

Aktuális fejlemények a fúziós kutatásokban

Zoletnik Sándor

[*zoletnik.sandor@wigner.mta.hu*](mailto:zoletnik.sandor@wigner.mta.hu)



Plazmafizikai kutatások meglévő berendezéseken:

- Turbulencia, transzport
- Üzem mód, stabilitás aktív szabályzása
- Kritikus témák a következő generációs berendezésekhez
- Technológia

A következő lépés – ITER

- Nemzetközi együttműködés
- Design Review
- Építés
- RMKI és magyar részvétel

Új/épülő EU berendezések:

- Wendelstein 7X
- COMPASS

A hosszútáv:

- DEMO: demonstrációs erőmű



Magfizikai alapok

Gyorsító
laborkísérletek

Plazmák előállítása,
mérése,
összetartása

Plazmafizikai
kísérletek

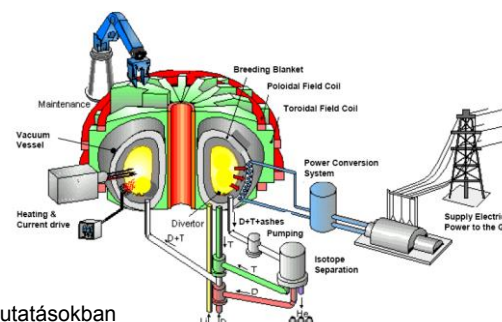
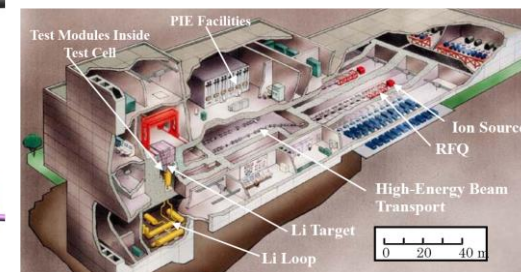
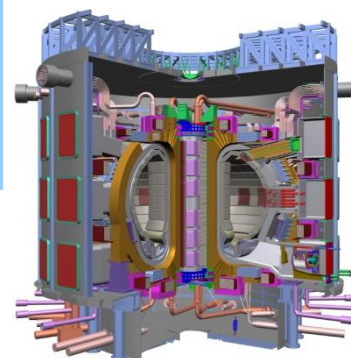
Fúziós technológia:
•trícium termelés,
•energetika
•anyagok

JELEN
JÖVŐ Technológiai
kísérletek:
ITER, IFMIF,
CTF

Demonstrációs erőmű

DEMO

Kereskedelmi erőmű



Ma tokamak rendszerű berendezések dominálnak:

- $R=2-3$ m, hőmérséklet, sűrűség rutinszerűen a reaktor tartományban

- Általában D plazma, de DT teljesítmény számolható:

$$\rightarrow Q_{DT} < 1 \quad (Q = P_{fuz}/P_{ext})$$

Miért?

- Veszteségek dominánsan konvektívek: $\sim R^2$
- Fúziós teljesítmény: $\sim R^3$

$$\rightarrow Q \sim R$$

- A plazmakisülések néhány másodpercig tartanak

- Hosszabb mint a plazma jellemző időskálái
- Rövidebb mint a berendezés hőegyensúlyának beállta

Dominánsan plazmafizikai kísérletek

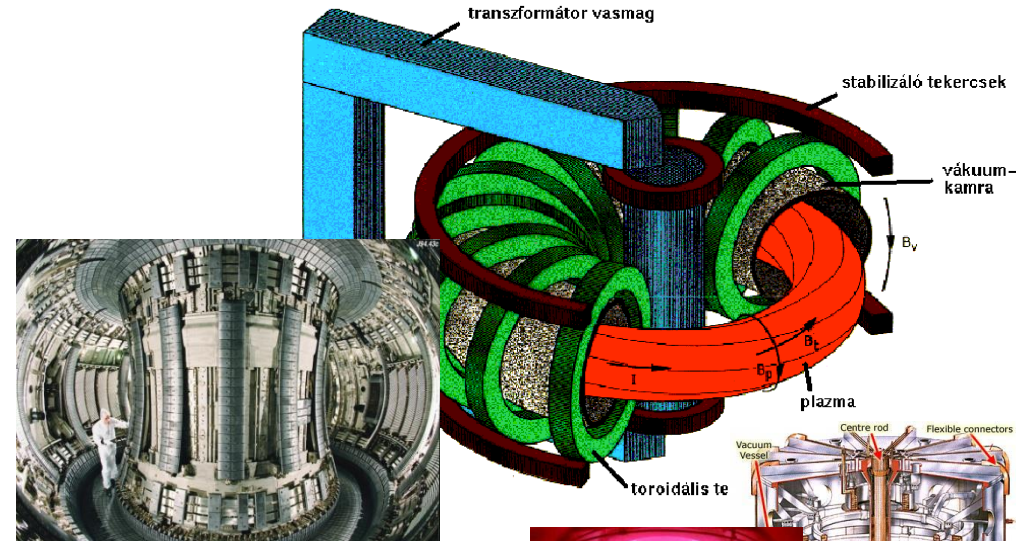
- Fűtés, áramhajtás, diagnosztika kidolgozott

- < 5 MA áram
- < 30 MW fűtés
- sűrűség, hőmérséklet, árameloszlás, potenciál, stb. mérhető

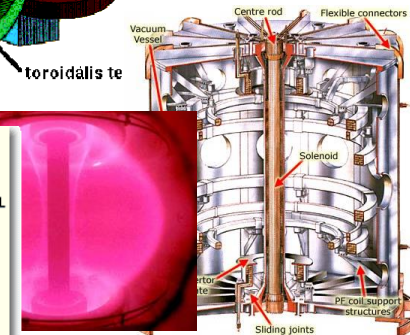
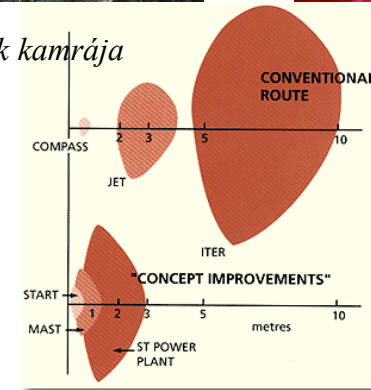
De: a következő generációs berendezéseknél technológiai problémák vannak

Alternatív berendezések: főképpen sztellarátor, Reversed Field Pinch

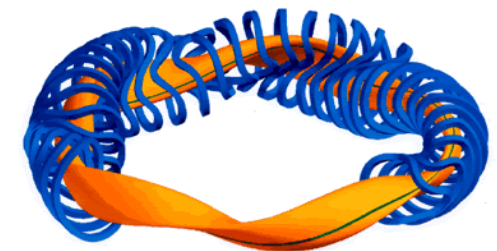
- Szintén toroidális berendezések más mágneses konfigurációval



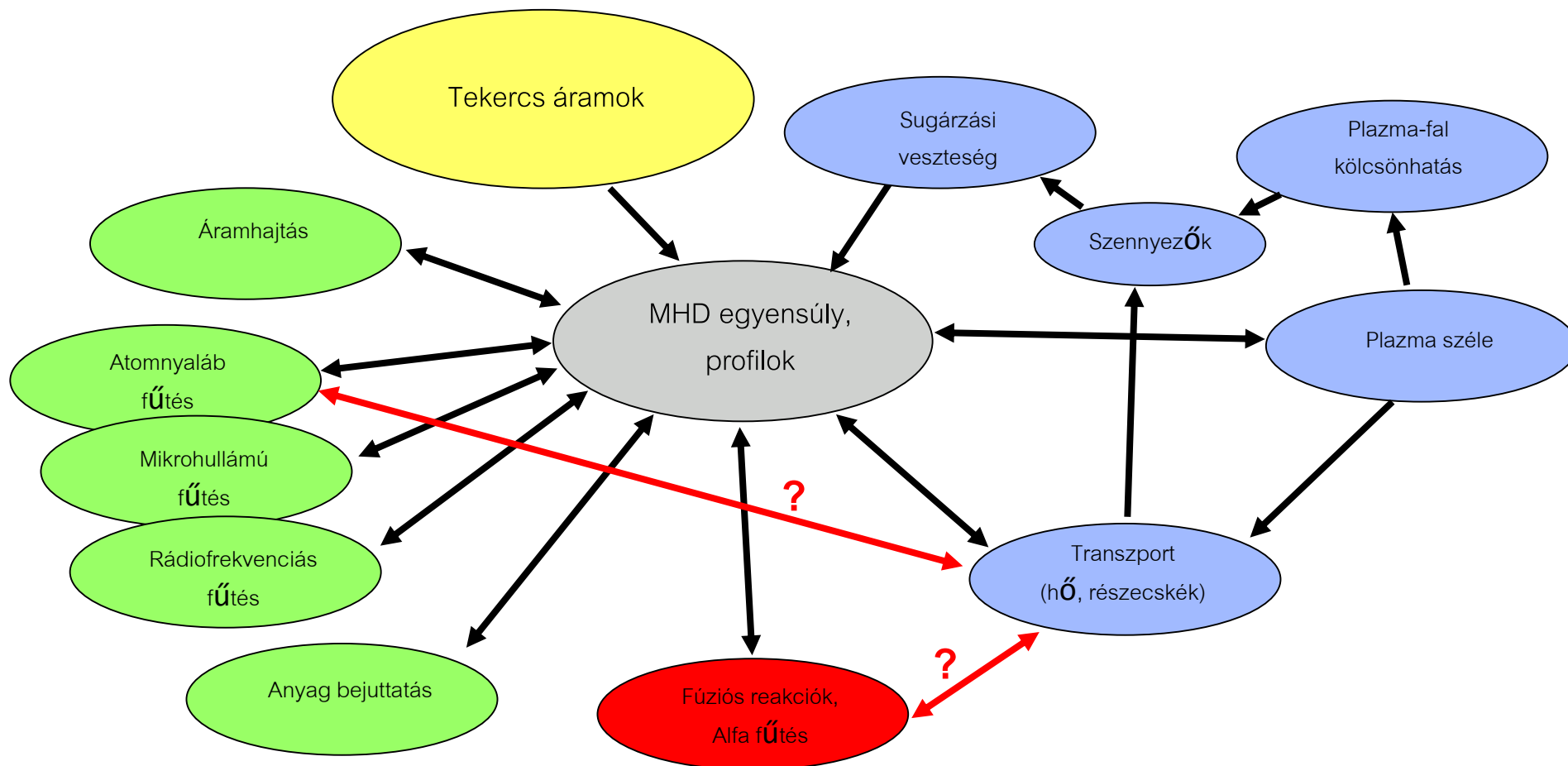
A JET tokamak kamrája



Kompakt tokamak

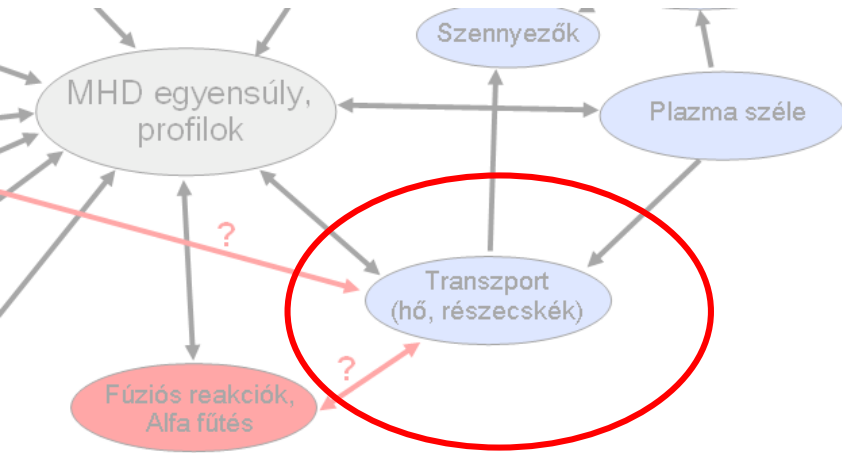


Egy fúziós plazma önmagukban is bonyolult folyamatok összetett rendszere



Ezek közül egyesek jól modellezhetők: MHD egyensúly, fűtések, sugárzás

Mások alig érthetők: transzport, plazma-fal kölcsönhatás



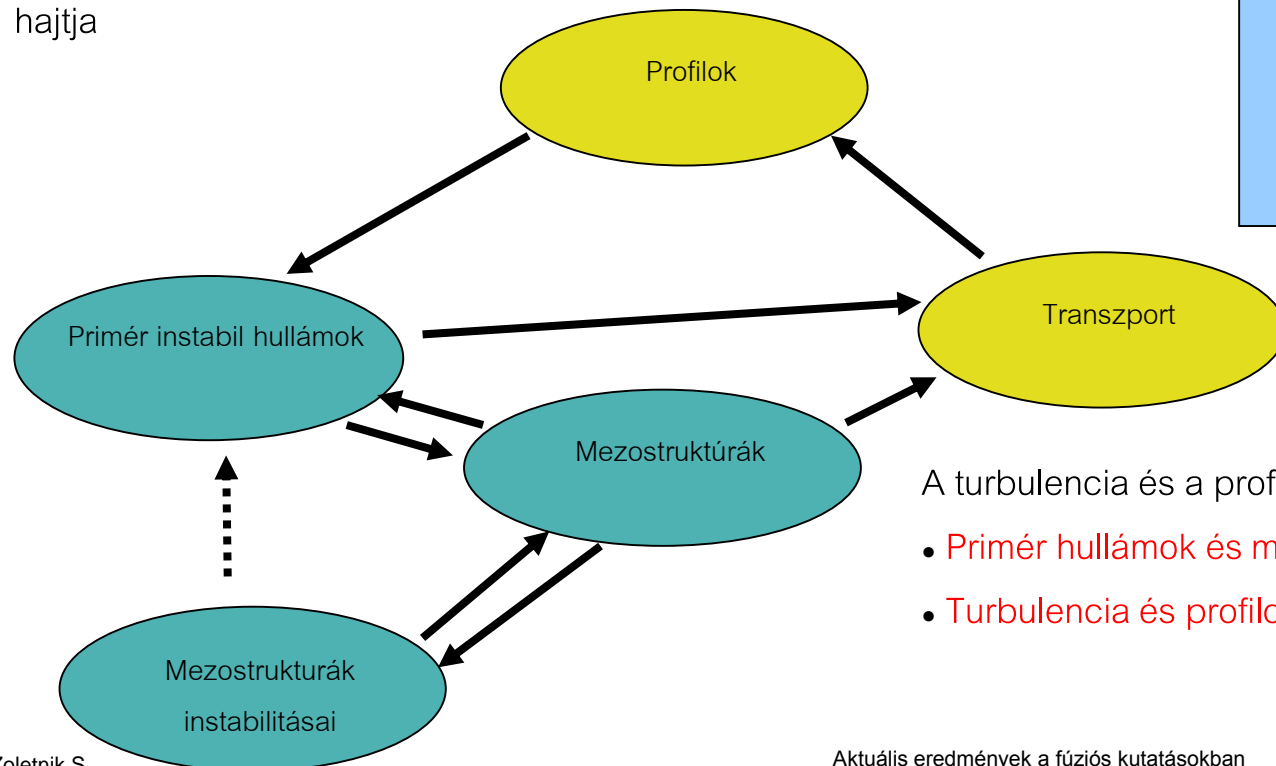
A mágneses térre merőleges hő- és részecsketranszport centrális szerepet játszik:

- Meghatározza a **sűrűség** és **nyomásprofil**
 - Fúziós teljesítmény
 - MHD stabilitás
- Meghatározza a **szennyezők** mozgását
 - Sugárzás (vesztés)

Az elmúlt években általános egyetértés alakult ki, Hogy a transzportot dominánsan mikroturbulencia hajtja

$D_{||}$ legalább $10^5 \times D_{\perp}$, ezért tórusz alakú felületeken **a** hőmérséklet és nyomás kiegyenlítődik:

A transzport lényegében egydimenziós



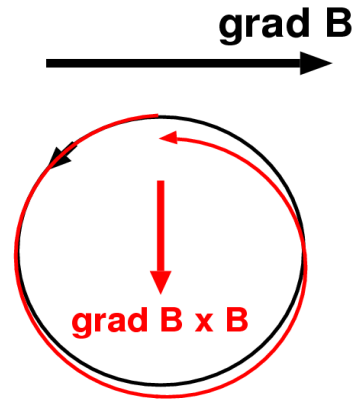
A turbulencia és a profilok két önszabályzó kört alkotnak:

- **Primér hullámok és mezostruktúrák**
- **Turbulencia és profilok**

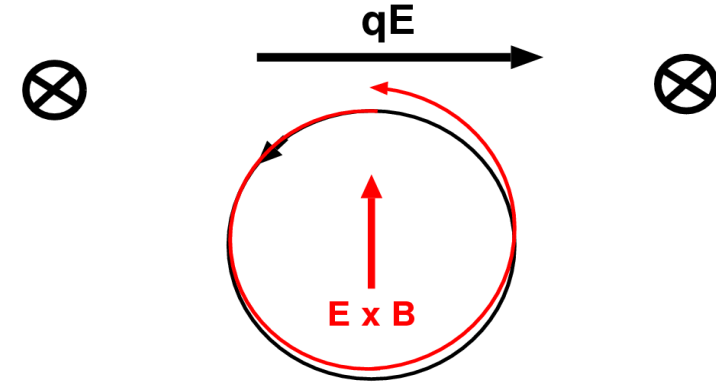


Grad B-nek és B_{\perp} elektromos térnek alapvető szerepe van a plazmában:

Drift: a részecskék lassú B_{\perp} mozgása



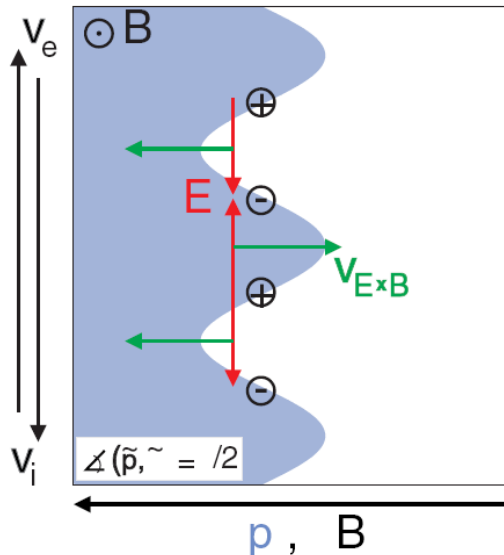
grad B drift: töltésfüggő



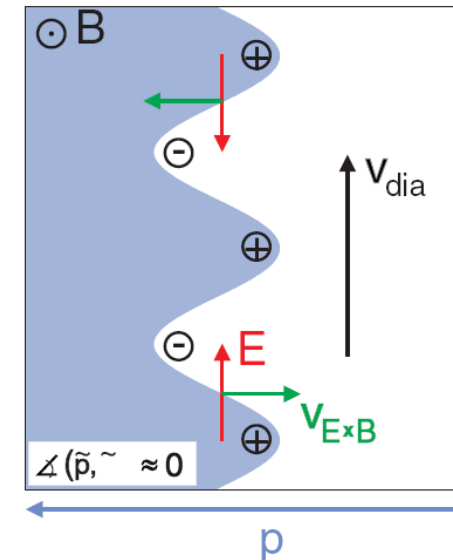
ExB drift: töltés- és tömegfüggetlen: az egész plazmát mozgatja

A plazmában különböző mechanizmusok keltenek instabil hullámokat:

Interchange:



n:



Mindig instabil ha grad-p és grad-B egyirányú

A tórusz külső-belső oldala között tekeredő erővonalak stabilizálják

Plazma szélén ez megszűnik: instabil

Grad-n esetén létező stabil hullám

3-féle mechanizmus destabilizálja:

Te, Ti és befogott elektronok

Instabil kritikus T gradiens felett

A plazma szélén interchange hullámok lesznek instabilak, belül drift hullámok.

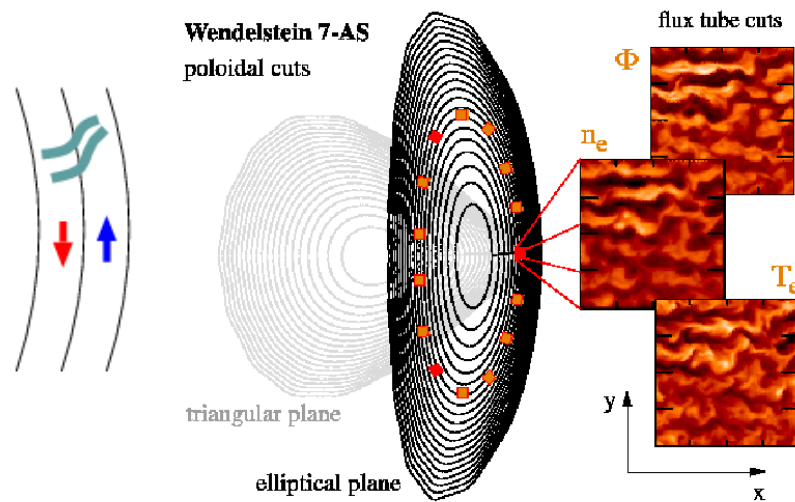
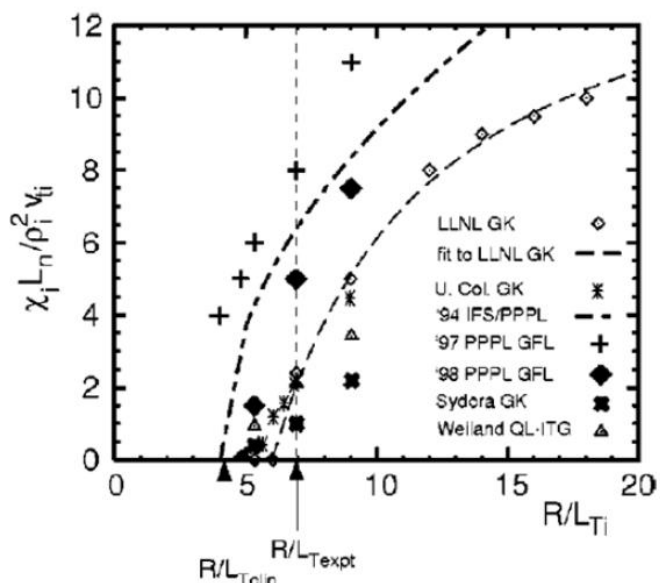
A drift hullámok 3 skálán működnek: 0.1 mm - cm

A primér drift hullámok nemlineáris kölcsönhatással mezostruktúrákat keltenek (inverz kaszkád):

Zonal flow: nyírt réteg áramlás tórusz felületeken → szétnyírja a primér hullámokat

Streamer: radiális áramlás → növeli a transzportot

A mezostruktúrák összekapcsolják a különböző skálájú hullámokat.



A turbulens hőtranszport egy kritikus hőmérsékletgradiens felett indul be:

- Önszabályzó rendszer
- Self Organised Criticality

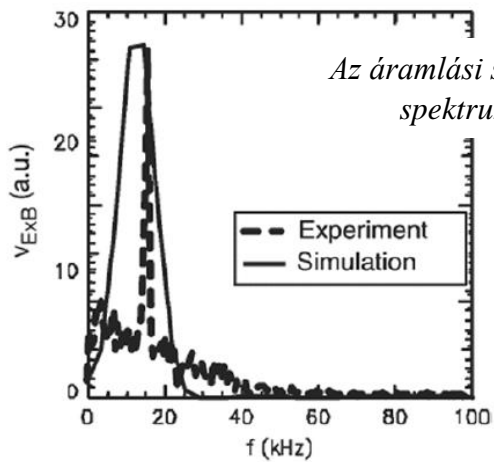


A turbulencia szimulációk az első szabályzó kört (hullámok+áramlások) képesek számolni. A profilokkal való kölcsönhatás egyelőre reménytelen.

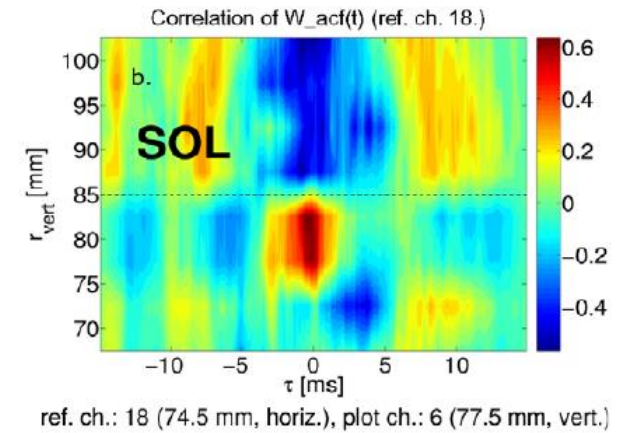
Az elmúlt évek eredménye, hogy a zonális áramlásokat sikerült számos berendezésben kimutatni:

GAM: oszcilláló áramlások

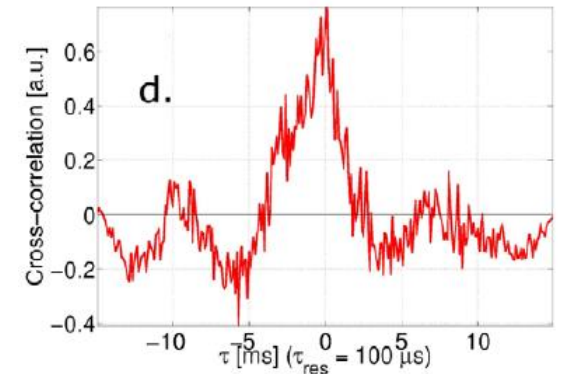
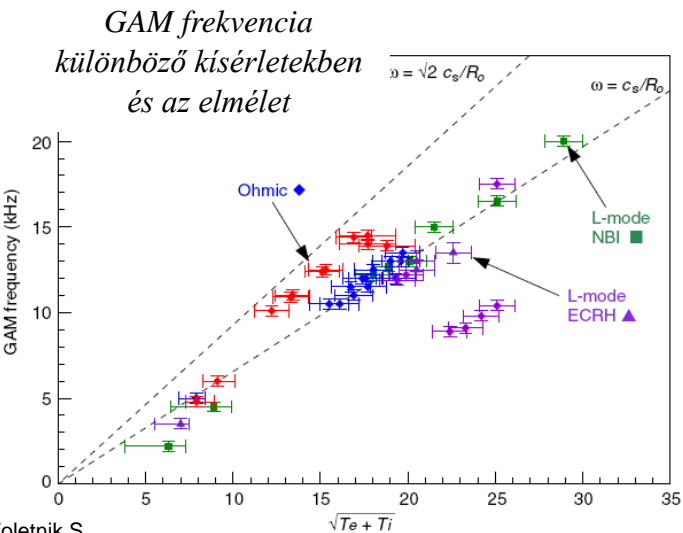
Random zonal flow



A kísérletek igazolása szerint az elméletek jó úton járnak, de egy megbízható kvantitatív szimuláció még vagy egy évtizedig nem várható



ref. ch.: 18 (74.5 mm, horiz.), plot ch.: 6 (77.5 mm, vert.)





