

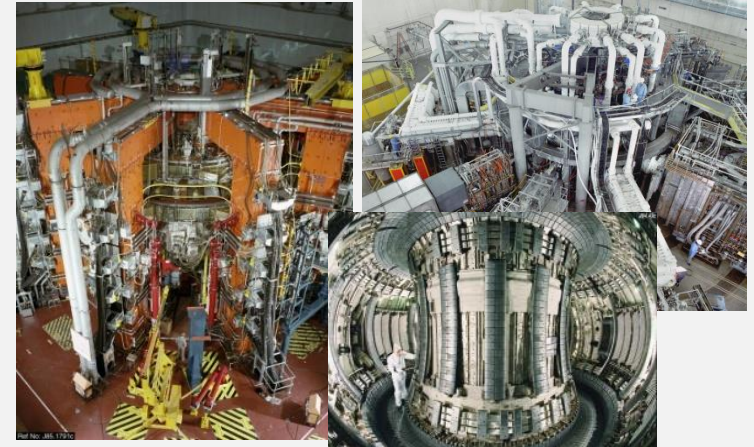
A fúziós utiterv

Zoletnik Sándor

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

A 90-es évek végére az $R=3$ m körüli tokamakok eljutottak a $Q=1$ állapot közelébe (tranziensen)

- TFTR (USA): Első lényeges teljesítmény DT fúzióból
- JET (EU): $Q=0.2-0.5$ DT fúzióból (1-3 sec)
- JT-60U (JP): $Q=1$ ekvivalens állapot D plazmában



Fűtési (30-40 MW), mérési, szabályzási eljárások kialakultak a reaktor paramétertartományra *de nem reaktor körülményekre*.

De problémák is vannak:

- Plazma vesztesége nem számolható
turbulencia domináns: empirikus modellek, „szélcsatorna” skálázás
- C burkolatok elnyelik a tríciumot: trícium tartalmú por felhalmozódás
- Tokamak áramhajtás induktívan: csak max. néhány 100 s impulzus hossz lehetséges
- Trícium termelési technológia nem tesztelhető mai berendezésekben (kevés neutron)

A technológia és a fizika összekapcsolódik:

- Reaktor teljesítményű (500 MW) tokamak megépítéséhez extrapolálni kell
- A fúziós reaktor fizikája csak a megépítés után tanulmányozható

Kell egy reaktor méretű kísérlet.



A JET-nél nagyobb tokamak berendezés nem épült fel eddig:

→ az empirikus haladás lelassult

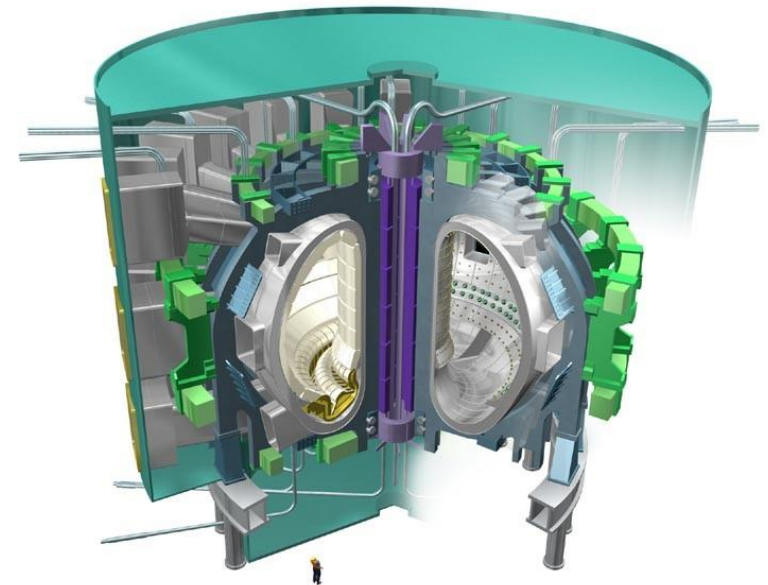
- ✓ Szupravezető tokamakok épültek Ázsiában. kisebb tokamakok EU-ban és USA-ban
- ✓ Turbulencia elmélet előrehaladt
 - Az elmélet által jóslt elemeket (hullámok, áramlások) megtalálták a kísérletekben
 - Részletek nem jól modellezhetők: elméletek prediktív képessége korlátozott
- ✓ W burkolatú tokamakokkal sikeres kísérletek: trícium elnyelés kezelhető
 - ➡ Fém belső fal hőterhelése egyes helyeken kritikus

Megállapodás egy fúziós reaktor körülményeket vizsgáló kísérletről (2006): ITER

- 7 partner, bonyolult szervezet
- Költséglenyomás, majd költségtúllépés
- 6 év alatt 6 év csúszás

DE:

- Első szupravezető tekercs elkészült
- Épületek 60%-ra kész vannak
- Csúszás konszolidálódni látszik



Első plazma (reálisan): 2025-26



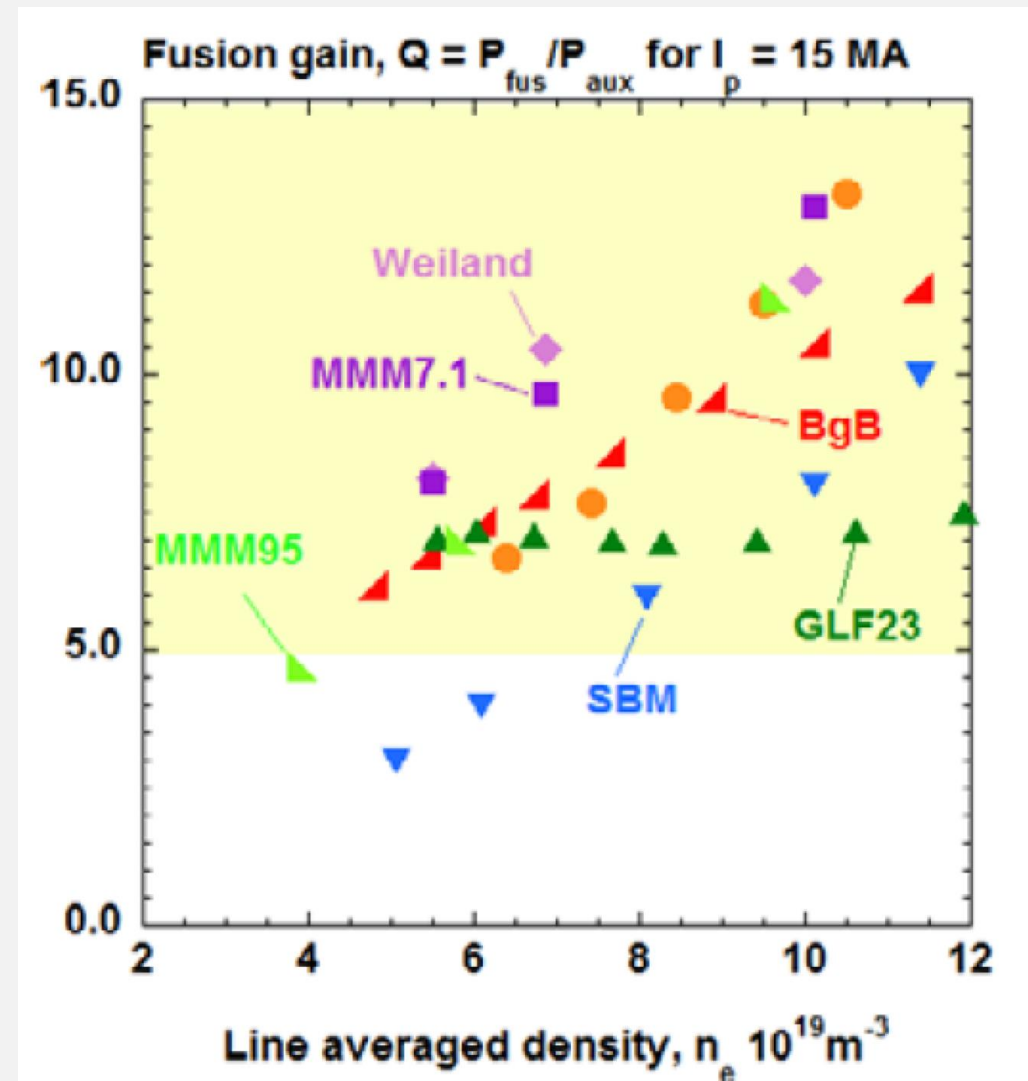
Az ITER tervezett fő paramétereit:

- $Q=10$
- impulzus hossz: 500 s
- $P_{fus}= 500$ MW

Az ITER eredményeinek modellezésére sok számolás történt:

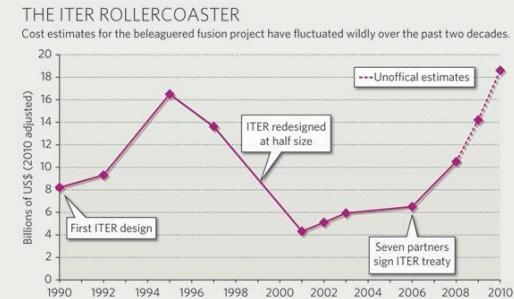
SBM: Empírikus skálázás alapján
A többi különböző turbulencia transzport modell.

A jóslások $\pm 50\%$ -ot szórnak



Az ITER költségtúllépése kérdéseket vetett fel:

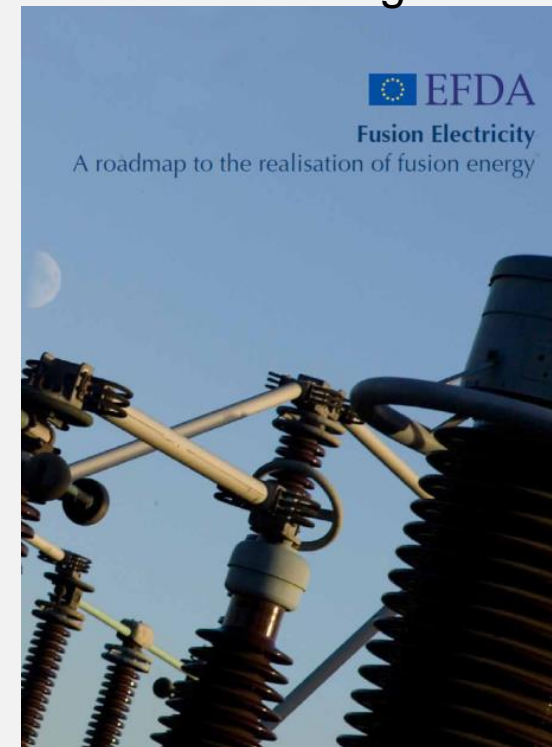
- Az EU Tanács 6.6 milliárd Euróban limitálta az építés költségét:
Ez a végleges költség?
- Az EU fúziós program évente kb. 150 mio Eur (JET: ~60)
Kell ez? Miért nem koncentrálnak mindenki az ITER-re?



Külső, nem fúziós panel vizsgálta át a programot (Wagner panel):

- Alapvetően pozitív vélemény, de a szervezet egy káosz
- A JET-re és a berendezések egy részére szükség van, de koncentrálni kell a munkát a reaktor irányába
- Világos utiterv kell, hogy hová és mikor akarunk elérni

www.efda.org



Az EU Bizottság célkitűzése (2012):

”Valamennyi” villamos energia termelés demonstrálása fúzióból 2050-re.

