetnék a tokamakok eredményeit, ha sokkal bonyolultabb geometriában is.



A toroidális és a helikális tekercsek átalakíthatók nem-síkbeli tekercsekké: **moduláris sztellarátor**. Az alábbi két konfiguráció lényegében ugyanannak a mágneses konfigurációnak a megvalósítása klasszikus és moduláris tekercsekkel.



Optimalizált sztellarátor

Moduláris tekercsekkel végtelen sok konfiguráció megvalósítható, optimalizálni lehet a teret. Optimalizálási szempontok:

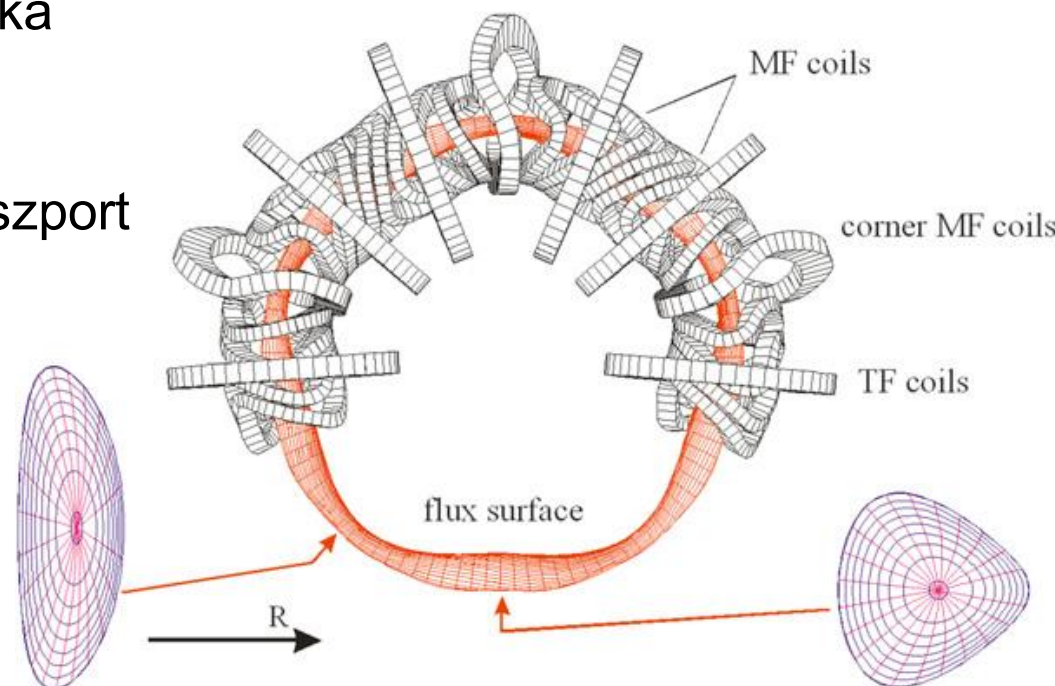
- grad-B drift lehetőleg a mágneses felületen belül legyen: kis részecsketranszport
- A minimális mágneses terű tartományokban legyen kicsi a görbület:
→ befogott részecskék lassan driftelnek
- A parallel áramokat minimalizálni kell, hogy a felületek eltolódását minimalizálják

Eljárás:

- Mágneses térszerkezet optimalizálás valamilyen szempont szerint
- Mágneses térnek megfelelő áramsűrűség eloszlás meghatározása a határfelületen
- Áramsűrűség diszkretizálása áramfonalakká