A turbulens önszabályzó rendszerben bifurkációk lépnek fel:

L → H átmenet:

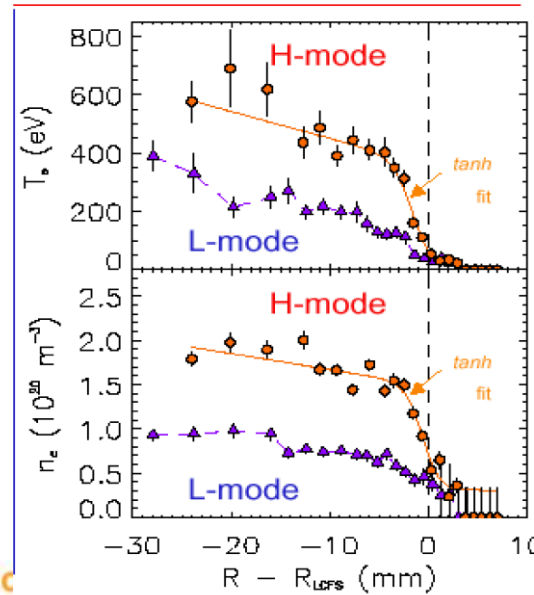
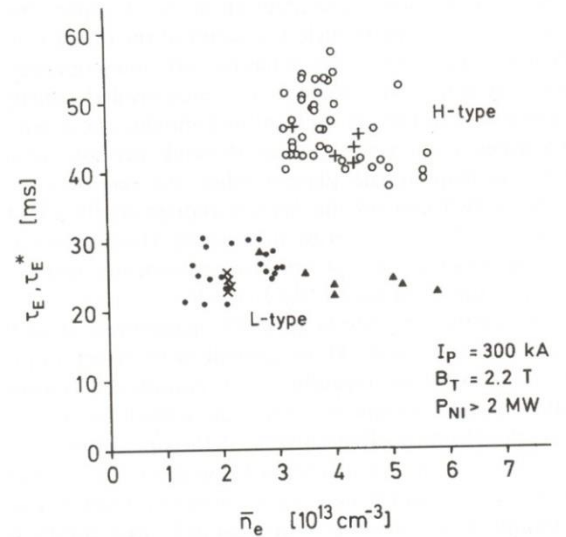
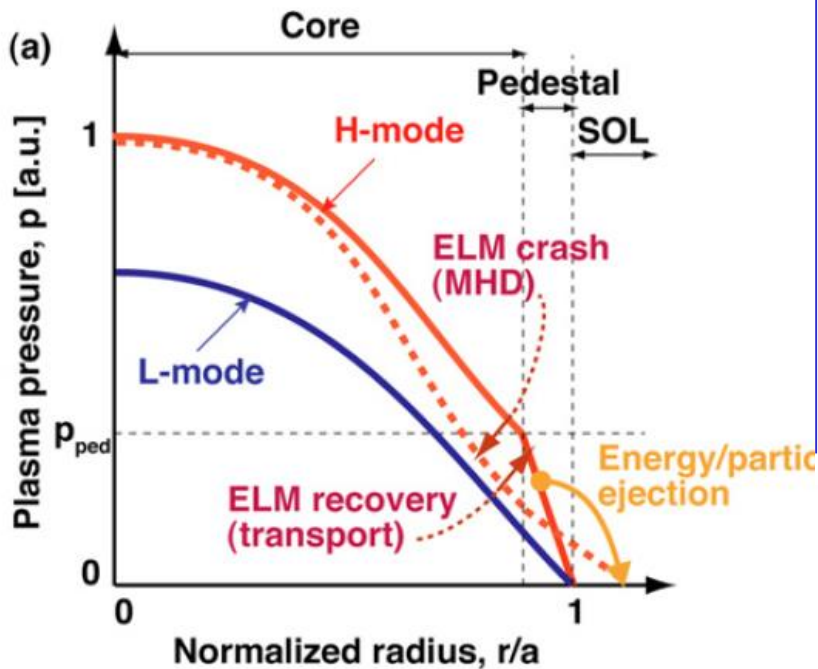
- Globális, stabil nyírt áramlás alakul ki spontán módon
- A nyírt áramlás elnyomja a turbulenciát
- Transzport lecsökken a plazma szélén egy néhány cm-es rétegben → **transzport gát**

A plazma belsejében változatlan a transzport:

A profilok felemelkednek a plazmaszéli transzport gát tetejére:

→ pedesztál

Az energiaösszetartási idő kb. 2x-re nő



L és H mód a profilok

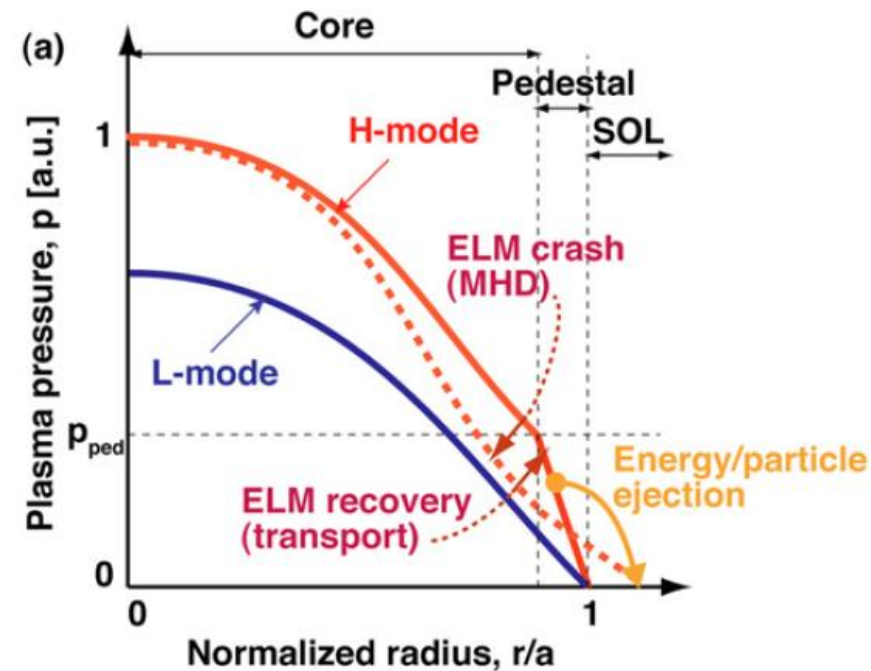
A H-mode egy elképzelt erőmű lehetséges üzemmódja

A H-mód problémája: a részecske összetartás túl jó

- He „hamu” nem vonható ki a plazmából
- Szennyezések felszaporodnak

Megoldás: Edge Localised Mode (ELM)

- Önmagától jelentkező periodikus instabilitás amely kidobja a szennyezéseket.
- MHD instabilitás a plazma széli meredek nyomáson



Az utóbbi években kiderült, hogy megfelelő összetartású üzemmódban az ELM energiainpulzusok túl nagyok:

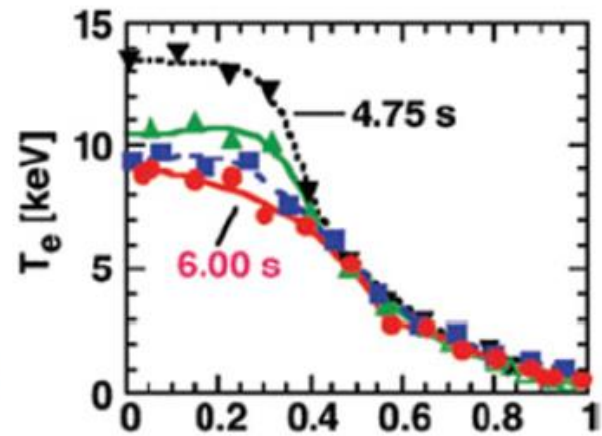
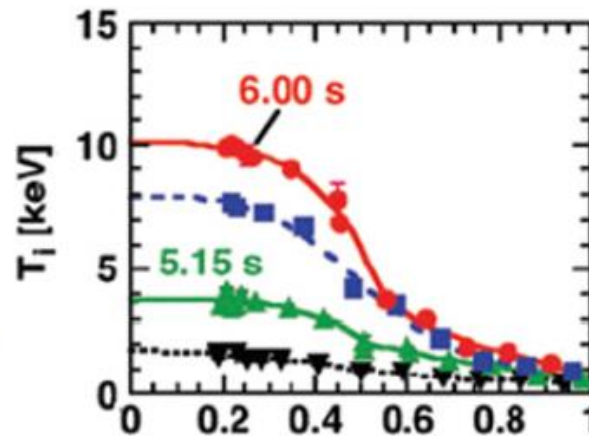
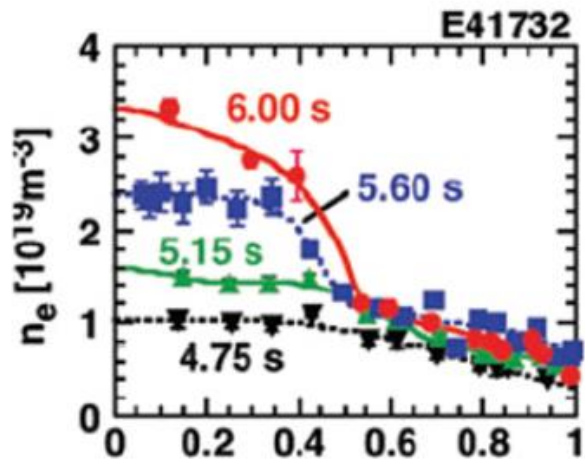
szabályozni kell az ELMeket.

- Plazma szél ergodizálása
- Periodikus triggerelés pellettel v. plazma mozgatással

Időnként a plazma belsejében is fellépnek transzport gátak:

Internal Transport Barrier (ITB)

- Kevésbé reprodukálhatók mint a H-mód
 - Az árameloszlás profilt kellene szabályozni a plazma belsejében
 - Ha megértük még hosszabb összetartási idő lehetne
- kisebb berendezéssel is építhető lenne reaktor





A legtöbb kísérlet D plazmával működik.

T: veszélyes, drága

Konkrét DT kísérletek csak két berendezésben voltak:

TFTR (1994): Első jele az alfa fűtésnek

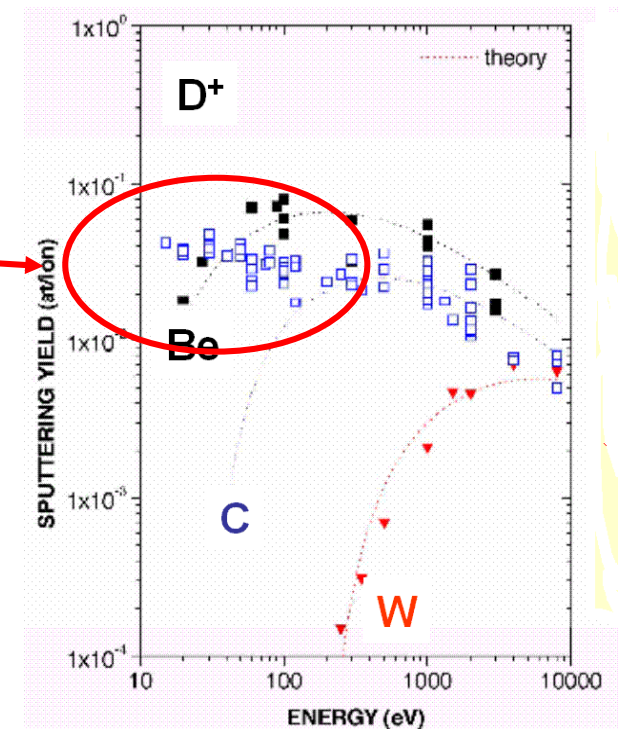
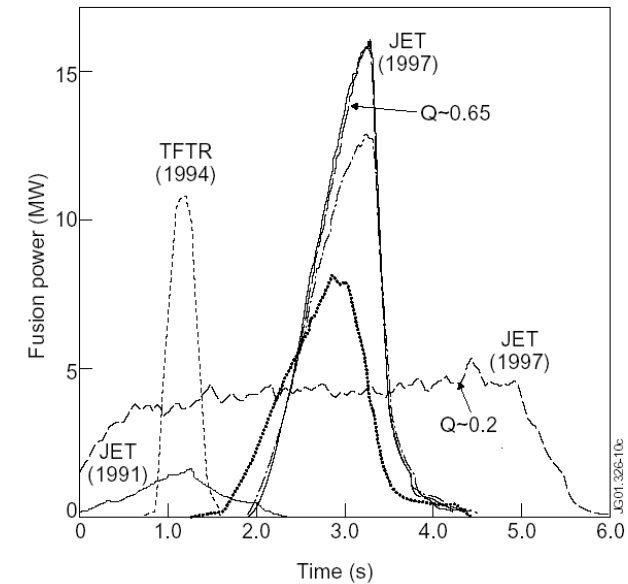
JET (1997): Nagyteljesítményű DT kísérletek