**Erre válaszul készült el 2012 végére a Fúziós Utiterv.
(Aktualizált verzió: 2018.)**



Cél: pár 100 MW fúziós energia
hálózatra termelése 2050' körül

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



EFDA
Fusion Electricity
A roadmap to the realisation of fusion energy

JET → ITER → DEMO

1. Az ITER kísérlet a fejlesztés kulcsa: nincs ITER, nincs fúziós energia

Vannak kritikus kérdések:

- Minden üzemmód átvihető-e a jelenlegi berendezésekről?
- Divertor hőterhelés: állandó és impulzus is kritikus
- Diszrupció kezelése
- Modellelés, validálás (Integrated Tokamak Modelling)



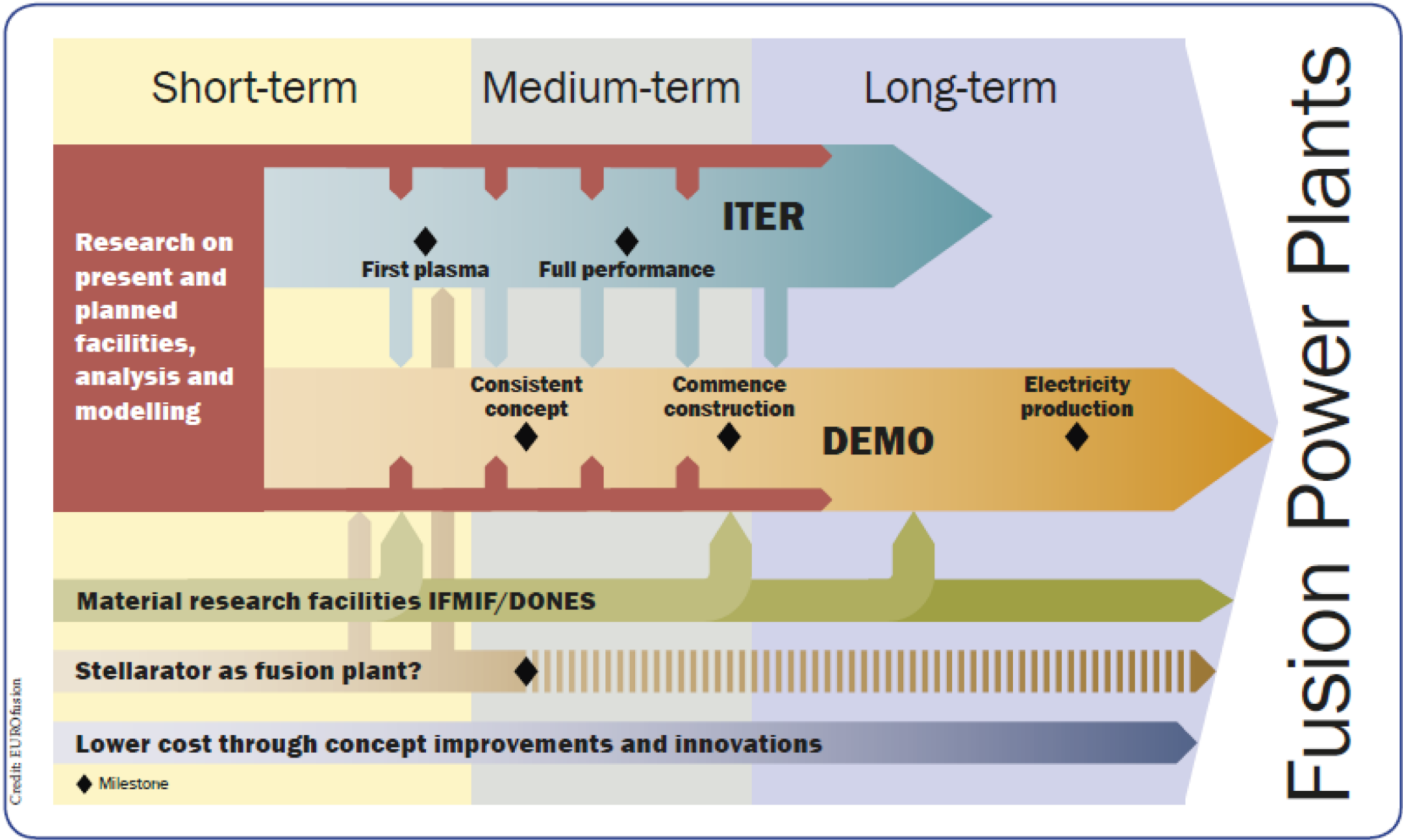
2. Az ITER mellett szükségesek kiegészítő berendezések

- Egyes jelenségek, fizika részletes tanulmányozása
- Modellelés validálása
- Felkészülés az ITER működtetésére
- ITER-en túlmutató fejlesztések

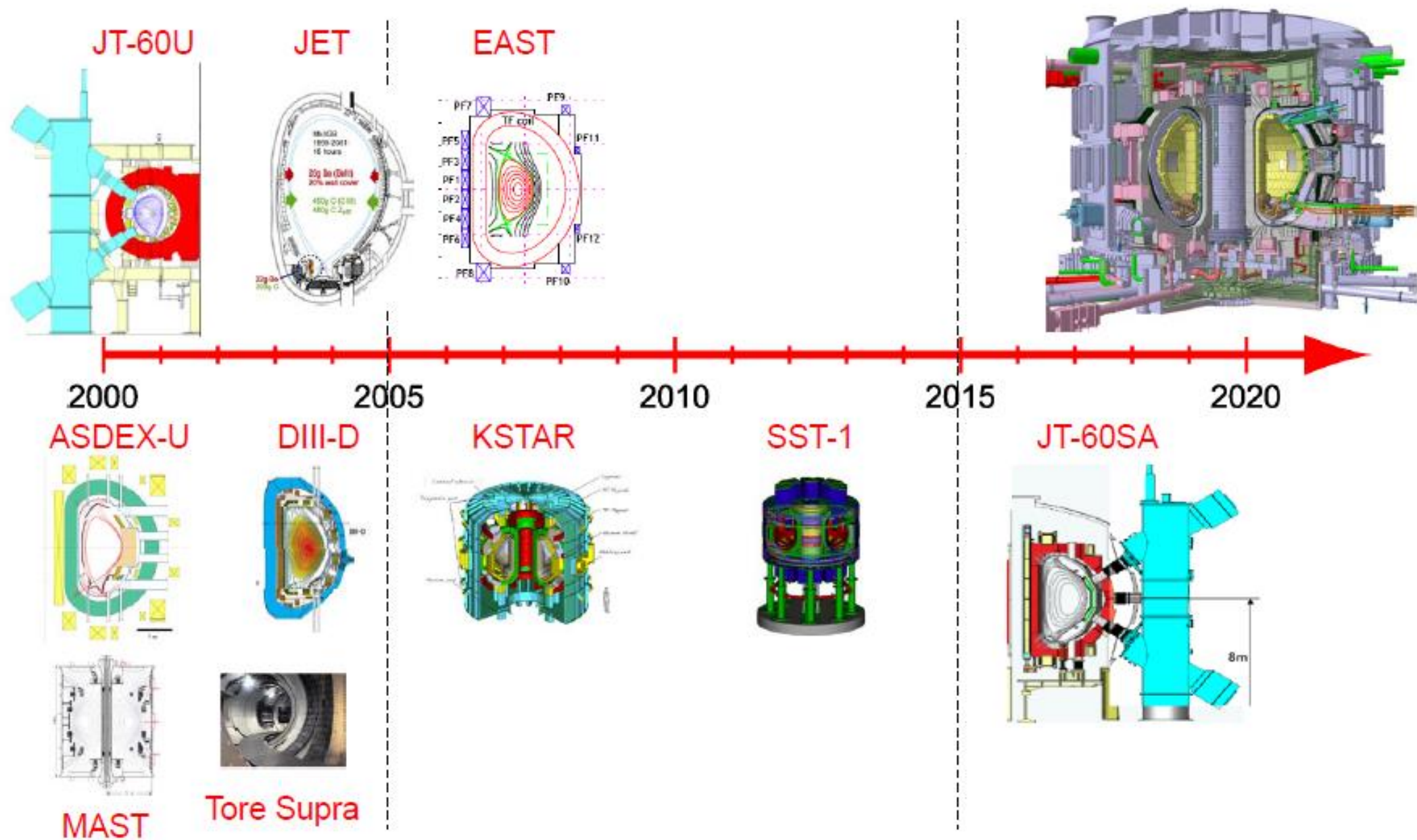


3. DEMO építését 2040 körül meg kell kezdeni

A terveknek nagyrészt készen kell állni az ITER DT kísérletek elején
→ Kritikus elemek fejlesztését azonnal meg kell kezdeni



Roadmap 1: Plazma állapotok



A JET, a világ legnagyobb tokamakja, a legfontosabb az ITER előkészítésére:

- Az egyetlen berendezés trícium üzemmel
- 2012-ben készült el az ITER-szerű fal (ILW):

Demonstrálta, hogy a T üzem lehetséges az ITER-en

A JET 2020(2024)-ig működni fog, általában D plazmával:

- Az ILW részletes tanulmányozása
- ITER-szerű plazmák, az ITER alap üzemmódon túli lehetőségek tesztelése



2020-ban utolsó nagyteljesítményű DT kampány:

- D és T plazma különbsége
- Integrált trícium technológia, mérés technika

Szélcsatorna megközelítés: hasonló geometriájú berendezések sorozata:

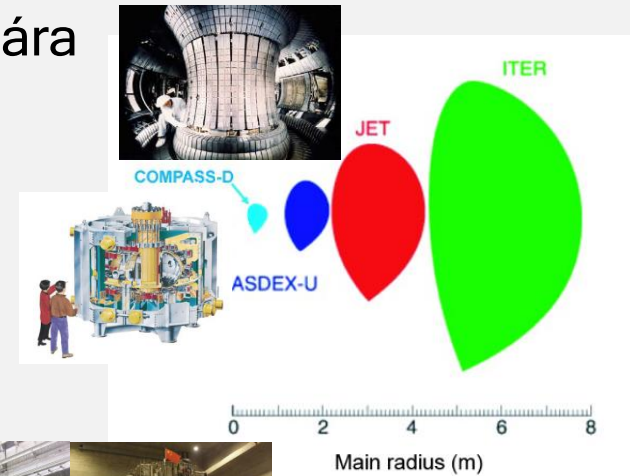
- ASDEX Upgrade (DE): a JET és ITER plazmák kipróbálására
- COMPASS(CZ): kis tokamak összehasonlító mérésekre
- MAST(UK), TCV(CH):

alternatív geometria, elméletek tesztelésére

Európán kívül ASDEX méretű berendezések:

- DIII-D (USA): Hasonló képességek mint AUG
- KSTAR (Korea), EAST (Kína), JT-60SA:

Teljesen szupravezető tokamakok még kis teljesítménnyel de jelentős fejlődési potenciállal



Az ITER működésében vannak kritikus kérdések:

- **Divertor hőterhelése:** $P \sim 2\pi R \lambda_q$ $\lambda_q \sim 1/Bt$ (Eich empirikus scaling)

ITER-ben $\lambda_q < 1$ cm !!!

