

Korszerű nukleáris energiatermelés – Fúzió 4.

A fúziós energiatermelés jövője, ITER, Útiterv,
DEMO

Pokol Gergő



M Ű E G Y E T E M 1 7 8 2

BME NTI

Korszerű nukleáris energiatermelés

2019. október 2.

ITER – kezdetek

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

Skálatörvények

Az eddigi berendezések működése alapján *empírikus* 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]

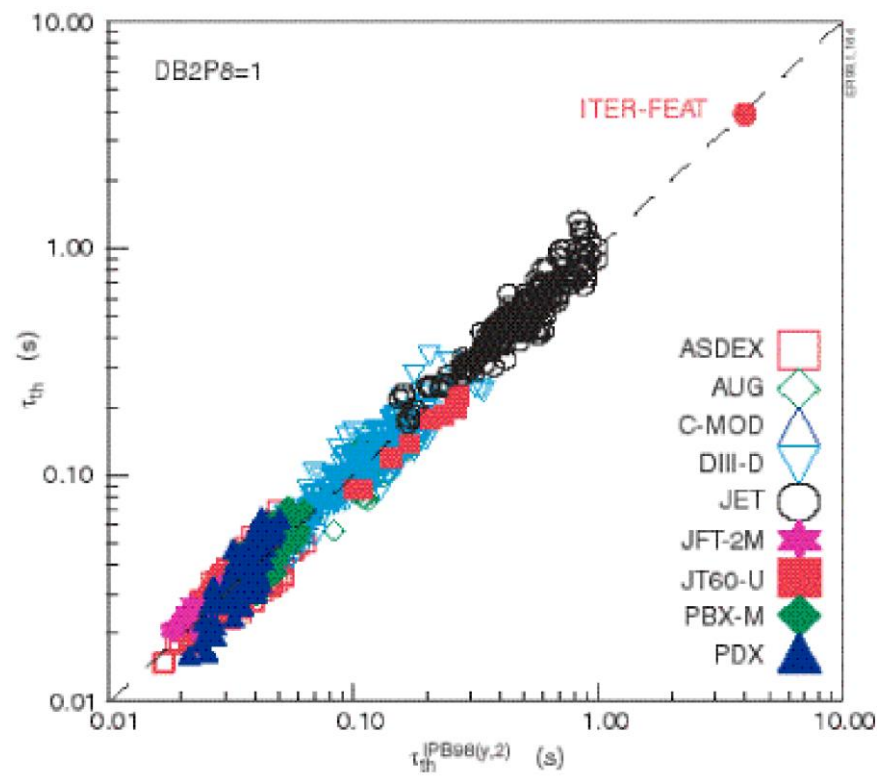
n_e : Átlag elektronsűrűség [m⁻³]

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 begyújtó ITER (1998-ig) dedikált célja

- A begyújtás és irányított égés demonstrálása egy energiatermelő reaktorhoz hasonló paraméterű berendezésen.

A begyújtó ITER (1998-ig) paramétere

Empirikus összefüggések alapján:

$$\hat{n}\hat{T}\tau_E = 6 \times 10^6 H^2 I^2 \text{ m}^{-3} \text{ keVs.}$$

$$I = \frac{30}{H} \text{ MA.}$$

$$RB_\phi \gtrsim \frac{65}{H} \text{ mT.}$$



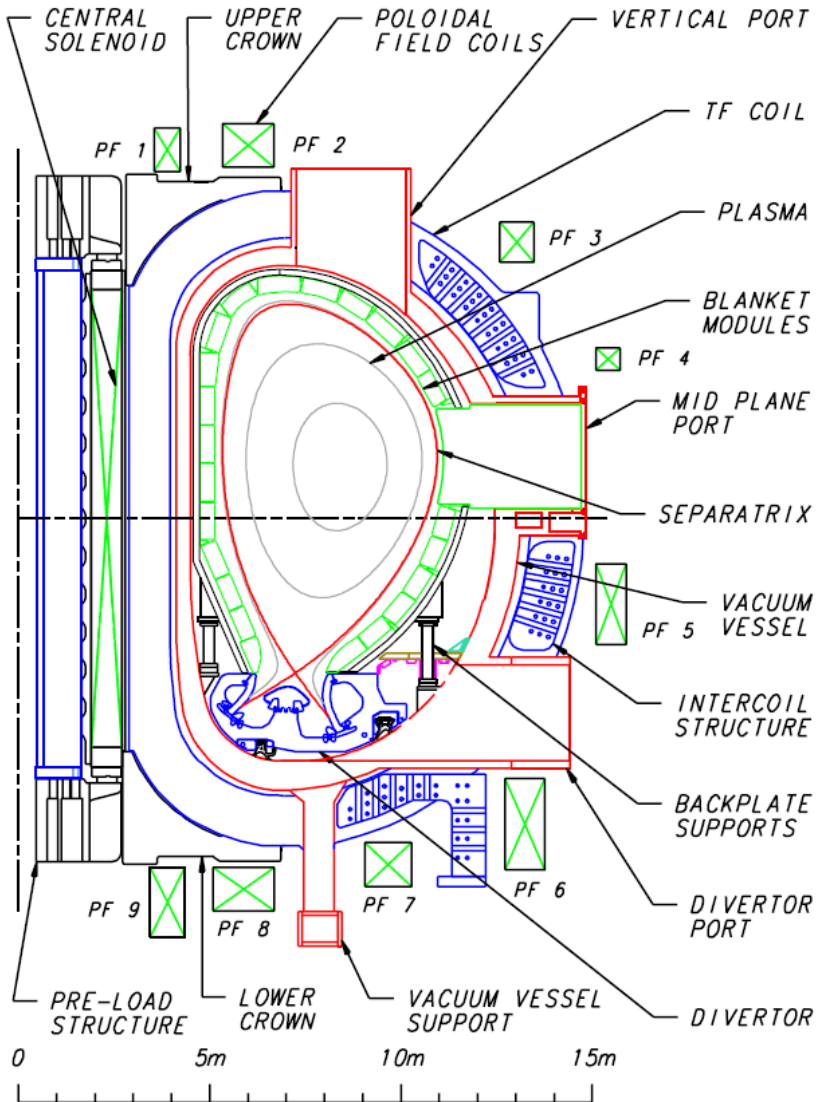
$$\hat{n}\hat{T}\tau_E \gtrsim 5 \times 10^{21} \text{ m}^{-3} \text{ keVs.} \quad (\text{begyújtás feltétele})$$

$$\frac{B_\phi}{B_{\theta s}} \gtrsim 2 \frac{R}{\bar{a}} \quad (\text{diszrupció limit})$$

A tekercsekben a maximális tér $\sim 12\text{T} \rightarrow$ a plazma közepén $\sim 6\text{T}$.

A nagysugár ebből $11/H$ m, a plazma alakja a JET-hez hasonló.

Begyűjtő ITER



Parameter	Value
Major/minor radius	8.14 m/2.80 m
Plasma configuration	Single null divertor
Plasma vertical elongation/triangularity (at 95% poloidal flux)	1.6/0.24
Plasma volume	~2000 m ³
Plasma surface area	~1200 m ²
Nominal plasma current	21 MA
Electron density	$0.98 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$
Volume average temperature	12.9 keV
Toroidal field	5.68 T (at $R = 8.14 \text{ m}$)
MHD safety factor (q_{95})	~3.0 (at 21 MA)
Volume average β/β_N	0.030/2.29
Fusion power (ignited, nominal)	1.5 GW
Plasma thermal energy content	1.07 GJ
Plasma magnetic energy content	1.1 GJ
Confinement mode	ELMy H-mode
Radiation from plasma core	118 MW
Transport power loss	182 MW
Transport energy confinement time τ_E	5.9 s
$P_{transport}/P_{L \rightarrow H}$	1.4
Species concentrations % He/Be/Ar	10/2/0.16
Z_{eff} (effective ion charge)	1.9
Average neutron wall loading	~1 MW·m ⁻² (at 1.5 GW)
Lifetime neutron fluence	≥1 MW·a·m ⁻²
Burn duration (ignited, inductive current drive)	>1000 s
Available auxiliary heating power	100–150 MW
In vessel tritium inventory safety limit	1 kg

Magas Q ITER – ITER-FEAT (2001-től)

Módosított célok:

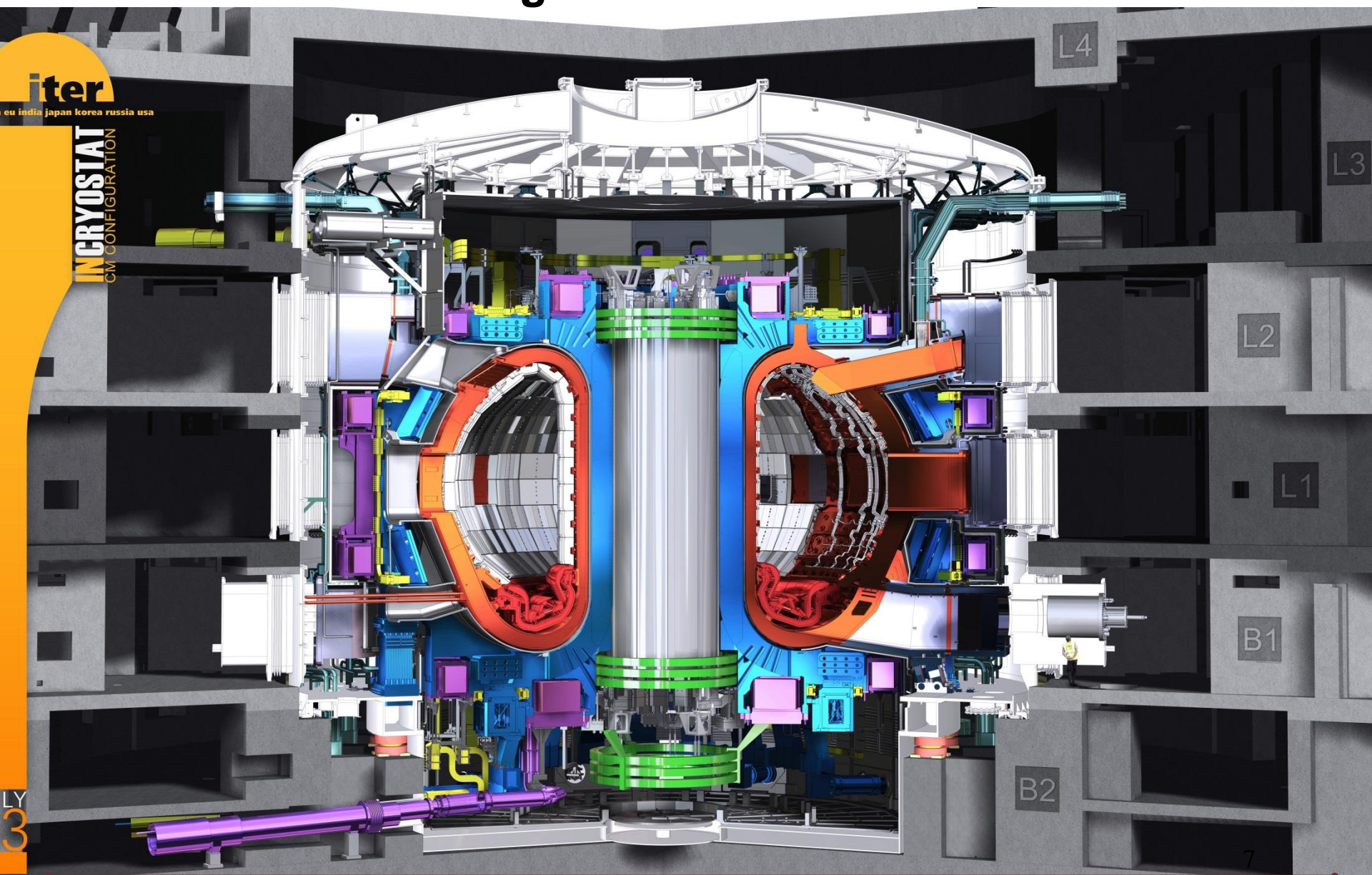
- Begyűjtő ITER-hez képest **fele költség**
- **$Q > 10$ induktívan** hajtott DT plazmában 300-500 s-ig.
- **$Q > 5$ kvázi állandósult** neminduktív áramhajtással.
- A szükséges **fúziós technológiák** meglétének demonstrálása.
- A jövőbeli **fúziós reaktor elemeinek** tesztelése.
- **Tríciumszaporító köpeny** elképzelések tesztelése.