- 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**



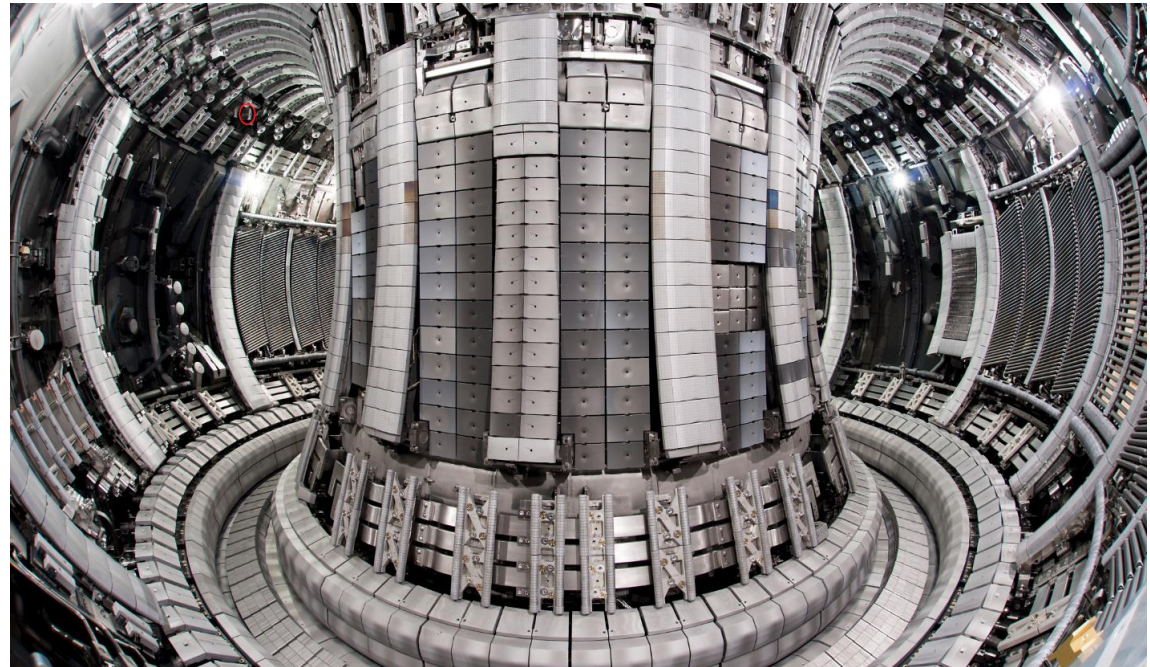
Kémiaailag inaktív fém lehetőségek:

Wolfram:

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

Berillium:

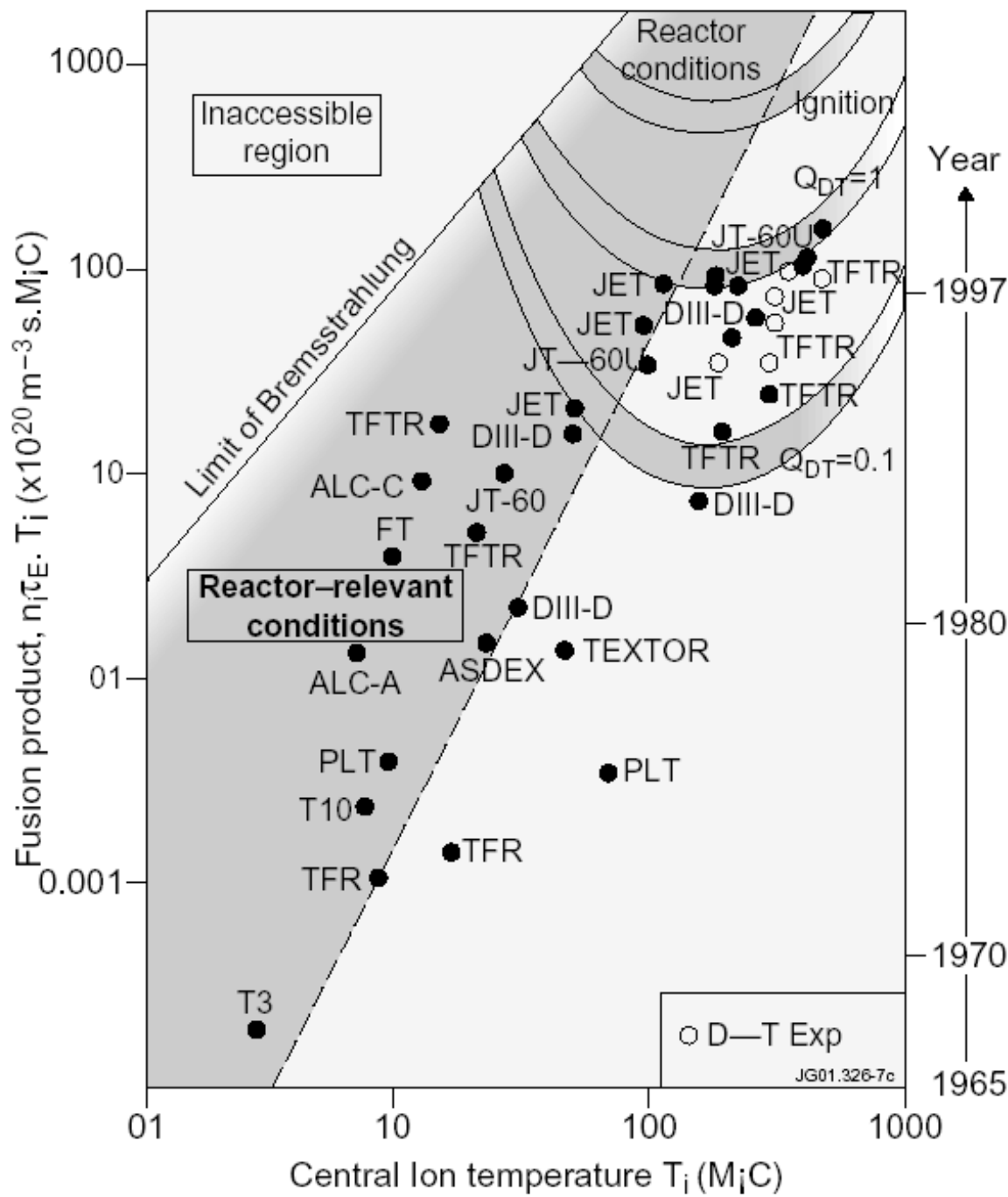
- + Kis rendszám (sugárzás)
- Nagy porlódás
- Alacsony olvadáspont
- Drága, mérgező



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





Az eddigi berendezések működése alapján empirikus skálatörvényeket állítottak fel az extrapolálásra. Pld. H-mode skálatörvény:

$$\tau_{E,th}^{IPB\ 98(y,2)} = 0.05621 I_p^{0.93} B_T^{0.15} P^{-0.69} n_e^{0.41} M^{0.19} R^{1.97} \epsilon^{0.58} \kappa_x^{0.78}$$

$\tau_{E,th}$: Energiaösszetartási idő [s] $\tau_{E,th} = W/P_{ext}$

I_p : Plazmaáram [MA]

B_T : Toroidális mágneses tér [T]

P : Fűtési teljesítmény [MW]

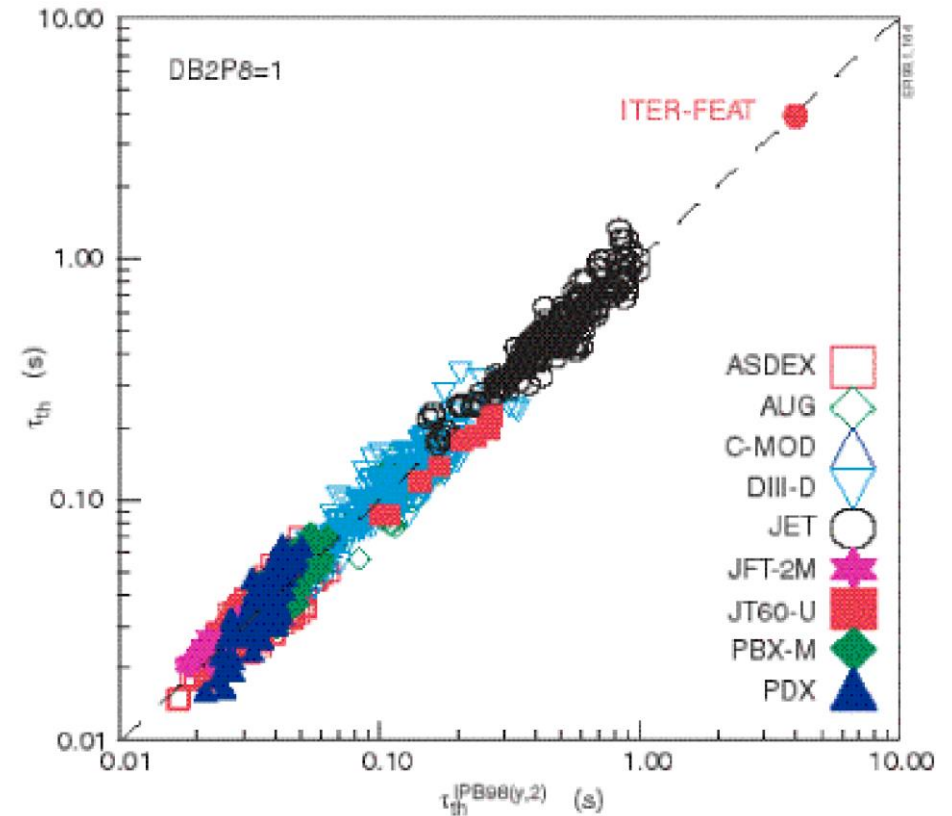
n_e : Átlag elektronsűrűség [m⁻³]

M : Atomtömeg [AMU]

R : Tórusz nagysugár [m]

ϵ : Kissugár/nagysugár

κ_x : Plazma nyúltsága (alakfaktor)



További skálatörvények vannak:

Minimális fűtés a H-mode belépéshez

Maximális sűrűség (felette diszrupció)

Maximális nyomás (felette instabil)



A következŐ lépés: ITER



1985: ElsŐ ITER megállapodás a koncepció kialakításáról

1992: Koncepciók tervek: $R=6\text{ m}$

1998: Mérnöki tervek: $R=8\text{ m}$ 10 milliárd USD

→ politikai igény: legyen fele!

2001: Kis ITER: $R=6.2\text{ m}$, 5 milliárd USD (lett a fele)

2001-2006: Huzakodás a helyszínrŐl

2006: Végleges ITER szerződés

2007: Ratifikálás, készülődés

2008-2009: Tereprendezés,

terv és költség

átvizsgálás:

~12-15 milliárd EUR

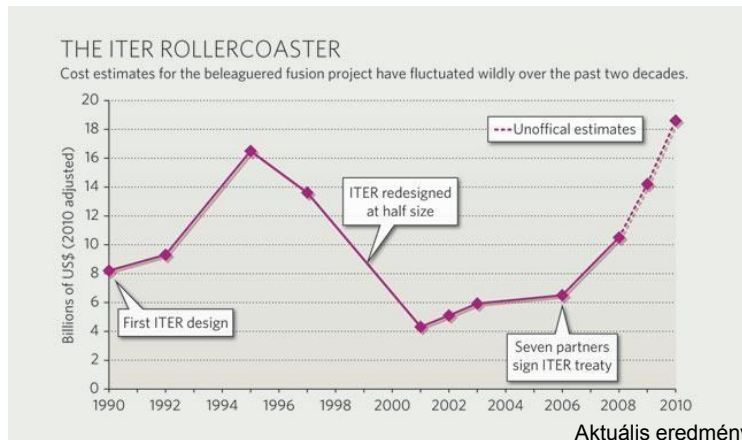
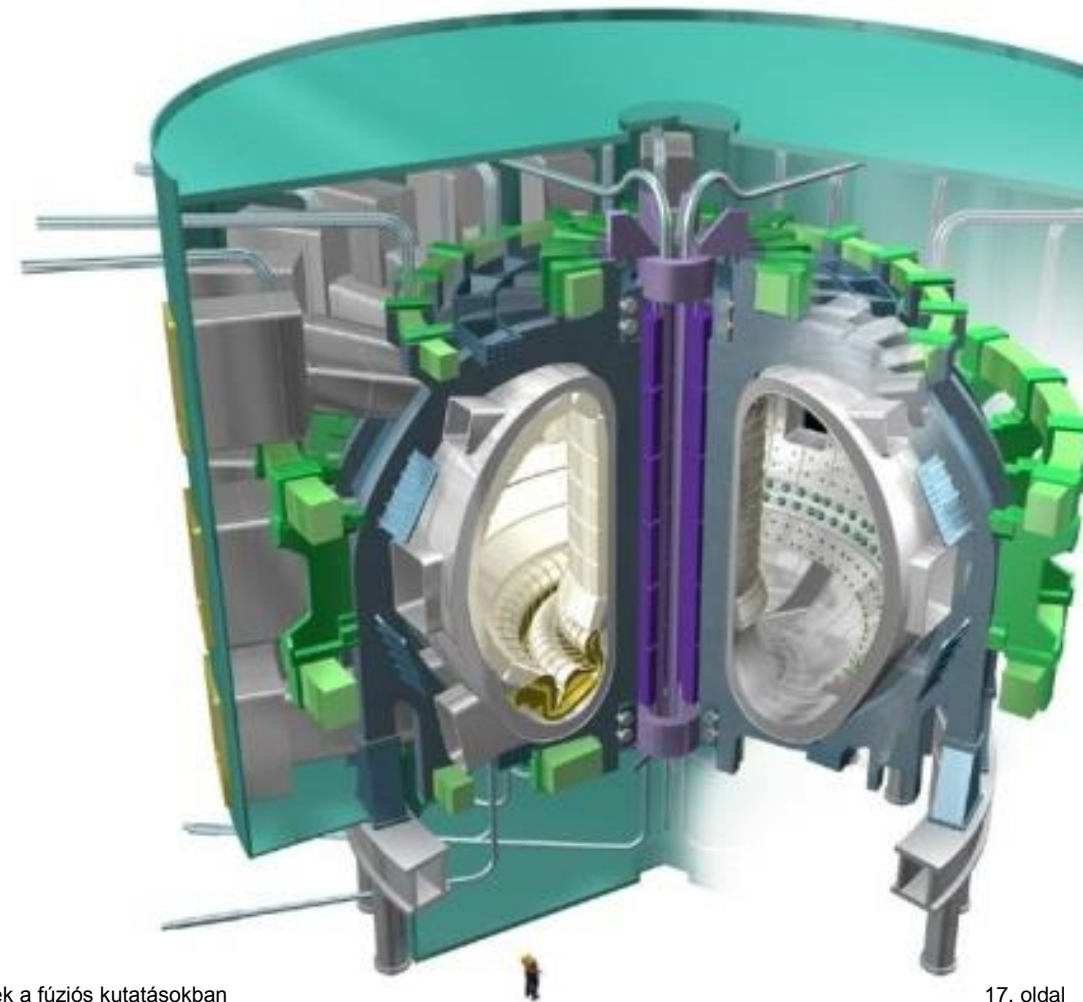
2011: A fő alkatrészek gyártása

