

# DEMO – Az energiatermelő fúziós reaktor kihívásai

Zsákai András

ELKH Energiatudományi Kutatóközpont  
1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.

A DEMO (DEMOstration Power Station) arra lesz hivatott, hogy demonstrálja a fúziós reaktorok olyan mértékű energiatermelő képességét, amelyet a villamos hálózaton is fel lehet használni. Azonban még nagyon sok technológiai és fizikai kihívás áll a megvalósítható fúziós erőmű útjában. A DEMO fúziós reaktor fejlesztésének jelenlegi állását, az ide vezető utat és a jövőbeni terveket szeretném bemutatni ebben a cikkben.

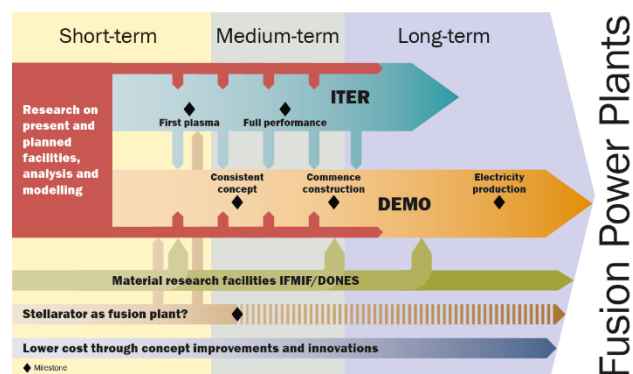
## Bevezető

A fúziós reaktorokat évtizedek óta fejlesztik, ez idő alatt két potenciálisan működőképes mágneses összetartású típus alakult ki: a tokamakok és a sztellarátorok. A fő csapásirány a tokamakokra épül, ilyen berendezés lesz a DEMO is, így ezt a verziót mutatom be részletesen.

A tokamakokban több száz millió Celsius-fokon „égő” plazmában történik a fúzió, amely hidrogénizotópok atommagjait alakítja át héliummá. Ezt a forró ionizált közeget mágneses térrel fogják közre. A mágneseket a minél jobb hatások érdekében szupravezető anyagokból építik meg és alacsony hőmérsékleten tartják. A legjobb hatásfoka a deutérium-trícium (DT) fúziónak van, melyben a két hidrogénizotóp-magból egy neutron és egy hélium atommag keletkezik, így jellemzően ehhez alakítják a tokamakot. A fúziós közeg sűrűsége kicsi, a normál légköri sűrűség kb. százezred része, ezért azt egy jól szigetelő vákuumkamrában helyezik el. A mágnesek alacsony hőmérséklete miatt a vákuumkamrát és a mágneseket egy kriosztát veszi körül. A DT fúziós reakcióban egységnyi felszabaduló energiára sokkal több neutron keletkezik, mint a fissionális erőművekben, ráadásul ezek akadálytalanul kijutnak a fúziós közegből. A vákuumkamra védelmében speciális, ellenálló és neutronelnyelő fal kazettákat építenek be a vákuumkamra belső falára. Ezekben a kazettákban kell a fúzióban keletkezett neutronokból és lítiumból a reakcióhoz szükséges tríciumot is megtermelni, mivel az a természetben csak nagyon kis mennyiségben fordul elő. A keletkező hélium elszívását egy divertornak nevezett tartományban végzik, ahol a forró plazma érintkezik a szilárd felületekkel és a semleges gázok elszívhatók.

Az európai DEMO fúziós reaktort a EUROfusion konzorcium keretein belül tervezik és fejlesztik. Az Európai konzorcium támogatásával számos fúzióhoz köthető projekt kapott támogatást. A konzorcium európai kutatóintézetek összességéből áll. A nevéhez köthető egy úgynevezett Fúziós Útiter (Fusion Roadmap), amely a fúziós energiatermelés megvalósítását tűzi ki célul és az

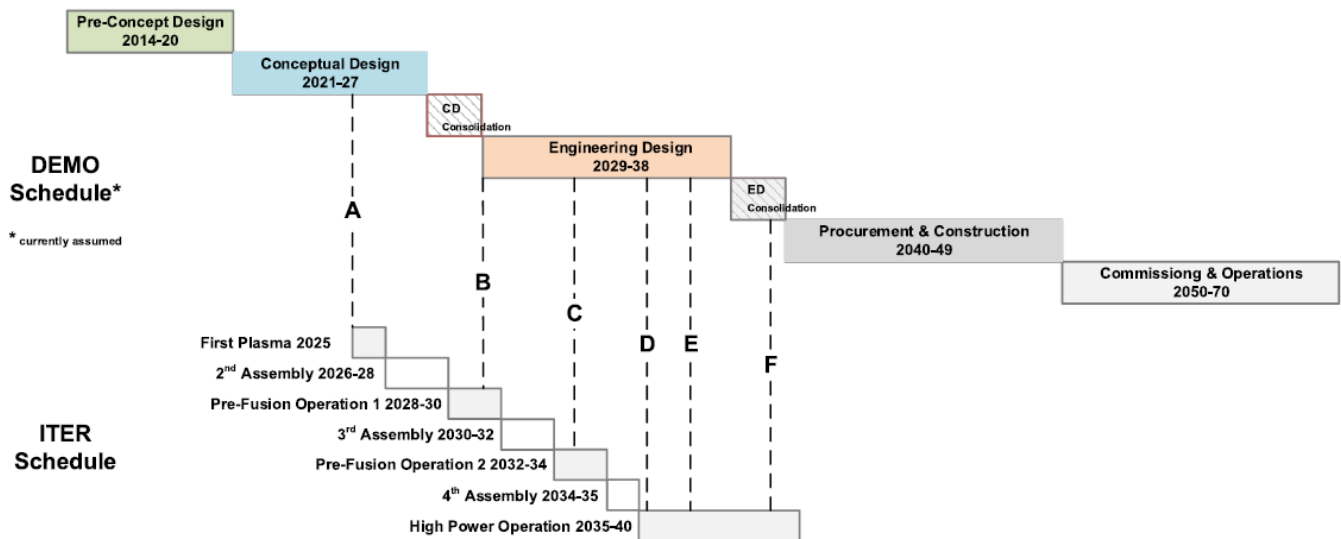
ehhez vezető utat írja le (1. ábra). Egy részletesebb menetrend is kidolgozásra került, amelyen az ITER és a DEMO időrendje látható (2. ábra). 2020 végén tartották meg a DEMO tervezés G1 Gate Review-nak nevezett, külső szakértők által vezetett ellenőrzést (2. ábra Pre-Concept Design vége), amely azt találta, hogy ez az időrend egyelőre tartható, de sok kritikus pont még megoldásra vár, amely megoldások elmaradása súlyos következményeket vonhat maga után. (A Gate Review-t egy öt fős magasszintű bizottság végezte, melyben a nukleáris szakértő Dr. Aszódi Attila volt.)