Parameter	Attributes
Fusion power	500 MW (700 MW) ^a
Fusion power gain (Q)	≥ 10 (for 400 s inductively driven burn); ≥ 5 (steady-state objective)
Plasma major radius (R)	6.2 m
Plasma minor radius (a)	2.0 m
Plasma vertical elongation (95% flux surface/separatrix)	1.70/1.85
Plasma triangularity (95% flux surface/separatrix)	0.33/0.48
Plasma current (I_p)	15 MA (17 MA) ^a
Safety factor at 95% flux surface	3 (at I_p of 15 MA)
Toroidal field at 6.2 m radius	5.3 T
Installed auxiliary heating/ current-drive power	73 MW (110 MW) ^b
Plasma volume	830 m ³
Plasma surface area	680 m ²
Plasma cross section area	22 m ²

^a Increase possible with limitation on burn duration.

^b A total plasma heating power of 110 MW may be installed in subsequent operation phases.

Magas Q ITER → ITER



Az ITER felépítése

<https://www.youtube.com/watch?v=2Y2CBJIp2j8>

ITER időrend 2016 óta

2008: Tereprendezés

2010: Tokamak épület kiásása

2013: Tokamak épület építésének kezdete

2014: Az első külső helyszínen gyártott alkatrész megérkezése

2021: Tokamak épület kész

2025: Első plazma

~2035: Deutérium - trícium üzem kezdete

Bernard Bigot
Director-General,
ITER Organization



1. Telefon elővesz
2. WiFi jelszó: wigner2008, vagy mobilnet
3. Böngészőbe: Kahoot.it
4. Kód: kivetítőn
5. Név: Neptun kód !!!



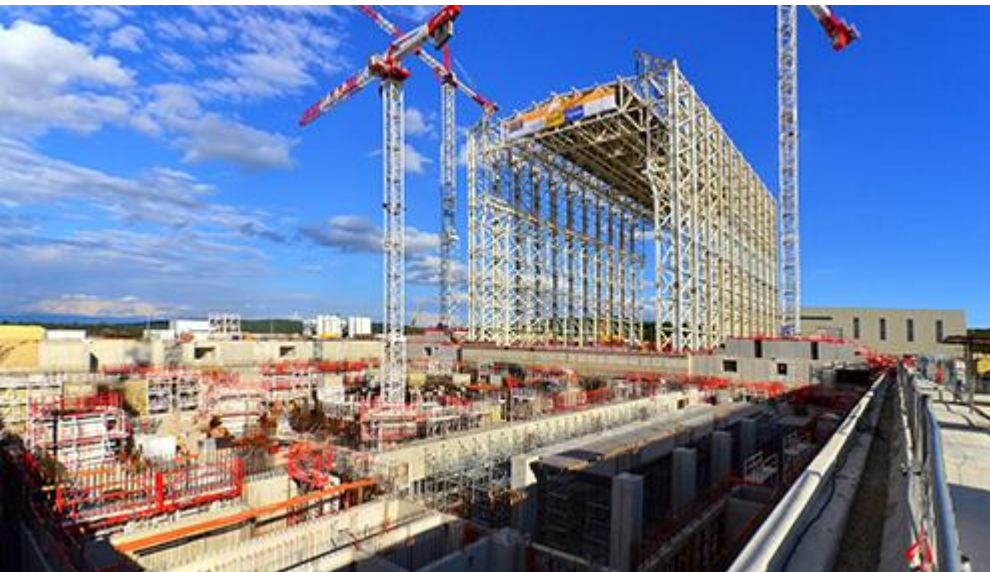
6. Értékelés:

- Az összes kérdésre hibátlan megoldás → **+1 pont**
- Többiek között az elért ponttal arányos eséllyel **2 x +1 pont sorsolás**

Európai fúziós kutatások

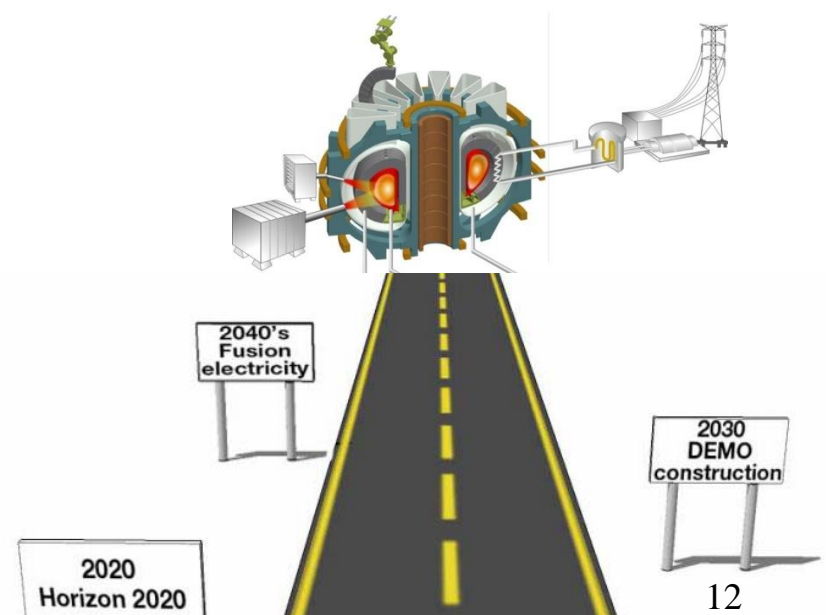
ITER tokamak

- *Cadarache, Franciaország*
- *Építi EU (F4E), USA, Oroszo., Kína, Dél-Korea, India, Japán*
- *Célja 10-szeres energiasokszorozás, reaktor technológiák tesztelése*
- *Nem termel villamos energiát*

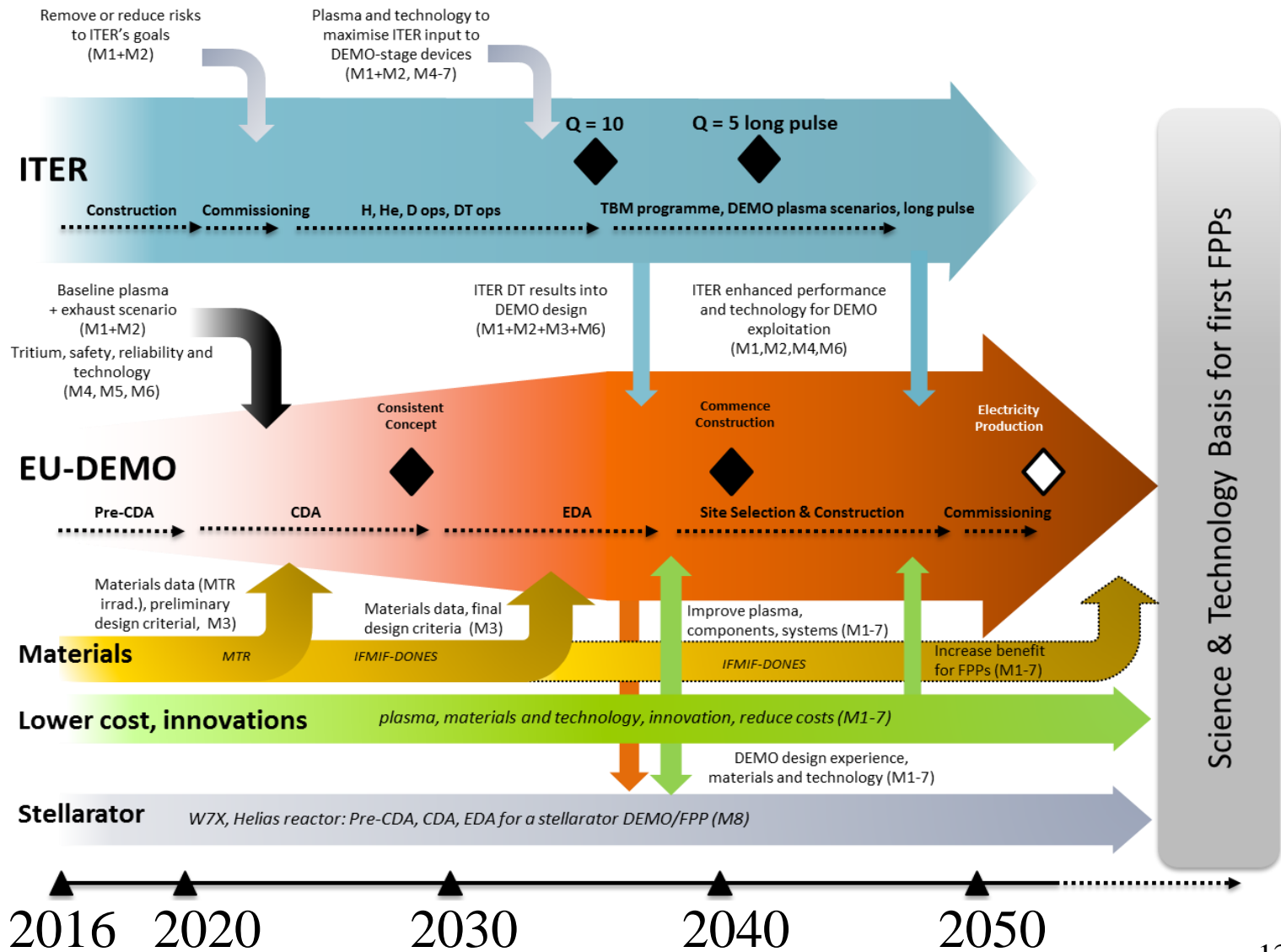


Fusion Roadmap

- *Európai (EURATOM) program*
- *Célja 2050' körül hálózatra elektromos áramot termelni DEMO reaktorral*
- *Célzott kutatási projektek*

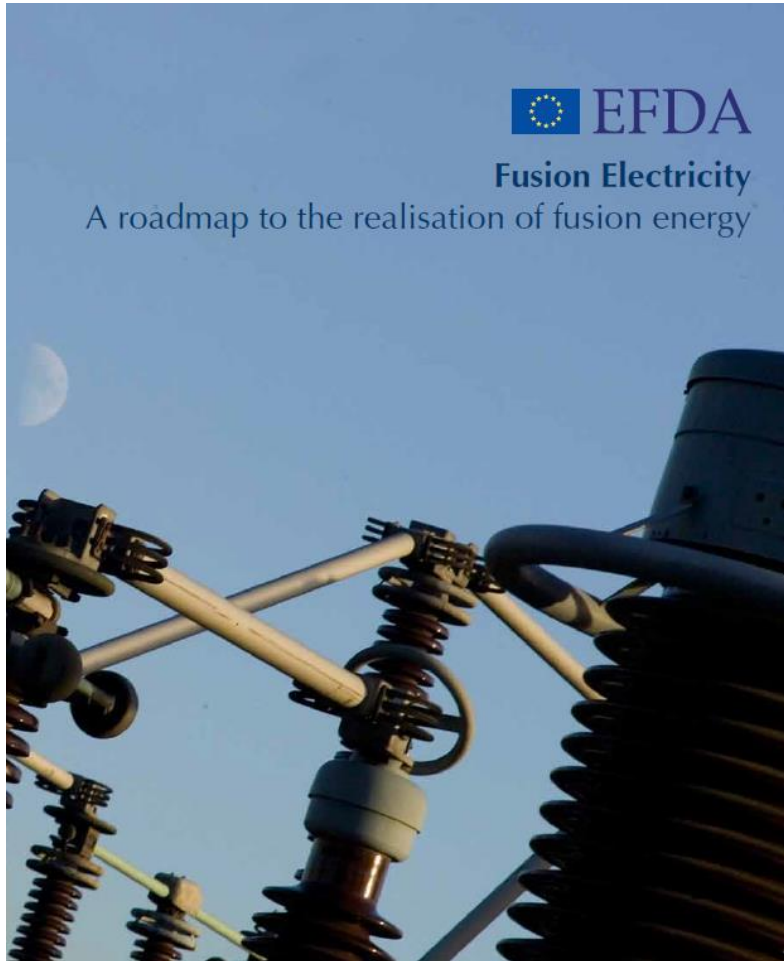


Út a fúziós energiatermeléshez



Fusion Roadmap (2012, 2018)