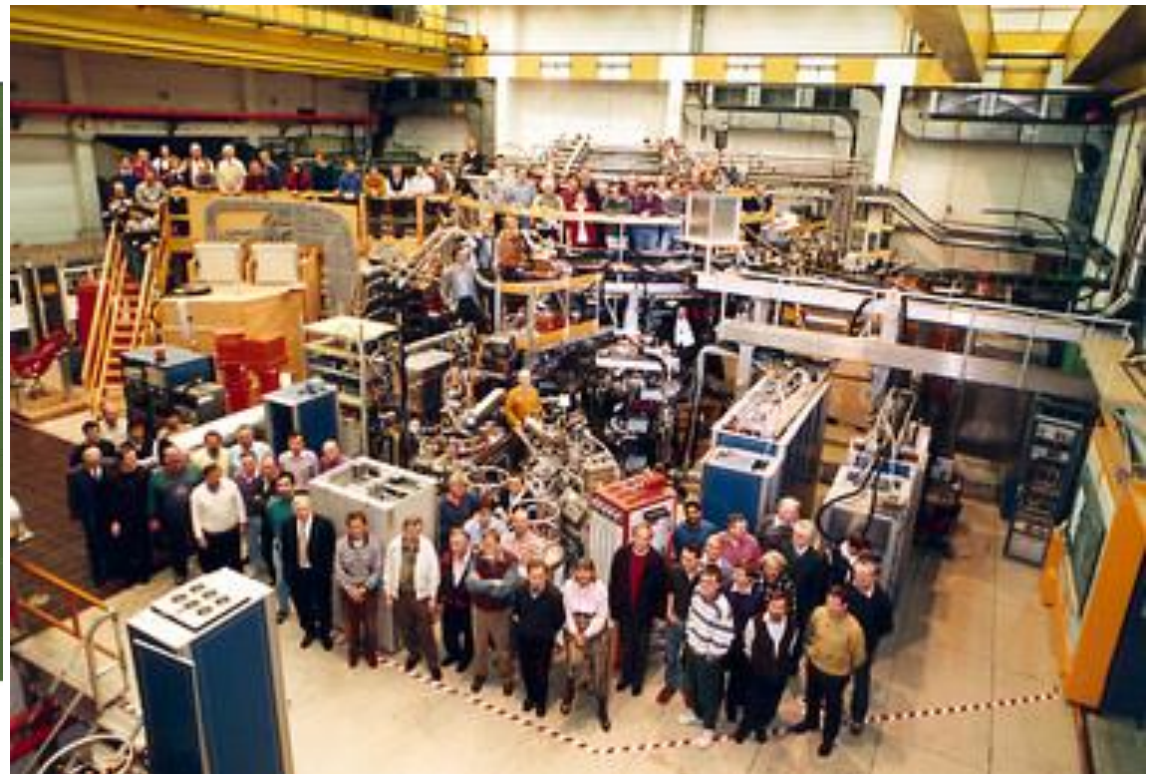
Wendelstein 7-AS:

- Klasszikus sztellarátornál jobb neokl. transzport
- Moduláris + toroidális tekercsek
- 5-ös szimmetria
- $I_p=0$
- $R=2m$
- Változó plazma alak