→ $300 \text{ MW}/(40 \cdot 0.01 \text{ m}) \gg 100 \text{ MW/m}^2$

→ Technikai limit $\sim 10 \text{ MW/m}^2$

→ Csak lecsatolt (detached) divertor működés lehetséges

- **Diszrupció**

A plazma energiatartalma \sim ms alatt elvész: $10^8 \text{ J} / 10^{-3} \text{ s} / 1000 \text{ m}^2 = 100 \text{ MW}^{\wedge} \text{m}^2$

→ mivel csak ms ideig ezért kezelhető, ha egyenletesen oszlik el a kamra falon

Mi lesz a plazmaárammal?

A poloidális tér eregias tartamát valahol disszipálni kell:

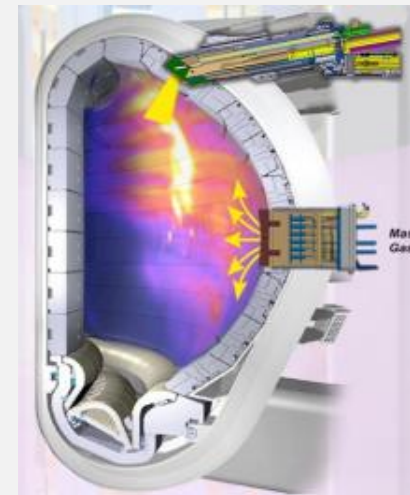
\sim plazma energiatartalma

Indukció → toroidális elektromos tér

→ elfutó elektron nyaláb

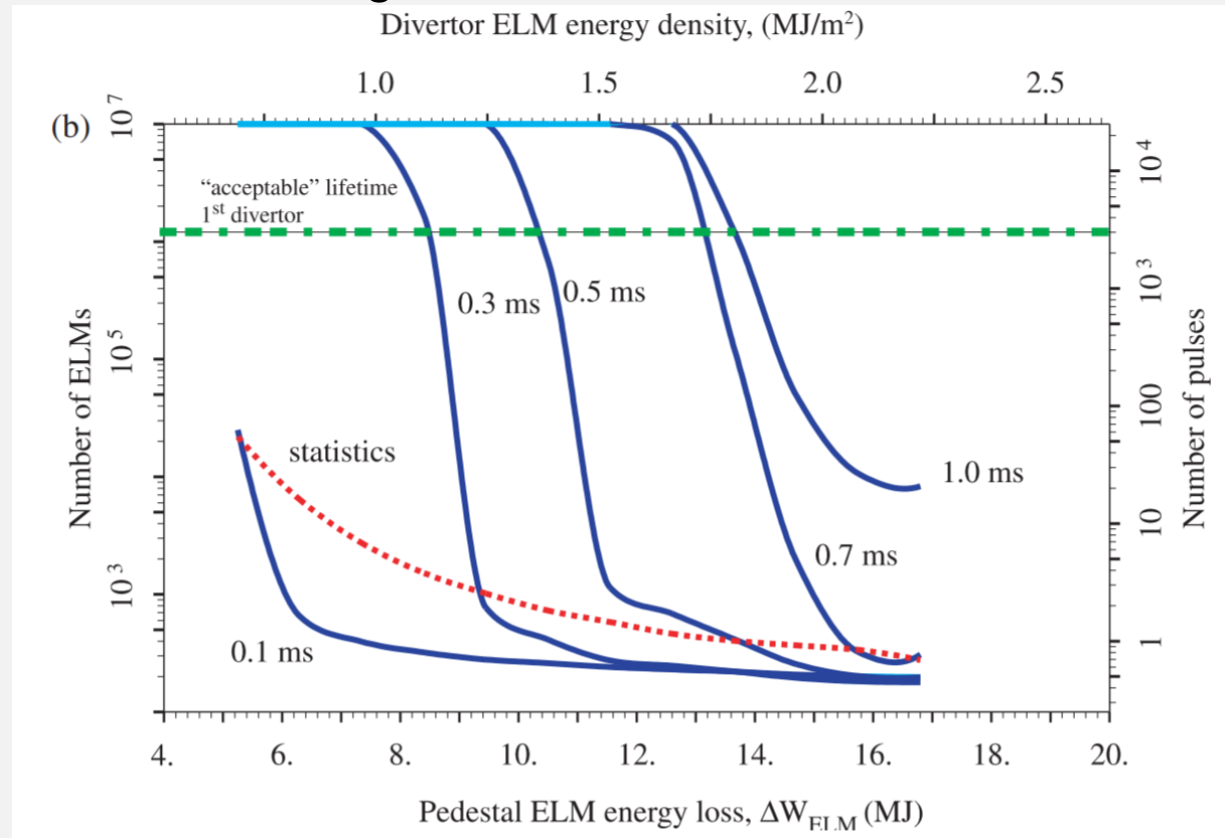
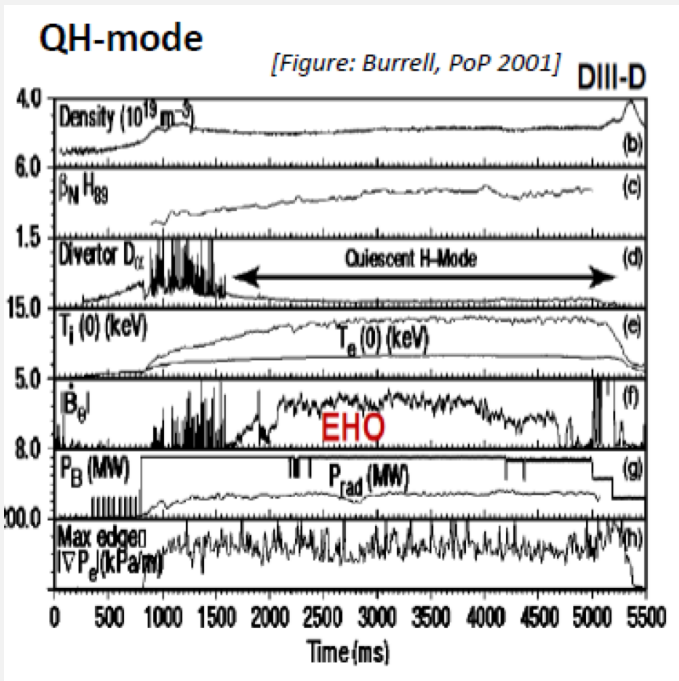
→ lokalizált terhelés

Halo current a szerkezeti elemekben, óriási $J \times B$ erők



ELM energiainpulzus:

- Az ELM energiainpulzus nagysága bizonytalan az ITER-ben
- Korlátozás nélkül akár néhány ELM is tönkretelheti a divertort
 → Mindenképpen szabályozni kell az ELM energiát



Léteznek ELM-mentes H-módok, de nem minden berendezésen tudták reprodukálni:

QH-mode, I-mode, EDA-mode

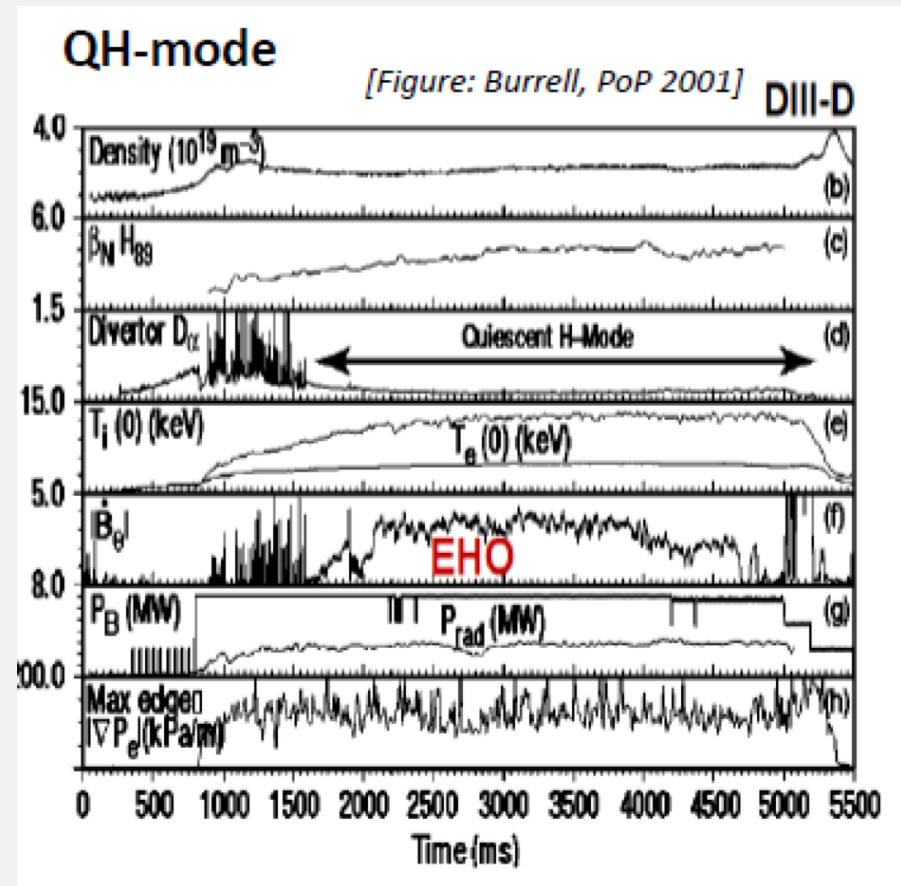
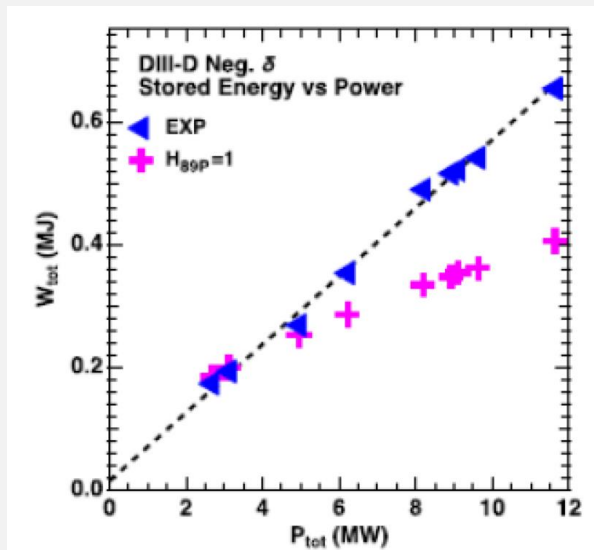
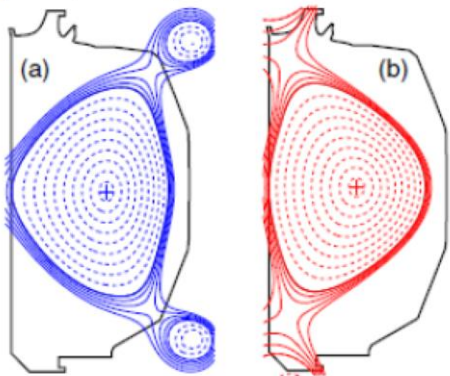
Közös tulajdonságuk, hogy a plazma szélén egy gyengén instabil tartomány van, amely kvázi folytonosan transportál elsősorban részecskéket.

Negatív háromszögesség:

Megfigyelték, hogy speciális plazma alak esetén a plazma belsejének összetartása javul.