Cél: pár 100 MW fúziós energia
hálózatra termelése 2050 előtt



Küldetések:

1. Plazma üzemállapotok
2. Hőelvezető rendszerek
3. Neutronsugárzásnak ellenálló anyagok
4. Trícium önellátás
5. Inherens biztonság
6. DEMO tervezése
7. Költséghatékony technológiák
8. Sztellarátorok

1. Plazma üzemállapotok

Cél:

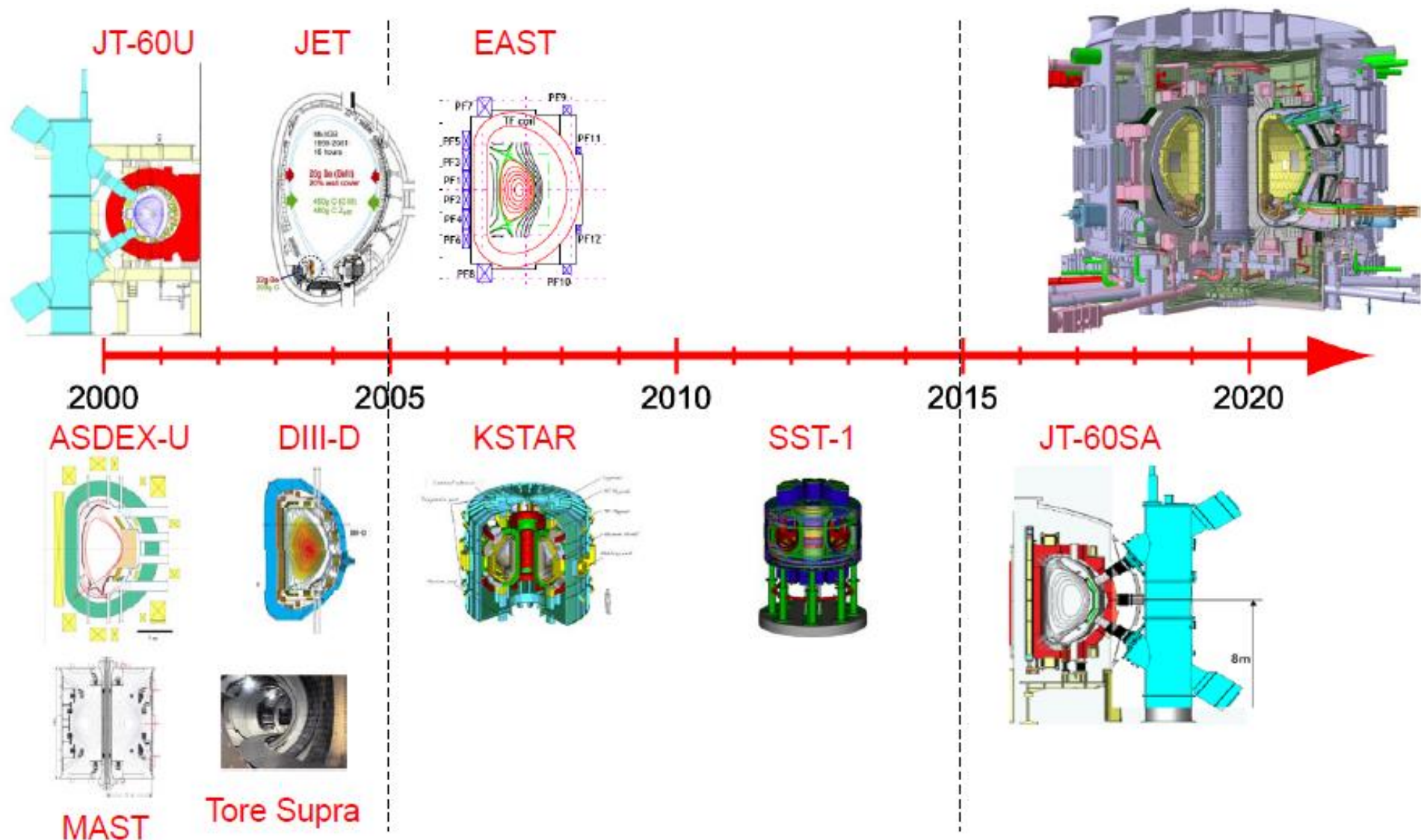
- Reaktor-kompatibilis plazma üzemállapotok kifejlesztése
- Állandósult állapotú tokamak üzem mód (DEMO: több órás kisülések)
- Magas lesugárzott energiahányad, ugyanakkor jó összetartás

Eszközök:

- ITER egyik fő feladata
- JET: impulzus üzem mód
- JT-60SA: állandó üzem mód
- Kis és közepes méretű tokamakok (ASDEX Upgrade, WEST): teljes volfrám fal

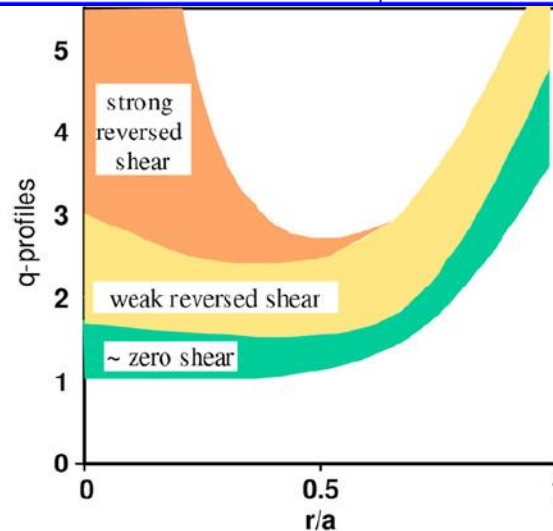


ITER és kísérő program



ITER scenáriók

Parameter	Inductive Operation	Hybrid Operation	Non-inductive Operation
Plasma Current, I_p (MA)	15	13.8	9
Safety Factor, q_{95}	3.0	3.3	5.3
Confinement Time, τ_E (s)	3.4	2.7	3.1
Fusion Power, P_{fus} (MW)	500	400	360
Power Multiplication, Q	10	5.4	6
Burn time (s)	300 – 500	1000	3000



2. Hőelvezető rendszerek

Cél:

- Divertor hőterhelés kezelése

Eszközök:

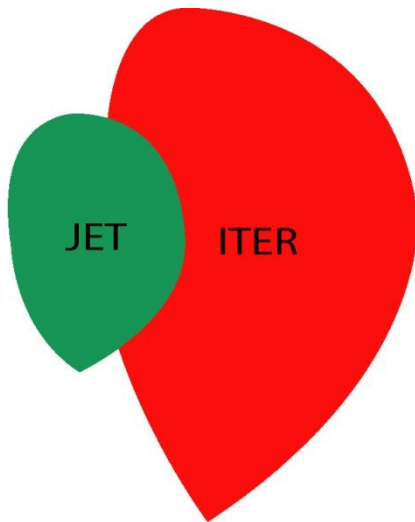
- Alap elképzelés: lecsatolt plazma üzemállapot (ELM-eket nem szereti)
- TCV tokamak: hópehely divertor
- MAST Upgrade: szuper-X divertor
- Folyékony fém divertor
- Divertor Tokamak Test berendezés (nem biztos!)



<https://www.youtube.com/watch?v=2Gn0wtieMWo>

A divertor problémája

Paraméter	JET MkII GB (1999-2001)	ITER
Összes idő divertor módban	14 óra	0.1 óra
Lövések száma	5748	1
Energia input	220 GJ	60 GJ
Átlagos teljesítmény	4.5 MW	150 MW
Divertor ion fluens	1.8×10^{27}	$*6 \times 10^{27}$

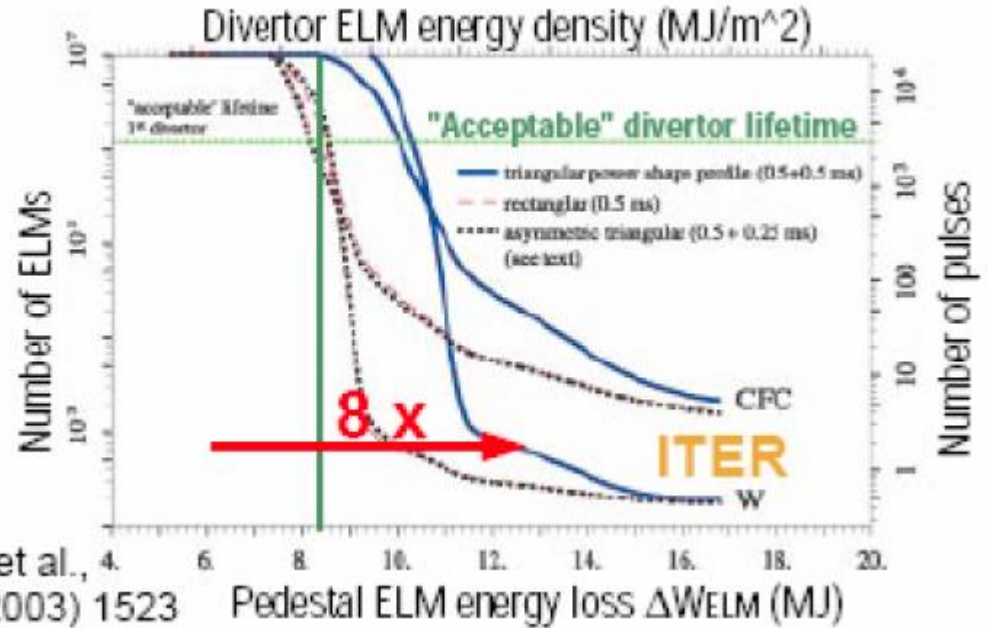


1 ITER lövés ~ 0.5 JET év energia inputban

1 ITER lövés ~ 6 JET év divertor fluensben

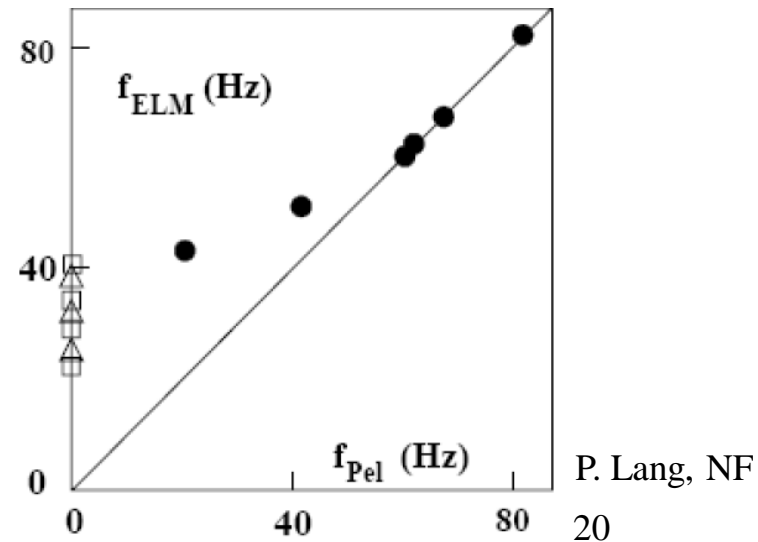
ELM-ritmusszabályozás

A divertor el tudna égni egyetlen lövés alatt!



ELM-ritmusszabályozás: pelletekkel, vagy rezonáns mágneses perturbáció (RMP) tekercsekkel

ELM-mentes üzemmódok!