folyik

Épületek épülnek

2025: ElsŐ plazma

~2030: ElsŐ DT plazma





A következő lépés: ITER



<https://www.youtube.com/watch?v=9YtLsziELqg>

Toroidális tekercsek

5.3 T mágneses tér, 1000 m⁻³ térfogatban
4 10¹⁰ J energia (Paksi erőmű 20 másodpercig)

Kriosztát

Kb. 25 m átmérőű, a tekercsek 5K -en tartására

Poloidális tekercsek

A plazma alak szabályzására és a 15 MA plazmaáram keltésére

Vákuumkamra

1000 m³ térfogat

Köpeny elemek

Vízűtésű blokkok a vákuum-kamra védelmére

Biológiai védelem

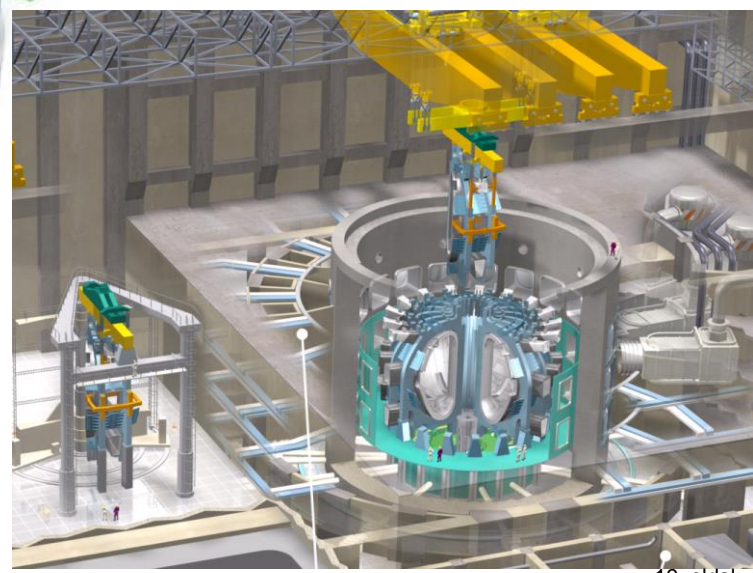
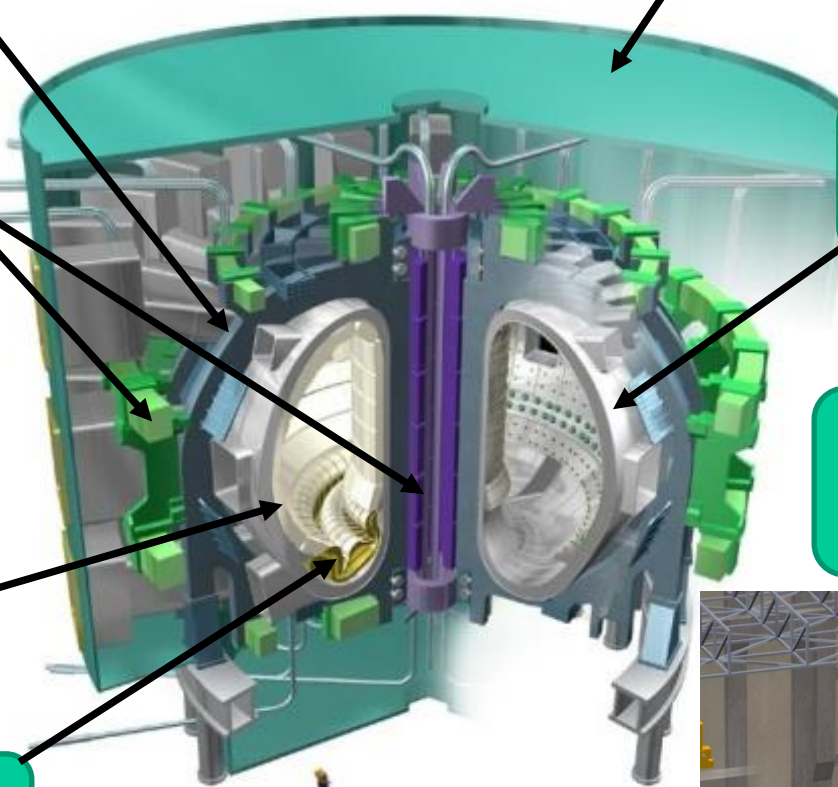
A tokamak egy beton burokból fog állni

Divertor

A plazma szélének elszívására

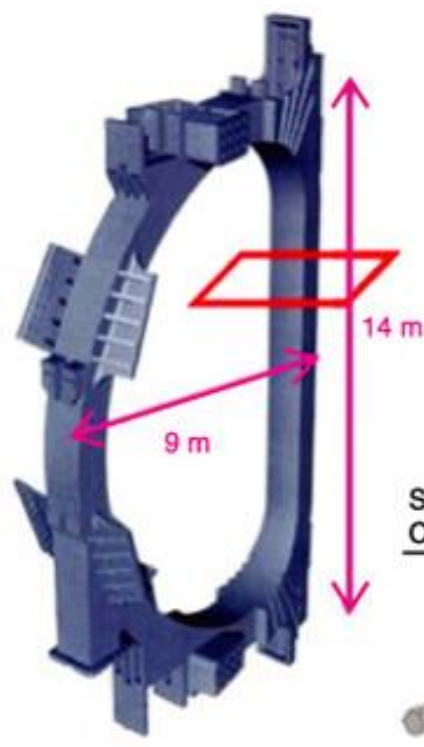
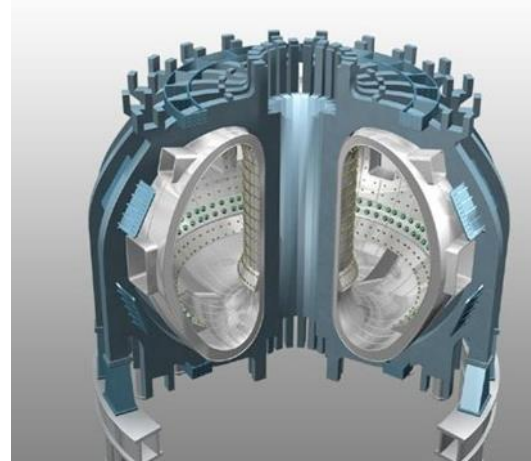
Ember

Nem állhat itt a DT működés alatt

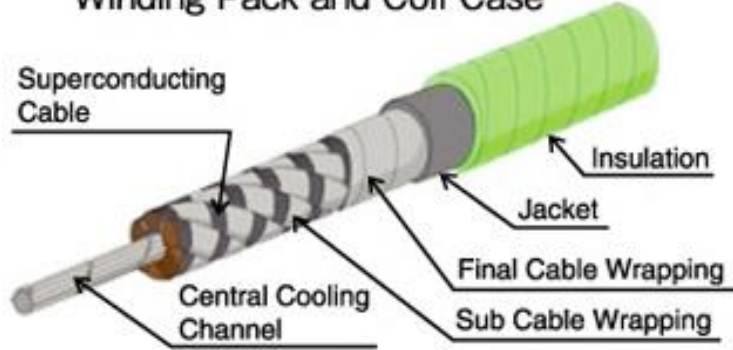
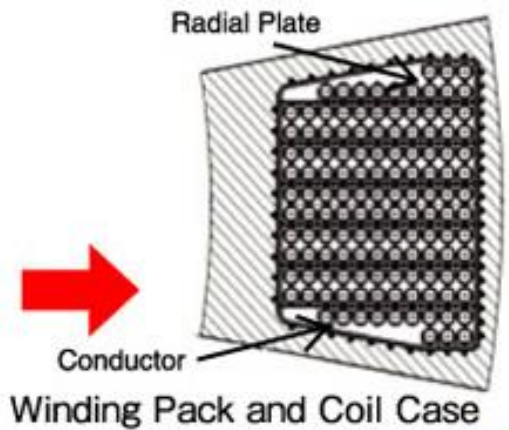


Néhány kulcs ITER technológia: Toroidális tekercek

- 18 db tekerecs, 6540 T súly, 41 GJ energia
- Nb₃Sn alapú alacsony hőmérsékletű szupravezető kábel, acél csőben, acél lapok (radial plate) vájataiban elrendezve
- Szuperkritikus He hűtés
- 5 K működési hőmérséklet
- A tekerceket hajón és közúton szállítják a helyszínre



TF Coil

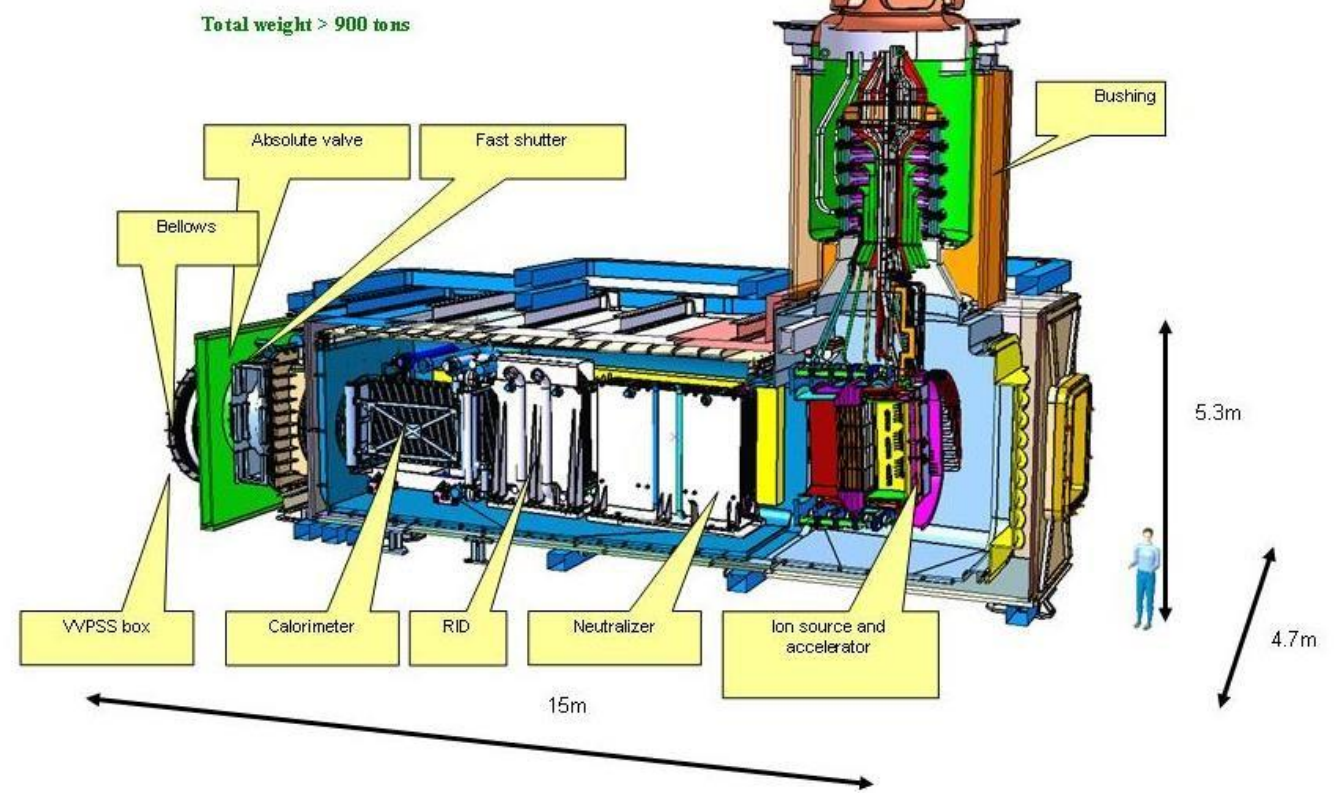
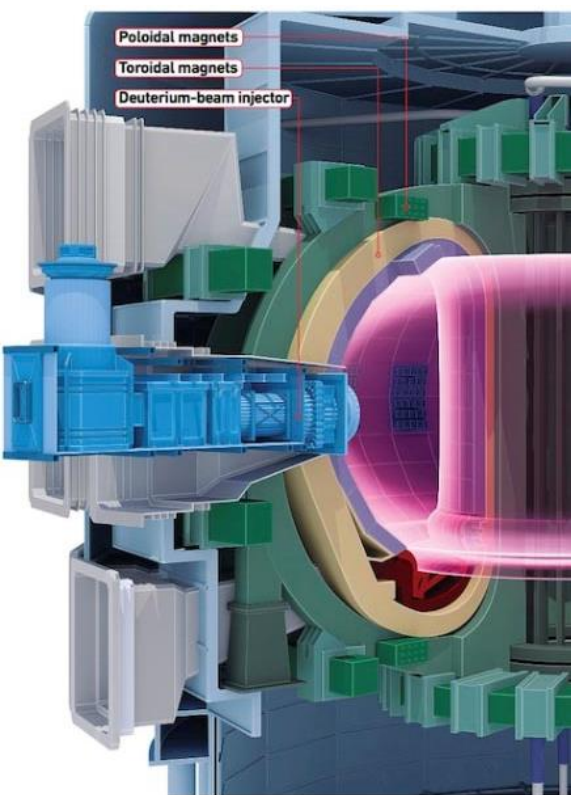
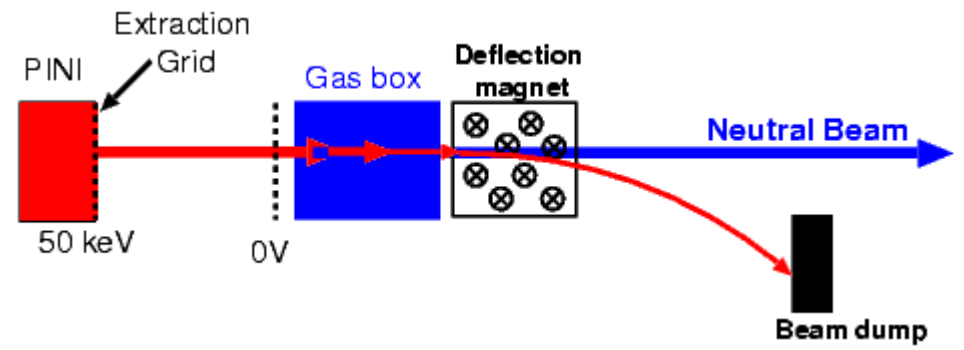