1. ábra: Fusion roadmap [1]

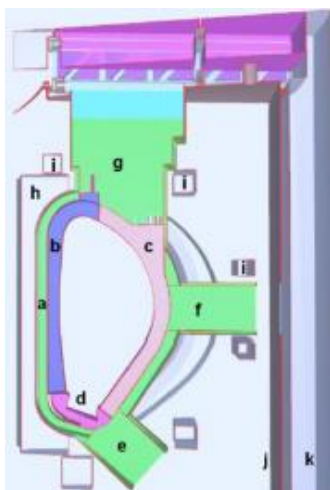
A DEMO 2 GW fúziós teljesítmény termelésére lesz alkalmas, amelyből 500 MW elektromos teljesítmény hasznosítható. Ez tízszeres megtérülést jelent, mert a plazmába betáplált teljesítmény 50 MW körüli lesz.

Az ITER tokamak a DEMO-t nagyban támogató fejlesztés, amelynél törekednek arra, hogy minél több kapcsolódó elemet feltárjanak és kifejlesszenek, amelyek alkalmazhatóak lesznek a DEMO esetében is. Ezzel együtt sok olyan terület van, amelyet nem lehet az ITER tokamakról a DEMO tokamakra egy az egyben átskalázni (a két építmény között jelentős a teljesítménykülönbség és konfigurációs különbségek is adódnak), ilyen például az plazmaállapot vagy a trícium tenyészkazetták működése.



2. ábra: ITER és DEMO időrend [2]

A DEMO fúziós reaktor felépítését a 3. ábra mutatja. Ez egy radiális tokamak elrendezés (a forgástengely a kép bal oldalán függőleges irányban található), a következő elemekkel: a) vákuumkamra, b) belső tenyészkazetta, c) külső tenyészkazetta; d) divertor; e) alsó port; f) ekvatoriális port; g) felső port; h) toroidális mágnesestekercsek; i) poloidális mágnesestekercsek; j) kriosztát; k) biológiai árnyékolás. A vákuumkamra tórusz alakú, az ezen belül található plazma működés közben 200 millió Celsius-fokon ég, a hőenergiát a tenyészkazetták és divertorok felületein keresztül ( b), c) és d) ) valamilyen hűtőközeg segítségével nyerik ki, majd turbina és generátor segítségével villamos árammá alakítják. A tenyészkazetták a hőenergia kinyerésén kívül az elsődleges fali védelmet szolgálják, valamint a trícium szaporításért felelnek. A szaporítás kulcsfontosságú, mert csakis így lehet trícium-önellátó a rendszer.