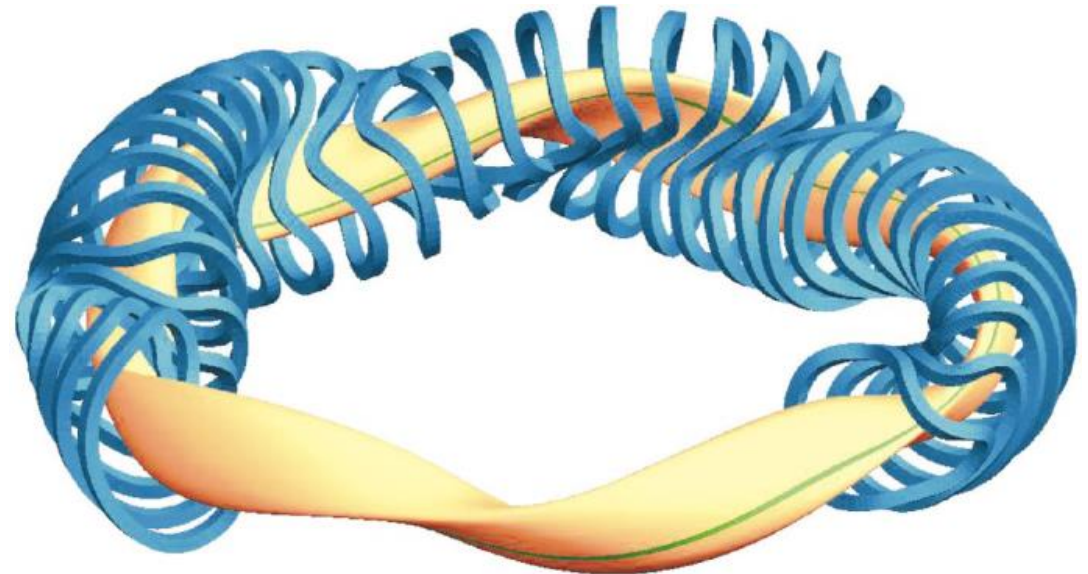
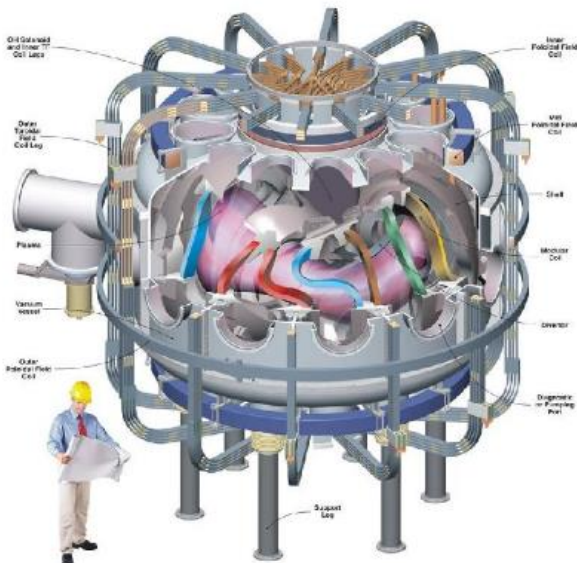
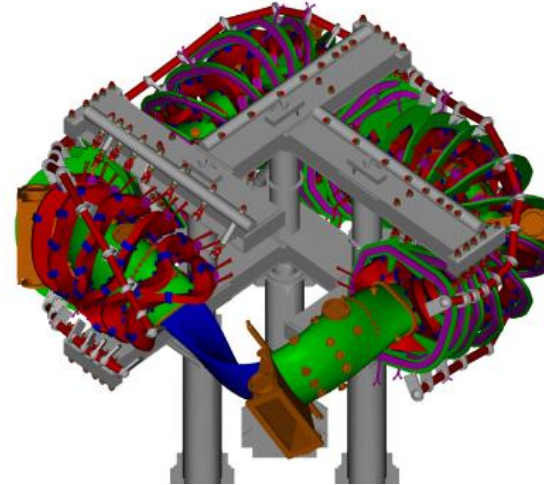
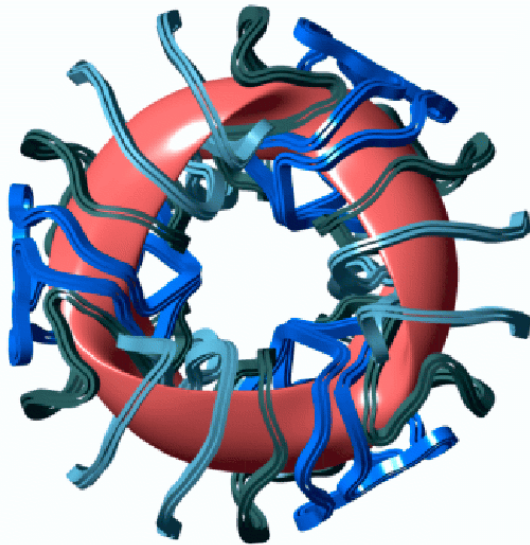
1985-2002:

- $R=2\text{m}$
- Optimalizált sztellarátor koncepció és moduláris tekercsek demonstrálása
- Árammentes konfigurációk
- Tokamakhoz hasonló összetartási idők
- Alap egy szupravezető sztellarátorhoz



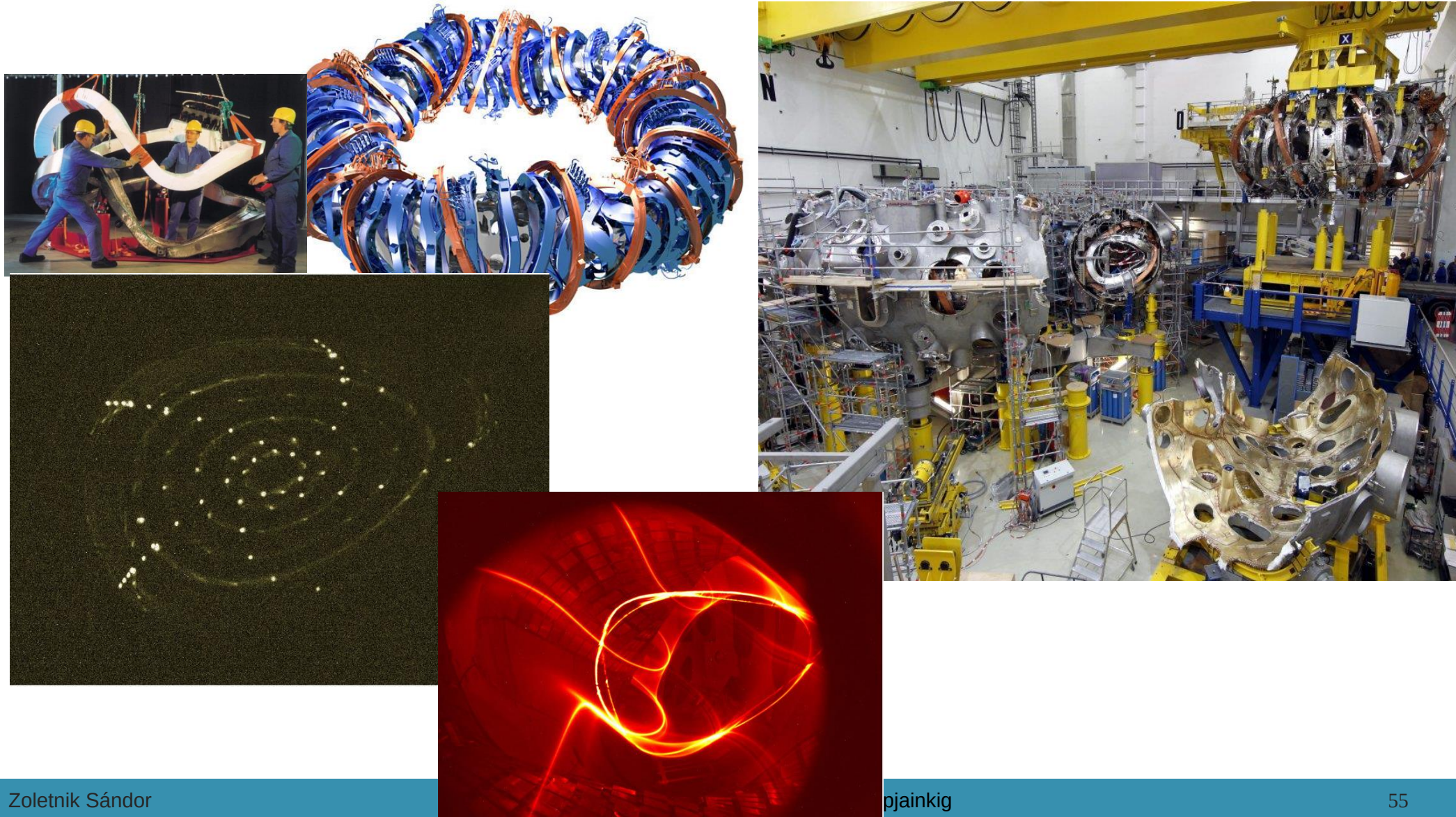
További optimalizált sztellarátorok

Az optimalizálás szempontja lehet különböző, így különböző geometriát kaphatunk



Wendelstein 7-X

A W7-AS folytatása 2-szeres méretben, szupravezető tekercsekkel, további optimalizálással:
Óriási technikai nehézségek a tekercsekkel
A berendezés kész van, mágneses tér működik. Első plazma 2015 november



Az 1950-es évek végén Simonyi Károly kezdett elméleti fúziós kutatásokat a KFKI-ban. Mikor számúzták az egyetemre ezek megszakadtak.

Az 1970-es években a KFKI szeretett volna egy nagyberendezést: ciklotron, lineáris gyorsító, tokamak...

A ciklotron elment az ATOMKI-ba, a gyorsító túl nagy lett volna.

Pál Lénárd együtt volt aspiráns B. B. Kadomcev akadémikus feleségével, valószínűleg így kerülhetett képbe a tokamak