→ L-mód plazma H-mód összetartással

[Austin, PRL 2019]



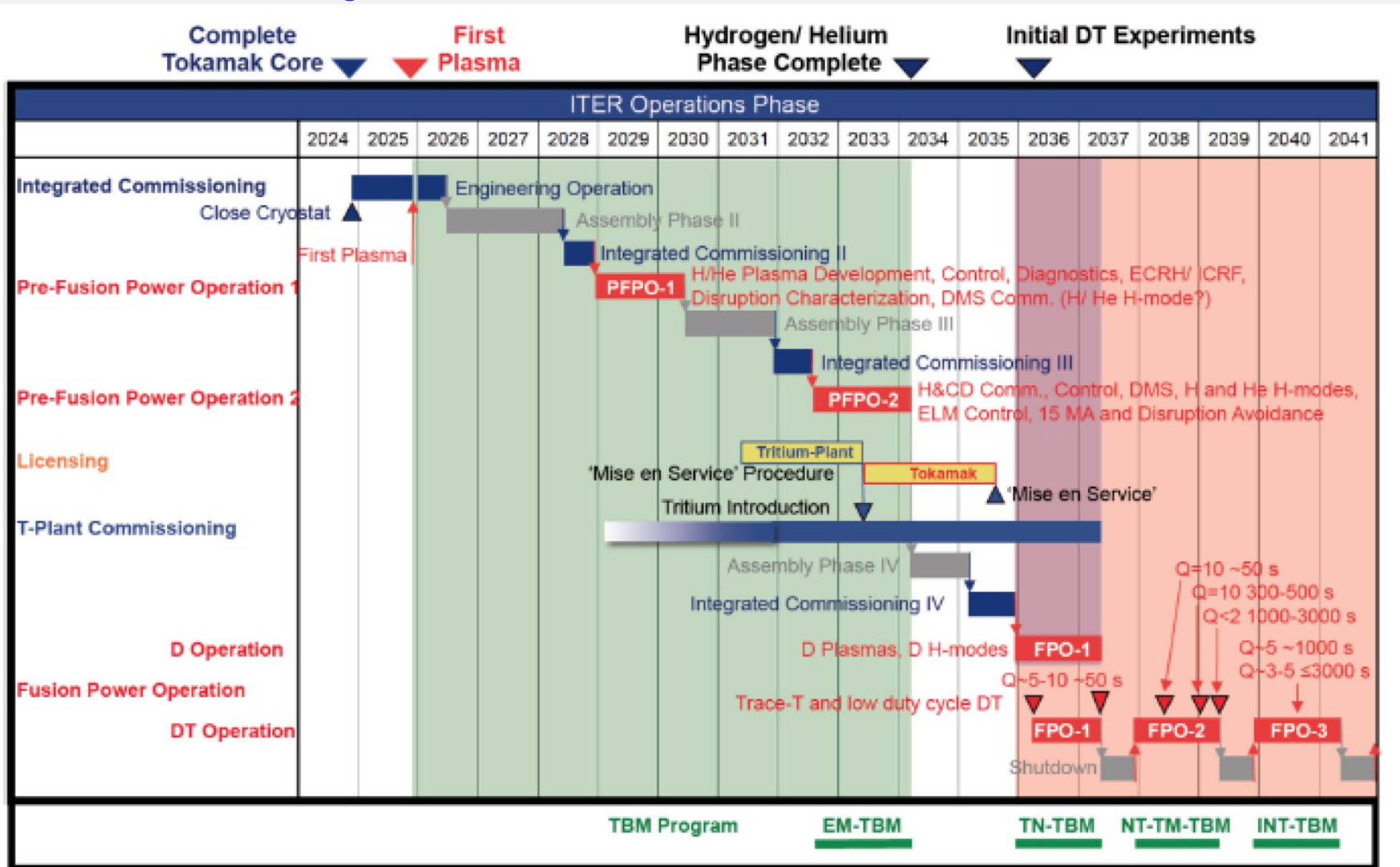
H-mód átmenet:

- Lesz-e elég teljesítmény a H-mód eléréséhez?
- Lehet-e a fal/divertor hőterhelést korlátozni a H-mód átmenet előtt-után?

Alfa részecske fizika

- Keltene-e az alfa részecskék MHD hullámokat?
- Milyen gyorsan vesznek el az alfa részecskék: termalizáció után, vagy előtt?
- Hatnak-e az alfa részecskék a turbulenciára?

Az első plazma után több lépésben tesztelés-továbbépítés történik
 Q=10 demonstráció legkorábban 2037-ban



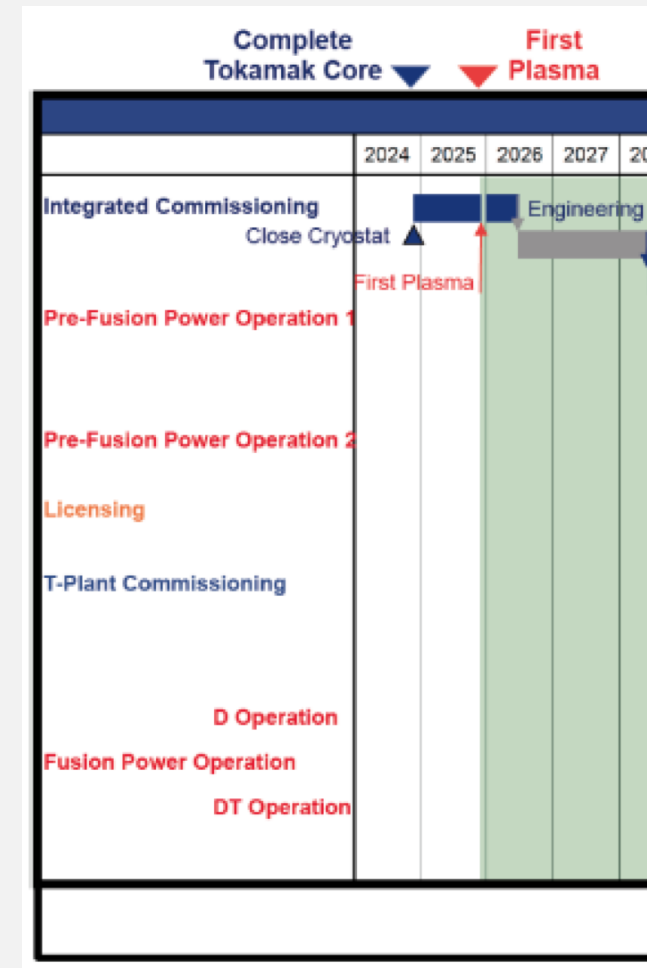
Az első plazma:

- Vákuum, mágneses tér, alapvető vezérlés demonstrálása
- $I_p \sim 100$ kA, legalább 100 ms
- ECRH 6.7 MW
- Hidrogén vagy hélium gáz
- Belső köpeny elemek nélkül
- Csak minimális diagnosztika

Engineering phase:

- Mágneses maximumális térig
- Plazmaáram 1 MA-ig.

Leállítás után a diagnosztikák és

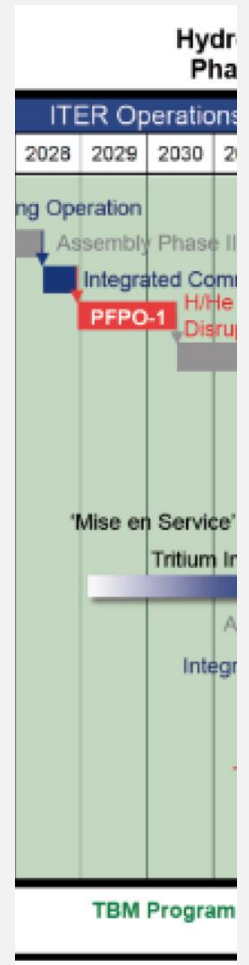


Pre-fusion plasma operation 1

- H és He üzem
- 7.5 MA / 2.65 T
- 30 MW ECRH és ICRH (~JET, de 4x akkora felület)
- Vezérlés, biztonság
- Diszrupció kezelés!

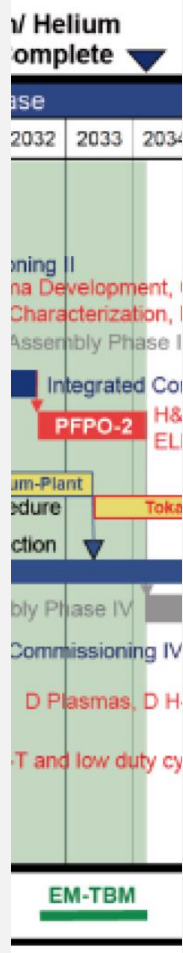
Esetleg H-mód elérése alacsonyabb mágneses térnél
→ ELM kezelés

A berendezés még nem aktiválódik → további szerelések lehetségesek



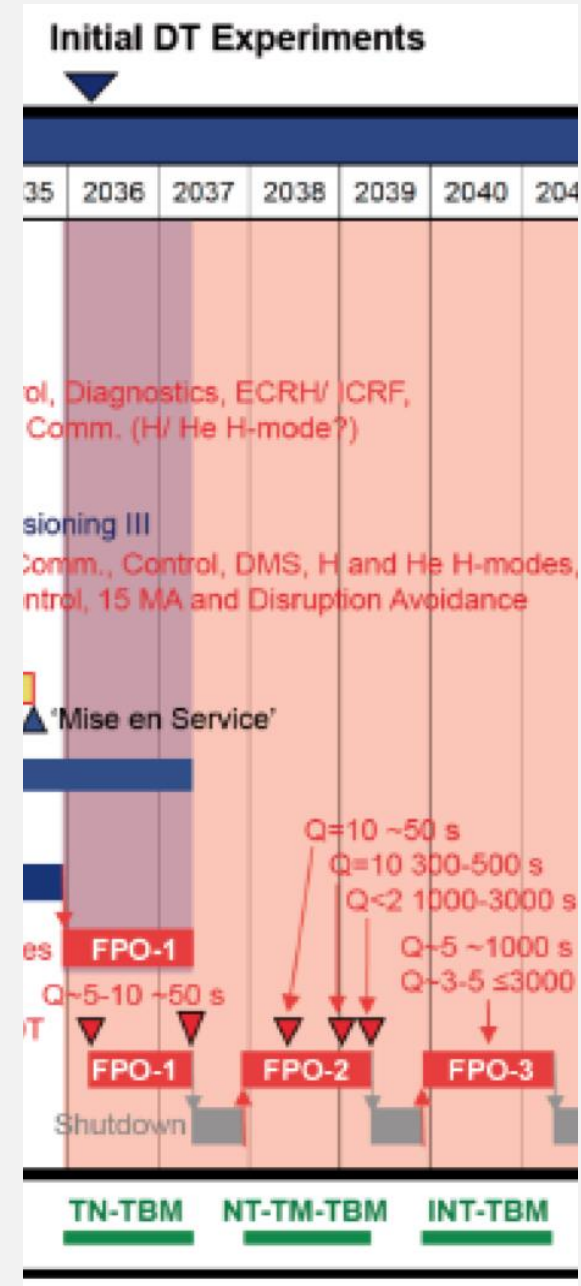
Pre-fusion plasma operation 2

- NBI üzembehelyezés és tesztelés (33 MW, 1 MeV)
- Teljes fűtési teljesítmény: 33 MW NBI, 20 MW ECRH, 20 MW ICRH
- 15 MA / 5.3 T
- H és He működés
- Diagnosztikák
- Első TBM program
- Divertor hőterhelés kezelés demonstrációja
- Plazma-fal kölcsönhatás tanulmányozása (várható T elenyelés)
- Teljes diagnosztika