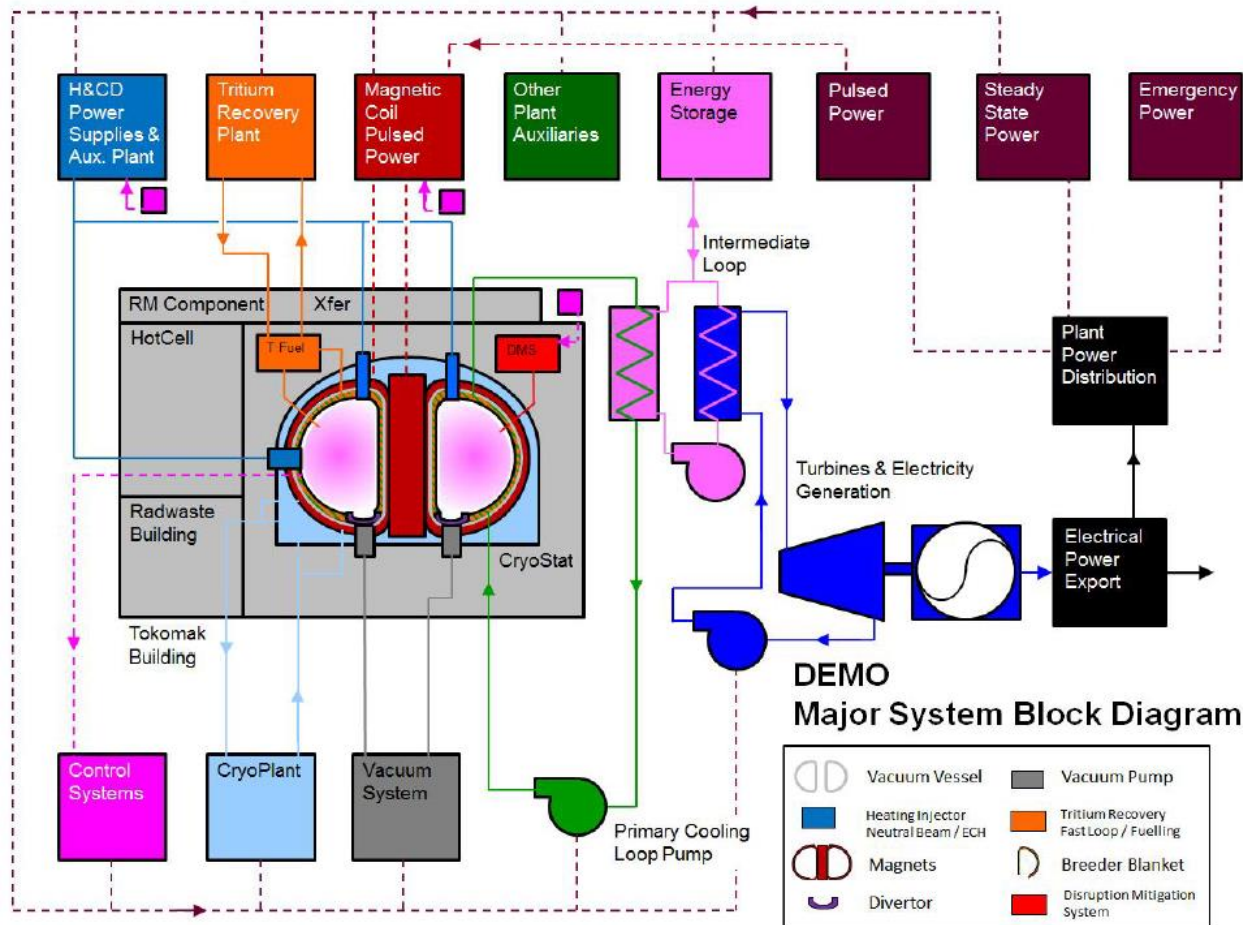
3. ábra: Tokamak keresztmetszete [2]

## DEMO kialakítás és munkarend

A DEMO tokamak reaktor egyszerűsített blokkdiagramja a 4. ábrán látható. A tényleges kialakítás változhat attól függően, hogy milyen hőenergia kinyerési módszert vagy milyen kialakítású építményt terveznek a tokamak köré.

Az ITER tokamakkal szemben [4] a DEMO kiegészül további elemekkel, hiszen a fő célja, hogy demonstrálja a fúziós reaktorok hálózatienergia-termelő képességét, az ITER ezzel szemben különböző plazmaállapotok és technológiák tesztelése végett épül meg és nem fog a hálózatra kapcsolódni. Ebből egyértelműen adódik, hogy az eltérés leginkább az energiakinyerő rendszer lesz, ehhez egy közbelső energiatároló kör is tervezés alatt áll, mivel első körben a DEMO pulzáló működésű lesz. Alternatívaként felmerül a folyamatos működésű modell is (Flexi-DEMO), de ez egy igen optimista és feltáratlan variáns [5]. A folytonos üzem fő akadályja a mágneses összetartáshoz feltétlenül szükséges, a tóruszban körben folyó kb. 10 MA áram fenntartása. AZ ITER-ben és az impulzus DEMO-ban ezt induktívan oldják meg, azonban ez folytonos üzemben nem lehetséges.

A DEMO tokamak fejlesztése az EUROfusion konzorciumon belül eredetileg 11 munkacsomagba és 8 KDII-be (2. táblázat) került kiszervezésre egy viszonylag laza központi vezetéssel, amelyet a G1 Gate Review előtt és során is újraértékeltek. Egyrészt további munkacsomagokat hoztak létre (DCT és DES), amelyek a szorosabb központi vezetést célozzák meg mind szervezeti egységként, mind a mérnöki fejlesztések irányának koordinálásában, valamint felismerték, hogy szükséges a plazmát, mint külön rendszert kezelni, ezért ennek is létrehoztak egy külön csomagot.



4. ábra: Egyszerűsített DEMO blokk diagram [3]

1. táblázat: DEMO munkacsomagok [7]

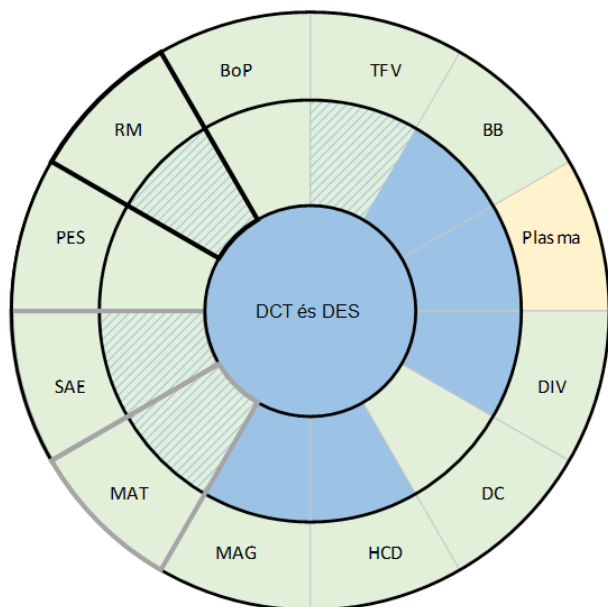
Eredeti Kialakítás	WPSAE	Biztonság
	WPPE	Elektromos hálózat
	WPRM	Távoli karbantartás
	WPBOP	Energetika
	WPTFV	Trícium, vákuum és üzemanyag feltöltési rendszerek
	WPBB	Tenyéskazetták
	WPDIV	Divertor
	WPDC	Diagnosztika és vezérlés
	WPHCD	Fűtés és áramhajtás
	WPMAG	Mágnesek
WPMAT	Anyagtechnológia	
+		
Kiegészítés	WPPlasma	Plazma scenáriók
	DCT	Központi tervező csapat
	DES	Vezető Tervezőmérnöki csapat

A munkacsomagokon kívül további 8 olyan kulcsterületet jelöltek ki, amelyek magasfokú integrációt követelnek meg a csomagok között és nem megfelelő kezelésük veszélyeztetik a projekt megvalósítását (2. táblázat).