AZ MT-1 eredeti neve TT-3 volt, Leningrádban épült a Efremov intézetben:

- Speciális toroidális tekercsrendszer, gyorsan szétszedhető féltekercsekből
- $R=40$ cm, $a=8$ cm
- 2 cm vastag felhasított rézköpeny a plazma gyors mozgásainak stabilizálására
- Viszonylag kevés megfigyelő port
- Kondenzátor telepes táplálás

1976-79: Installálás

Első kisülés: 1979 május 31

Teljes üzemi paramétereket 1979 végére érte el:
35 kA plazmaáram, 1.2 T mágneses tér



Az 1980-as évek és az MT-1M

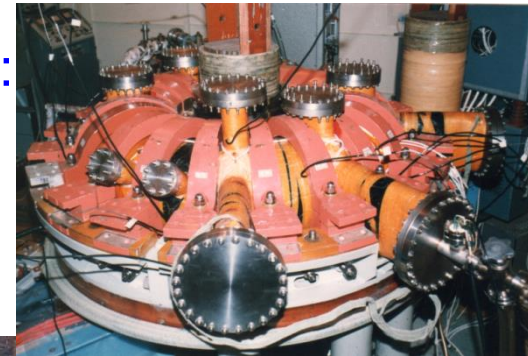
1982 után a kis tokamakok eredményei irrelevánssá váltak a fősodorbeli fúziós kutatásban, kivéve:

- Valamilyen speciális technika fejlesztése: diagnosztika, fűtés, ha ez később adaptálható a nagy berendezésekre
- Speciális jelenségkör részletes vizsgálata ami vagy nagyon drága vagy nagyon veszélyes nagy tokamakon → nagyon jó diagnosztika és jó elmélet kell

Az MT-1 tulajdonképpen jó irányba indult az 1980-es évek végén:

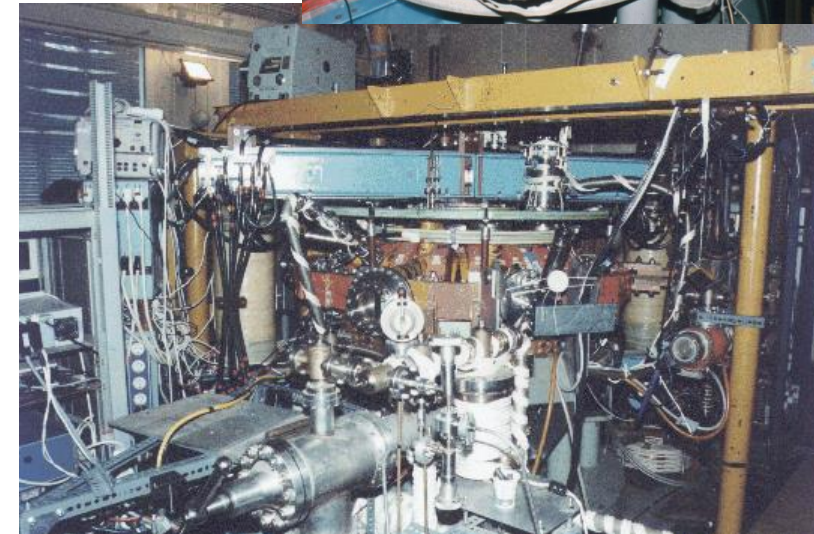
lézer blow-off diagnosztika, röntgentomográfia, diszrupció, ...

...de a lehetőségek korlátozottak voltak, a technika lassan avult és csak minimális külföldi kapcsolat volt.



1992-re nagyfelújítást kapott az MT-1 → MT-1M

- Vastag rézköpeny kikerült
- Megnövelt kissugarú, több porttal rendelkező vákuumkamra került a helyére
- Aktív, tirisztoros pozíciószabályzás készült
- Új PC hálózatos adatgyűjtő rendszer épült.



Ezek az átalakítások sokkal részletesebb méréseket tettek lehetővé

1998-ban konszolidálták az MTA intézeteit.

Ennek keretében jegelték a tokamak kutatásokat.



Az EU fúziós kutatások koordináltak folynak 1958 óta az Euratom keretében.

2000-ben beléptünk az EURATOM-ba és EU támogatás mutatkozott fúziós kutatásokra. Merre tovább?

- Saját kísérlet vagy bedolgozás nagy kísérletekbe?
- Elmélet vagy kísérlet?
- Milyen terület?

Az irányvonal: diagnosztika szolgáltató, fókuszban a plazmaturbulencia és pelletek (+fúziós reaktortechnológia)

Jelentős fejlesztés saját technológiai bázis és ipari háttér kialakítására:

Videokamera, lavinadióda detektorok, pellet injektor, vákuumtechnika, optika és gépészeti tervezés

Egyetemi oktatás, hallgatók, mérnökcsoport felállítása NKTH pályázatból

Szoros kapcsolat a BME-vel: modellezés, optika, gépészet
(ELTE leginkább alapkutató)

Mit csinálunk ma?

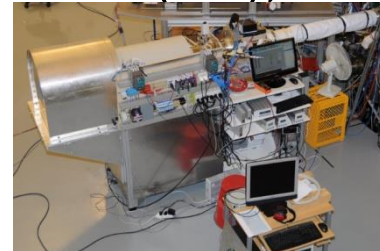
A Wigner FK az EK-val és a BME-vel társulva globálisan jelentős fúziós kutatási szereplő:

ITER:

- Részvétel a Tritium Test Blanket Module konzorciumban ~10%
 - „Tokamak services” grant megnyerve, Wigner-EK,BME projekt kis angol bedolgozással
 - Bolométer diagnosztika pályázat beadás alatt, kb 20% részvétel
 - Másik 3 diagnosztikában kisebb részvétel
- Az ITER diagnosztikák EU részének kb 15%-a magyar lesz.

Fúziós diagnosztika projektek:

Számtalan diagnosztika projekt a berendezések finanszírozásában, 50-300 kEUR/db:
TCV (CH), ASDEX Upgdare (D), JET (EU), MAST(UK), COMPASS (CZ), KSTAR (Korea), EAST (Kína)



Tudományos eredmények:

- Plazma manipulálás pelletekkel, turbulencia szférikus tokamakban, turbulenciához kapcsolódó zonális áramlások kimutatása, ...
- Sosem lesz annyi publikáció mint egy labor- vagy részecskefizikai kísérletben, de a témán belül elismert eredményeink vannak.