Superconducting Conductor for TF Coil

Fűtés: A plazmaáram is fűt, ez azonban nem elég, kiegészítő fűtések kellene

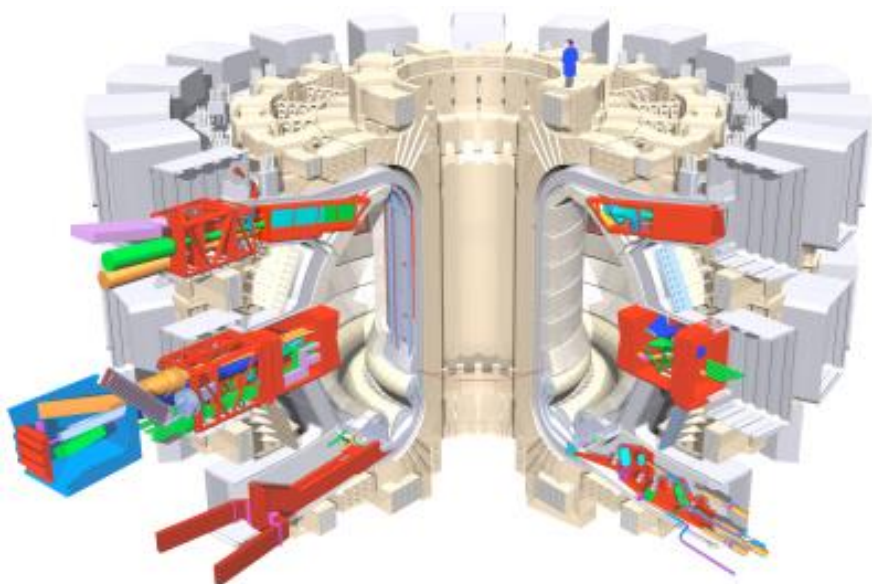
Semleges részecske nyaláb (NBI)

- A fő fűtőeszköz
- 1 MV energia (de legalább 0.5 MV)
- Negatív ionforrás (D⁻)
- 2 injektor, 3. opcionális

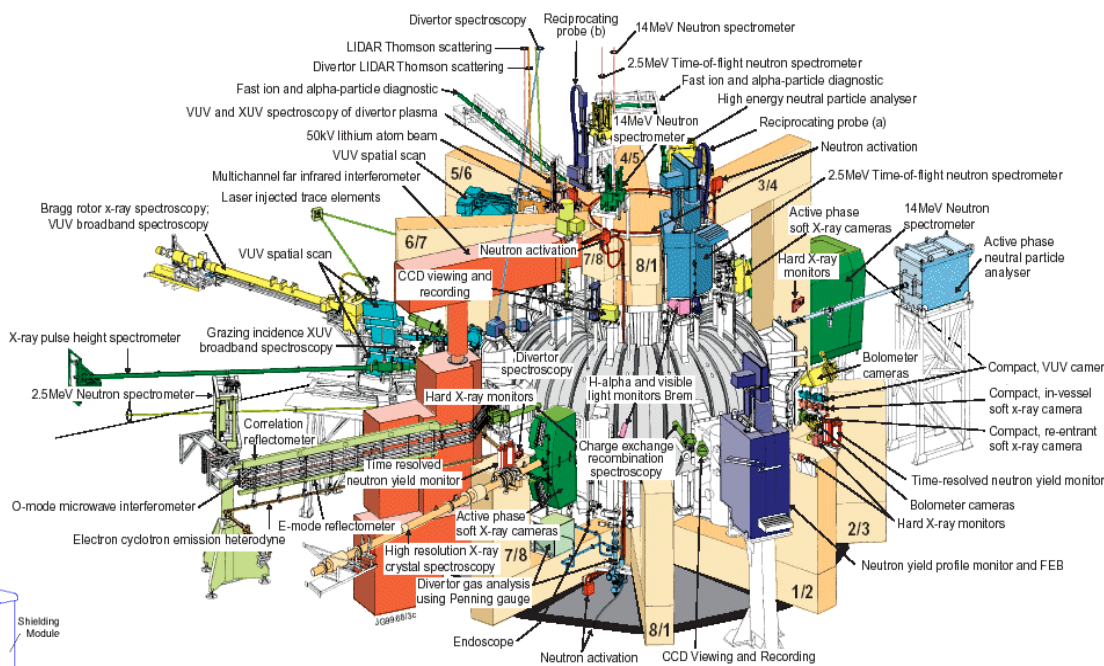


A jelenlegi tokamakoknál a diagnosztikákat utólag építik rá a tokamakra

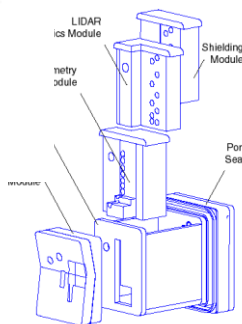
Az ITER-nél erre nincs lehetősé, a diagnosztikák port modulokba lesznek integrálva



ITER diagnosztika port modulok



A JET diagnosztikai rendszere

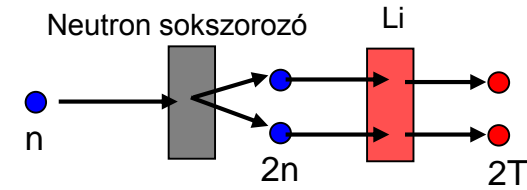


Óriási kihívások vannak:

- 7 parner eszközei modulokba integrálva
- 100 kW/m² neutron teljesítmény az első falon
- A neutron fluxus roncsolja az optikai és elektronikai elemeket:
 - a port modulokban csak tükrös optikák lehetnek
- A port modulok évekig nem lesznek hozzáférhető, azután is csak melegkamrában

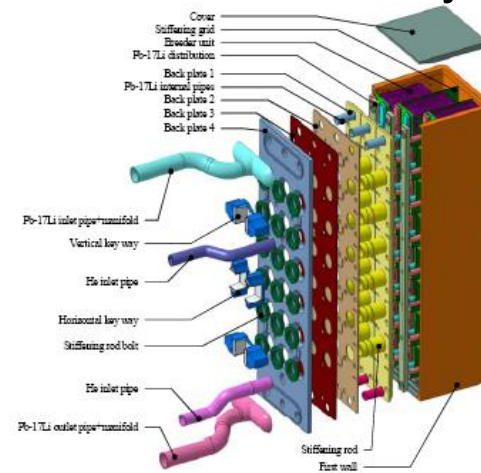
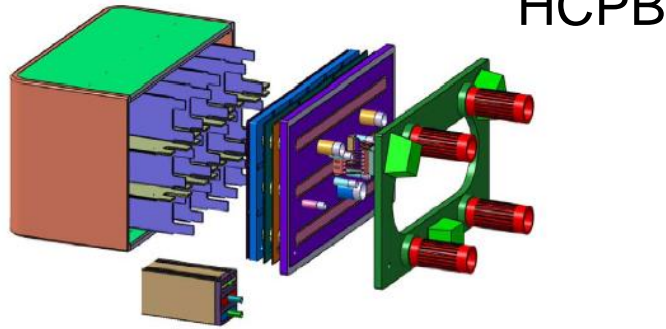
Kettős szerep:

- A fúziós teljesítmény nagy részét gyűjti
- Trícium termelés



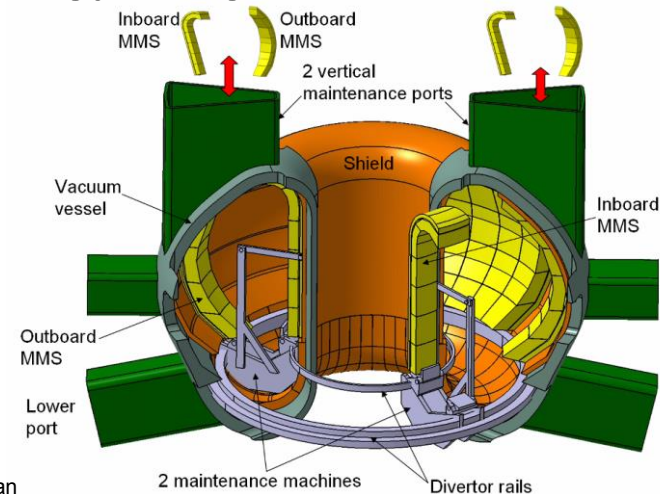
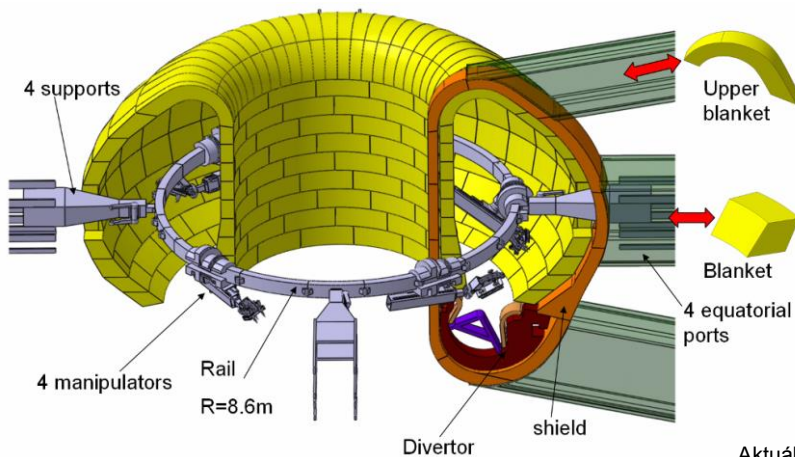
Be sokszorozó → Be + Li tartalmú kerámia golyócskák He hűtéssel

Pb sokszorozó → folyékony PbLi ötvözet (víz, hélium v. saját hűtéssel) WCLL, HCLL



Neutron roncsolás: ~ 2MW/m²

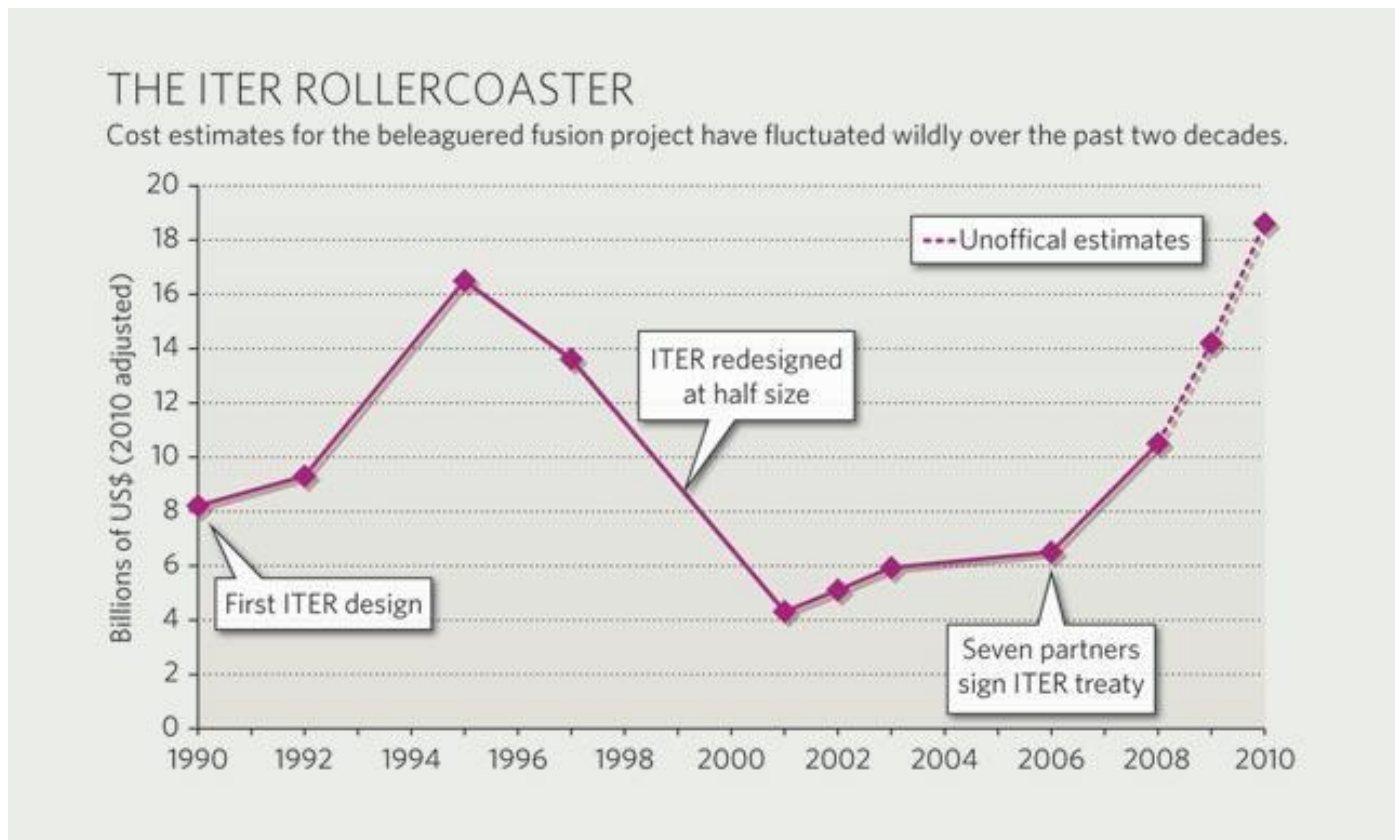
Feltevés szerint 150 dpa után cserélni kell → kb. 5 évenként (75-80 % üzemelés)
 Karbantartási séma kritikus: sok kis modul, vagy nagy integrált elemek