2. táblázat: DEMO KDII lista [3]

Kulcs tervezési integrációs problémák (KDII)	
#1	Fal védelme plazmatranziensekkel szemben
#2	Tenyéskazetta integrált tervezés vizsgálata a hűtés szempontjából
#3	Divertor konfigurációkból adódható integrációs problémák
#4	Tenyéskazetta vertikális architektúra
#5	Teljesítmény átalakító rendszer lehetőségek
#6	Integrált tokamak épület tervek
#7	Szivattyú koncepciók közvetlen trícium visszakeringtetéssel
#8	Megbízható plazmaállapot feltárása

Mind a munkacsomagokat, mind az integrációs problémákat kiértékeltek a G1 Gate Review során és feltárták azokat a területeket, amelyek továbbra is igen komoly kihívást jelentenek.



5. ábra: DEMO munkacsomag kiosztás [6]

Jelölések: Zöld: Eredeti munkacsomagok, Sárga: Kiegészített munkacsomag (plazma), Kék: Központi tervezés és szoros kapcsolatok jelzése egyes munkacsomagok irányába, Kék sraffozás: átmeneti, lazább kapcsolódás a központi tervezés és egyes munkacsomagok között

## Munkacsomag és integrációs kihívások

A reaktor fejlesztéséhez kapcsolódóan számos probléma merül fel, melyeket részben megoldottak, részben megoldásra várnak, ezek közül igyekszem kiemelni a leglényegesebbeket és egyúttal egy átfogó képet adni a munkálatokról.

A tenyészkazetták (2. ábra b) és c), WPBB és KDII #2) talán a legfontosabb elemei a DEMO reaktornak. Sokáig 4-féle koncepción dolgoztak, ezek sorban a következők: héliumhűtésű Be-Li kavicságyas koncepció (HCPB), héliumhűtésű folyékony ólom-lítium koncepció (HCLL), Vízhűtésű folyékony ólom- lítium koncepció (WCLL), duál hűtésű folyékony ólom- lítium koncepció (DCLL) [8]. Ezek közül A HCLL és DCLL koncepciókat elvetették, mert kevésbé költséghatékonyak találták őket, így a HCPB és WCLL került továbbfejlesztésre.

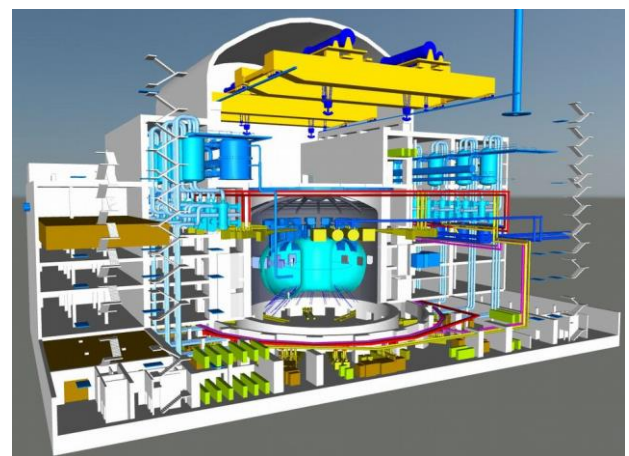
Egyelőre mindkét megmaradt koncepció kihívásokkal teli. A HCPB esetében berilliumból kialakított gyöngyök segítségével sokszorozzák a neutronokat és lítium-szilikát gyöngyökben termelik a tríciumot. Ennek a megoldásnak egyelőre kérdéses a gyárthatósága, ezzel együtt az ára is túl magasnak ígérkezik, valamint a tríciumvisszatartó-képessége is magas. Alternatív megoldásként berillid rudak alkalmazását kezdték el kutatni, amelyek tríciumvisszatartó-képessége jóval alacsonyabb, mint a gyöngyök esetében, de az árak továbbra is kérdéses. [9]

A WCLL esetében egyelőre nem találtak kiemelkedő problémát, de ez annak is köszönhető, hogy kidolgozottságban jóval elmarad a HCPB-hez képest [9], valamint hogy egy vízalapú technológiáról van szó, amelyhez létezik infrastruktúra.

A két koncepcióról 2024-ben döntenek, addig mindkét verzió továbbfejlesztésre kerül.