Divetror test Tokamak



<http://fsn-fusphy.frascati.enea.it/DTT>
July 2015

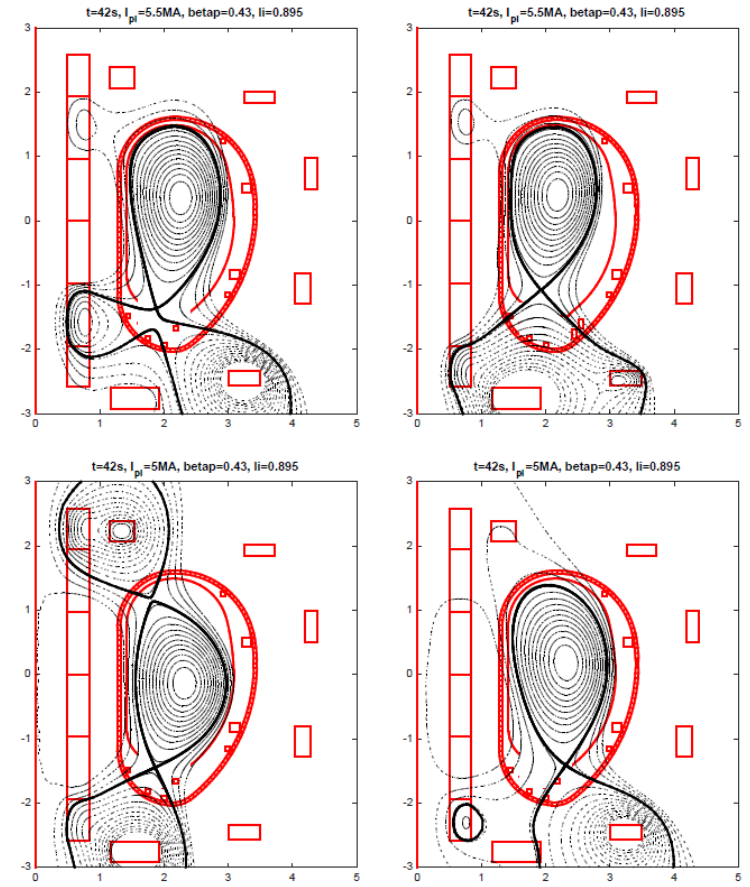
What is and what is not the DTT facility proposal?

- DTT is not a series of experiments capable to face single specific issues: these could give useful indications but cannot be extrapolated to a reactor automatically.
- DTT is a flexible test bed capable to tackle plasma exhaust issues in a fairly integrated fashion, according to EU Fusion Roadmap Mission:

Since the extrapolation from proof-of-principle devices to ITER/DEMO based on modelling alone is considered too large, a dedicated test on specifically upgraded existing facilities or on a dedicated Divertor Tokamak Test (DTT) facility will be necessary

from "Fusion Electricity – A roadmap to the realisation of fusion energy", November 2012
(http://users.euro-fusion.org/iterphysicswiki/images/9/9b/EFDA_Fusion_Roadmap_2M8JBG_v1_0.pdf)

R. Albanese et al., 15.3 - Design and definition of a Divertor Tokamak Test facility, 29th SOFT, Prague, 9 Sept. 2016 | PAGE 5



R. Albanese, SOFT2016

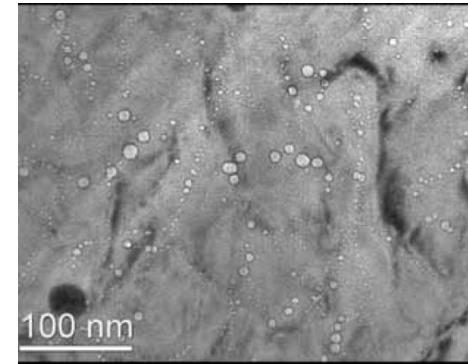
3. Neutronsugárzásnak ellenálló anyagok

Cél:

- Ideális szerkezeti anyag keresése: erős, nem aktiválódik, magas hőmérsékleten is szilárd, bírja a neutronokat és héliumot

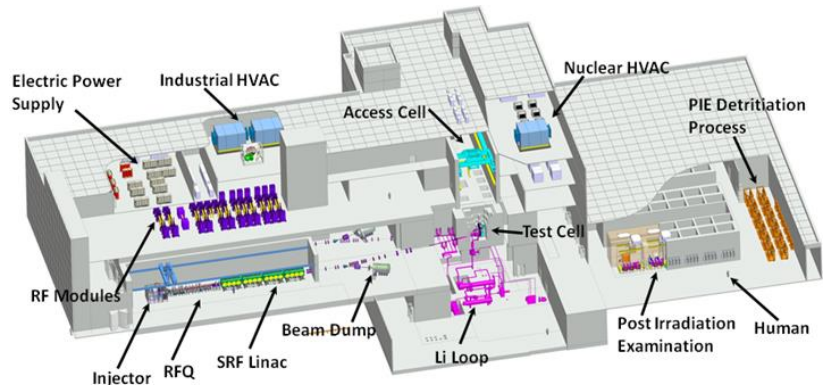
Eszközök:

- Ferrites-martenzites acélok: EUROFER
- ODS acélok
- IFMIF-szerű kisebb berendezés (IFMIF később lenne)
- Együttműködések fúzió kívül



IFMIF: International Fusion Material Irradiation Facility (EU, Japán):

<http://www.ifmif.org>



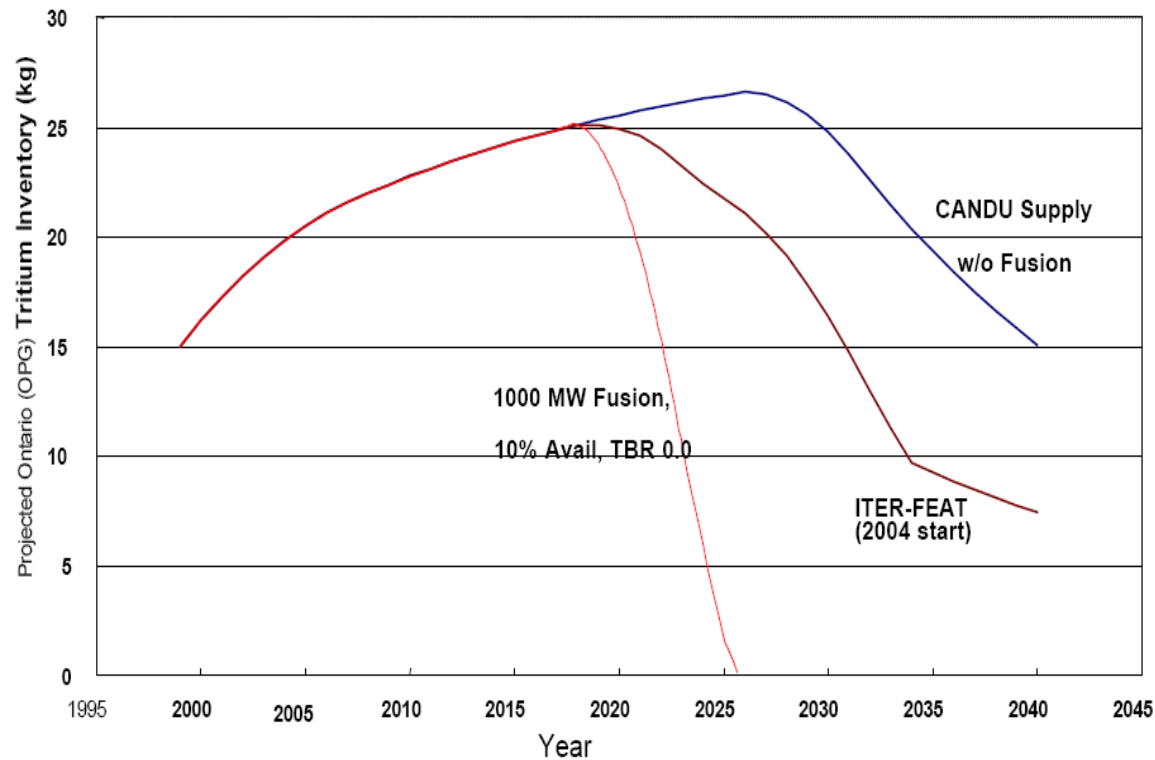
4. Trícium önellátás

Cél:

- Egy fúziós erőműben a fúziós neutron felhasználva a köpenyben meg kell termelni az elégetett trícium mennyiségét.

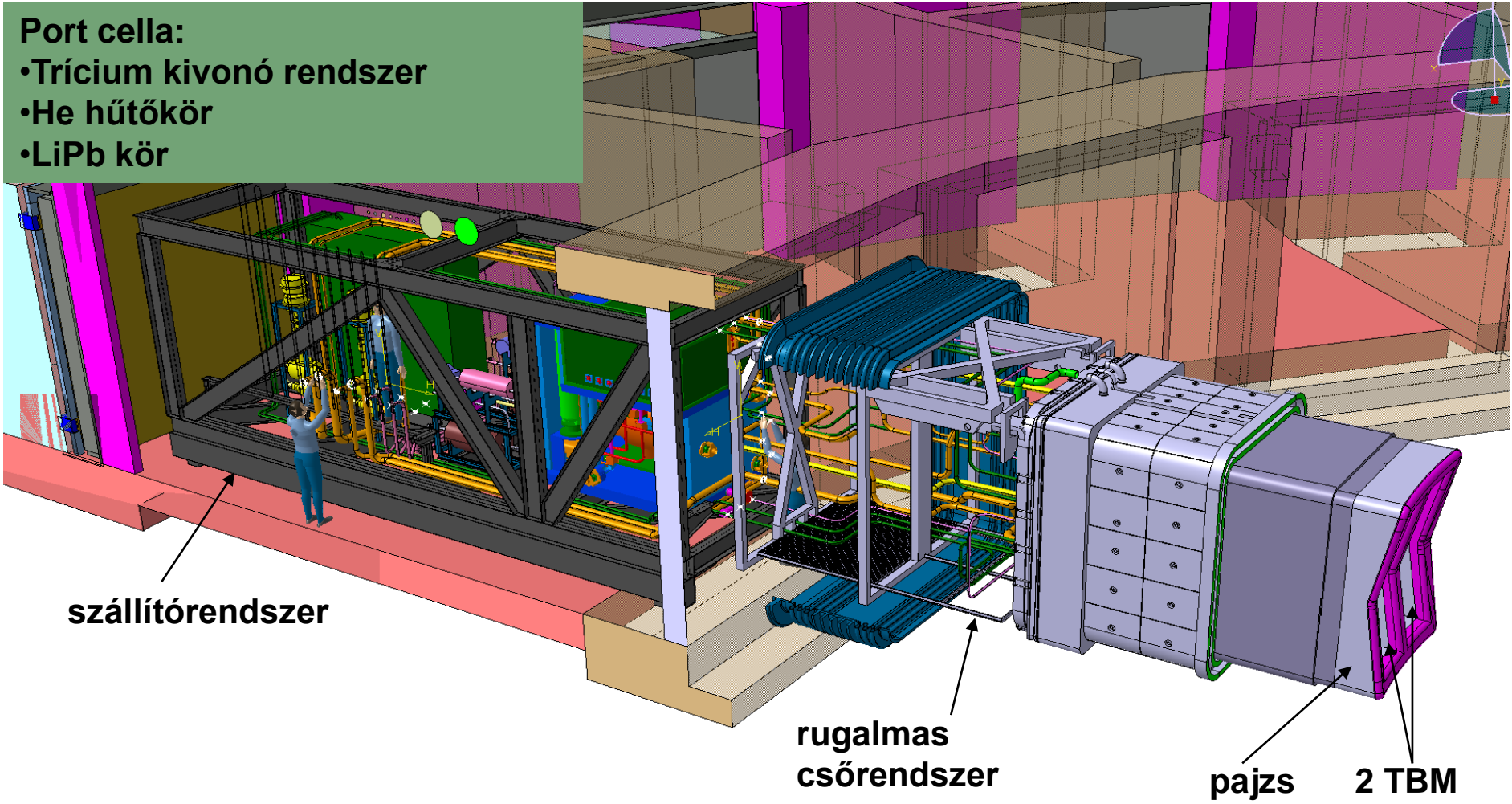
Eszközök:

- ITER:
teszt köpeny modulok (TBM) – alapvető technológia teszt
- DEMO:
teljes tríciumtermelő köpeny – nagy modulok karbantartásra optimalizálva



Az ITER TBM portjainak kialakítása

Port cella:
•Trícium kivonó rendszer
•He hűtőkör
•LiPb kör



szállítórendszer

rugalmas
csőrendszer

pajzs 2 TBM

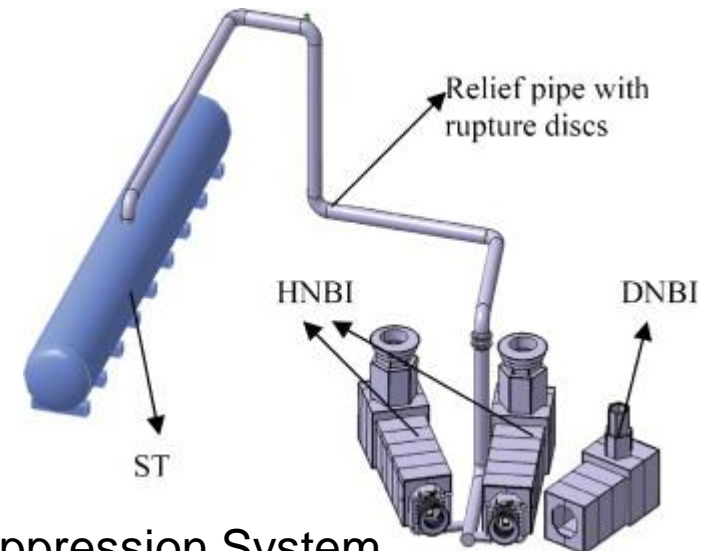
5. Inherens biztonság

Cél:

- Passzív biztonsági filozófia érvényesítése a kezdetektől

Eszközök:

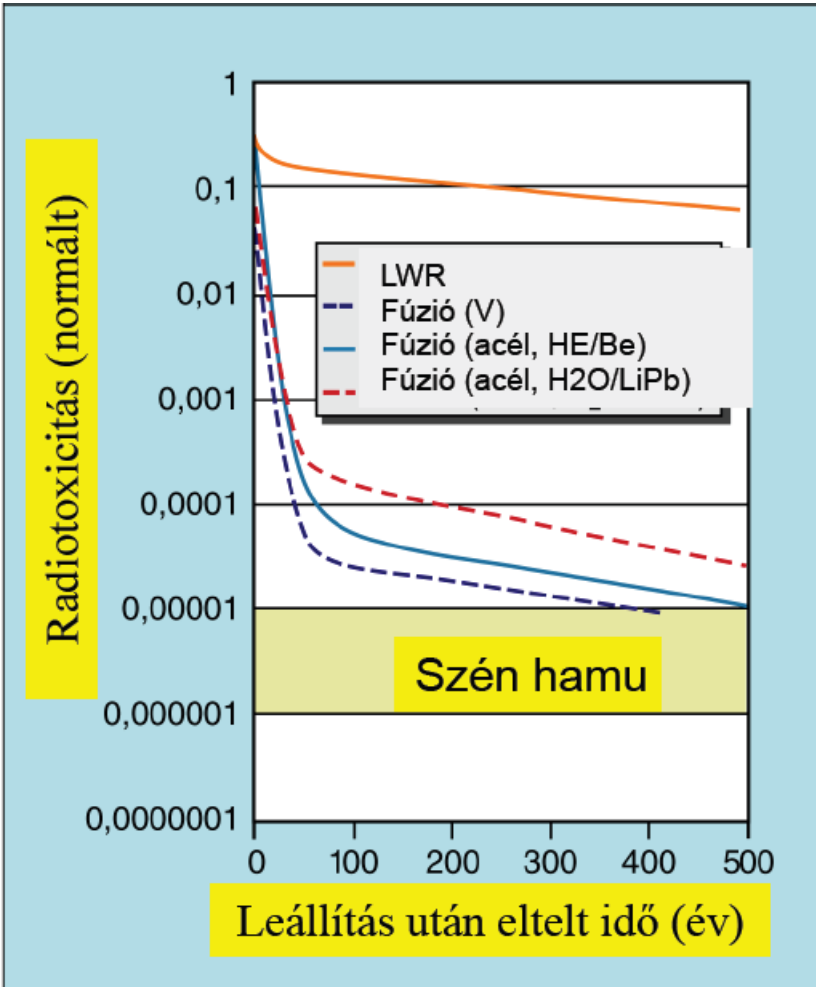
- ITER nukleáris engedélyeztetése kapcsán már bizonyítani kellett az inherens biztonság meglétét
- Kevés anyag a reakciótérben
- Hiba esetén azonnal leáll
- Vákuumkamra az elsődleges mérnöki gát
- Mélységi védelem
- Trícium-kezelésben kell fejlődni!



ITER Vacuum Vessel Pressure Suppression System

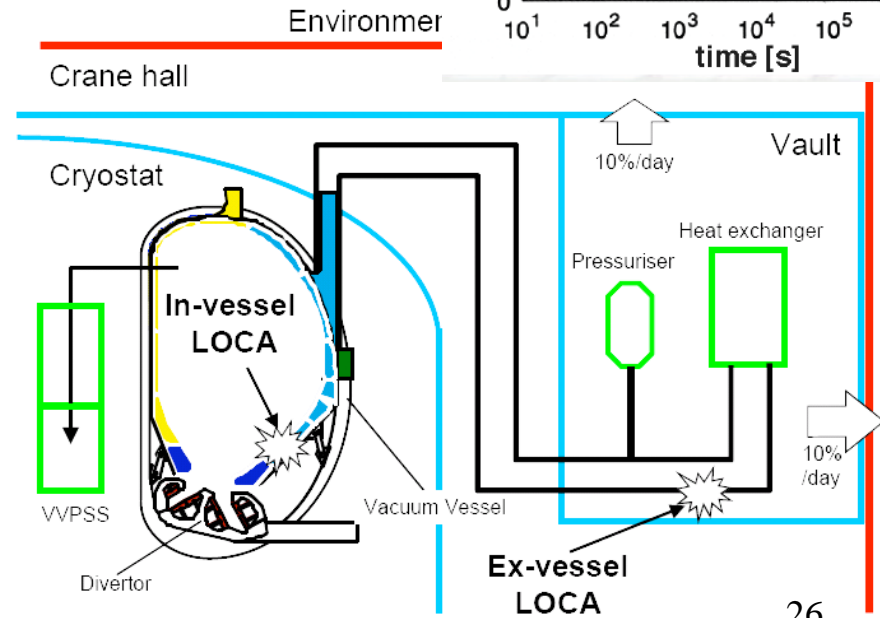
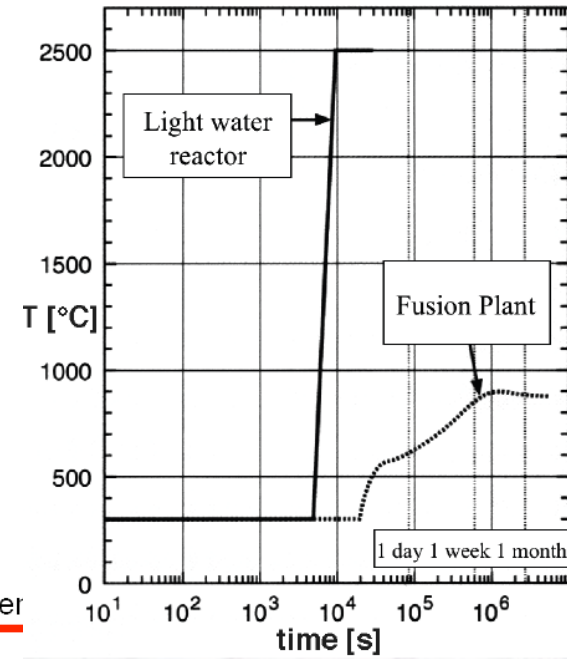
Hulladékok, balesetek

Az aktiváció megfelelő szerkezeti anyagokkal kordában tartható.



A remanens hő nem okoz problémát LOCA esetén sem.

A kiszabaduló T nem eredményezhet kitelepítést.



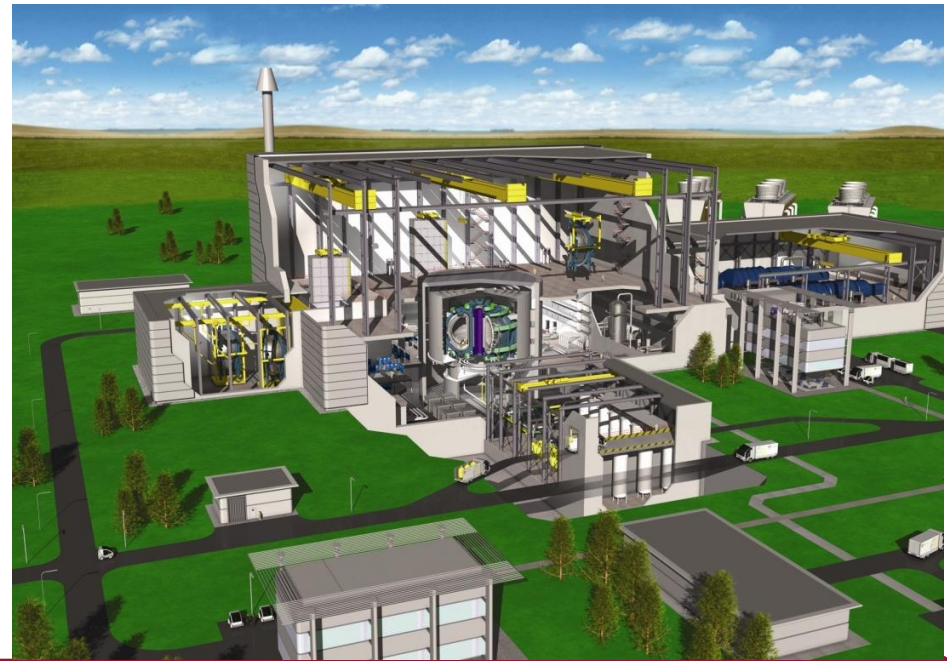
6. DEMO tervezése

Cél:

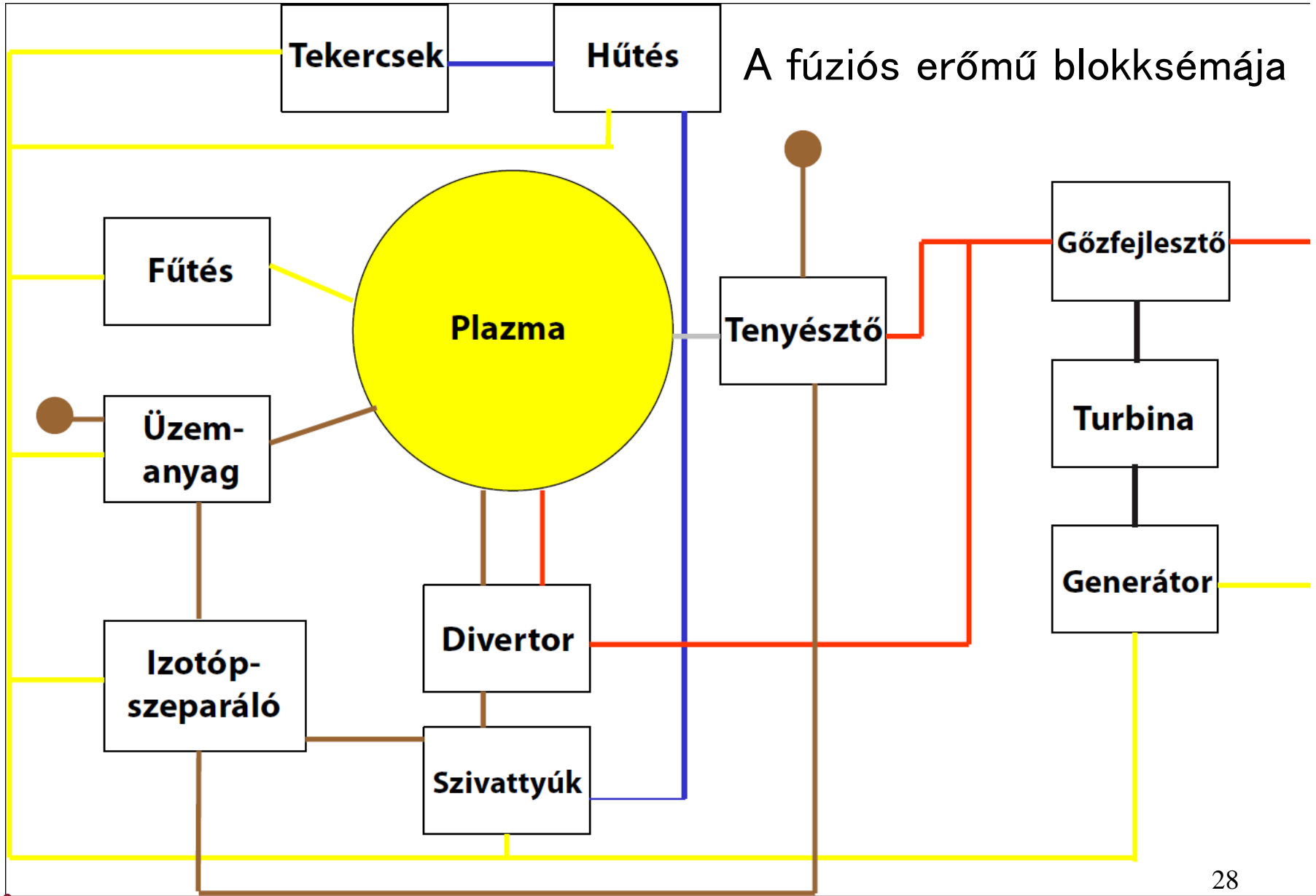
- “The DEMO power plant has to be a **representative fusion power station** in terms of predictable power production, fuel cycle self-sufficiency and plant performance thereby **allowing an extrapolable assessment of the economic viability, safe operation as well as environmental sustain-ability** for future commercial FPPs.”