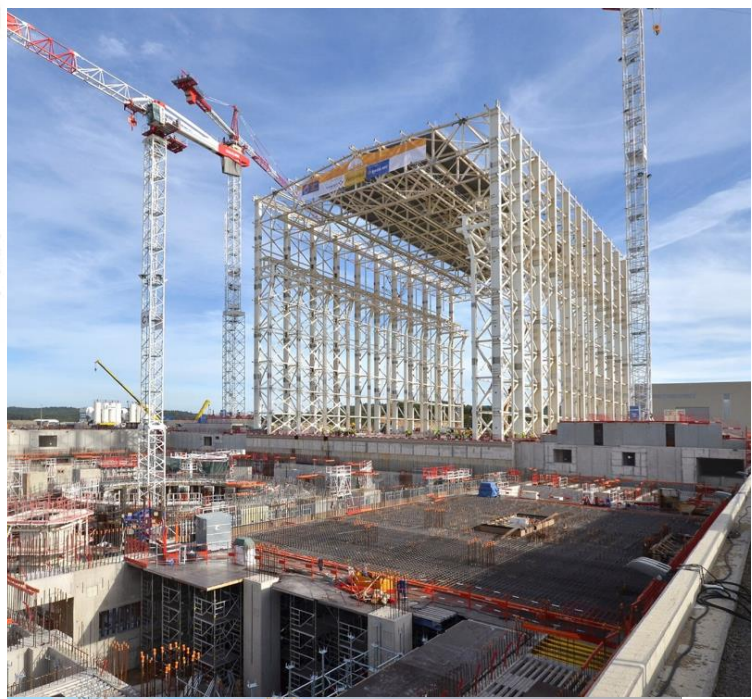
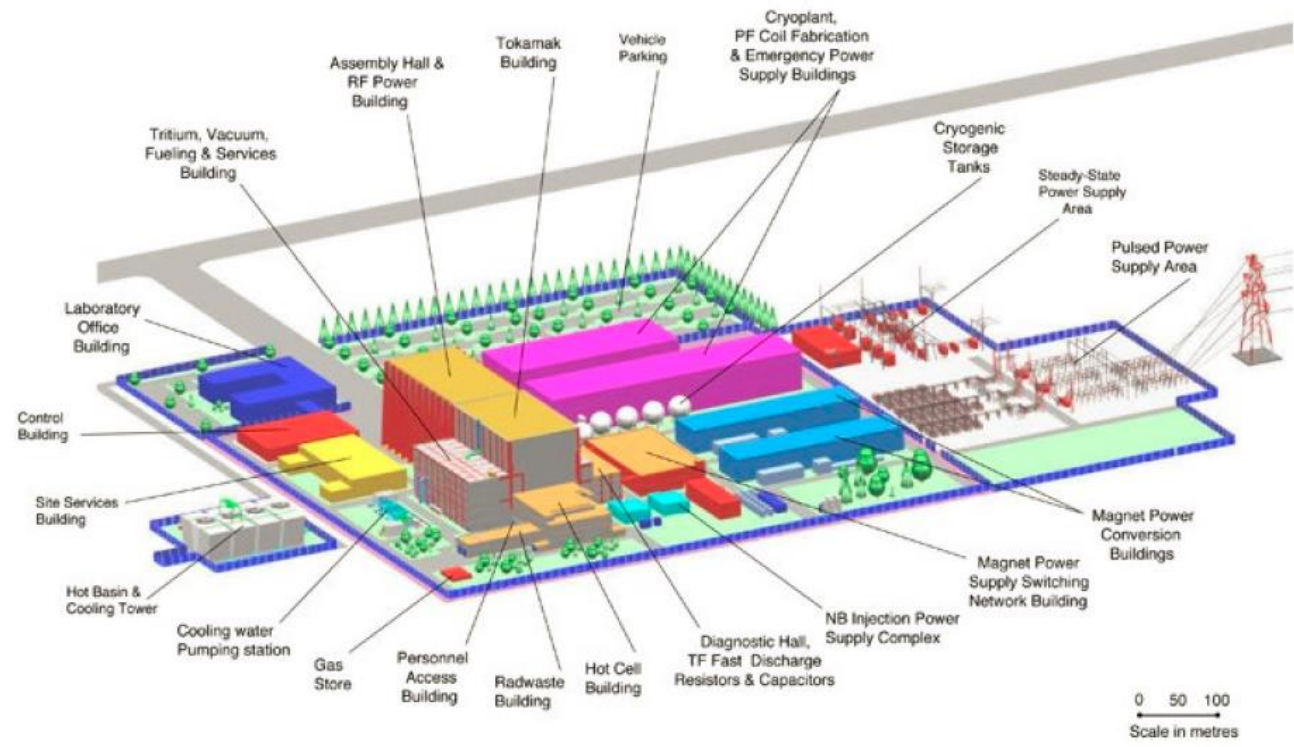
Az építés becsült költsége rohamosan növekedett a szerződés aláírása óta
Jelenleg 12-15 milliárd Euró a költségbecslés, de pontos számot
sosem fogunk tudni:

A 7 partner nagyrészt alkatrészeket
ad össze, nem pénzt

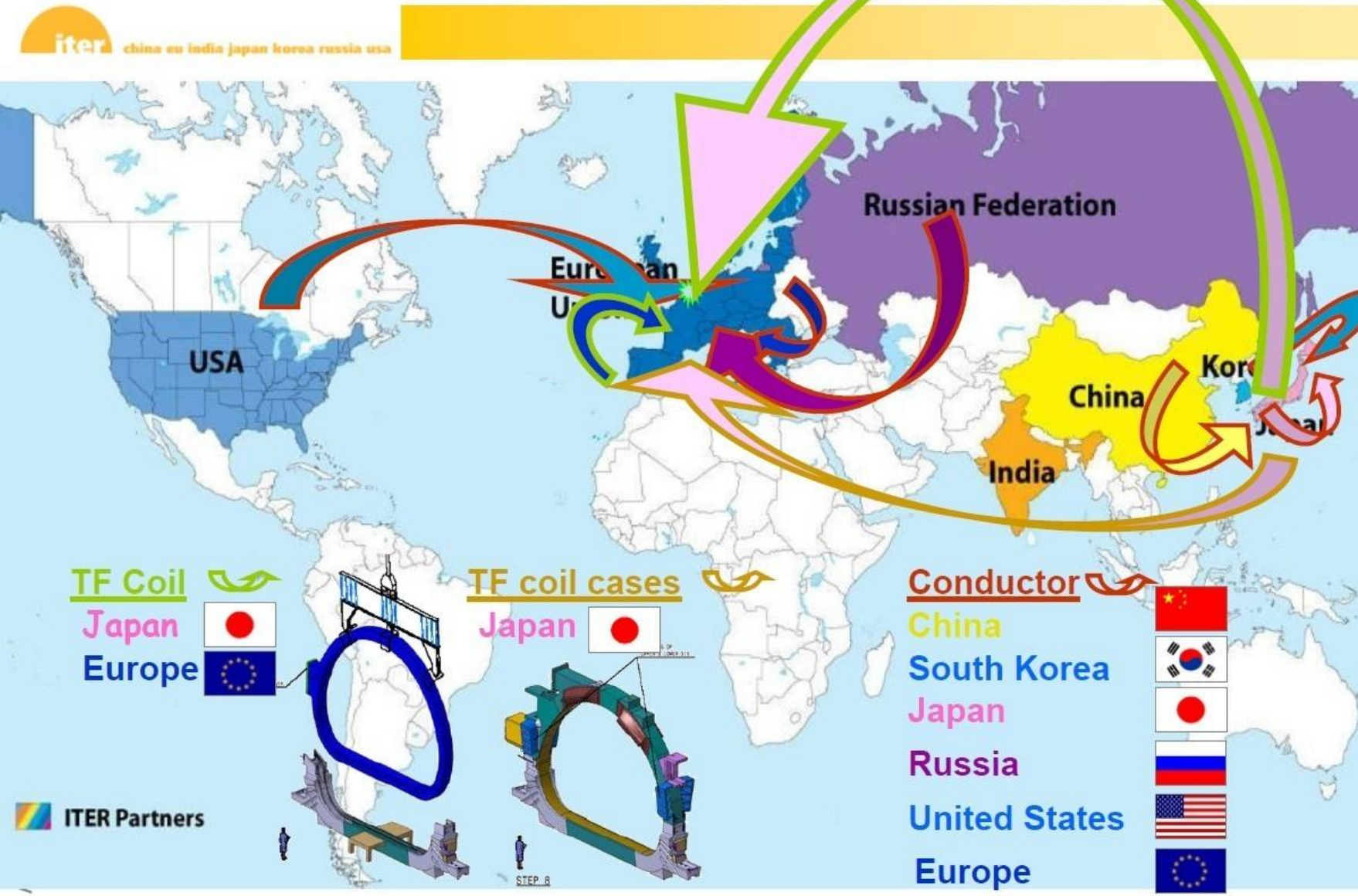
Jelenleg folyik a tokamak épület építése, és a fő alkatrészek készítése.

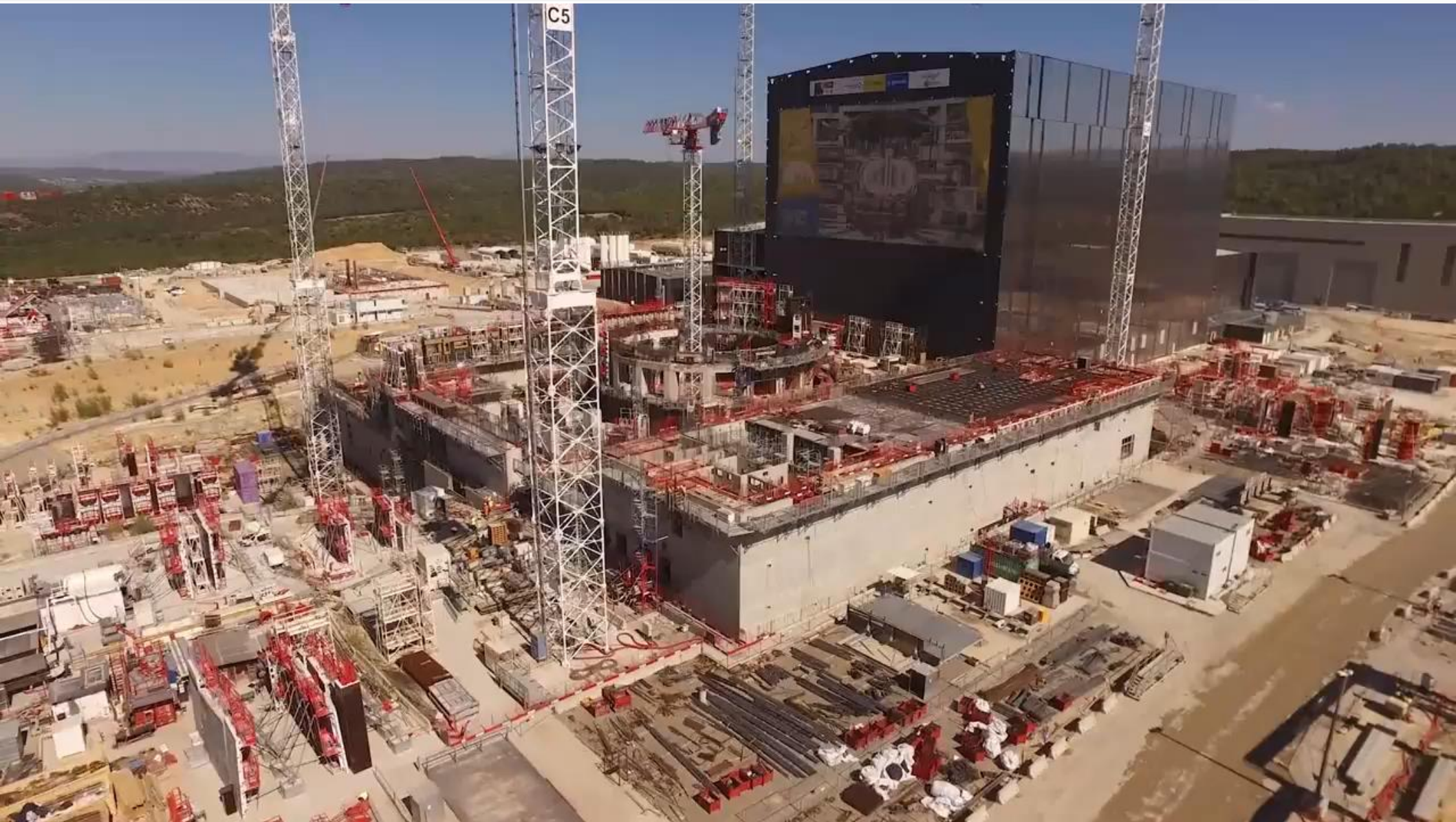


Az ITER építése



TF Coils – A Worldwide Collaboration





<https://www.youtube.com/watch?v=JD0f9awVbHk>

Az ITER még nem fúziós reaktor, a következő lépés egy demonstrációs erőmű (DEMO) kellene, hogy legyen:

- Kvázi-folytonos üzem
- Villamos energia termelés, ha nem is gazdaságosan
- Folyamatos trícium termelés
- A kommerciális erőművek előfutára.