A tenyészkazettákhoz kapcsolódóan további problémát jelent a távkarbantartás (WPRM és KDII #4). A kazettákat a jelenleg rendelkezésre álló anyagokból megépítve néhány üzemévenként cserélni kell. Kiemelésük egyáltalán nem egyértelmű feladat. Összesen 16 cikkelyre osztották fel a tokamakot, tehát 16 felső porton (2. ábra g)) keresztül emelhetők ki a belső és külső tenyészkazetták (2. ábra b) és c)). A nehézséget egyrészt a kazetták méretei és tömege (nagyságrendileg 100 tonna) [10], másrészt a számtalan kapcsolódó diagnosztikai kábel és az ellátó rendszerek csatlakozásai adják. Ezeken felül a bomláshő, valamint a visszamaradó hűtővíz és ólom-lítium is okozhat problémát. Ezek alapján a G1 Gate Review során kiderült, hogy egyelőre megoldatlan probléma a kazetták karbantartása és cseréje. A felső portok jelenlegi, rögzített méretei mellett azt találták, hogy nem megoldható a kazetták kezelése: nincs elég hely a karbantartási feladatok elvégzésére. Ehhez átfogó vizsgálatokat folytattak, előzetes számításokat végeztek osztott belső és külső kazettaelemekre, felső és alsó portos karbantartást is figyelembe vettek, de egyik koncepció sem bizonyult megvalósíthatónak. Ezek alapján szükséges a portok méreteit átkonfigurálni, ami szintén nem egyszerű feladat. A portok méreteinek növelése esetében csökken a tenyészkazetták hasznos felülete, amelyeken keresztül kinyerik a hőenergiát, illetve a trícium szaporítást végzik. Tehát ez egy igen kényes feladat, ami még megoldásra vár. [11]

A karbantartáshoz kapcsolódóan felmerülő további nehézség a tokamak épület kialakításának megtervezése (WPRM és KDII #6). Az elsődleges irány a vákuumkamrán kívüli elemekre fókuszáló karbantartási munkálatok optimalizálása, ehhez alakították az egész épület tervét (6. ábra). Majd pedig ehhez a tervhez adták hozzá a trícium épületet és a diagnosztikai épületet.



6. ábra: Karbantartásra fókuszáló kialakítás [12]

Második változatként kialakítottak egy rekeszekre osztott tervet, amelyben nagyobb hangsúlyt fektettek az épületrészek elszigeteltségére mind emberi

hozzáférhetőség, mind biológiai védelem szempontjából. Ezen verzió esetében a tervezés során figyelembe vették a trícium és a diagnosztikai épületeket is, így egy integráltabb kialakítást kaptak. [13] Mindkét verzió megoldás lehet, de további vizsgálatok szükségesek.

A divertor (2. ábra d), WPDIV és KDII #3) tervezése sem egyszerű feladat. Ezek az elemek felelősek a plazma „tisztán” tartásáért, azaz a plazmába bekerülő szennyező anyagok és a fúzióban keletkező hélium kivezetése ezen elemeken keresztül történik. A legnagyobb hőterhelések is a divertor felületeken jönnek létre. Ennek megfelelően egy divertornak kellően ellenállónak kell lennie és egyúttal cserélhetőnek is. A divertor úgy működik, hogy a mágneses teret a plazma szélén módosítják, és ezáltal egy szeparátrix felületen kívüli erővonalak eltávolodnak a plazmától és áthaladnak a divertor lemezekben. A kísérletek szerint itt egy néhány milliméter széles csíkban óriási, hozzávetőlegesen  $20 \text{ MW/m}^2$  hőterhelés keletkezik.

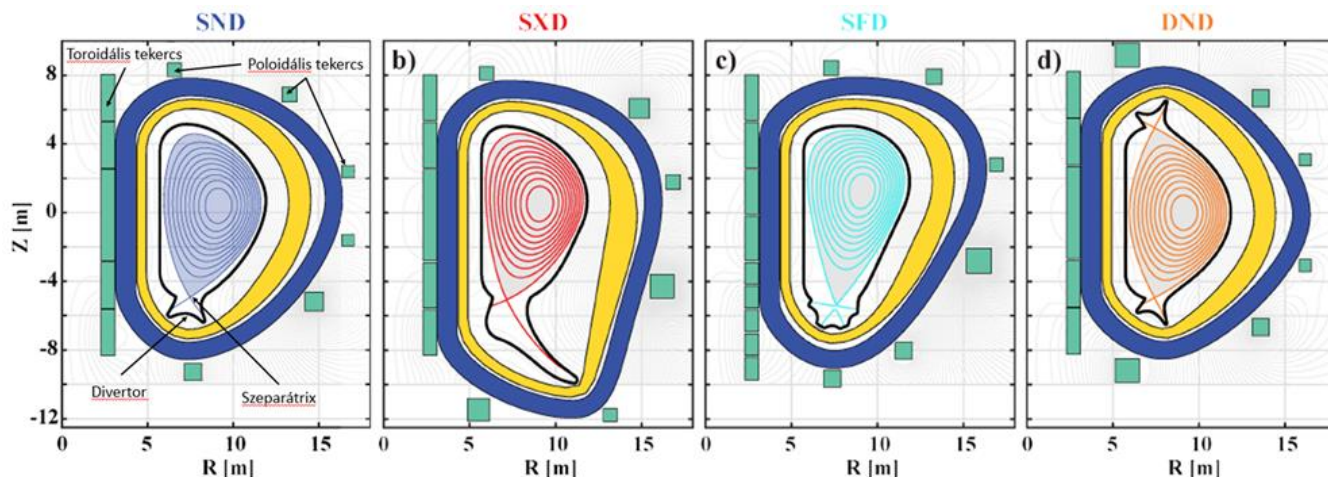
Az elsődlegesen tervezett divertor összeállítás Single-Null Divertor néven ismert (7. ábra 1. kép: SND). Ebben az esetben a divertorok a vákuumkamra alsó részén helyezkednek el. Ugyanez az összeállítás kerül megépítésre az ITER-ben [14], így nem véletlen, hogy a DEMO esetében is erre esett a választás, hiszen így könnyen felhasználhatóak a tapasztalatok. Továbbá ez a verzió a legkönnyebben karbantartható. Alternatívaként vizsgálják még a Super-X divertor variánsát (7. ábra 2. kép: SXD), amely hasonló kialakítású, mint az SN divertor, csak az egyik elvezető lába sugárirányban meghosszabbított, ebből adódóan nagyobb felület áll rendelkezésre a hőterhelés elvezetésére. Hátránya, hogy kevesebb korábbi tapasztalat áll rendelkezésre az üzemeltetésével kapcsolatban, habár a közeljövőben várhatóak eredmények a MAST-U tokamakokon végzett kísérletekből [15]. Továbbá a plazma kontrollálása nehezebben kivitelezhető, valamint több helyet foglal, ezzel egyúttal a poloidális tekercsek helyzetét és kialakítását is újra kellene tervezni. A harmadik variáns a Snowflake Divertor (7. ábra 3. kép: SFD). Ebben az esetben a divertor 4 kivezető lábbal rendelkezik, tehát a hőterhelés szintén jobban eloszlik, azonban ugyancsak kevés tapasztalat áll rendelkezésre az üzemeltetésével és karbantartásával kapcsolatban, szintén több helyet foglal, valamint a plazma kontrollálása is nehezebb. Negyedik és egyben utolsó vizsgált variáns a Double-Null Divertor (7. ábra 4. kép: DND). A DND esetében nem csak a