Eszközök:

- ITER tapasztalatok
- Leállási idők minimalizálása nagy cserélhető elemekkel.
- Távvezérelt karbantartás, fórrókamrák
- Szeparációs vákuumszivattyú

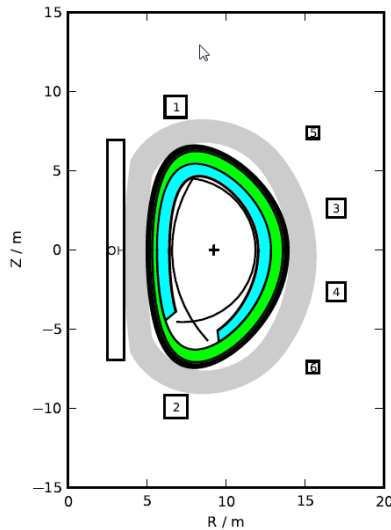


A fúziós erőmű blokksémája



Európai DEMO tervek

Pulsed
(Early)



$$R = 9.25\text{m}$$

$$a = 2.64\text{m}$$

$$B = 6.7\text{T}$$

$$I = 18.3\text{MA}$$

$$P_{\text{AUX}} = 50\text{MW}$$

$$H_{98\text{Y}2} = 1.1$$

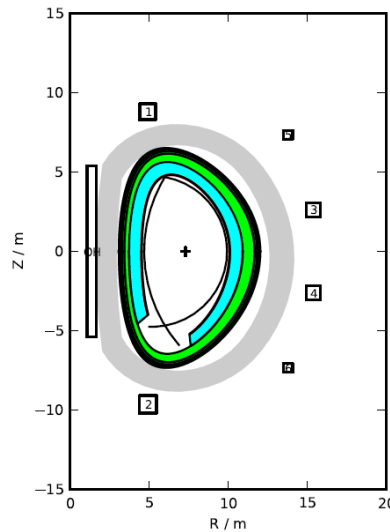
$$P_{\text{F}} = 2.0\text{GW}$$

$$P_{\text{th}} = 2.4\text{GW}$$

$$\beta_{\text{N}} = 2.5$$

$$n/n_{\text{G}} = 1.2$$

Steady State
(Advanced)



$$R = 7.33\text{m}$$

$$a = 2.62\text{m}$$

$$B = 5.7\text{T}$$

$$I = 18.6\text{MA}$$

$$P_{\text{AUX}} = 157\text{MW}$$

$$H_{98\text{Y}2} = 1.24$$

$$P_{\text{F}} = 2.1\text{GW}$$

$$P_{\text{th}} = 2.7\text{GW}$$

$$\beta_{\text{N}} = 3.5$$

$$n/n_{\text{G}} = 1.2$$

7. Költséghatékony technológiák

Cél:

- Energiaár versenyképességét javító technológiák.

Eszközök:

- Magashőmérsékletű szupravezető technológia alkalmazása
- Erőműméret csökkentése
- Magas hőmérsékletű hűtőkör
- Beruházási költségek optimalizálása
- Fűtés hatásfokának javítása – kevesebb visszatáplált energia
- Új szerkezeti anyagok

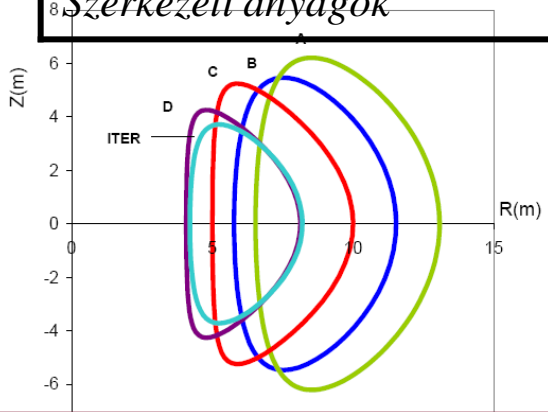


Demonstrációs erőmű tanulmány

Az utolsó EU munka 4 megoldást tanulmányozott:

- A–C: Standard technológia különböző hűtési és trícium szaporítási opciókkal
- D: **Agresszív technológia**

	A	B	C	D
<i>Teljesítmény (GWe)</i>	1.55	1.33	1.45	1.53
<i>Hatásfok</i>	0.31	0.36	0.42	0.6
<i>Q</i>	20	13.5	30	35
<i>Köpeny</i>	Vízhűtés PbLi	Héliumhűtés Be-Li kerámia	Héliumhűtés PbLi	Saját hűtés PbLi
<i>Divertor hűtés</i>	Víz	Hélium	Hélium	PbLi
<i>Szerkezeti anyagok</i>	Eurofer	Eurofer	Eurofer+SiC	SiC



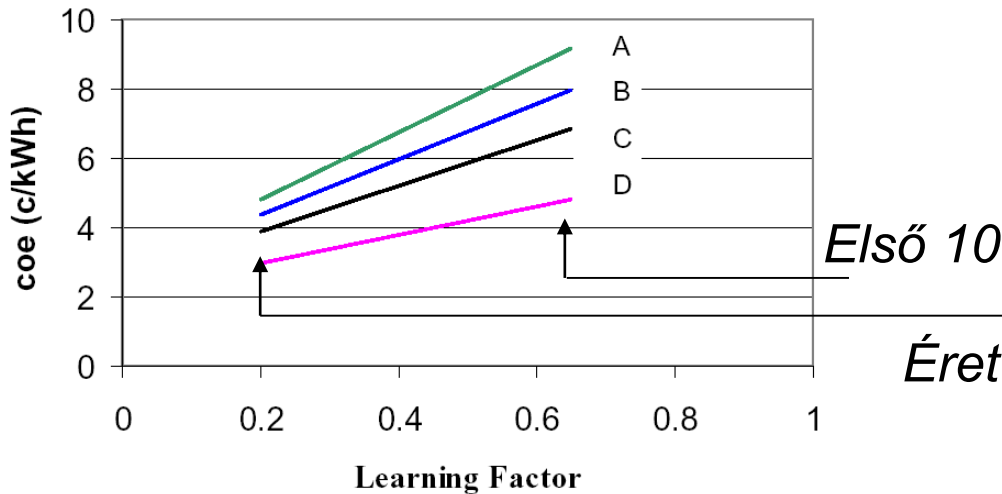
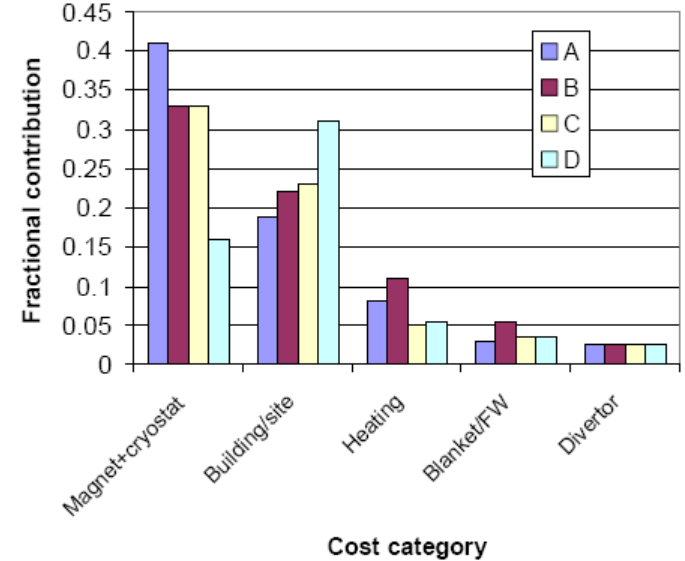
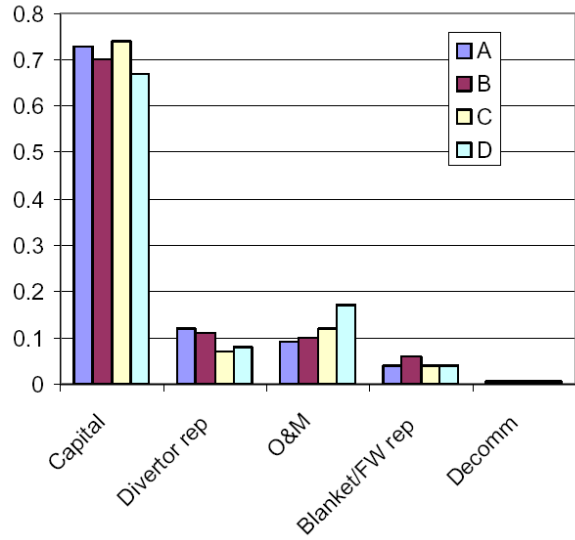
Mind a négy megoldás hagyományos szupravezetőt alkalmaz

Szükséges méret függ a hatásfoktól

Az elektromos áram költsége

Analízis az ITER költségbecslése alapján

Költség nagy része beruházás (65-70%)



Első 10

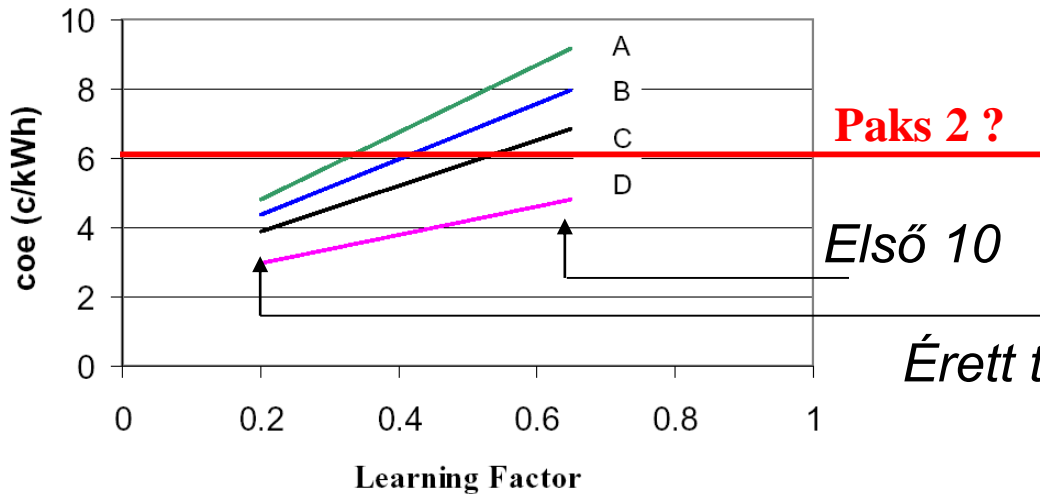
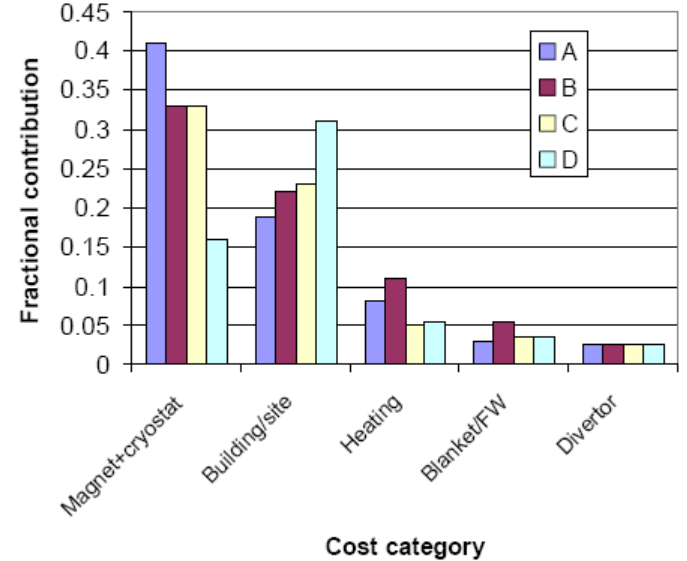
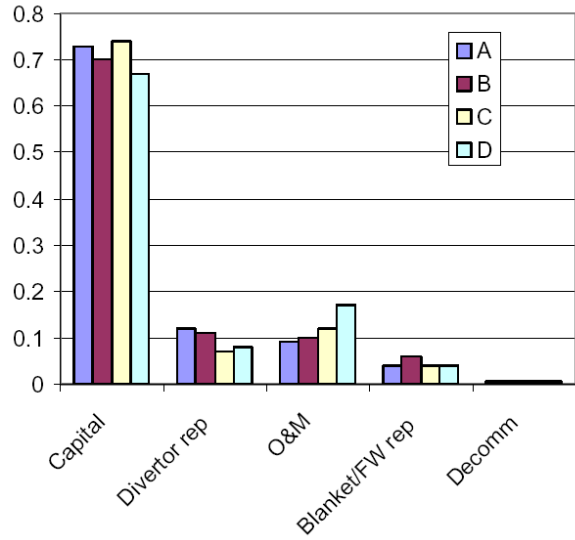
Érett technológia