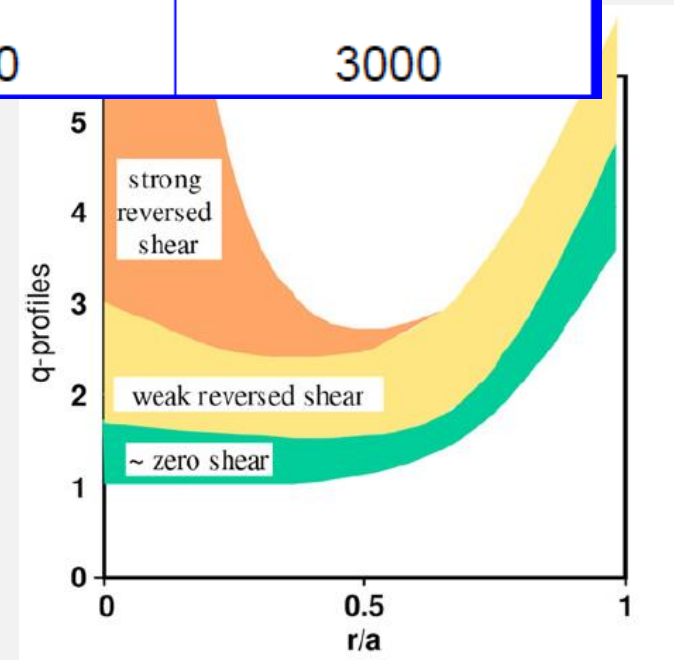
Full Plasma Operation

- Teljes fűtési teljesítmény: 73MW
- D, DT üzem
- $Q=10$ demonstráció, 300-500 s
- Csökkentett teljesítménnyel hosszú impulzus
- Trícium termelés tesztelés



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

Az ITER plazmaállapotai nem biztos, hogy alkalmasak a DEMO számára.



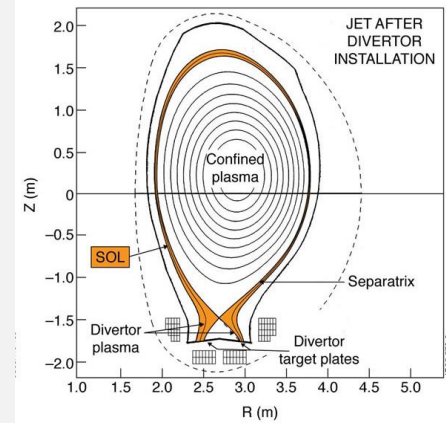
Roadmap 2: Hő kivonás (divertor)

Az ITER-ben is kb. 10%-ra kell csökkenteni a divertort érő terhelést (detachment)

A DEMO-ban ez a probléma még nagyobb lesz:

$$P : 500 \rightarrow 3000 \text{ MW}, A=2\pi R\lambda_q$$

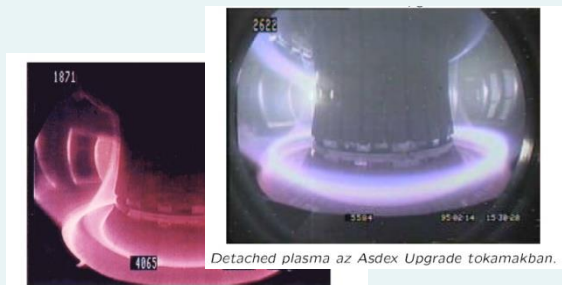
DEMO divertor hőterhelés ~5x nagyobb lehet mint az ITER



Erősen sugárzó divertor plazma:

N, Ne gáz befújással

ASDEX, JET szerint lehetséges

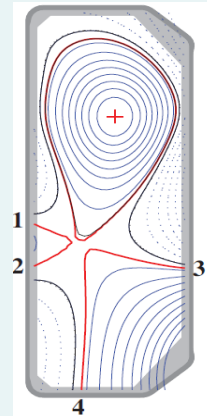


Super X: MAST (UK)

- Elnyújtott divertor láb
→ nagyobb felület
→ zárt geometria

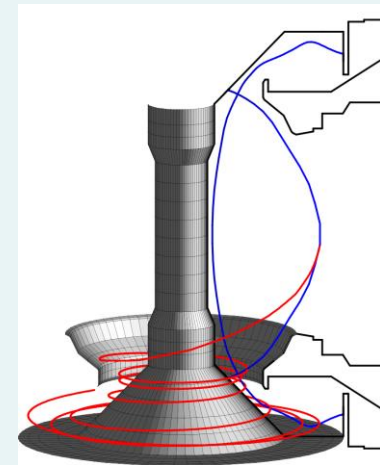
Snowflake: TCV (CH)

- Több divertor láb
→ elosztott terhelés



Folyékony fém divertor:

- Li, Sn, Ga, ...
- Öngyógyuló
- Párolgás, T megkötés, ...



Divertor Test Tokamak:

Új vagy átalakított berendezés a divertor probléma tesztelésére



A fúziós erőműben a neutron dózis sokkal nagyobb lesz mint egy fisszióban

Fisszió:

- 1 neutron/100 MeV
- Neutronok lefékeződnek a hűtőközegben
- A becsült neutron roncsolás 20-80 dpa is lehet
- 14 MeV neutron energia → több He produkció

Fúzió:

- 6 neutron/100 MeV
- Neutronok akadálytalanul kijutnak a falig

EUROFER alacsony aktiválódású acél alapvetően alkalmas erre, de:

- DBTT a sugárzás hatására felemelkedik, hacsak nem üzemeltetik 300 C felett
- max. üzemi hőmérséklet: 550 C → korlátos hőmérséklettartomány: 300-550 C

Jó lenne újabb anyagokat fejleszteni, de

- Új anyag fejlesztése, besugárzási kísérletek legalább 10 év
- Nincs megfelelő 14 MeV-es forrás a teszteléshez

A DEMO program az EU-Japán fúziós neutron generátor prototípus alkatrészek felhasználásával szeretne releváns besugárzási tesztek végezni.

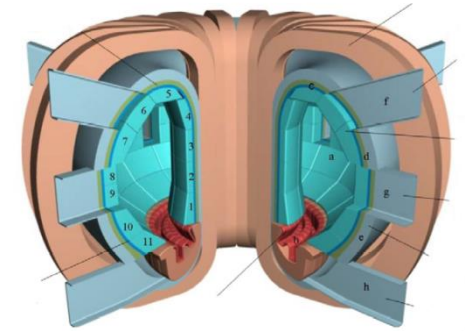
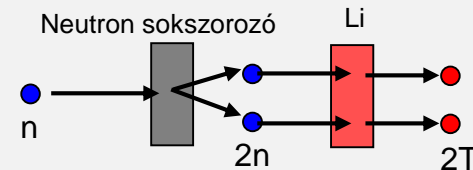


Az anyagfejlesztési program a legnagyobb elem a DEMO programban.



A vákuumkamra belsejében egy köpenyben kell a tríciumot termelni és a 14 MeV-es neutronokat lefékezni:

- T termelő kazettákat csak az ITER tud majd tesztelni
- 2 alapvető lehetőséget tanulmányoznak:
Be-Li kavicságy, PbLi olvadék



He gáz hűtés lenne optimális, de :

- Óriási teljesítmény a He pumpáláshoz
- Hűtési hatásfok korlátos, különösen a divertornál

Vízűtés a tartalék megoldás:

- PbLi - víz reakció kockázatos
- Hőmérséklet korlátos



Tritium Consumption and Production



Tritium Physical constants

- Half life: 12.32 yr; Mean Life: 17.77 yr; decay rate: 5.47 %/yr
- Relatively short life

Some of the T will be lost by radioactive decay during T flow, processing, and storage

Tritium Consumption in Fusion Systems is Huge

55.8 kg per 1000 MW fusion power per year

For 3000 MW Fusion Power Plant (~1000 MWe)

167.4 kg/year; 0.459 kg/day; 0.019 kg/hour

Tritium Production in Fission Reactors is much smaller (and cost is very high)

LWR (with special designs for T production):~ **0.5-1 kg/year**

Typical CANDU produces ~ 130 g per year (.2 Kg per GWe per full power year) (T is unintended by product)

CANDU Reactors/Ontario Hydro: **27 kg** from over 40 years, **\$30M/kg** (current)

Tritium self-sufficiency condition:

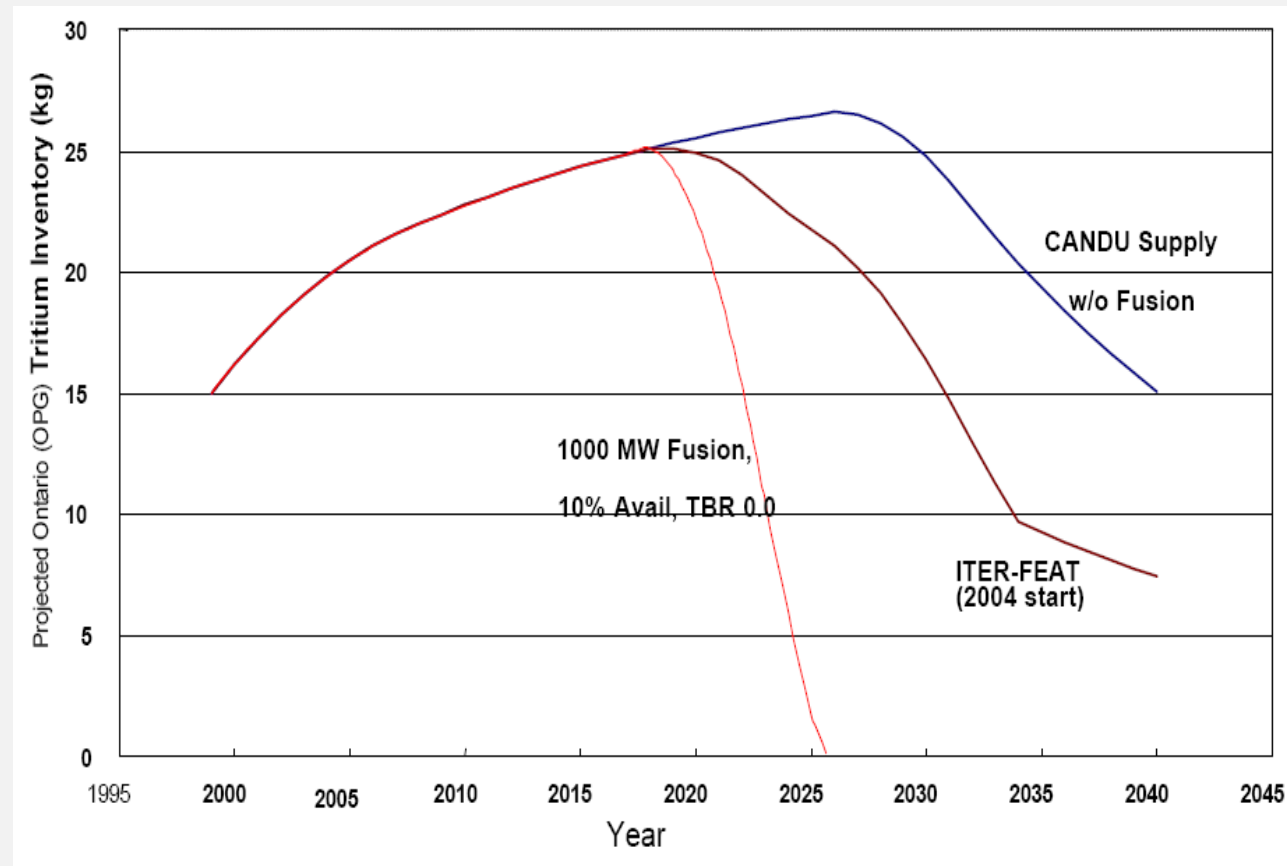
$$\text{TBR}_{\text{achievable}} \geq \text{TBR}_{\text{required}}$$