vákuumkamra alsó részén, hanem a felső részén is beépítésre kerülnek SN kivitelű divertorok. Ez szintén azt eredményezi, hogy a hőterhelés csökken (feleződik), azonban a karbantartási munkálatok nagymértékben nehezednek, és sokkal több időt vesznek igénybe. További nehézség, hogy a plazma függőleges eltolódása esetében elválhat az egyik oldaltól, így a gyakorlatban egy SN variáns alakul ki a DN geometria ellenére. [17]

Mindezeket összevetve a leginkább ígéretes összeállítás a Single-Null (SN) Divertor, tartalékban pedig a Double-Null (DN) Divertor áll, azonban az Eurofusion a többi változatot is vizsgálja a meglévő berendezéseken.

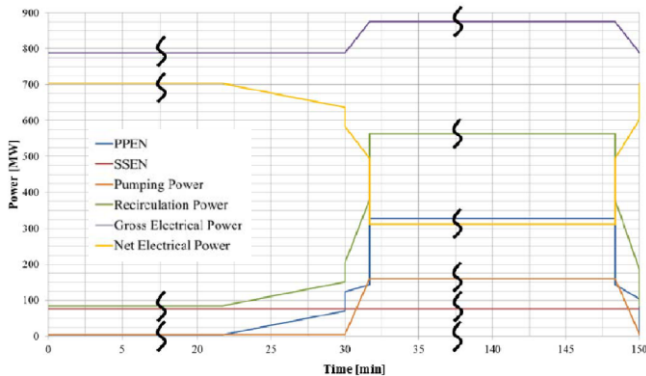
Az energetika szempontjából is sok kihívás áll fenn (WPBOP és KDII #5), kezdve azzal, hogy a DEMO pulzáló módban működik. A 8. ábrán látható egy ütem lefolyása HCPB kialakítás esetében, ebben van egy passzív plazmarész, amikor a fúzió áll (kb. a 30. percig) és van egy rész, amikor működik a rendszer (30. perctől 150. percig), majd pedig a ciklus ismétlődik. Ez a működési mód a kialakításból adódik, mert a fúzió fenntartásához fenn kell tartani a plazmában az áramerősséget. Alternatívaként vizsgálnak egy folyamatosan működő verziót (Flexi-DEMO), de ez további mérnöki és fizikai kihívások elé állítaná a tervezőket. A kikapcsolt állapot áthidalására energiatárolókat terveznek beépíteni a rendszerbe. Alapvetően sóolvadékos, cementalapú és kazán kialakítású energiatároló rendszereket vizsgáltak.

A DEMO esetében azt is vizsgálták, hogy a tokamak energiakinyerő rendszere közvetlen vagy közvetett kapcsolódású legyen az áramátalakító rendszerrel. Előbbi esetében csak kismértékű energiatároló kapacitás kiépítése szükséges, ebben az esetben a reaktor passzív állapotában a generátor ~10%-on fut. Utóbbi esetében lehetséges egy tényleges energiatároló rendszer közbeiktatása, ekkor passzív állapotban a generátor képes közel teljes kapacitáson futni (~90%) [19]. Az áramhálózat szempontjából ez egyáltalán nem elhanyagolható különbség, hiszen alapvetően a folyamatos áramellátásra van felkészítve. Ezt a fajta ingadozó áramleadást mindenképpen szükséges vizsgálni a hálózat szempontjából. További probléma a turbinák rendszeresen változó terhelése.



7. ábra: DEMO Divertor változatok [16]

Azt is vizsgálták, hogy a közvetett vagy közvetlen kapcsolódás melyik energiakinyerő rendszerhez (HCPB vagy WCLL) alkalmazható jobban. A vizsgálatok azt mutatták, hogy a HCPB esetében az indirekt kialakítás két nagyobb sóolvadékos tárolóval a leginkább ígéretes, míg a WCLL esetében a direkt kialakítás két kisebb sóolvadékos tárolóval a legmeggyőzőbb [19]. A cement alapú és kazán kialakítású energiátároló rendszerek túl nagy helyet foglaltak volna, így ezeket elvetették.