Az Európai Bizottság célkitűzése (2012):

„Valamennyi elektromos energia termelése fúzióból 2050-re”

Ennek érdekében elkészült a „Fusion Roadmap”:

- Egyetlen fejlesztési út az ITER-DEMO vonal, de W7-X sztellarátor kísérlet végigvitele mint biztonsági tartalék
- Az EU fúziós program technológia irányultságának növelése
- DEMO tervezése az ITER-el párhuzamosan, építés megkezdése rögvest utána (~2030)
- Kritikus technológia elemek tesztelésére célberendezések

Az EU programhoz képest Kína és Korea még agresszívebb fúziós fejlesztési programot tervez



A plazmafizikai kérdések mellett igen kritikusak a technológiai problémák:

Divertor hőterhelés: a jelenleg becsülthöz képest kb 10-edére kellene csökkenteni és az ELM tranzienseket meg kell szüntetni

Neutron roncsolás a szerkezeti anyagokban:

Ma nem lehet a szükséges neutron dózist előállítani: teszteléshez speciális berendezés kellene

Áramhajtás tokamakban: esetleg néhány órás impulzusú tokamakok.

Diagnosztikai eszközök erőmű körülmények között:

Tükrök roncsolódása, neutron fűtés

Trícium termelés:

Milyen módszerek alkalmasak?

A rendszer komplexitása:

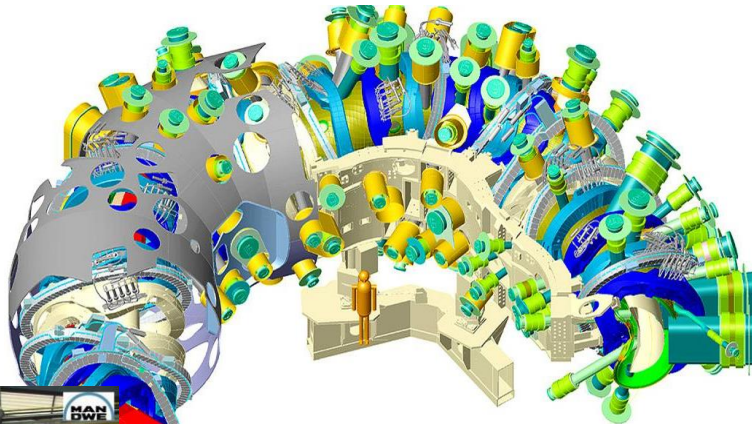
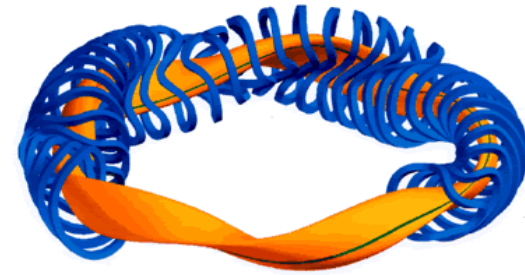
Egy fúziós erőmű a valaha épített legbonyolultabb rendszer lesz.

Plazma-fal kölcsönhatás, porlódás: már az ITER-ben is több száz kg por keletkezhet

Európa az ITER építésére koncentrál, de két új berendezés is épül/épült:

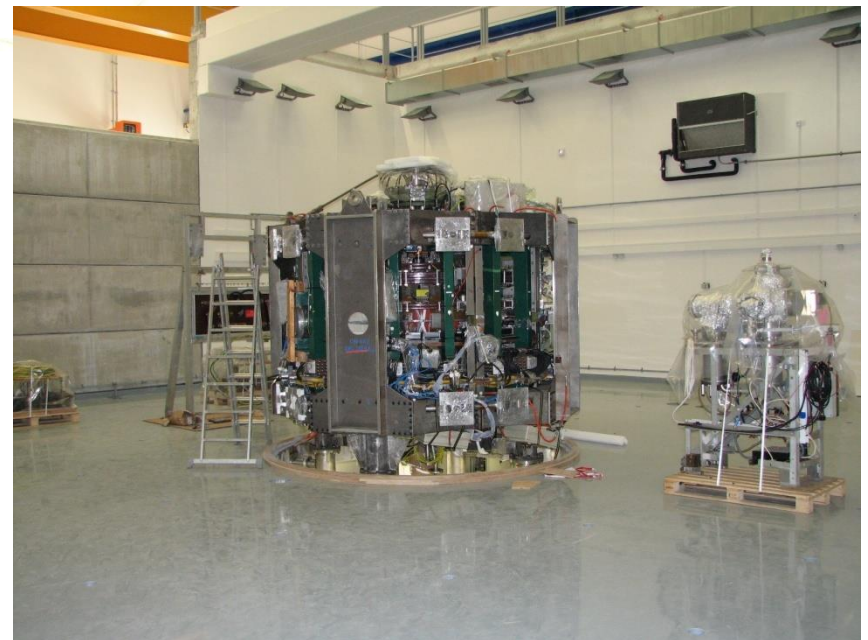
Wendelstein 7-X: az első moduláris szupervezető sztellarátor:

Komoly technikai nehézségek
Nagyon bonyolult berendezés
Mágneses tér megmérve
Első plazma 2015 Dec.



COMPASS-D:

Egy kicsinyített ITER Prágában
1992-ben leállított angol tokamak
Új energetika, új diagnosztikák



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

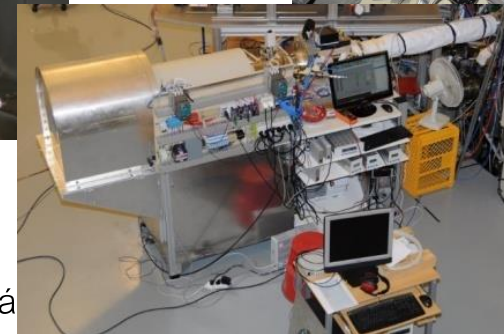
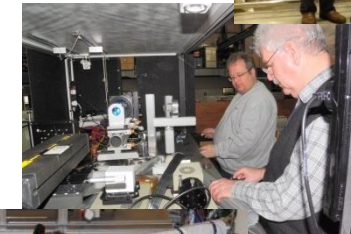
ITER:

- Részvétel a Tritium Test Blanket Module konzorciumban ~10%
 - „Tokamak services” grant Wigner-EK
 - Részvétel a bolométer és CXRS diagnosztikában
- Az ITER diagnosztikák EU részének kb 10-15%-a magyar lesz.

Fúziós diagnosztika projektek:

Számtalan diagnosztika projekt a berendezések finanszírozásában:

- ASDEX Upgdare (D),
- JET (EU), MAST(UK),
- COMPASS (CZ),
- KSTAR (Korea),
- EAST (Kína)



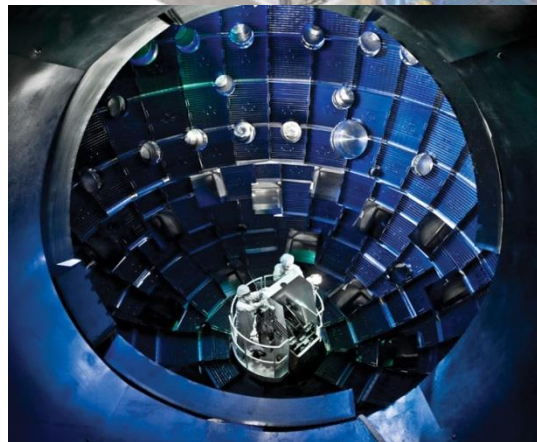
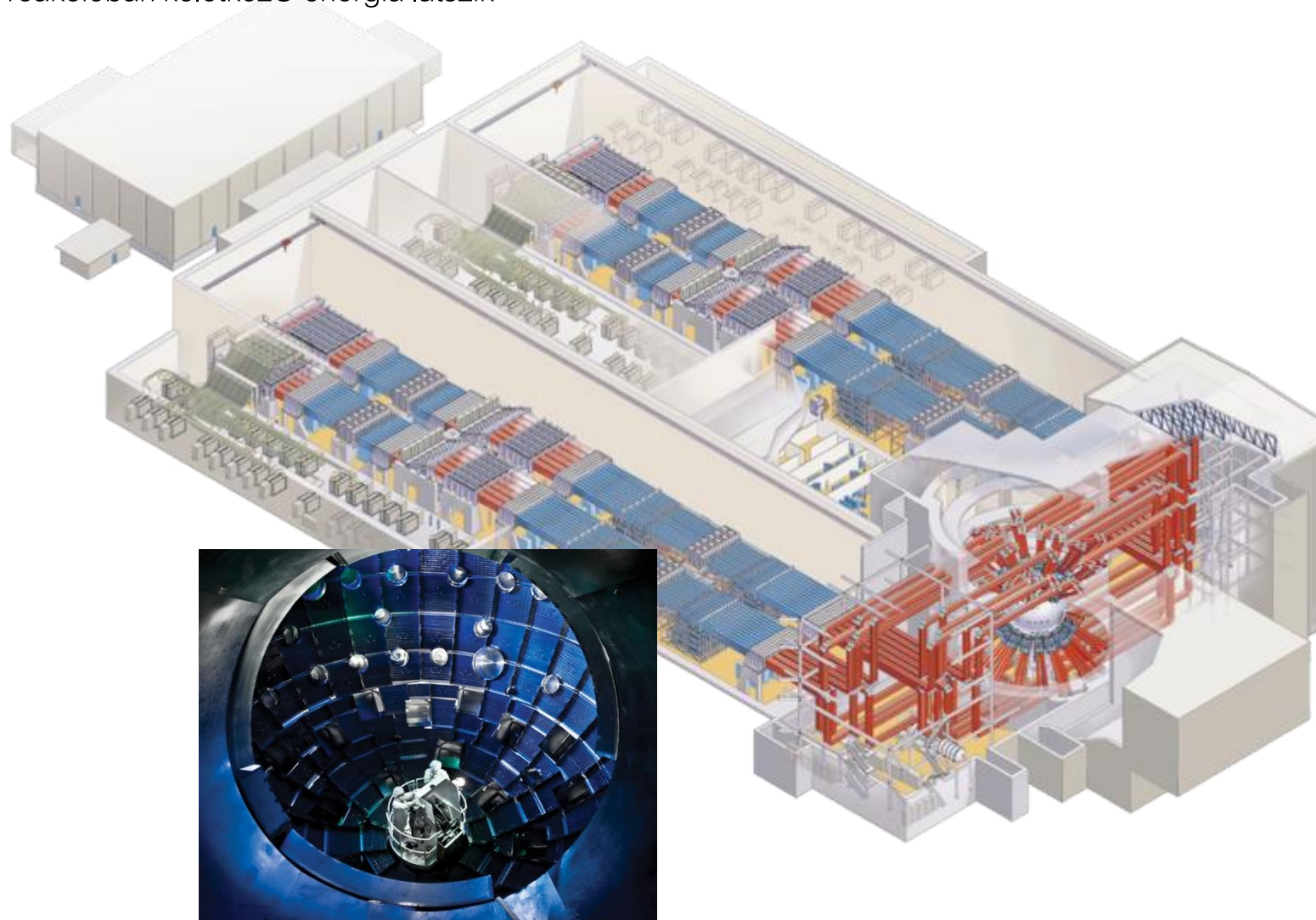
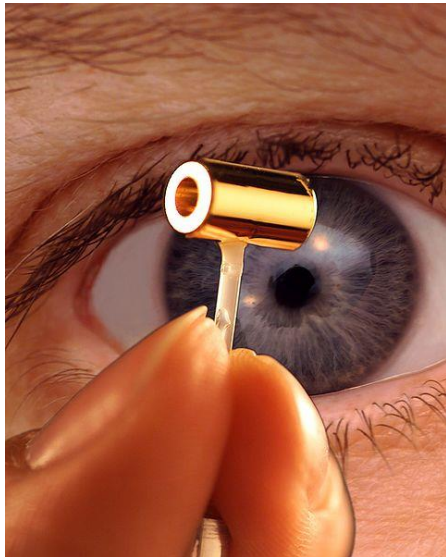
Fizika:

- Plazma manipulálás pelletekkel, turbulencia szférikus tokamakban, turbulenciák kimentése, ...
- Sosem lesz annyi publikáció mint egy labor- vagy részecskefizikai kísérletben, de a témán belül elismert eredményeink vannak.

És az inerciális fúzió?

2010 körül elkészült a National Ignition Facility (USA):

- 192 lézernyaláb
- Indirekt meghajtás: arany Holhraum, DT kapszula
- Lézerek tökéletesen működnek
- Nem sikerült határidőre (2012 szeptember) elérni a kapszula gyújtását
- Jelenleg ott tartanak, hogy a DT reakcióban keletkező energia látszik



Aktuális eredmények a fúziós kutatásokban