A beruházási költségek nagy része néhány nagy alkatrészre koncentrálódik

Az elektromos áram költsége

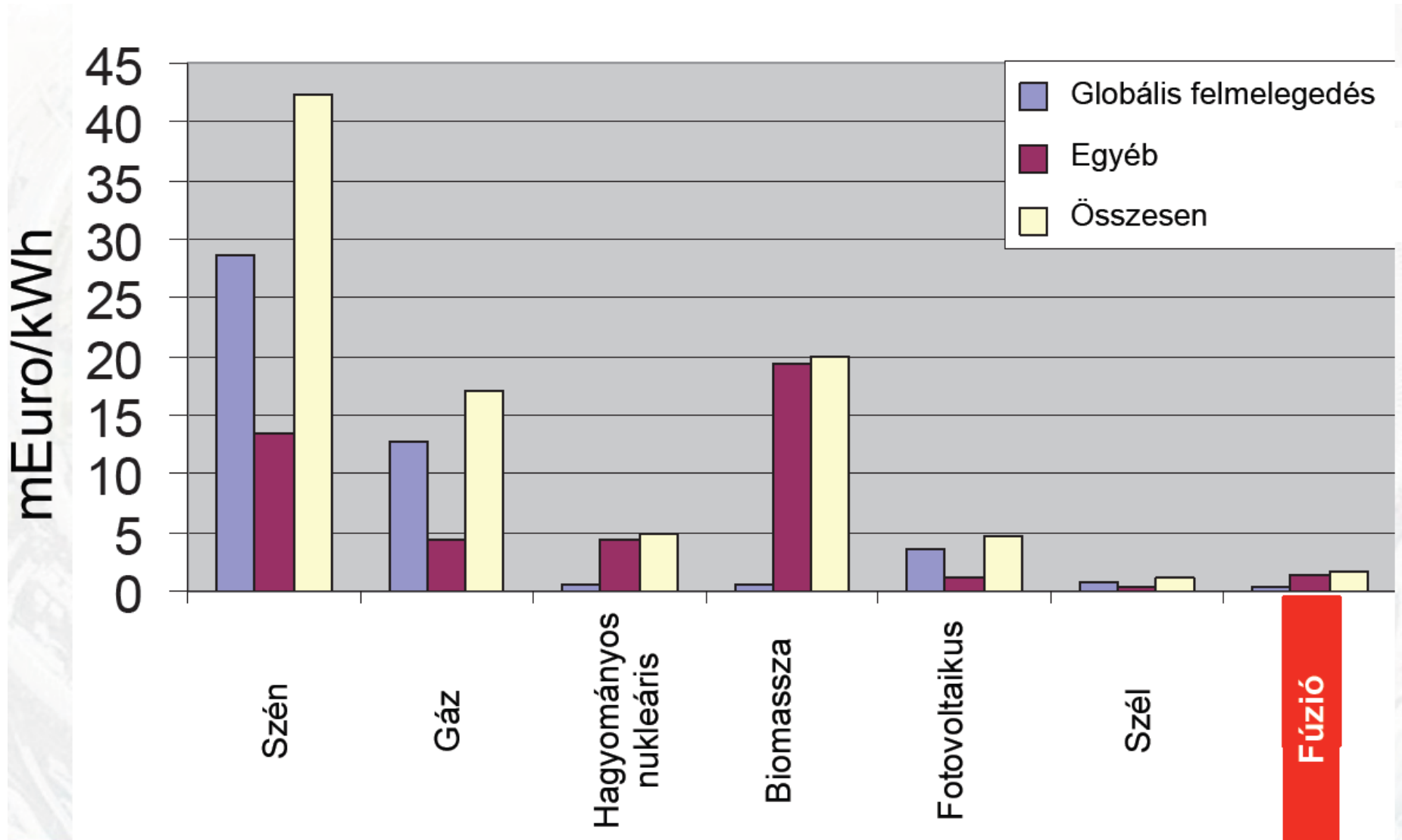
Analízis az ITER költségbecslése alapján

Költség nagy része beruházás (65-70%)



A beruházási költségek nagy része néhány nagy alkatrészre koncentrálódik

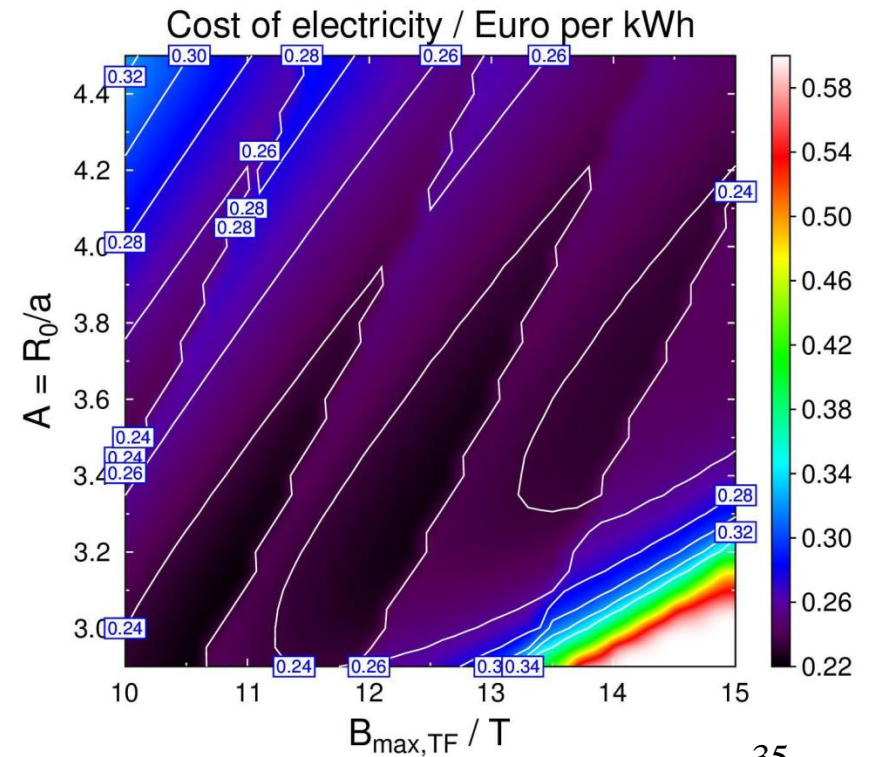
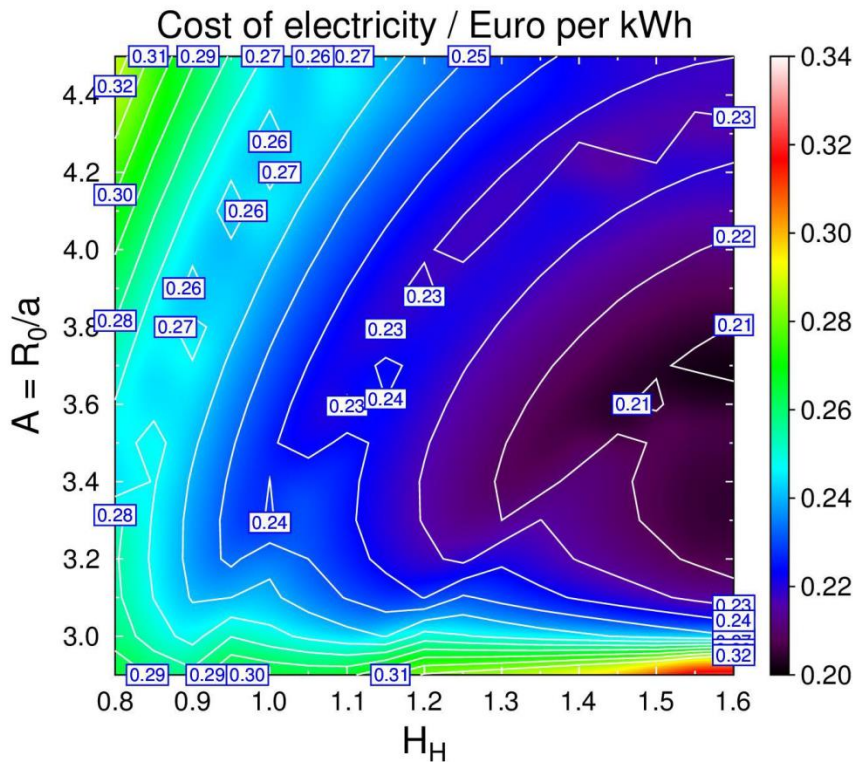
Külső költségek



34

Rendszerkódok

- Egyszerű skálatörvények és költségbecslések.
- **Sokdimenziós paraméterter**
- Technológiai megvalósítás nem mindig lehetséges – csak alapvető **tendenciák** és **nagyságrendek!**
- Példa: DEMO paraméterek (W. Biel, SOFT 2016)



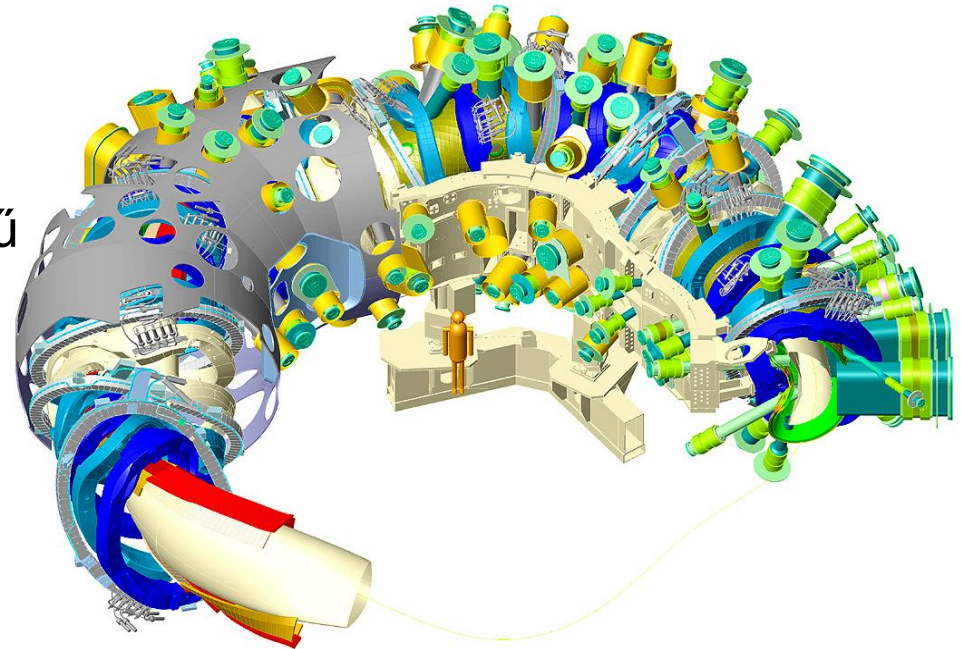
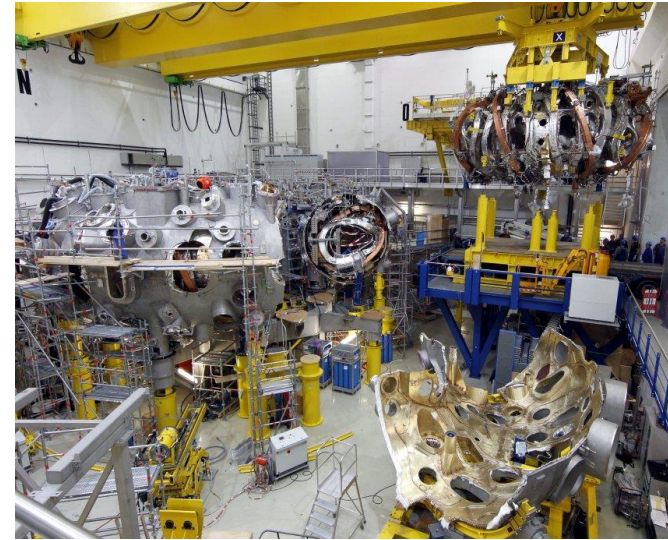
8. Sztellarátorok

Cél:

- HELIAS sztellarátor technológia fejlesztése.