8. ábra: DEMO impulzus működési ciklus [18]

Plazmaállapot tekintetében több lehetséges kialakítást vizsgáltak szimulációk segítségével. [20] A DEMO esetében a következő konfigurációkat nézték meg. [21]

- L-mód: egy rossz hőszigetelésű, de stabil üzemmód. Hamar elvetésre került, mert relatíve nagyon nagy tokamak berendezést írt volna elő ( $R > 13$  m).
- ELMy H-mód: egy jobb hőszigetelésű üzemmód, az ITER esetében is használatos plazmaállapot, sok korábbi részletes adat és tesztelés elérhető erről a módról. Cserébe a kialakítást veszélyeztetik az úgynevezett Edge Localised Mode-ok (ELM), amik periodikusan ( $> 1$  Hz) energiát és részecskéket adnak le a plazma szélén, jellemzően az egyébként is hatalmas hőterhelésnek kitett Divertorokon. Amennyiben lehetséges, ez utóbbi jelenséget el kell kerülni, azonban e nélkül nem oldható meg a plazma gázcseréje.
- QH-mód: ELM mentes mód, cserébe kevés adat áll rendelkezésre a működéséről, szimuláció és tesztelés szükséges, hogy megbízható-e DEMO tokamak körülmények között.
- I-mód: ELM mentes mód, cserébe szintén kevés adat áll rendelkezésre, de az előzetes számítások alapján rosszabb teljesítményt eredményez, mint a H-mód és változatai (nagyjából 10%-kal növelheti a tokamak fő átmérőjét).
- Negatív-háromszögességű L-mód: ELM mentes mód, amely a plazma keresztmetszetét úgy módosítja, hogy annak „csúcsa” a berendezés középpontja felé van. (Megfordított D betű.) Ebben a konfigurációban a hőtranszportot domináló turbulencia más módon működik és már az L módban elég jó hőszigetelés tapasztalható. Szintén kevés jelenlegi adat áll rendelkezésre és a mostani berendezések átkonfigurálása sem lehetséges ennek tesztelésére.
- Flexi DEMO: Ebben az esetben a tokamak folyamatos üzemre képes, ehhez megfelelő plazmaállapot kialakítása szükséges. Egy ilyen plazma vezérlése nagyon nehéz

feladat, az árameloszlást és más profilokat állandóan szabályozni kell.

A fent felsorolt módok csak egy pár esetet vesznek figyelembe, melyek alkalmazhatóak lehetnének a DEMO esetében, azonban az előzetes vizsgálatok alapján egyelőre egyik mód sem alkalmas a DEMO tokamak kiszolgálására. Az ITER-ből származó eredmények ezt még jelentősen befolyásolhatják, hiszen a DEMO nagyban épít majd ezekre is a plazmaállapot tekintetében. A nehézségekből adódóan egy új, különálló munkacsoport létrehozása mellett döntöttek, amely a lehetséges további plazmaállapotok feltárását tűzi ki célul, és behatóbb vizsgálatokkal igyekszik majd eldönteni, milyen kialakítás is lehet majd a jó megoldás.

Az előzetes vizsgálatok továbbá még nem vették figyelembe a diszrupciók okozta veszélyeket. A diszrupció esetében a plazma gyors leállása (milliszekundum) következtében az első fali elemeken csapódhat le a hőenergia nagy része, ezzel megolvasztva ezeket az elemeket. További probléma, hogy a plazma gyors hűlése miatt vezetőképessége leesik és a hatalmas plazmaáram önindukciója erős elektromos teret kelt. Ez utóbbi elektronokat képes MeV energiákra gyorsítani és a plazmaáram akár 50%-a is ilyen nagyenergiás elektron nyalábbá tud koncentrálni. Ez a falat elérve lokális károsodást okozhat. Az ITER esetében egy úgynevezett Tört Pellet belövő rendszer tesztelése és kifejlesztése mellett döntöttek, amely tendert végül hazai kutatóintézet nyert el [22]. Ez a belövő rendszer a várakozások szerint képes a diszrupciót olyan mértékben enyhíteni, hogy ne károsodjanak a belső fali elemek. [23].

Anyagfejlesztések terén a DEMO WPMAT munkacsoport jól áll, egyelőre nem ütköztek különösebb problémába, bár megjegyzendő, hogy az anyagok technológiai készülségi szintjét elsősorban az anyagtulajdonságok alapján számítják és még nem vették figyelembe, hogy milyen hatással lehet a gyárthatóság, illetve az ár az egész rendszerre nézve. [24, 25]. Továbbá az anyagtesztelésekhez kapcsolódik még a WPENS munkacsoport is, másnéven DONES (DEMO Oriented Neutron Source, azaz DEMO irányultságú neutron forrás), amely egy gyorsító segítségével hasonló besugárzási mezőt hoz létre anyag mintadarabokban, mint amilyen a DEMO esetében várható. [26] A DONES segítségével a DEMO Mérnöki Tervezés végére (1. ábra és 2. ábra, ED vége) elegendő adat állna rendelkezésre az anyagok megfelelő besorolásához. Jelenleg a DONES koncepcionális tervezése folyik, melyben hazai kutatóintézetek és cégek is részt vesznek. [27, 28, 29]

Mind a WPMAT, mind a WPENS azért is szükséges, mert még nem létezik anyagokra magfúziós szabvány; a szabvány létrehozásához közvetlenül köthető a WPMAT EDDI program.

## Összegzés

Összességében a G1 Gate Review (2020) jól zárult, a tagok hasznos visszajelzéseket adtak a DEMO vezetésének és a munkacsoportok számára. [30] Az eddig végzett munkák alapján feltárták a kritikus pontokat, amelyek megakaszthatják a tervezést, illetve felhívták a figyelmet az integráltabb tervezés szükségességére. Ezért azt is ajánlották, hogy a további Gate Review-k során ne csak a technikai, hanem a szervezeti működést is értékeljék.