Cél:

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

Eszközök:

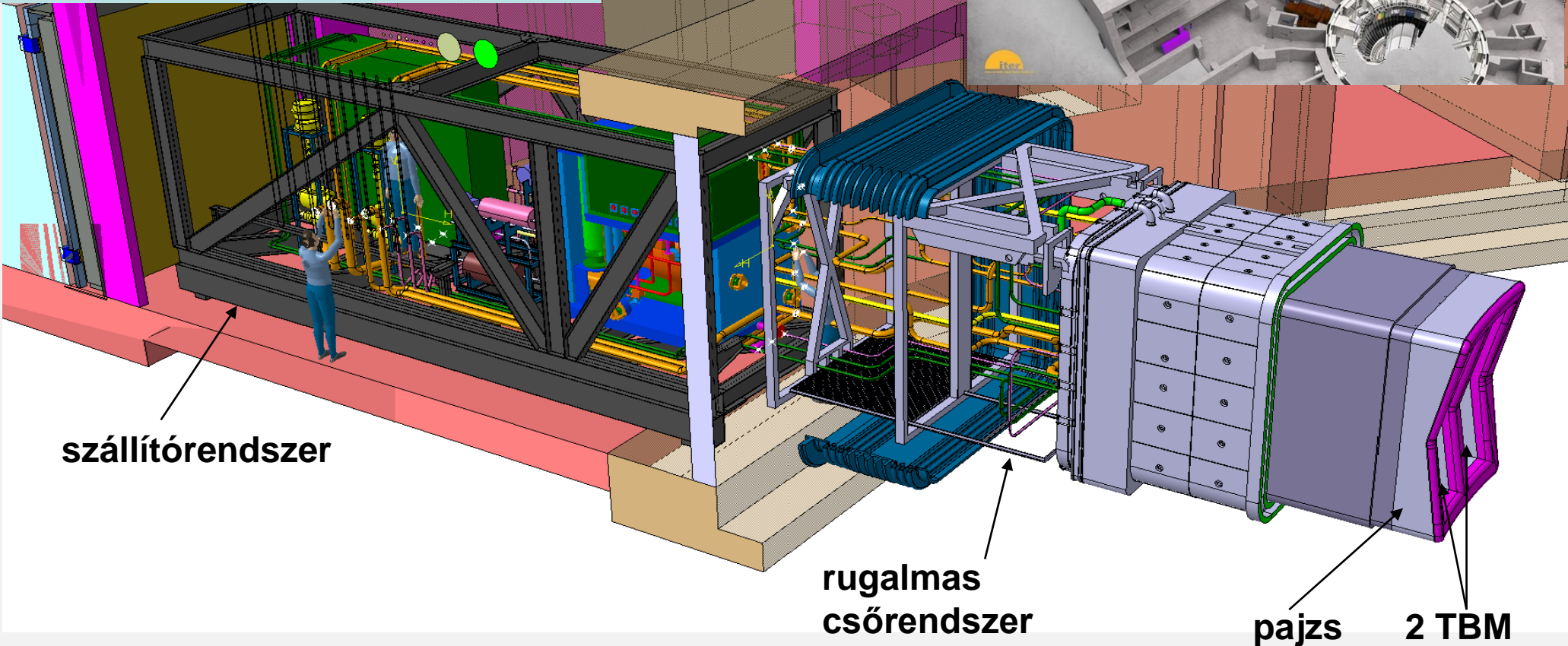
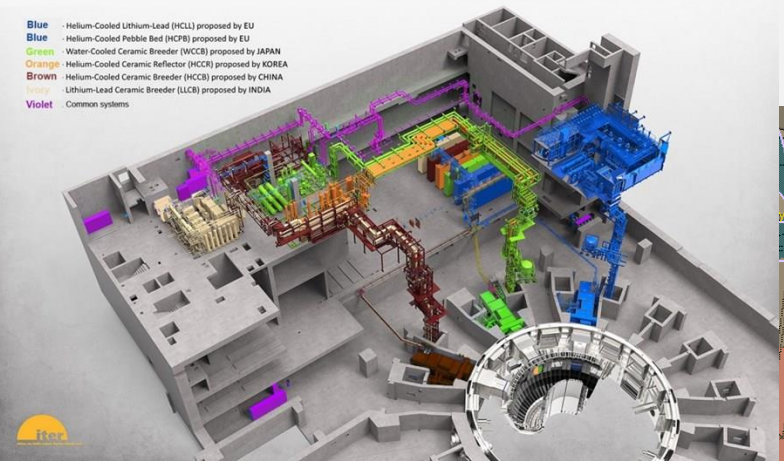
- ITER:
teszt köpeny modulok (TBM) – alapvető technológia teszt
- DEMO:
teljes tríciumtermelő köpeny – nagy modulok karbantartásra optimalizálva



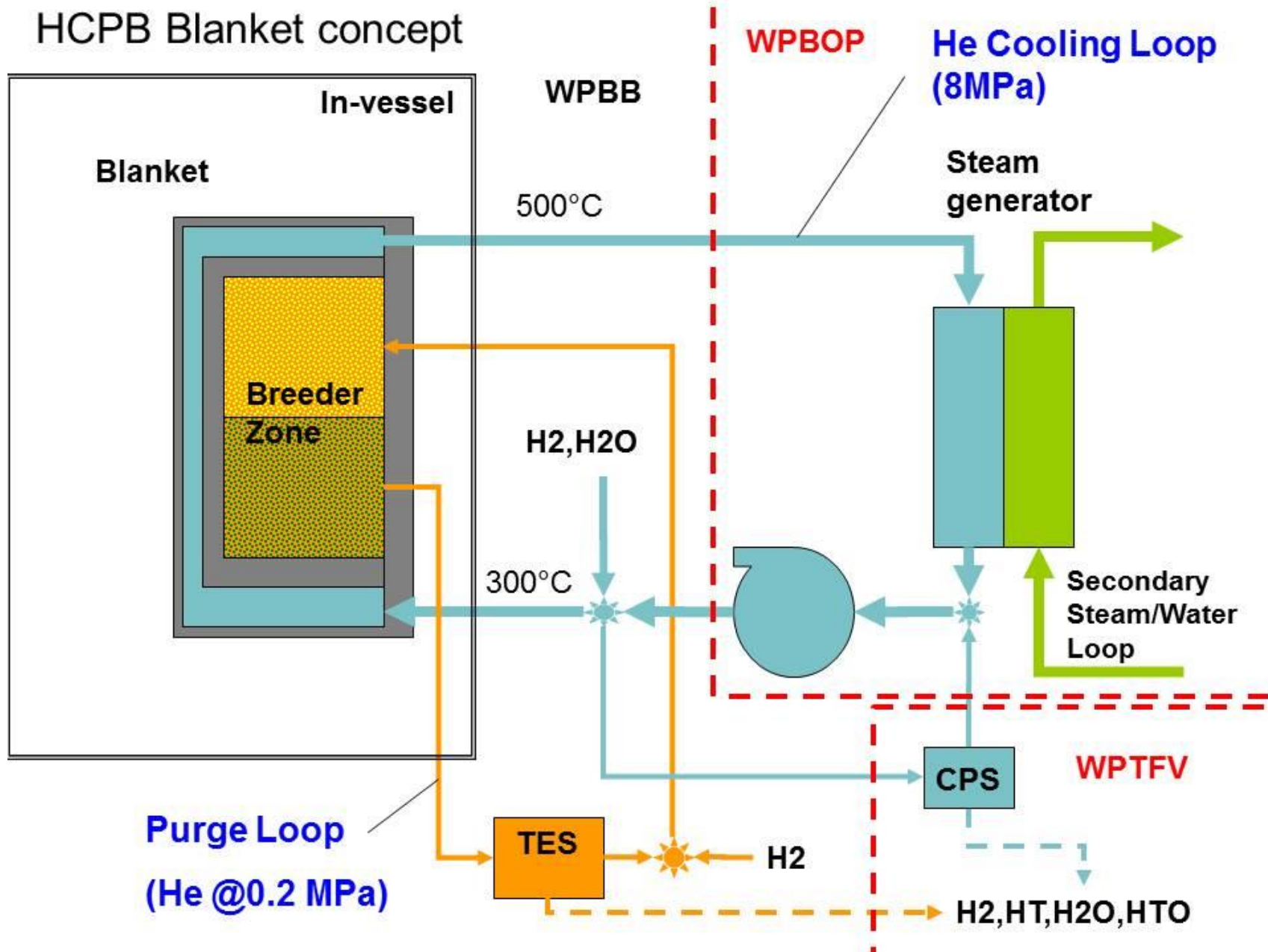
Az ITER TBM portjainak kialakítása

Port cella:

- Trícium kivonó rendszer
- He hűtőkör
- LiPb kör



BB Systems for the DEMO reactor

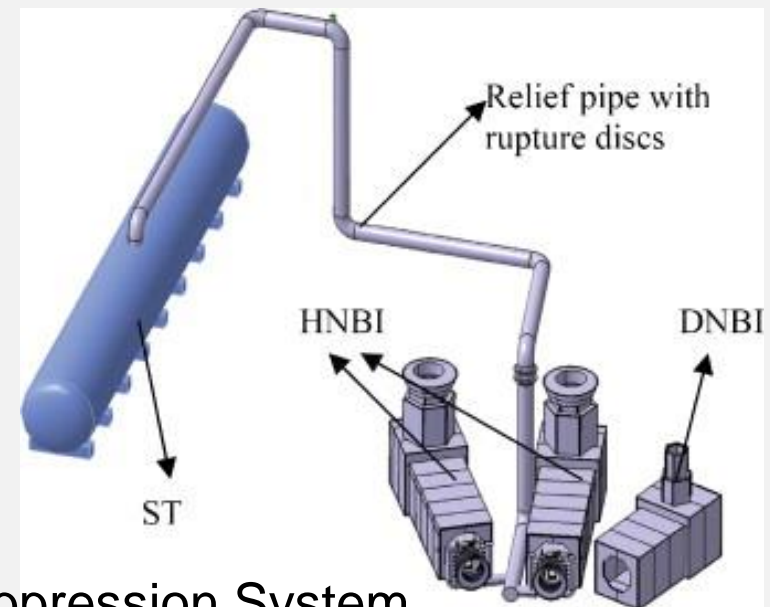


Cél:

- Passzív biztonsági filozófia érvényesítése a kezdetektől

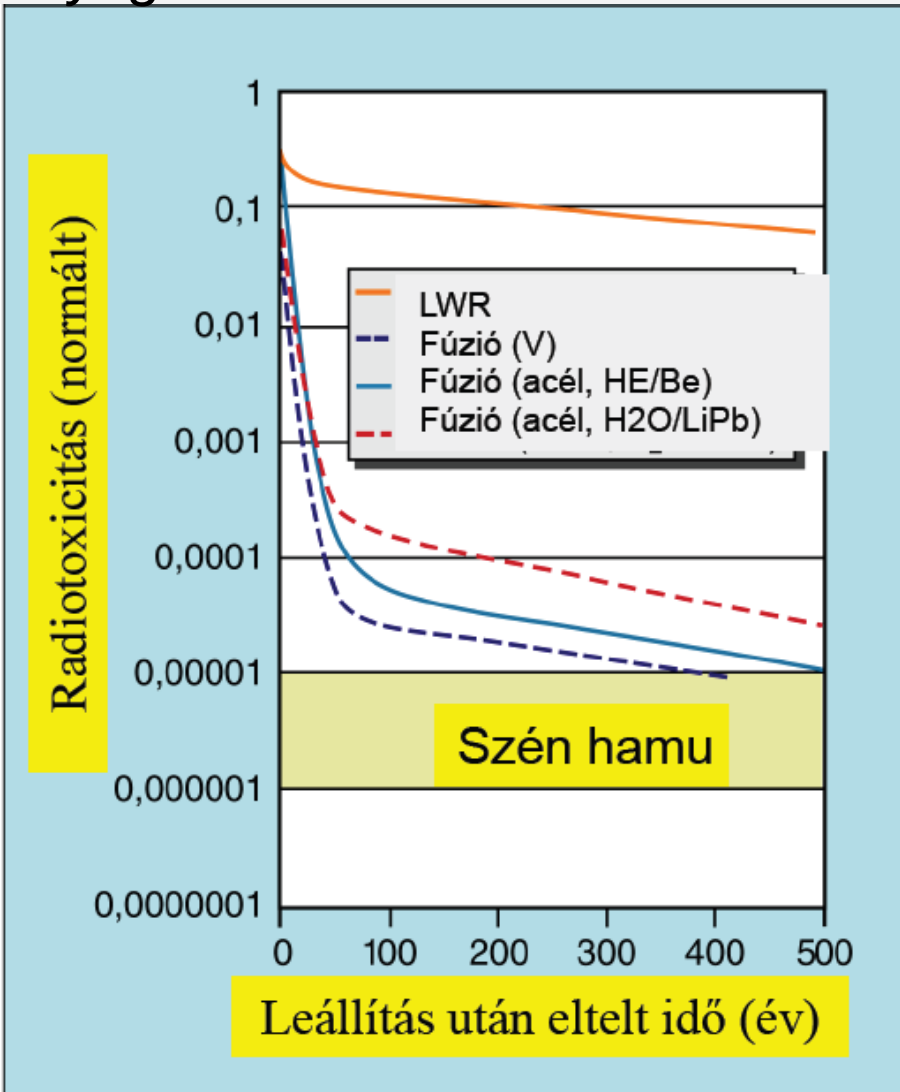
Eszközök:

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



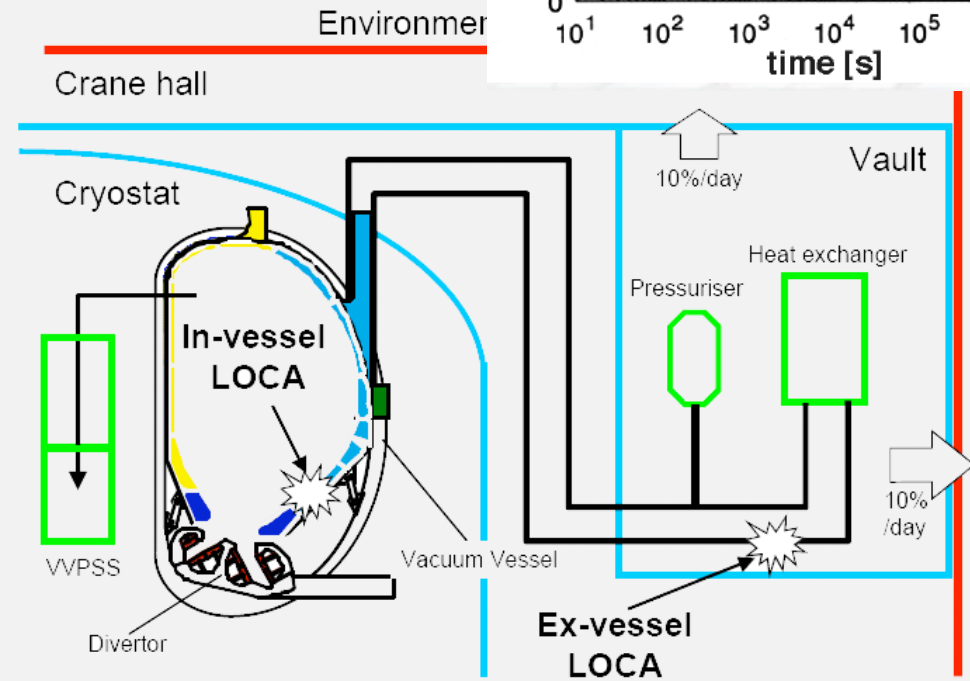
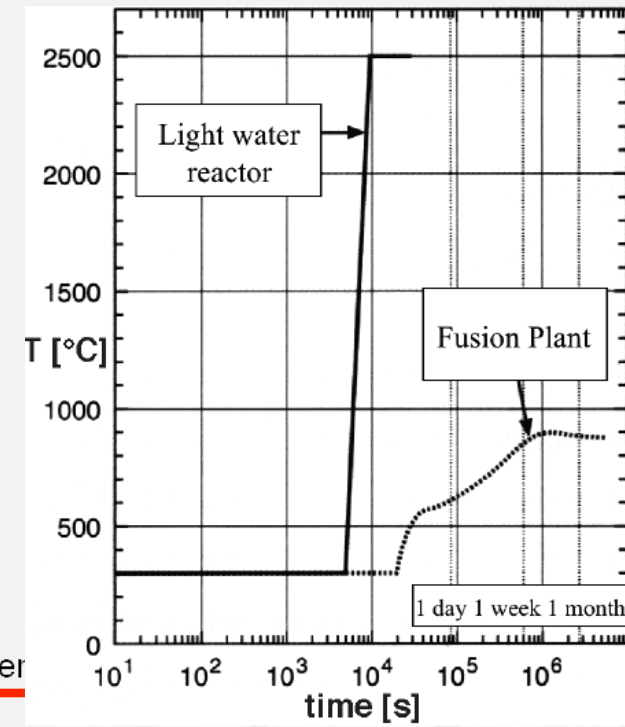
ITER Vacuum Vessel Pressure Suppression System

Az aktiváció megfelelő szerkezeti anyagokkal kordában tartható.



A remanens hő nem okoz problémát LOCA esetén sem.

A kiszabaduló T nem eredményezhet kitelepítést.



A DEMO fizikája és mérnöki tervei kölcsönösen függenek egymástól:

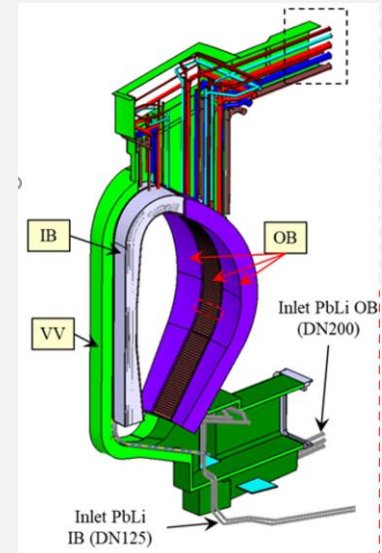
Fűtés, diagnosztika helyigénye \leftrightarrow Trícium szaporítás

Köpeny elrendezés:

A köpenyt 2-5 évente cserélni kell:

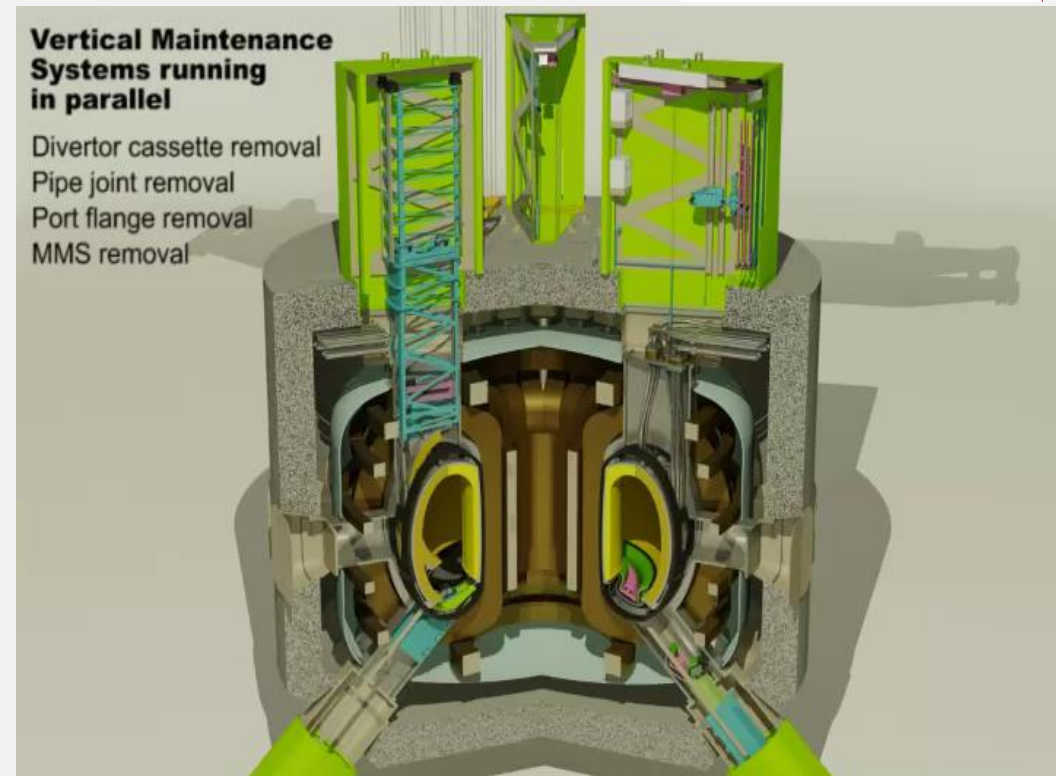
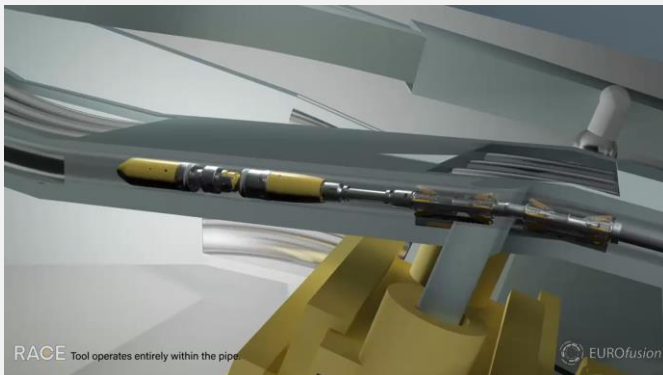
Kis szegmensek \rightarrow hosszú csere idő \rightarrow kis kihasználhatóság

Nagy szegmensek \rightarrow rövid csere idő, óriási alkatrészek



Jelenlegi állás:

- Kis szegmensek nem lehetségesek
- 2 poloidális szegmens (külső-belső) túl nehéz
- 4 poloidális szegmens + divertor? \rightarrow nagy alsó portok



A jelenlegi tokamakok induktív áramhajtással üzemelnek (transzformátor):

- Max. pár órás impulzushossz a legjobb esetben is
- Áramhajtásra vannak más módszerek is: mikrohullám, atomnyaláb...
- Ezek hatásfoka kicsi, a szükséges teljesítmény 200-300 MW
(+1-1.5 GW fúziós teljesítmény!)