Eszközök:

- W7-X (Greifswald) kihasználása
- W7-X eredményektől függ a jövő (Eddig jól néz ki!)
- DEMO nem lesz sztellarátor, de később lehet sztellarátor erőmű
- Heliotron fejlesztések Japánnal
- Kompakt sztellarátor fejlesztések USA-val

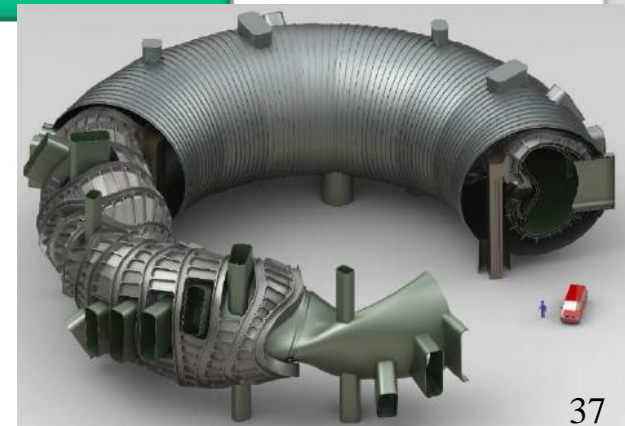


Sztellarátor útiterv

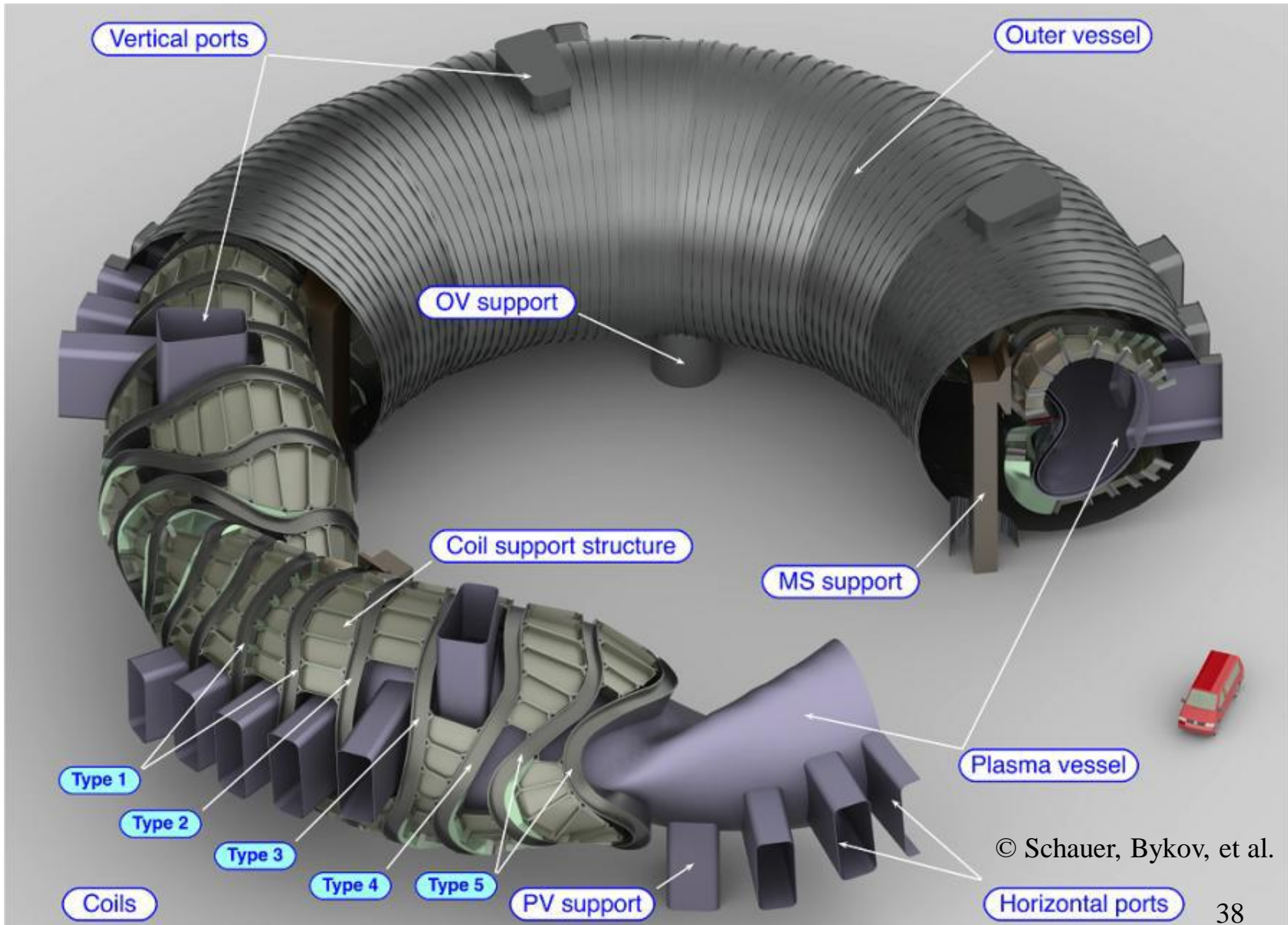


A sztellarátorok előnyei

- Nincs plazmaáram
- Pontosán szabályozható mágneses térszerkezet
- Folyamatos működés
- Nagyobb plazmanyomás ugyanakkora mágneses tér mellett
- Nincs plazma diszrupció



HELIAS 5-B





Desirable Properties for a Stellarator Power Reactor



- optimized neoclassical confinement
- understanding and optimisation of turbulence
- fast-particle confinement
- control of plasma density (i.e. avoid hollow profiles)
- operational scenarios with tolerable impurity confinement
- plasma stability up to $\langle \beta \rangle \approx 4-5\%$
- minimization of bootstrap current and Shafranov shift
- steady-state operation
- controlled particle and power exhaust (island divertor)
- availability and feasibility of modular magnet system

Possible solutions



W7-X exp. + sim.

low fast-particle pressure

Pellet injection++

“HDH” mode



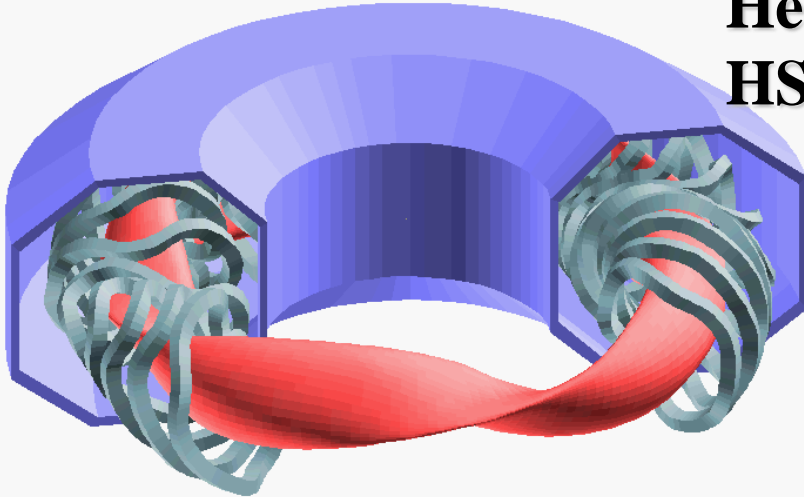
(partial) detachment



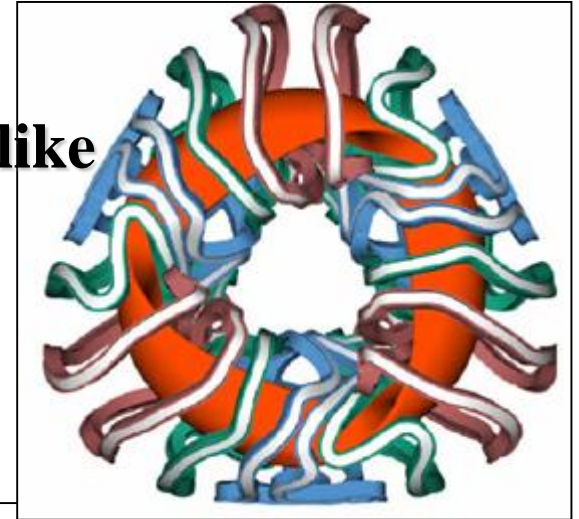
→ Sound physics and engineering basis in order to extrapolate with minimum risk

Sokféle sztellarátor DEMO tanulmány készült!

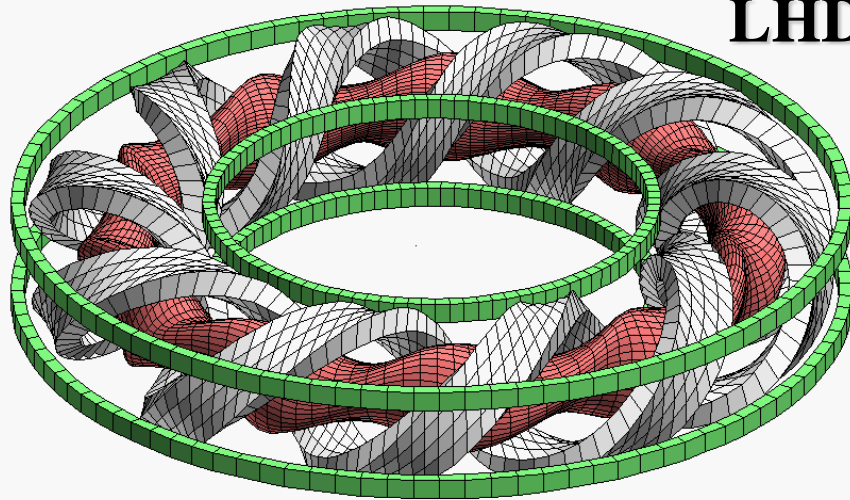
**Helias Reactor
HSR4/18**



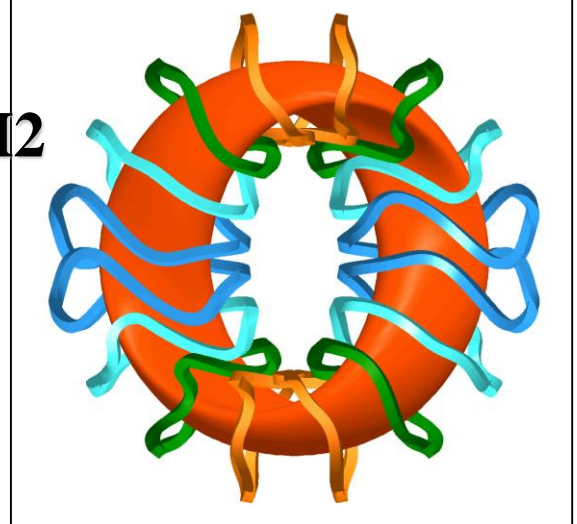
NTSX-like



LHD-like



MHH2



Tony Donné
Programme Manager,
EUROfusion



1. Telefon elővesz
2. WiFi jelszó: wigner2008, vagy mobilnet
3. Böngészőbe: Kahoot.it
4. Kód: kivetítőn
5. Név: Neptun kód !!!



6. Értékelés:
 - Az összes kérdésre hibátlan megoldás → **+1 pont**
 - Többiek között az elért ponttal arányos eséllyel **2 x +1 pont sorsolás**