A főbb kritikus pontok a következők:

- plazmaállapotok (ideértve a plazmakiáramlást is)
- tenyészkezelés tervezése
- távkarbantartás
- tenyészkezelés karbantartása
- és végül az épületkialakítás.

További főbb ajánlás, hogy még inkább aknázzák ki az ITER esetében keletkező tapasztalatokat és építsék be a DEMO tervezésébe.

## Kilátások

A főbb kritikus pontok, amelyekre a közeljövőben több energiát kell fordítani, megjelölésre kerültek, így azt lehet mondani, hogy a DEMO tervezése időrendben, összevetve a menetrenddel (2. ábra), jól áll. De ez könnyen változhat, hogyha valamelyik kritikus pont esetében egy tervezést megakasztó következtetésre jutnak. Ez esetben egy nagyobb volumenű áttervezésre lehet szükség, ami a menetrend csúszásával fog járni.

## Irodalomjegyzék

- [1] *European Research Roadmap to the Realisation of Fusion Energy, EUROfusion brochure, 2018, [https://www.euro-fusion.org/fileadmin/user\\_upload/EUROfusion/Documents/Roadmap-illustrated.pdf](https://www.euro-fusion.org/fileadmin/user_upload/EUROfusion/Documents/Roadmap-illustrated.pdf)*
- [2] G. Federici et al.: *Overview of the DEMO staged design approach in Europe, 2019 Nucl. Fusion 59 066013*
- [3] S. Ciattaglia, et al.: *The European DEMO fusion reactor: Design status and challenges from balance of plant point of view, 2017, 1-6. 10.1109/EEEIC.2017.7977853*
- [4] V. Chuyanov: *ITER plant layout and site services, 2002, Nuclear Fusion, 40(3Y), 495-500*
- [5] J. Ongena et al.: *The big step from ITER to DEMO, 2015, 12th Carolus Magnus Summer School on Plasma and Fusion Energy Physics*
- [6] C. Baylard et al.: *DEMO Project Organisation – Highlights, 2020, Power Plant Physics and Technologies, Information meeting with Beneficiaries, Not published*
- [7] *Description of action for the implementation of the Fusion Roadmap in 2021-2027, Annex 1 – Part B Chapter 3, 2020*
- [8] G. Federici et al.: *An overview of the EU breeding blanket design strategy as an integral part of the DEMO design effort, Fusion Engineering and Design, 2019, 141, 30-42*
- [9] *WPBB Final Review Panel Report, EFDA\_D\_2NQX8Y, 2020, Not published*
- [10] M. Coleman et al.: *Concept for a vertical maintenance remote handling system for multimodule blanket segments in DEMO, Fusion Engineering and Design, 2014, 89, 9-10*
- [11] *KDII #4 Summary report 2020, EFDA\_D\_2P2XWB, Not published*
- [12] C.G. Gliss et al.: *Initial layout of DEMO buildings and configuration of the main plant systems, Fusion Engineering and Design, 2018, 136, Part A*
- [13] *Key Design Issue #6 Summary report, 2020, EFDA\_D\_2NV2SB, Not published*
- [14] M. Merola et al.: *Power Handling in ITER: Divertor and Blanket Design and R&D, 2010, 1 ITR/2-3*
- [15] [https://agenda.enea.it/event/172/attachments/80/234/AJThornton\\_ISTW\\_final.pdf](https://agenda.enea.it/event/172/attachments/80/234/AJThornton_ISTW_final.pdf)
- [16] H. Reimerdes et al.: *Assessment of alternative divertor configurations as an exhaust solution for DEMO, 2020, Nuclear Fusion. 60. 066030*
- [17] *KDII #3 Advanced Divertor Configuration for DEMO summary report, 2020, EFDA\_D\_2NU9GV, Not published*
- [18] S. Ciattaglia et al.: *EU DEMO safety and balance of plant design and operating requirements. Issues and possible solutions, Fusion Engineering and Design, 2019, 146, Part B*
- [19] *KDII #5 Feasibility of Power Conversion System Direct & Indirect Cycle Summary Report 2020, EFDA\_D\_2NYG9K, Not published*
- [20] <http://www-fusion-magnetique.cea.fr/gb/fusion/physique/modesconfinement.htm>
- [21] *KDII #8 Summary Report 2020, EFDA\_D\_2NH3X3, Not published*
- [22] <https://magfuzio.hu/az-energiatudomanyi-kutatokozpontban-fogjak-tesztelni-az-első-eromu-meretu-fuzios-reaktor-egyik-kulcstechnologiajat/>
- [23] G. Kiss et al., *ITER disruption mitigation system development and port plug integration, 2013 IEEE 25th Symposium on Fusion Engineering (SOFE), 2013, pp. 1-5*
- [24] *MTRL – Material Technology Readiness Level, 2020, EFDA\_D\_2NTPJC, Not published*
- [25] *WPMAT Final Review Panel Report, 2020, EFDA\_D\_2PDB5W, Not published*
- [26] <https://ifmifdones.org/>
- [27] K. Tian et al.: *Overview of the current status of IFMIF-DONES test cell biological shielding design, Fusion Engineering and Design, 2018, 136, Part A*
- [28] S. R. Simon et al.: *Thermal-hydraulic simulation of IFMIF-DONES Test Cell atmosphere, Fusion Engineering and Design, 2021, 167, 112336*
- [29] A. Zsákai, et al.: *IFMIF-DONES systems engineering approach, Fusion Engineering and Design, 2019, 149, 111326*
- [30] *DEMO G1 Gate Review Panel Report, 2020, EFDA\_D\_2NXVUE, Not published*