Lehetséges „nyers erő”, megoldás: impulzus tokamak erőmű:

pld. 2-5 órát megy, fél órát áll.

- Mi legyen a szünetekben? (Energiatárolás, több erőmű?)
- Hány impulzust bír ki a szerkezet? (mechanikus fáradás)

A végleges megoldást még nem tudjuk, de valószínűleg az első DEMO impulzus üzemű lesz.

Ha mégsem megy az impulzus üzem akkor esetleg vissza kell térni a sztellarátorokhoz?

- Egy generációval hátrébb van mint a tokamak
- Rendkívüli mérnöki kihívás, de nagy ígéret

A W7-X kísérlet nagyészt német nemzeti forrásból indul 2014-ben.



Cél:

- Energiaár versenyképességét javító technológiák.

Eszközök:

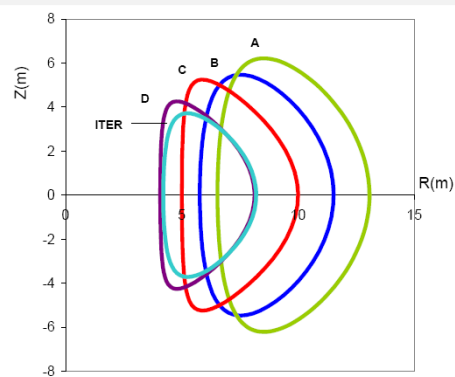
- Magashőmérsékletű szupravezető technológia alkalmazása
- Erőműméret csökkentése
- Magas hőmérsékletű hűtőkör
- Beruházási költségek optimalizálása
- Fűtés hatásfokának javítása – kevesebb visszatáplált energia
- Új szerkezeti anyagok



Az utolsó EU munka 4 megoldást tanulmányozott:

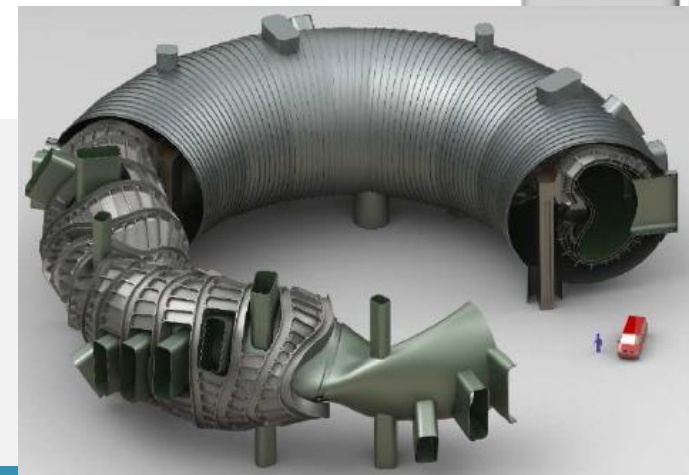
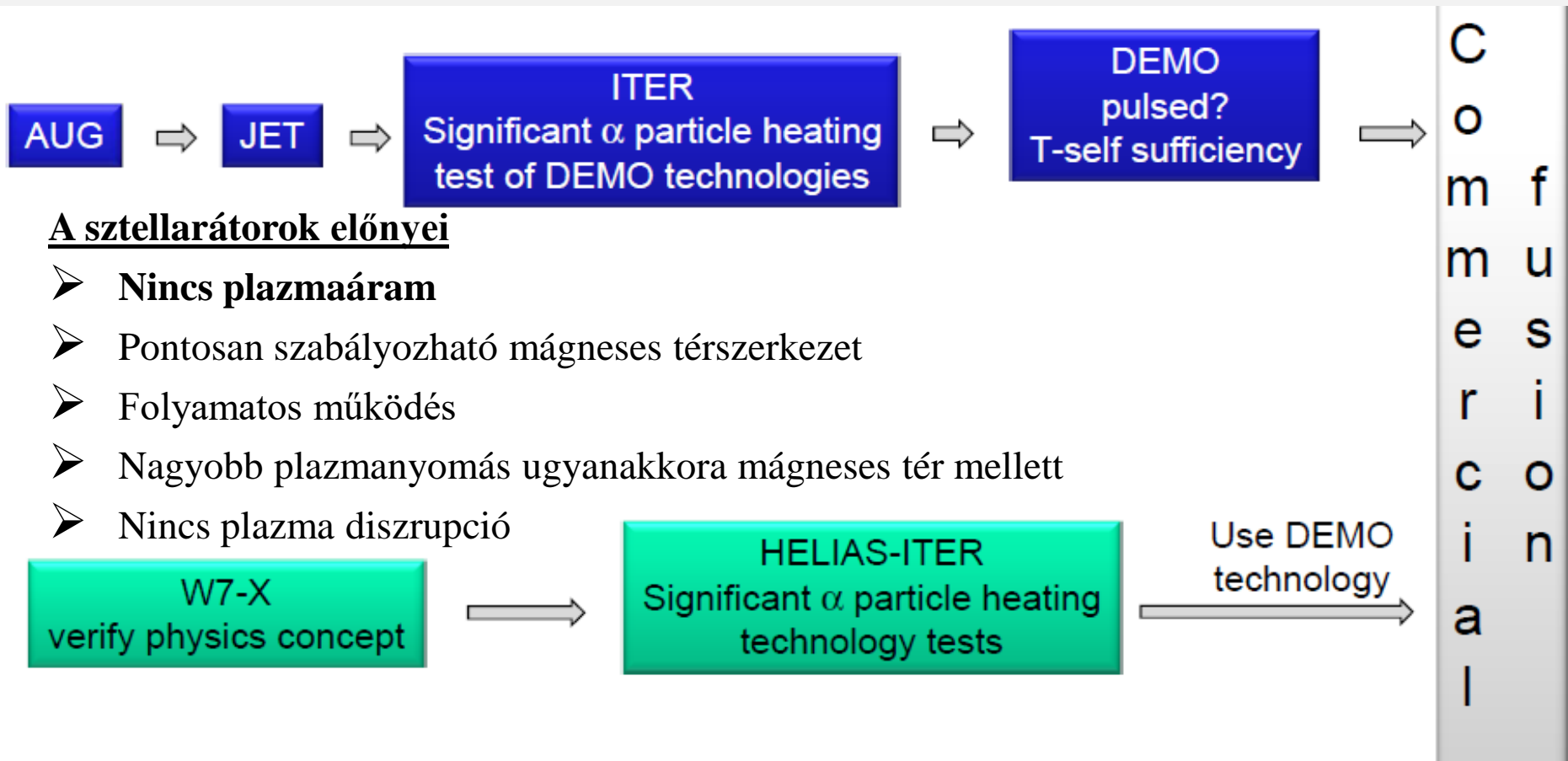
- A-C: Standard technológia különböző hűtési és trícium szaporítási opciókkal
- D: Agresszív technológia**

	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

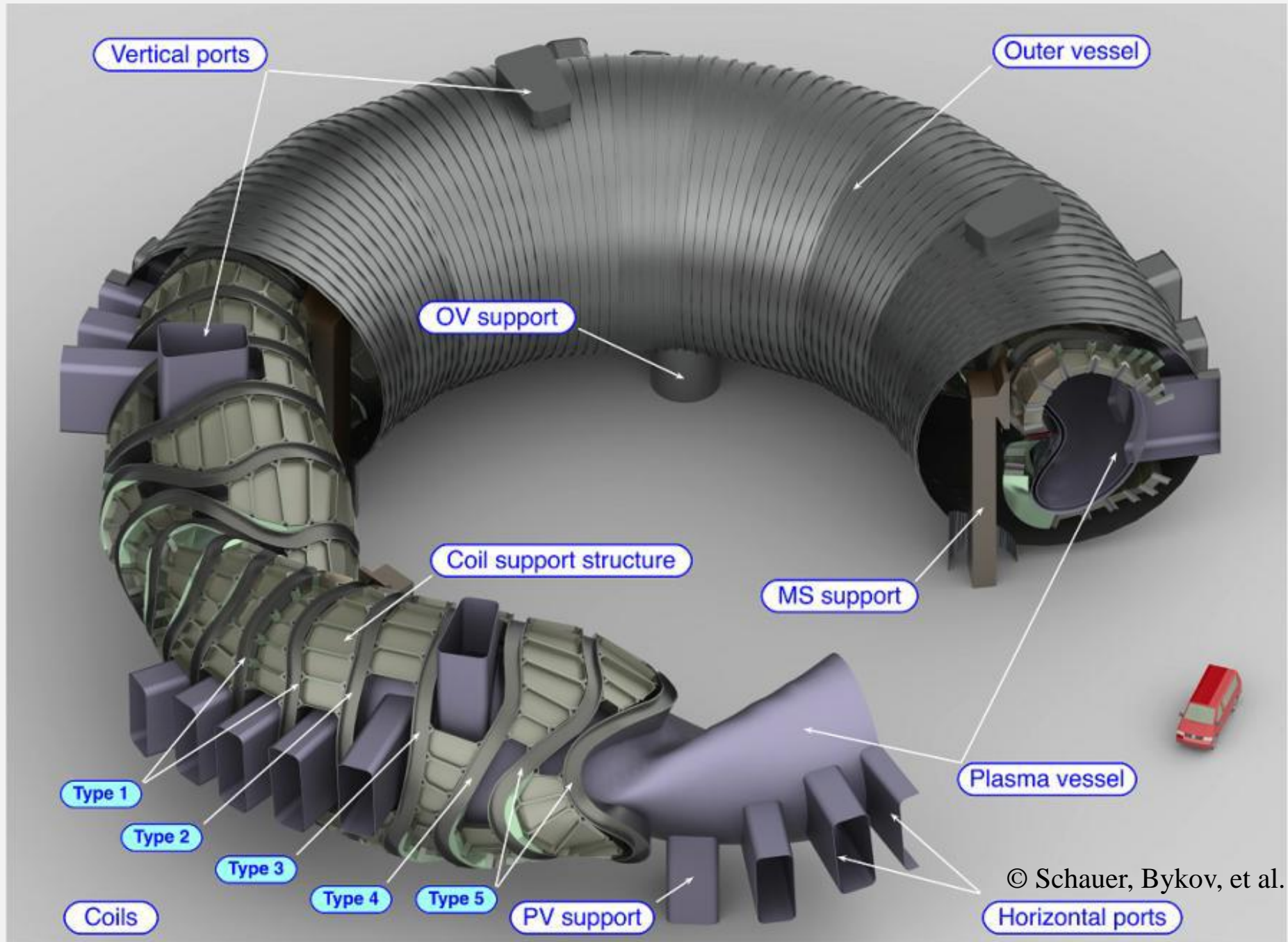


Mind a négy megoldás hagyományos szupravezetőt alkalmaz

Szükséges méret függ a hatásfoktól



HELIAS 5-B



Progresses and Activities on the Chinese Fusion Engineering Test Reactor

**Y.X.Wan, J.Li, Y.Liu, X.L.Wang
and CFETR team**

SOFT 2016, September 5-9, Prague, Czech Republic

Bevezetés a fúziós plazmafizikába, 2018. november 27.



Roadmap of Chinese MFE Development

